

東海第二発電所

放射性物質の拡散抑制対策への対応について

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓 拡散抑制-3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策..... 拡散抑制-4
3. 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制措置の概要 拡散抑制-5
 - I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について..... 拡散抑制-6
 - II. 汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制対策について..... 拡散抑制-10
 - III. 放射性物質吸着剤による放射性物質の拡散抑制対策について
..... 拡散抑制-15

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋
への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な
放射性物質の放出

放射性物質の連続的放出を想定しておらず, 放射性物質の拡散を低減するための措置が取られていなかった。

原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

①

海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

②

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



○福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな対策として、環境への放射性物質の拡散を抑制するための措置として、以下の対策を施す。

対応方針	従来の方策	新たな対策	備考
①原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	—	<ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波等の自然現象による影響を受けない頑健な保管場所に可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲等を配備する。 ・予備機についても、上記と同様な保管場所に配備する。 ・原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握するため、ガンマカメラ※及びサーモカメラ※を配備する。 	新規
②海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	<ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波等の自然現象による影響を受けない頑健な保管場所に汚濁防止膜及び放射性物質吸着材※を配備する。 ・予備品についても、上記と同様な保管場所に配備する。 ・汚染水が発電所から海洋に流出する放水路及び雨水排水路集水柵に汚濁防止膜設置場所を整備する。 ・放射性物質吸着材※については、雨水排水路集水柵に設置場所を整備する。 	新規

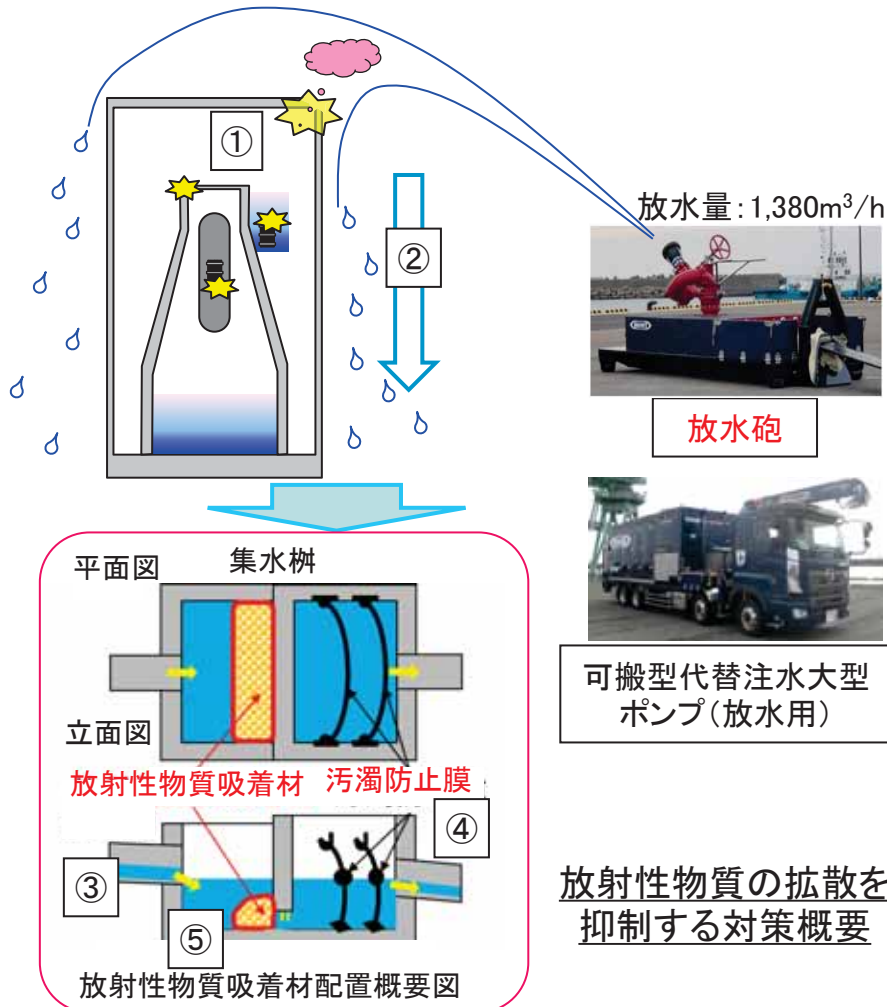
※印は自主対策設備を示す。

3. 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制措置の概要



○放射性物質の拡散抑制の目的

➤東海第二発電所の安全対策は、炉心の損傷を防止する対策に加えて、万一炉心の著しい損傷が発生した場合でも、放射性物質を格納容器から極力漏えいさせない対策を備えているが、万々が一原子炉格納容器の損傷等により閉じ込め機能が損なわれ、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合も想定して、**放射性物質の拡散を抑制する対策**を施す。



