

3章 福島第一発電所原子力発電施設 の安全設計

3.1 安全に関わるプラント設備の設計

3.2 耐震設計及び津波設計

守屋公三明 (日立GE)

3章 福島第一発電所原子力発電施設の 安全設計

3.1 安全に関わるプラント設備の設計

3.2 耐震設計及び津波設計

3.1. 安全に関わるプラント設備の設計

- 原子力発電プラントは、「深層防護」を基本思想として、多重、多様な手段で安全性を確保する設計を行ってきた。
- 実際に安全設備の設計を行うためには、「設計条件」を設定する必要があり、代表的もしくは包絡的な事象シナリオを想定し、そのシナリオに適切な裕度を確保した設計条件を設定することで確実に機能する設備を設計してきた(決定論に基づく設計)。
 - 単一故障の仮定
 - クイック起動の要求
 - 設計マージンの要求 など
- 一方、「深層防護」の思想に基づいて、設計で想定した事象シナリオに包含されない事態についても検討が行われ、有意なリスクに関してはリスク低減の努力を払ってきた。しかしながら、多重故障や特定が難しい事象を対象とするために、決定論に基づく設備での対応よりはAM(アクシデント・マネジメント)を主体として整備してきた。

3.1.1 福島第一発電所のプラント設備の概要

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
電気出力(万kW)		46.0	78.4	78.4	78.4	78.4	110.0
営業運転開始		1971/3	1974/7	1976/3	1978/1 0	1978/ 4	1979/10
原子炉型式		BWR3	BWR4			BWR5	
格納容器型式		マークI				マークII	
炉心燃料集合体数 (本)		400	548	548	548	548	764
冷却 設備	原子炉隔離時	IC(2)	RCIC				
	ECCS	HPCI(1) ADS CS(2)	HPCI(1) ADS CS(2) LPCI(2)			HPCS(1) ADS LPCS(1) LPCI(3)	
地震発生時の状況		定格出力運転中			定期検査中		

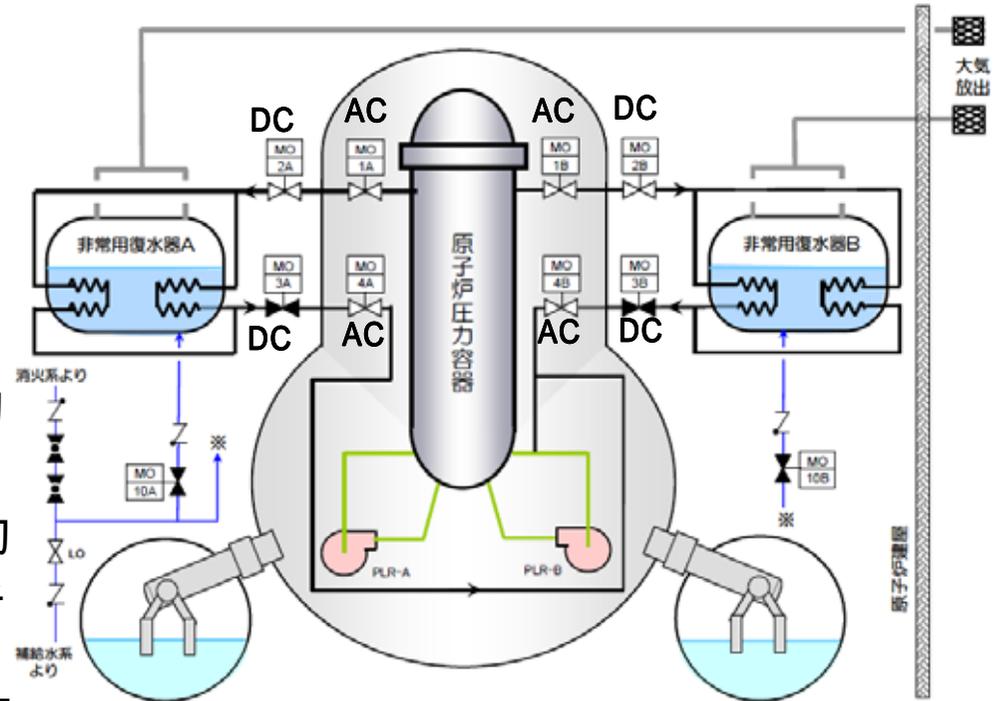
3.1.2 炉心冷却設備

- BWRの炉心冷却設備は、運転中の異常な過渡変化や事故に対して多重、多様な手段で炉心に冷却水を注水
- 異常な過渡変化あるいは事故時には、原子炉システムは隔離されるため、崩壊熱により発生する余剰蒸気による圧力の上昇を抑制するために、1号機では非常用復水器(IC)を採用し、その後のプラントでは原子炉隔離時冷却系(RCIC)を採用
 - ICは凝縮熱交換器により余剰蒸気を凝縮して原子炉に戻すシステム
 - RCICは蒸気駆動タービンにより外部から注水し、逃し安全弁(SRV)により余剰蒸気を系外に放出するシステム
 - なお、2号機からはICは冷却水の補給能力を有していないことから、原子炉からSRVによる冷却材の放出を回避するために、過剰な凝縮性能を持たせていることから、起動後は運転員による弁の開閉動作で圧力制御をしなければならないため、運転員操作の不要なRCICへシステム変更
- 万一、IC若しくはRCICの起動失敗あるいは起動後も原子炉内の水位を保持できない場合(例えば、原子炉システムからの漏洩)は、蒸気タービン駆動の高圧注水系(HPCI)が水位低信号で起動して原子炉へ冷却水を注水
- HPCIの起動失敗あるいは起動後も水位が保持できない場合(例えば、大きな漏洩)は、原子炉自動減圧系(ADS)が水位低信号で起動し、原子炉を減圧し、非常用電源駆動の炉心スプレイ系(CS)で原子炉へ冷却水を注水
- 2、3号機の場合は、CSに加えて低圧注水系(LPCI)を追加して、注水能力を強化
- 更に、AM対策として復水貯蔵系、消火系からの注水も可能

非常用復水器(IC)

設計条件:タービントリップなど主復水器が利用できない原子炉隔離時の崩壊熱除去
設備の仕様:

- 設置台数:100%×2基(1基で崩壊熱除去が可能)
- 起動条件:原子炉圧力高(15秒継続)
- 駆動方式:自然循環
- 設備容量:2基で8時間の崩壊熱除去
- 原子炉隔離時の挙動
 - 隔離発生により原子炉圧力上昇
 - 数秒後に逃し安全弁が作動し圧力上昇を抑制
 - 原子炉圧力高信号によりICが起動して崩壊熱除去開始(不要な逃し弁作動を回避)
 - 除熱過多のため戻り側の弁の開閉で原子炉圧力を制御



出典:「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」平成23年12月2日 東京電力株式会社

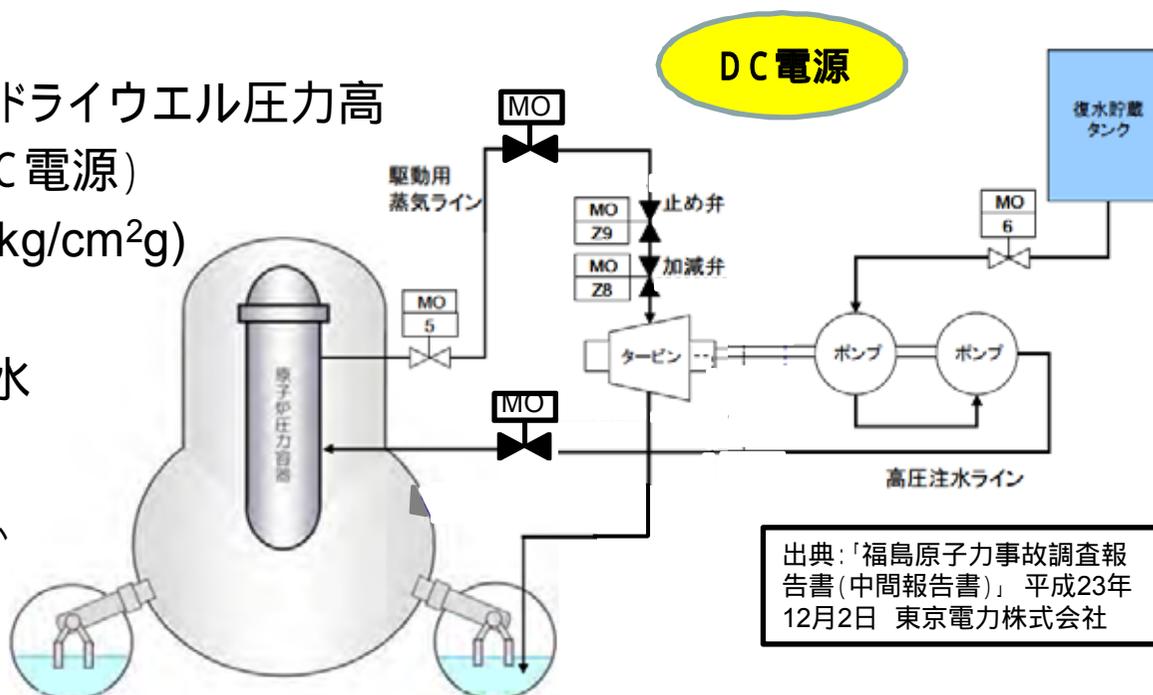
高圧注水系 (HPCI)