①燃料溶融により、沸点の低い放射性物質(Cs等)が気化され気体となり、格納容器及び原子炉建屋の損傷等により原子炉建屋外へ放出された放射性物質は微粒子となって大気中を漂う。放出される放射性物質の中でも放射性セシウム(Cs-137)は半減期が約30年と長く、被ばく線量への影響が大きい。

※Ⅰ. 説明箇所(P3-5-6~P3-5-9)

②原子炉建屋外へ放出された放射性物質は、**放水砲により放水される水との接触により地表へ打ち落とされる。**

③放水砲により打ち落とされた放射性物質は、砂等に吸着され粒子状または水に溶け込んだ状態で流れる。

※Ⅱ. 説明箇所(P3-5-10~P3-5-14)

④放水砲により打ち落とされた放射性物質は、雨水排水路集水樹及び放水路に設置する**汚濁防止膜により、凝固・沈降させ海洋への流出を抑制する。**

※Ⅲ. 説明箇所(P3-5-15~P3-5-17)

⑤汚濁防止膜より上流側に**放射性物質吸着材を設置することで、放水砲により打ち落とされた放射性物質を捕捉し、下流側への流出を抑制する。**

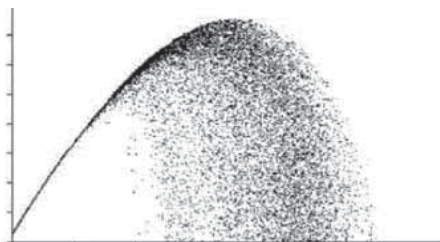
I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(1/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制

- 大気への放射性物質の拡散抑制は、可搬型代替注水大型ポンプのホースの先端に放水砲を取付け、海水を破損箇所(放射性物質放出箇所)近傍にスプレイする。(放水開始までの準備所要時間目安は、ホース長を200 mとした場合約145分)
- 破損箇所が目視出来ない場合は、ガンマカメラ及びサーモカメラによる放射線や熱感知による放射性物質の漏えい箇所の絞り込みも可能(絞り込みまでの所要時間目安は約30分)
- 放射性物質の漏えい箇所が特定できない場合に備えて、原子炉建屋屋上中央に向けてスプレイを行うことで、原子炉建屋全域にスプレイする能力も有している。
- 放水砲設置箇所は、放水砲を原子炉建屋中心から約80 mの範囲内に仰角65°で設置した場合に、原子炉建屋屋上中心部まで放水可能な箇所を複数設定



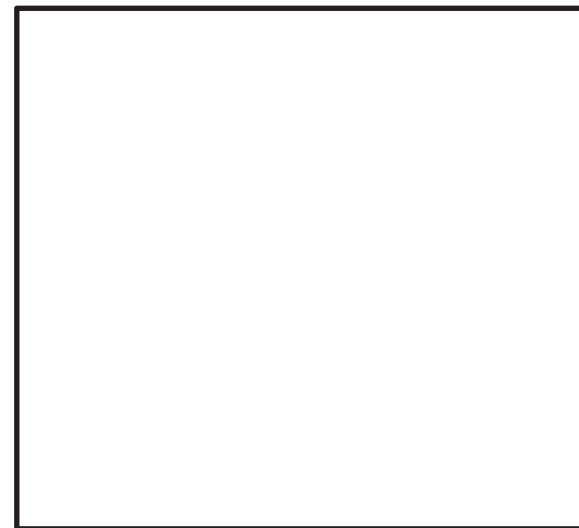
発電所で実施した放水試験
直状放射による放水(到達点での状態)



(参考)直状放射による放水※



放水砲設置箇所及び原子炉建屋中心からの距離



放水砲の射程と射高の関係
(例:設置位置A, 圧力1.0MPa時)

※参考文献:「第14回 消防防災研究講演会資料」より抜粋

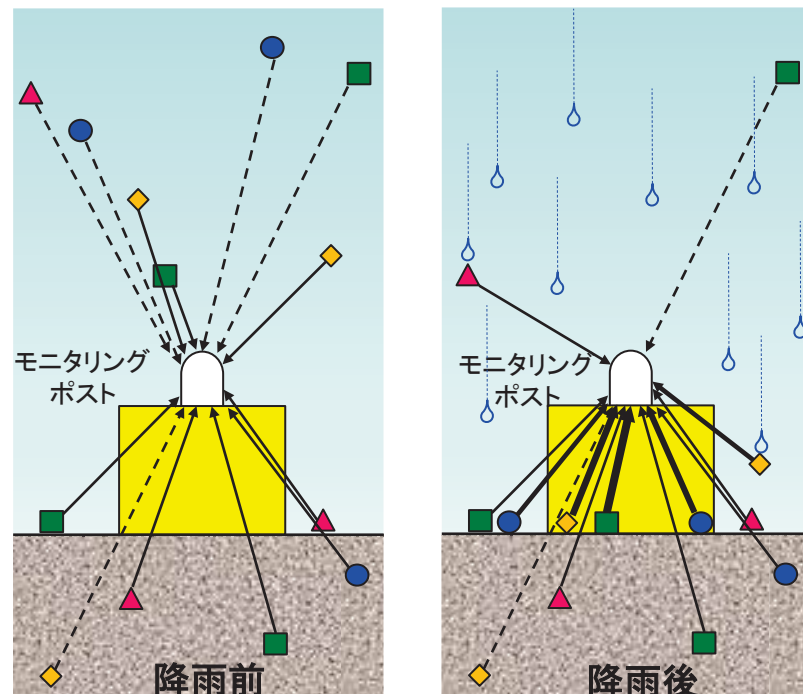
主催 消防庁消防大学校 消防研究センターより

I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(2/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制効果(1/2)

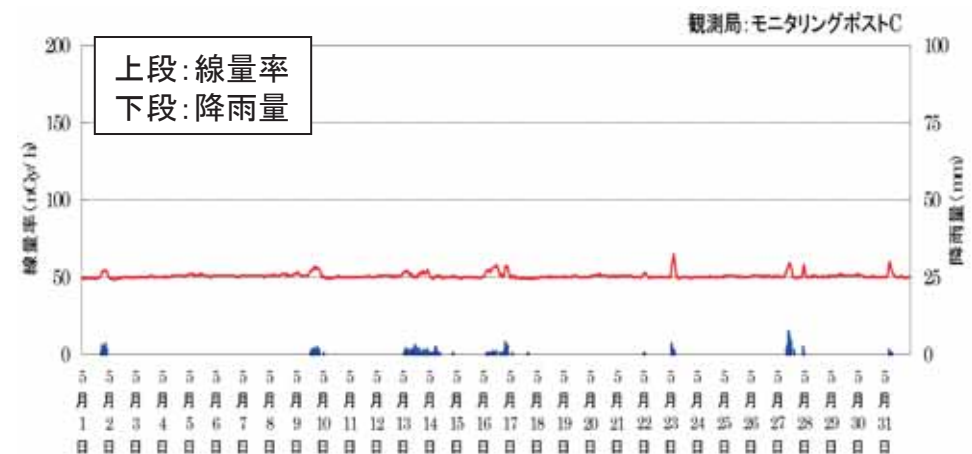
- 一般に、大気中の天然放射性核種は**降雨の影響により地面に落下し**、それに伴い**屋外モニタリングポストの指示値上昇の要因**となることが分かっている。
- 大気中の放射性物質は、一般的な降雨でも地表に落下することから、**降雨の約10倍以上※の水量が確保できる放水砲ではより多くの放射性物質の落下が見込まれ**、**大気中に拡散する放射性物質の低減効果に期待できると考える。**

※放水砲による放水量 $1,380 \text{ m}^3/\text{h}$ を原子炉建屋屋上面積約 $1,890 \text{ m}^2$ で除した値で算出した 730 mm/h と茨城県の過去最大降雨量 81.7 mm/h (1947年)の比較から、通常降雨との比較では約10倍以上の水量となる。



【凡例】◇●▲■:天然放射性核種 ♀:雨粒

降雨による屋外モニタリングポスト指示値変動概念図



空間線量率と降雨量の測定結果抜粋(当社HP2022年5月分より)
拡散抑制-7

I . 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(3/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制効果(2/2)