設計条件: 目的: 原子炉一次系配管の小破断に対して炉心を注水冷却 (原子炉隔離のバックアップ含む)

設備の仕様:

- 設置台数: 100% × 1 系統
- 起動条件: 原子炉水位低 or ドライウエル圧力高
- 駆動方式: タービン駆動 (DC 電源)
- 設備容量: 682t/h (78 ~ 9.8kg/cm²g)
- 水源: 復水貯蔵タンク or サプレッションプール水

- 小破断時の挙動:
 - ・ 水位低信号で HPCI 起動し、原子炉水位は静定
 - ・ 万一 HPCI が起動しない場合は、水位低で自動減圧系が起動、炉心スプレイ系で炉心冷却が可能



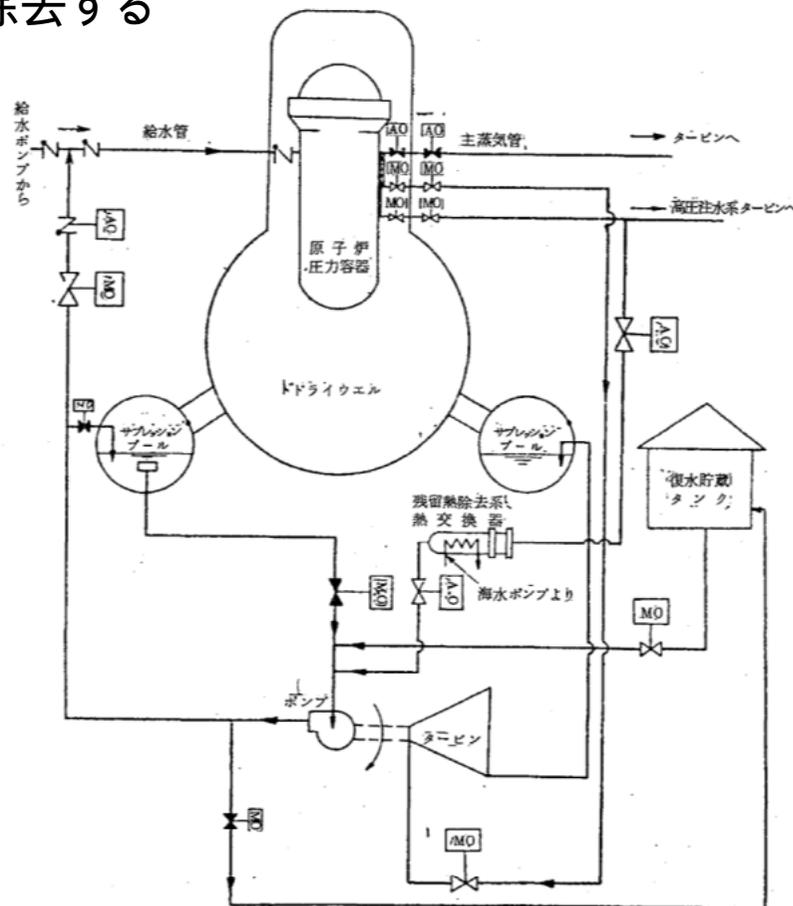
出典: 「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」平成23年12月2日 東京電力株式会社

原子炉隔離時冷却系 (RCIC)

設計条件: 目的: 原子炉隔離時に崩壊熱を除去する

設備の仕様:

- 設置台数: 100% × 1系統
- 起動条件: 原子炉水位低
- 駆動方式: タービン駆動 (DC電源)
- 水源: 復水貯蔵タンク or サプレッションプール水



Ref.: 福島第一原子力発電所2号炉設置許可申請書より

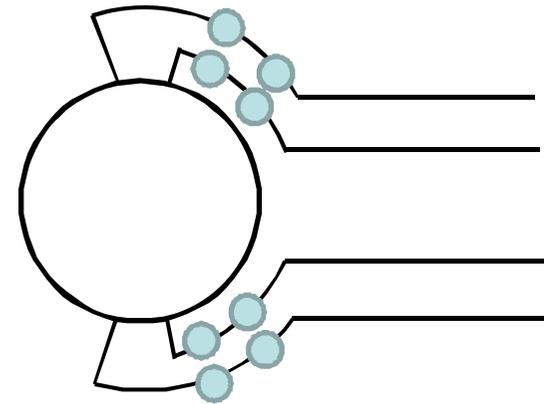
原子炉自動減圧系 (ADS)

設計条件: 高压注水系の不動作時に原子炉圧力を低下させ低压注水系での注水可能な状態を達成

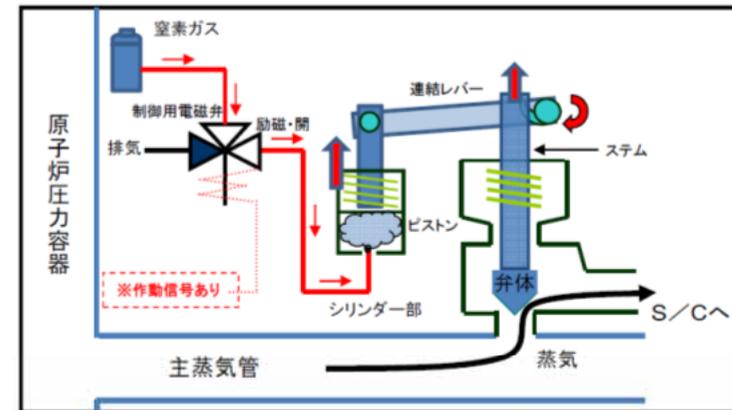
設備の仕様:

- 設置弁数: 4弁
- 起動条件: 原子炉水位低and
ドライウエル圧力高
- 駆動方式: 電磁弁 (DC電源 (区分 /))
- 事故時の挙動

・万一HPCIが起動しない場合に、炉心スプレイ系で炉心冷却が可能にするために原子炉蒸気を圧力抑制プールに導くことで原子炉圧力を急速に低下



1号機のADS機能付SRV配置



作動原理イメージ

炉心スプレイ系(CS)

設計条件: 冷却材喪失事故時の炉心冷却

設備の仕様(1号機の場合*):

□設置台数: 100% × 2系統

(1系統で炉心損傷防止可能な容量)

□起動条件: 原子炉水位低 or D/W圧力高

□駆動方式: 電動ポンプ4台(1系統50%2台)

(非常用DGにより外部電源喪失に対応)

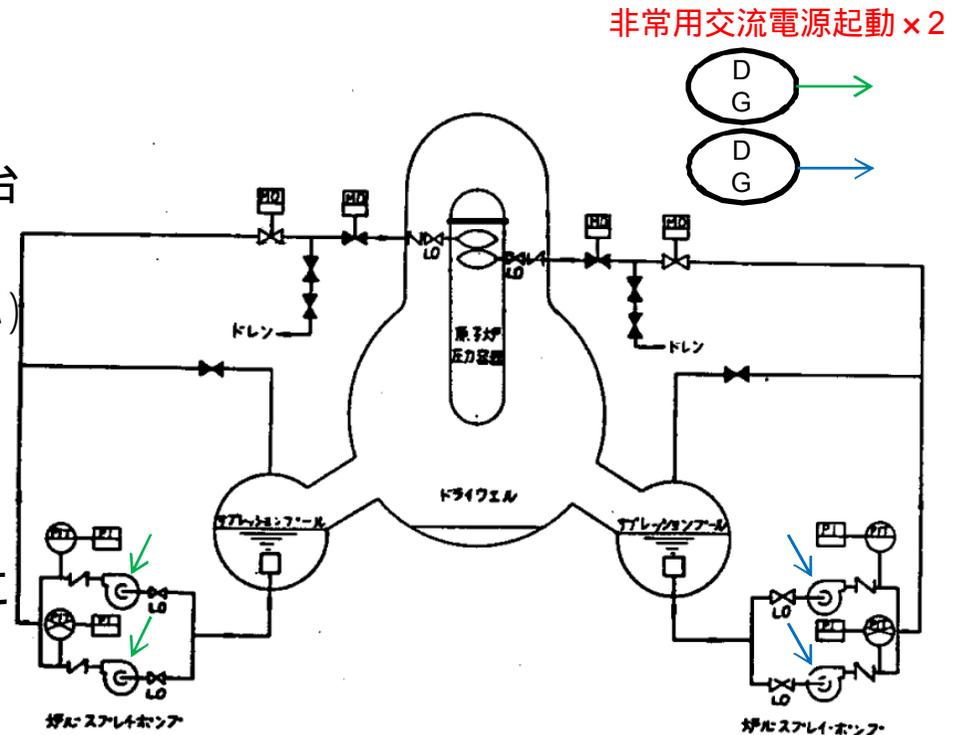
□設備容量: 275t/h/ポンプ(揚程112m)

□水源: サプレッションプール水

□冷却材喪失事故時の挙動

- ・大口径の配管が破断すると、一時的に炉心は露出
- ・水位低信号でCSが起動して炉心に冷却材をスプレイすることで炉心の温度上昇を抑制

*: 2,3号機のCSは, 100% × 2系統, ポンプ2台(1系統1台)



低圧炉心注水系 (LPCI)

設計条件: 冷却材喪失事故時の炉心冷却(および格納容器冷却, 残留熱除去)

設備の仕様:

□設置台数: 100% × 2系統

(1系統で炉心損傷防止可能な容量)

□起動条件: 原子炉水位低 or D/W圧力高

□駆動方式: 電動ポンプ4台(1系統100%容量2台)

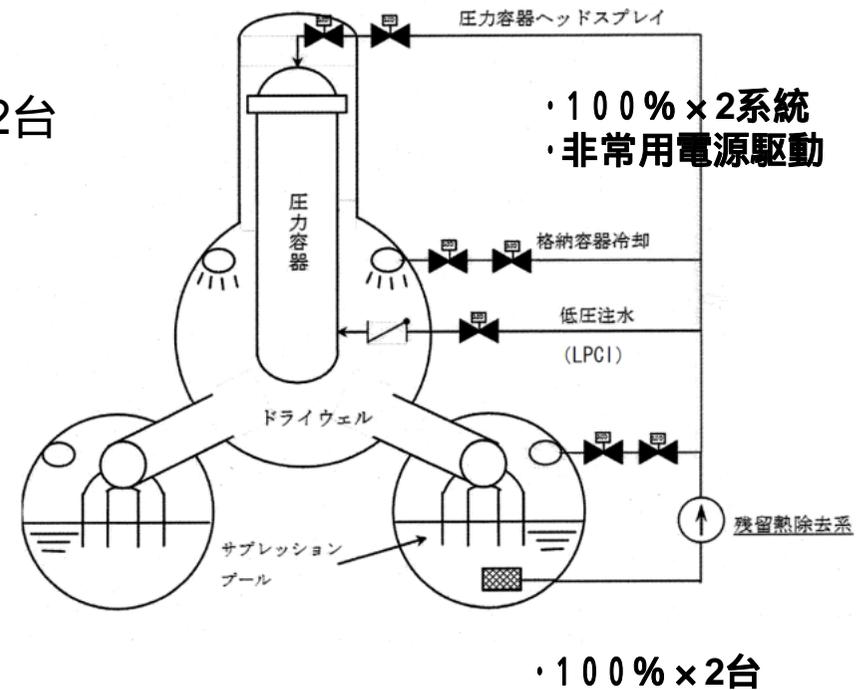
(非常用DGにより外部電源喪失に対応)

□設備容量: 1750t/h/2ポンプ(揚程128m)

□水源: サプレッションプール水

□冷却材喪失事故時の挙動

- ・大口径の配管が破断すると、一時的に炉心は露出
- ・水位低信号でLPCIが起動して炉心に冷却材を注水することで炉心の温度上昇を抑制



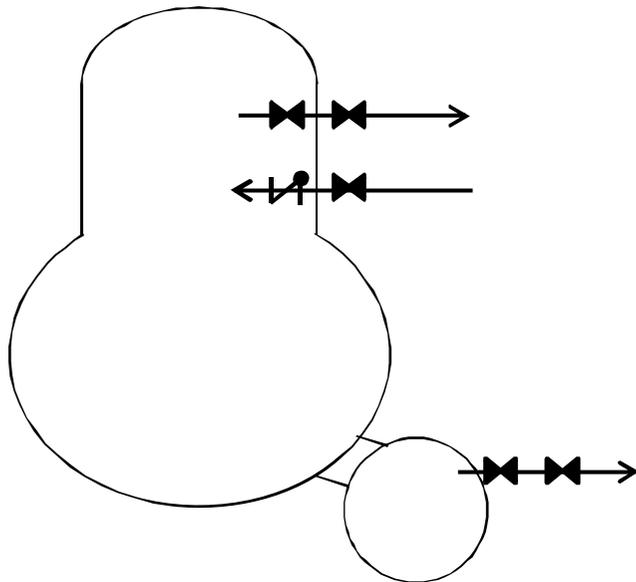
3.1.3 格納容器及び付帯設備

(1) 格納容器バウンダリー及び隔離機能

設計条件: 冷却材喪失事故時に放射性物質を系外に放散することを防ぐこと

設備の仕様:

- 格納容器のバウンダリーは、想定事象で発生する温度・圧力に耐えること
- 格納容器を貫通する一次系配管には基本的にバウンダリーの内側と外側に隔離弁を設置し、異常時には自動的に閉鎖すること



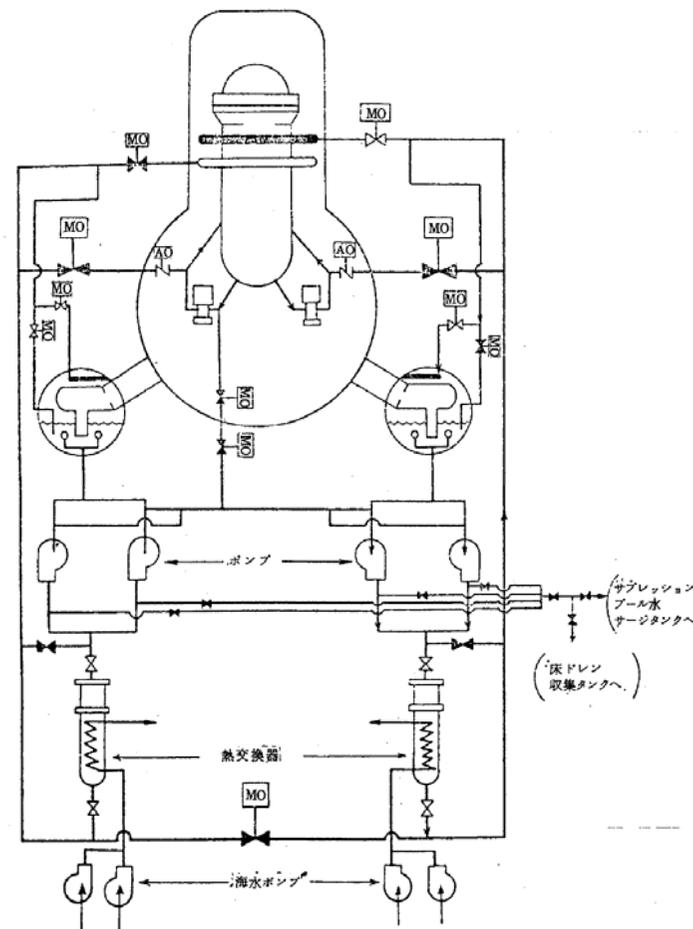
- ✓ 内側/外側: 通常時開、事故時閉 例 MSIV
- ✓ 内側(逆止弁)/外側: 通常時閉、事故時開 例 ECCS
- ✓ 外側/外側: 内側環境が厳しい系統 例 W/Wベント
- ✓ 上記の隔離弁は通常フェイルクローズで設計

(2) 格納容器の冷却設備

■BWRは圧力抑制型格納容器を採用しているため、格納容器内に過渡時及び事故時の吸熱源として圧力抑制プールを保有

- 1号機 : 1750 m³
(崩壊熱 8時間以上)
- 2、3号機 : 2980 m³
(崩壊熱 8時間以上)