- 原子炉建屋外へ放出される微粒子状の放射性物質の粒子径は $0.1 \mu\text{m} \sim 0.5 \mu\text{m}$ と考えられ, この微粒子の放水時の水滴による除去機構は, 水滴と微粒子の慣性衝突作用(水滴径 0.3 mm 前後で最も衝突作用が大きくなる)によるもの。
- 放水砲による噴霧放射を活用することでその衝突作用に期待できる。また, 水滴と微粒子の相対速度を大きくし, 水の流量を大きくすることで除去効果の増大が期待できる。
- 日本鉱業会誌による学術論文^{※1}によれば, 対象の浮遊粉塵(粒径 $5 \mu\text{m}$ 以下)に対して 3.5 kg/cm^2 の水圧で噴霧^{※2}した場合, 除塵率70 %までに約3分, 除塵率90 %までに約8分との実験結果がある。また, 水圧を上昇させることにより除塵効果も高まる結果となっている。

原子炉建屋の破損箇所近傍に直接スプレーする場合は, 放水砲による水圧 1.0 MPa (約 10.2 kg/cm^2)は, 上記の浮遊除塵実験時の約3倍であり, 微粒子状の放射性物質を除去する効果に期待できる。

※1 参考文献:「日本鉱業会誌 73巻 824号 昭和32年2月 噴霧散水による浮遊粉塵の抑制について」より引用

※2 噴霧仕様: 平均水滴径 0.045 mm , 水量 $0.120 \text{ m}^3/\text{h}$

【参考】放射性物質の拡散抑制効果

- 放水による放射性物質の除去効果について、**格納容器スプレー※での実験結果**を参考に添付する。
- 下図に示すとおり**スプレーを行うことでヨウ素濃度が低下**している。その他セシウム等についても同様の傾向があることが分かっている。(1回目のスプレーでヨウ素濃度が約9割低下)
- 格納容器スプレーの実験及び前頁の除塵効果の実験とは条件等異なるが、放水砲による放水もこれらと同様の効果を狙ったものであり、**大気中に拡散する放射性物質の低減効果が期待できる。**

※格納容器スプレー

格納容器内に水を噴霧することで、格納容器内の温度及び圧力上昇を防止するとともに、放射性物質の濃度を低減する設備

【出典】

“Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” BNWL-1244
(参考和訳)
格納容器スプレー系による格納容器雰囲気中のヨウ素及び微粒子の除去試験中間報告書(BNWL-1244)

【参考試験条件和訳】

水滴径中央値: 1210 μm

流量: 約11 m^3/h

温度: 約124 $^{\circ}\text{C}$

圧力: 約0.3 Mpa

スプレー水: ホウ素濃度3000ppm, 水酸化ナトリウム添加pH9.5

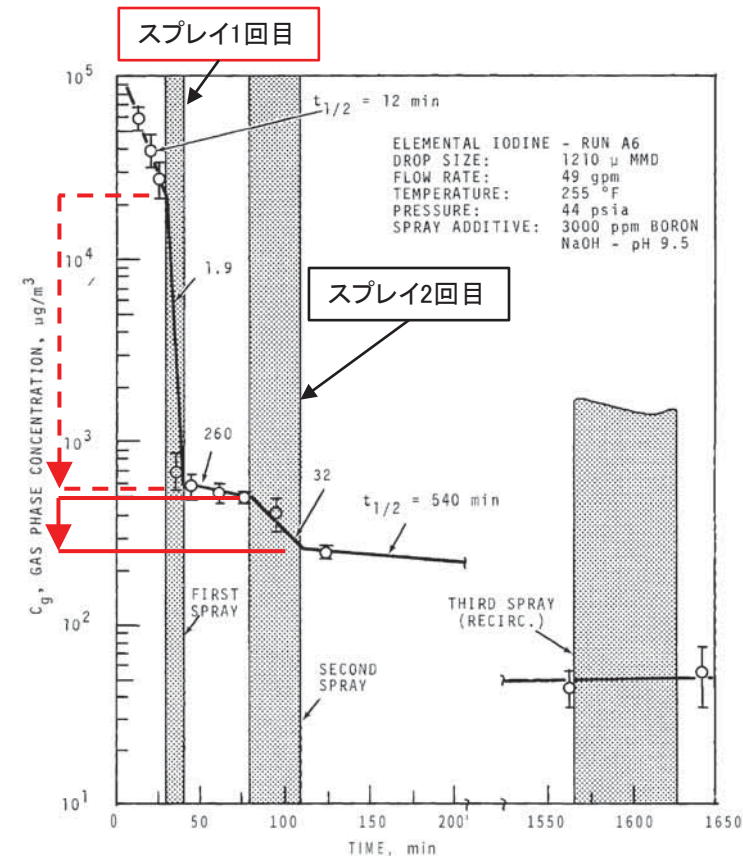


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

Ⅱ. 汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制対策について(1/3)