■事故時の格納容器の崩壊熱除去は、格納容器の圧力抑制プールの水を非常用電源で駆動される格納容器スプレイにより実施



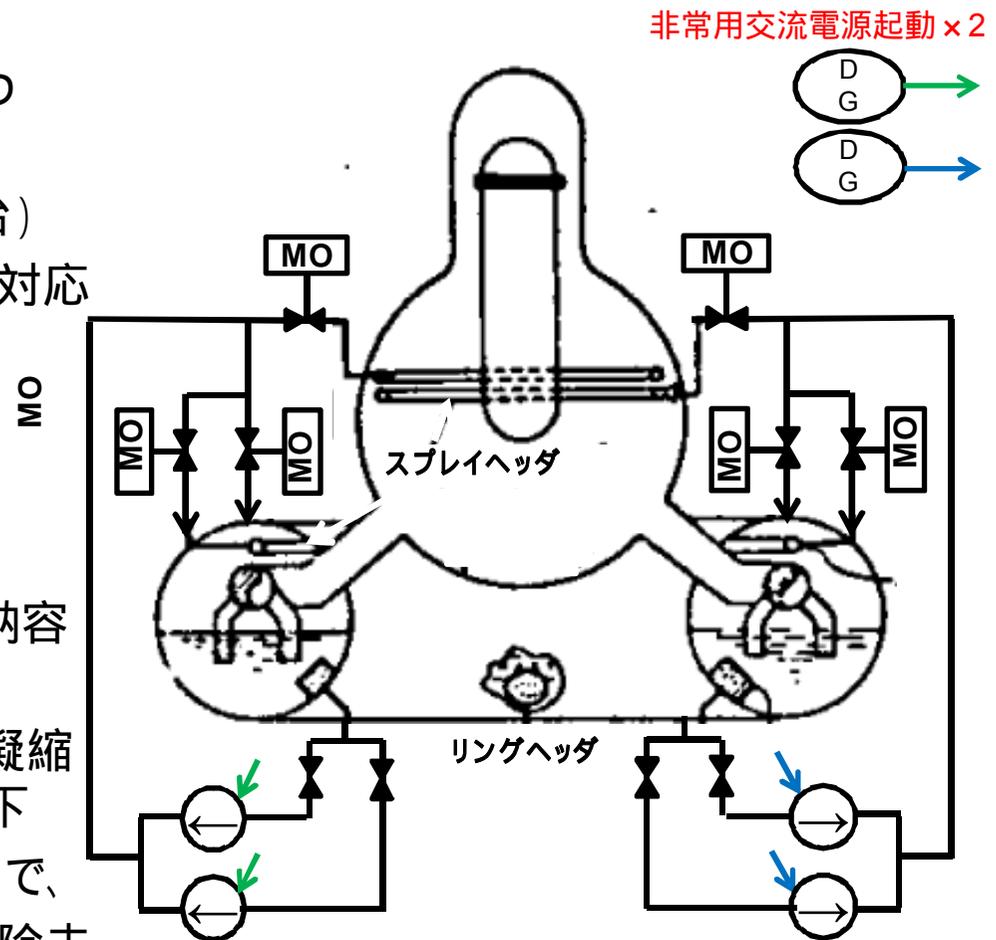
第18図 格納容器冷却システムの概要図

格納容器冷却系(CCS)

設計条件:冷却材喪失事故時の格納容器からの崩壊熱の除去

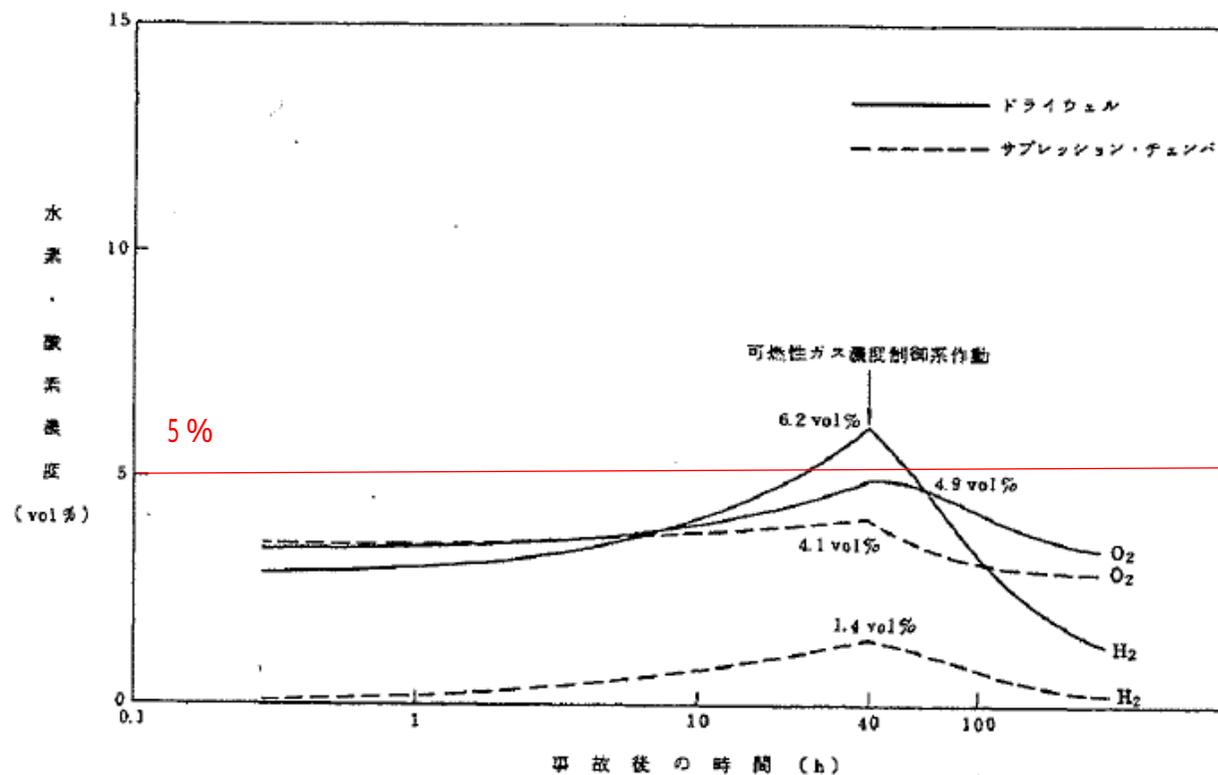
設備の仕様:

- 設置台数:100%×2系統
- 起動条件:原子炉水位異常低下かつD/W圧力高
- 駆動方式:電動ポンプ4台(1系統2台)
(非常用DGにより外部電源喪失に対応)
- 設備容量:335t/h(14.1kg/cm²g)
- 水源:サプレッションプール水
- 冷却材喪失事故時の挙動:
 - ・冷却材喪失事故が発生すると、格納容器の圧力温度は上昇
 - ・サプレッションプールによる蒸気の凝縮で圧力温度は自動的に設計条件以下
 - ・ドライウエルスプレイを起動することで、CCS系により格納容器から崩壊熱除去開始



(3) 格納容器の水素ガス対策[1/2]

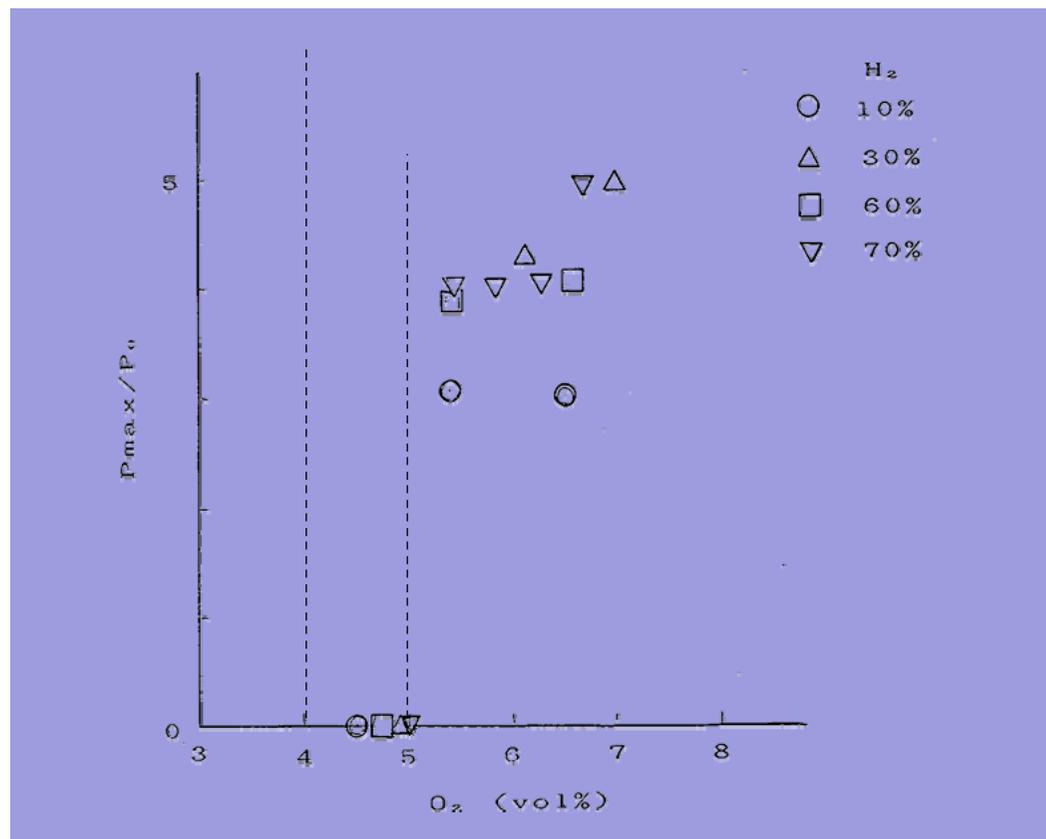
■BWRの格納容器は、運転中は酸素ガス濃度は5%以下に窒素ガスで置換されているため、事故時に水素ガス発生が発生しても可燃限界以下



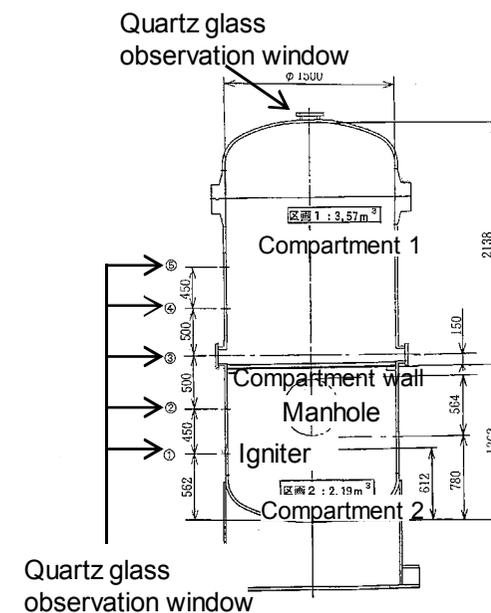
Ref.: 柏崎刈羽6/7号機 9 × 9燃料解析

(3) 格納容器の水素ガス対策[2/2]

- 水素ガス燃焼時の圧力上昇について、試験により確認済み
- 酸素濃度5%以下では、燃焼に伴う圧力上昇はみられない



試験結果



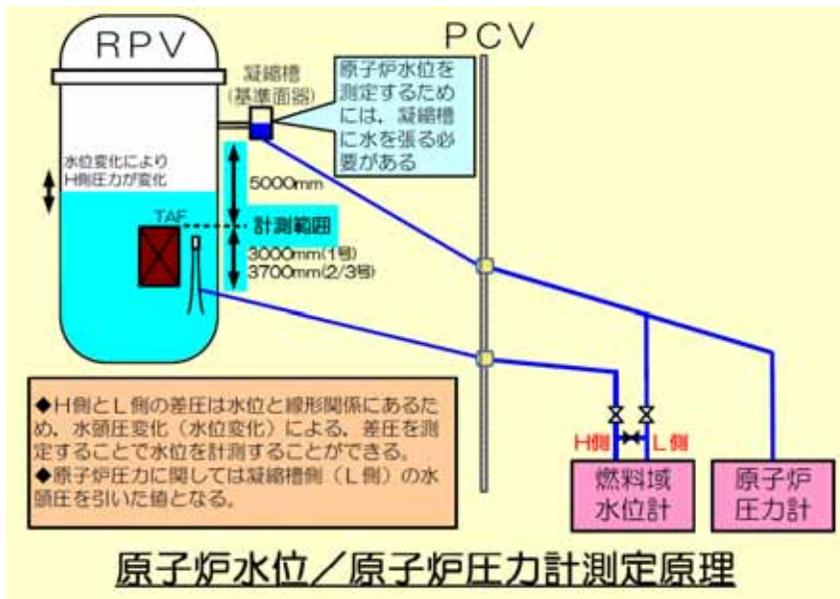
試験装置概略図

出典:「溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書」
平成5年3月(財)原子力発電技術機構

(4) 原子炉水位計

● 原子炉水位計の原理

－ H側とL側の差圧(水頭圧差)により水位を計測



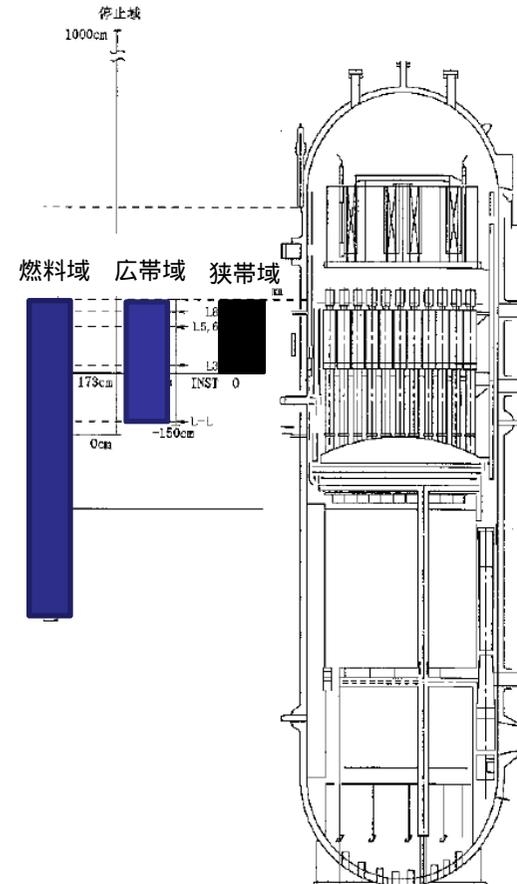
出典:「原子炉圧力容器・原子炉格納容器の計測機器の状況について」平成23年9月17日 東京電力株式会社

● 事故時の対応

圧力変化等により密度が変化した場合は、計測水位を補正することとしている

PCV内が過熱状態では、基準面器水位が保てないことから水位不明と判断する

但し、福島事故のような全電源喪失状態では、上記、を確認するよりも、水位不明と判断して対応を進めることが重要。



水位計計測領域

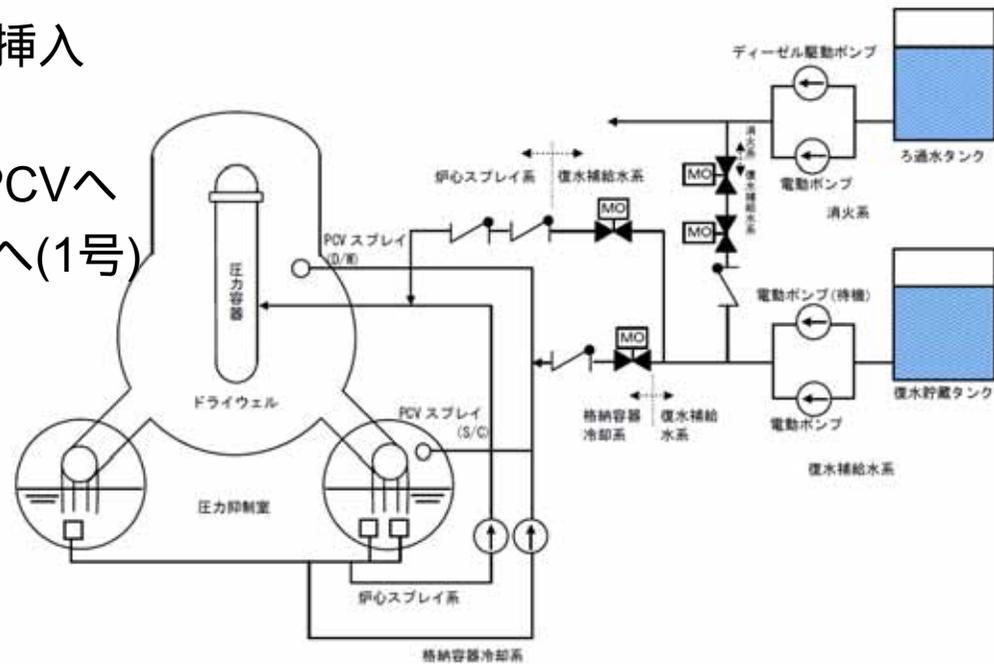
出典:「福島原子力事故調査報告書」平成24年6月 東京電力株式会社

3.1.4 シビアアクシデント対策設備

2000年に設計想定を超えた事態におけるリスク低減対策として、注水系、除熱系、電源系を多様化して、設計の想定を超えた事態をマネージメントする設備を整備

アクシデントマネジメント設備

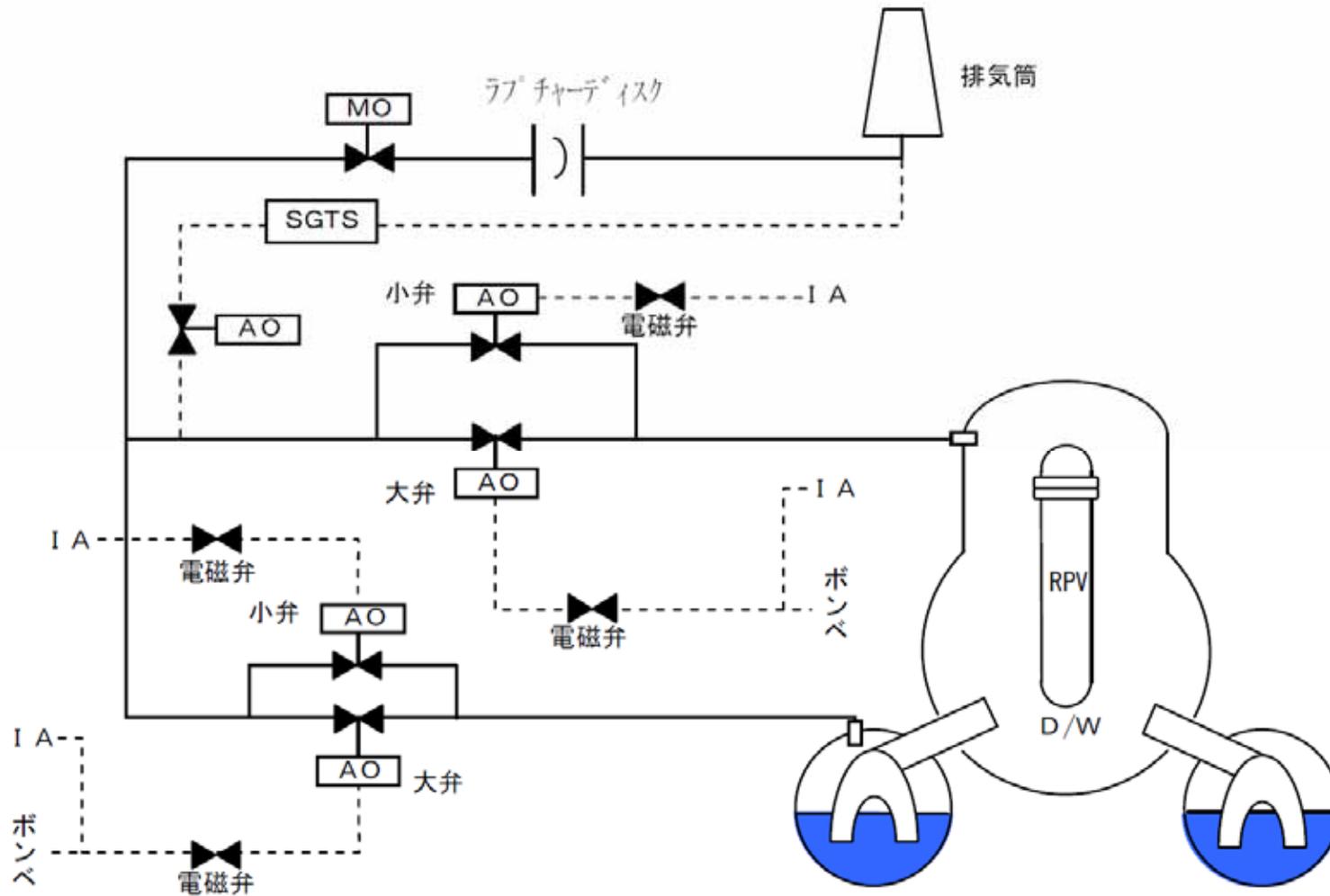
- 再循環ポンプトリップ/代替制御棒挿入
- 代替注水
 - MUWC, 消火系から原子炉/PCVへ
 - CCSからSHC経由で原子炉へ(1号)
- 格納容器除熱
 - PCVベント
 - RHR復旧手順
- 電源供給
 - 電源融通
 - EDG復旧手順



代替注水設備

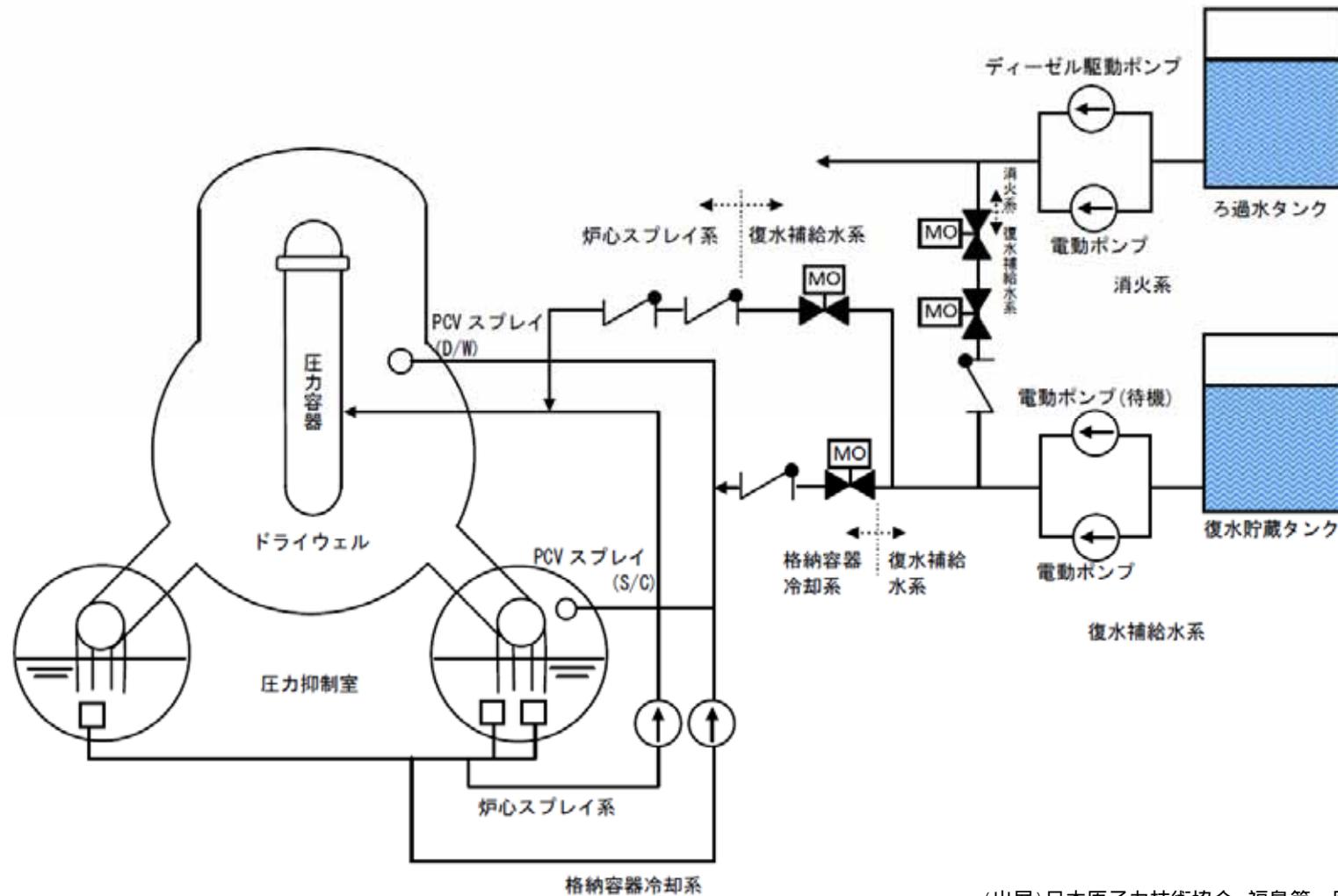
(出展)日本原子力技術協会, 福島第一原子力発電所事故調査検討会, 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」(平成23年10月)

AM設備:耐圧強化ベント



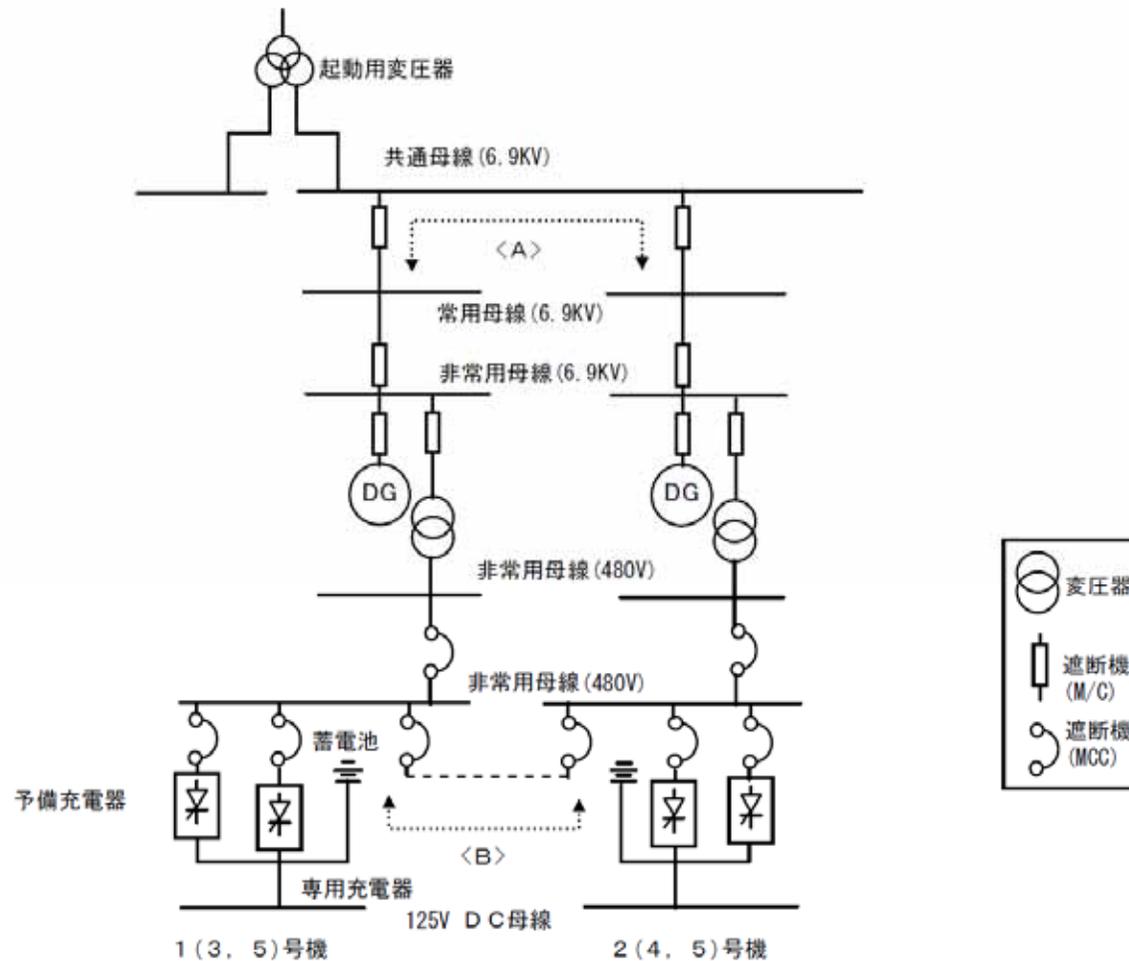
(出展)日本原子力技術協会, 福島第一原子力発電所事故調査検討会, 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」(平成23年10月)

AM設備:代替注水設備



(出展)日本原子力技術協会,福島第一原子力発電所事故調査検討会,「東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」(平成23年10月)

AM設備：電源融通



- <A> ルート：6.9KVのAC電源を融通する。
(DC電源が使用できる場合のみM/C操作可能)
- ルート：480VのAC電源を融通する。
(MCCを手動操作、また、通常時M/Cは開とし施錠管理することとした)

(出展)日本原子力技術協会,福島第一原子力発電所事故調査検討会,「東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」(平成23年10月)

3.1.5 各機器・システムの配置[1/2]

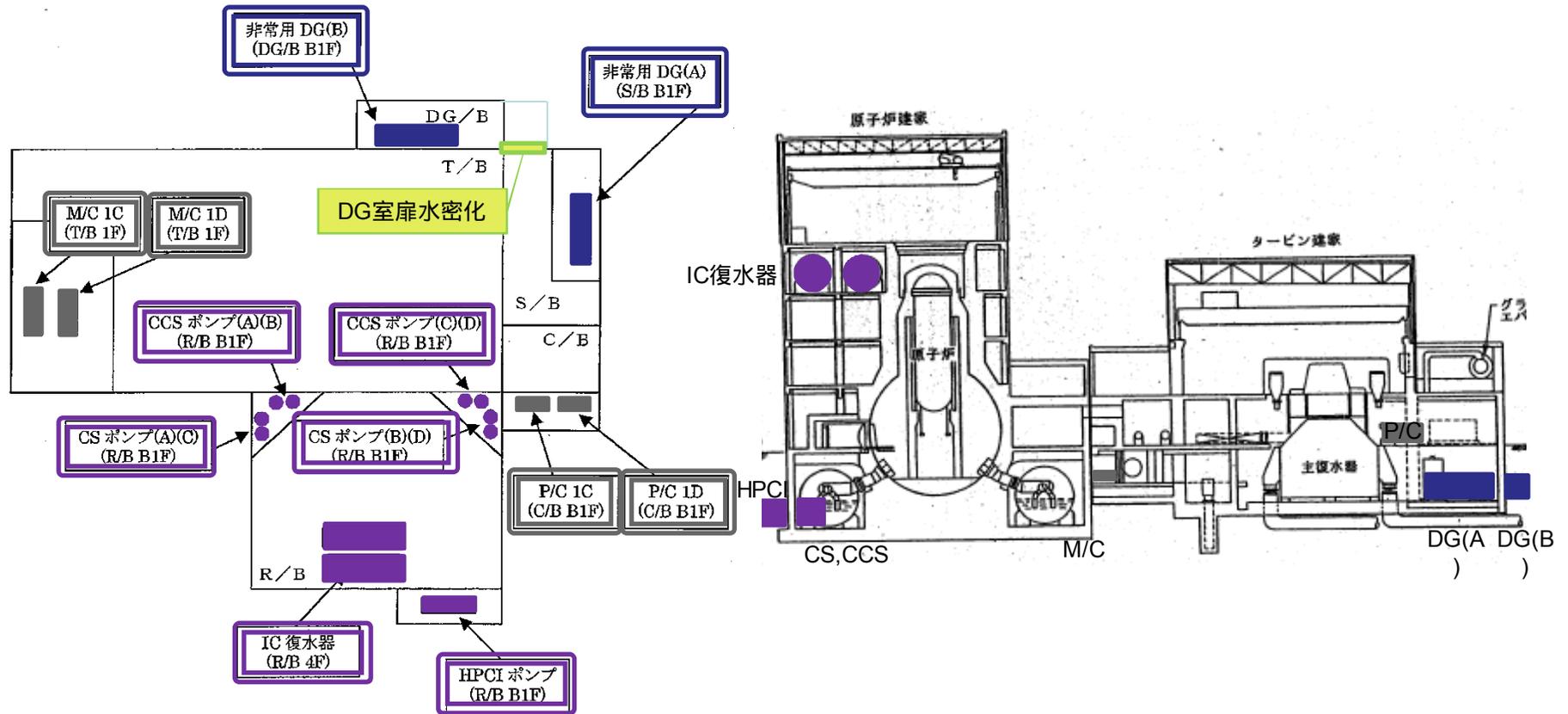
非常用DG

電源盤

ECCS/除熱機器

をそれぞれ分散配置

- 各機器・システムは建屋内で分離独立区分は実施
- 重要なポンプ、電源設備は地下及び1階に配置

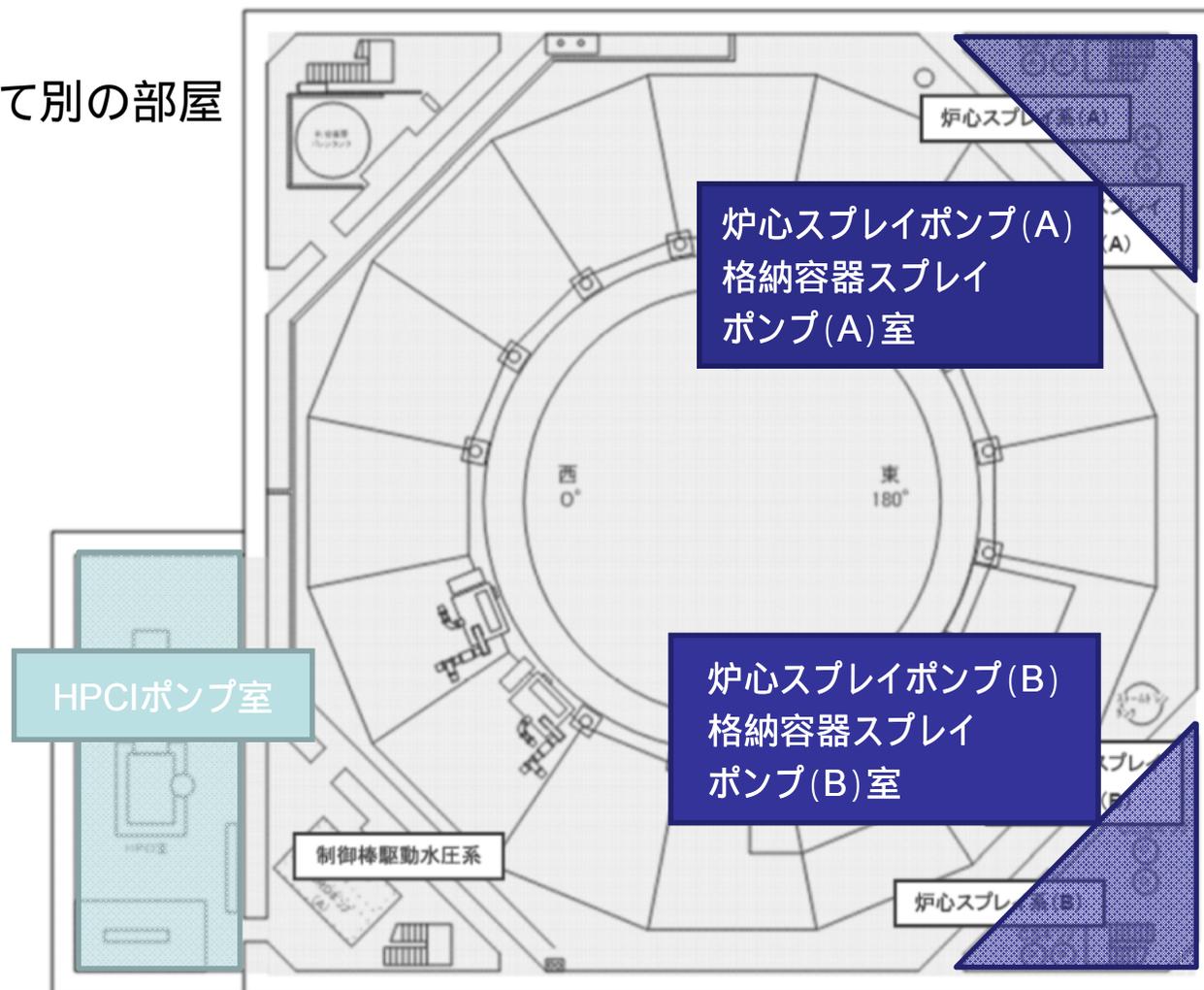


1F-1 非常用DG, 電源盤およびECCS等の配置

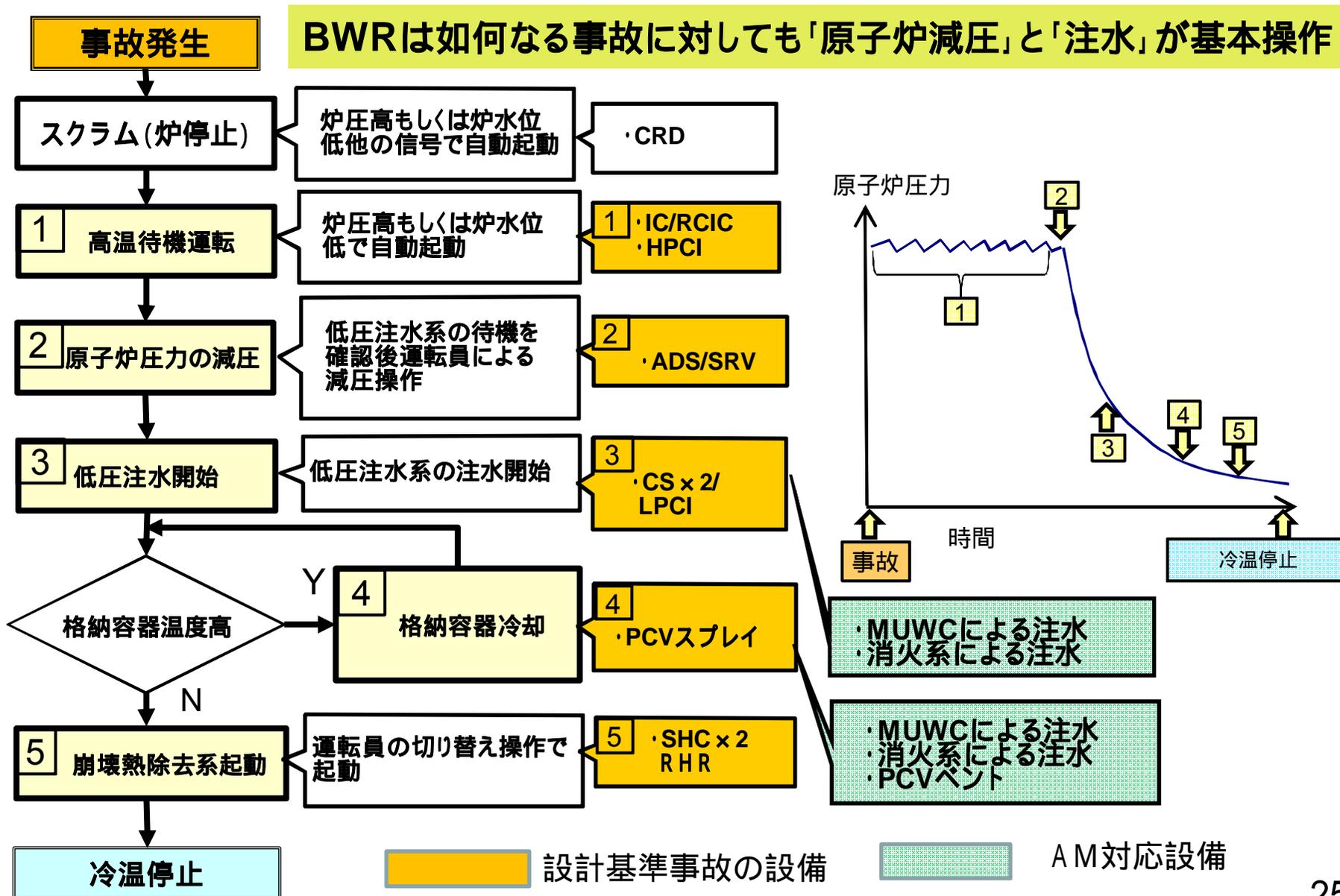
3.1.5 各機器・系統の配置[2/2]

- 原子炉への注水設備のポンプの配置

- 系統毎に分離して別の部屋に設置



3.1.6 事故時の基本的な収束手順



3.2 耐震設計・津波設計

- 3.2.1 自然現象に対する防護設計の考え方
- 3.2.2 耐震設計
- 3.2.3 津波設計

3.2.1 自然現象に対する防護設計の考え方

- 自然現象に対する防護は、当該自然現象に予想される荷重に対して原子炉施設の安全性が損なわれないように設計し、自然現象が原子炉施設の安全評価で想定する事故(LOCA等)の誘因になること、また、事故を拡大することはないようにする。
 - 地震に対しては、適切な設計用地震力に十分耐えられる設計とする。
 - 地震以外の自然現象に対しては、予想される最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故時荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計とする。
- この結果、自然現象による設計基準に対する対応は以下のような状態となっていた。
 - 基本的には準備した安全設備を最も強く設計、もしくは影響がないように配置することで対応していた。
 - さらに、新知見等で当初の予想以上の荷重が想定された場合でも、設計荷重を増加させることまでは考えていた。

3.2.2 耐震設計

● 福島第一原子力発電所の耐震設計の基本方針

- 原則として剛構造
- 原子炉建家のような重要な建物は直接岩盤に支持
- 原子炉施設は重要度に応じて分類し、重要度に応じた耐震設計
 - クラスAs: 格納容器, 制御棒挿入機構などのようにクラスAのうち, 特に安全上緊要な施設
 - クラスA: 原子炉建家, 原子炉などのようにその機能喪失が重大な事故を起こすおそれのある施設および周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設
 - クラスB: 廃棄物処理建家, 廃棄物処理設備などのように高放射性物質に関連する施設であって, 上記クラスAs, A以外の施設
 - クラスC: クラスAs, A, B以外

● 基本的にLOCA防止の方針としており, クラスAは設計基準に位置づけられる。さらに、それ以上の範囲で特に重要な設備をクラスAsとして防護する考え方となっている

● 平成7年 旧指針バックチェック: 入力条件が超過する設備について評価を実施

● 新指針適合としてのバックチェック: 3.11時点で評価対応中

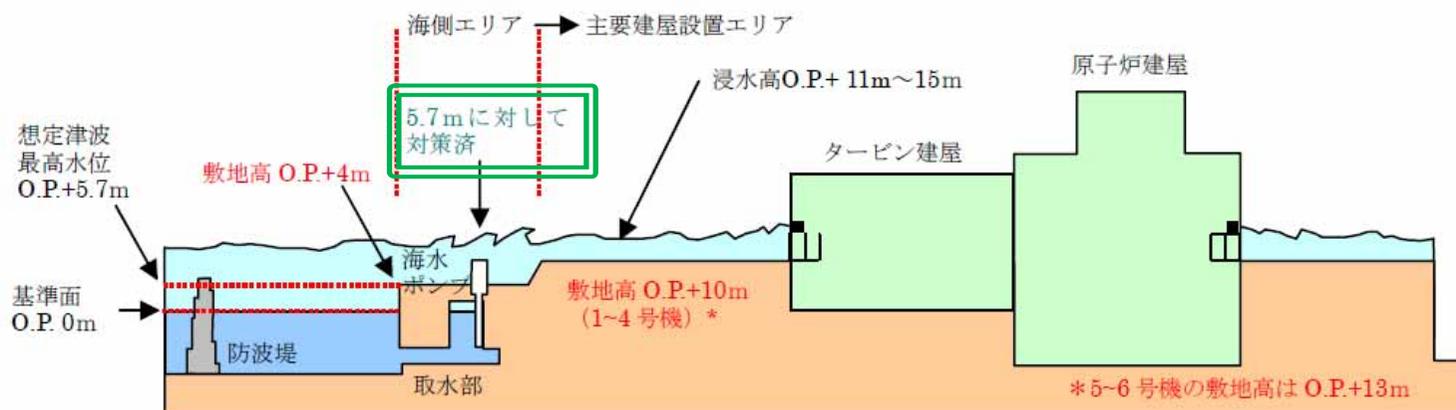
3.2.3 津波設計

● 福島第一原子力発電所の津波設計

- 自然現象による設計要求としての最大潮位(チリ地震津波を参考に設定)に基づく設計
- 護岸レベルの設定

● 津波の検討

- 1993年の北海道南西沖地震をきっかけとした7省庁による津波検討会, 土木学会による最新知見の反映検討
- 2006年耐震設計審査指針改訂時の地震随件事象に対する考慮としての津波への対応



日本原子力技術協会, 福島第一原子力発電所事故調査検討会, 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」(平成23年10月) をもとに作成