【汚濁防止膜】

- ・発電所敷地と海洋までの経路となる場所には、**全て汚濁防止膜(放射性物質吸着材)を設置する。**

対処設備	汚濁防止膜
設置場所 (放水前)	(放水路-A~C) 雨水排水路 集水柵-1~9(8)
所要時間 目安	140分(1重目設置) (全箇所2重設置時360分)

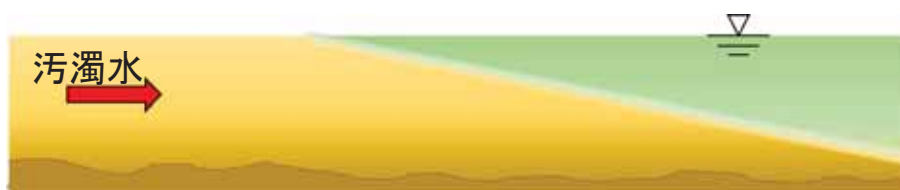
※太線で囲った**放水路-A~C**及び**雨水排水路集水柵-8**については、放水砲による原子炉建屋への**放水開始までに汚濁防止膜の1重設置を完了**させることで、放水開始初期に発生する汚染水の流出による海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

(放水路-A~C及び雨水排水路集水柵-8は、原子炉建屋周りの水路から直接海へ繋がっているルート)

Ⅱ. 汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制対策について(2/3)

○汚濁防止膜(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置(1/2)

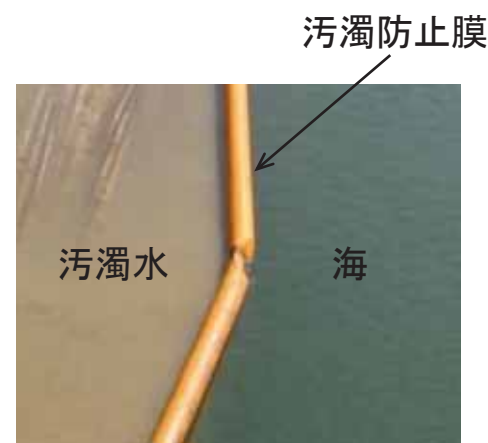
- 放水砲等にて打ち落とされた放射性物質は、土や砂、埃などに付着した状態で汚染水として拡散することとなる。その汚染水は、原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通して雨水排水路集水柵又は放水路から海へ流れ込むことから、**汚濁防止膜を集水柵等の途中の排水路に設置することで海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。**
- 汚濁防止膜は、港湾・海岸及び河川工事において汚濁拡散を防止するために利用されており、水中にカーテンを張ることで拡散する汚濁水を滞留させ、滞留した汚濁粒は自然に凝固して沈降させる。このように、汚濁防止膜によって、土や砂、埃などに付着した**放射性物質が汚濁防止膜内に滞留し凝固・沈降し、海洋への流出を抑制することができる。**



汚濁防止膜を設置しない場合のイメージ図



汚濁防止膜を設置した場合のイメージ図



汚濁防止膜による拡散抑制参考例

Ⅱ. 汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制対策について(3/3)

○汚濁防止膜(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置(2/2)

- 放射性物質が付着した大きな汚濁粒は、物理的に汚濁防止膜に捕捉されることより、1重目にて十分効果を発揮するが、何らかの理由で破損することが考えられることから、念のため2重配置とする。
- 東京電力による福島第一原子力発電所事故後に設置した港湾内の汚濁防止膜内外における海水中のCs-137濃度測定結果※によると、汚濁防止膜による放射性物質の低減効果は約1/2程度と推測される。(P12の参考文献参照)
- 東海第二発電所の汚濁防止膜設置箇所は、底面形状が港湾に比べて平らな水路であることから、底面との隙間がより少なく汚濁防止膜を設置可能であり、港湾に設置するよりも低減効果は高いと考えられる。

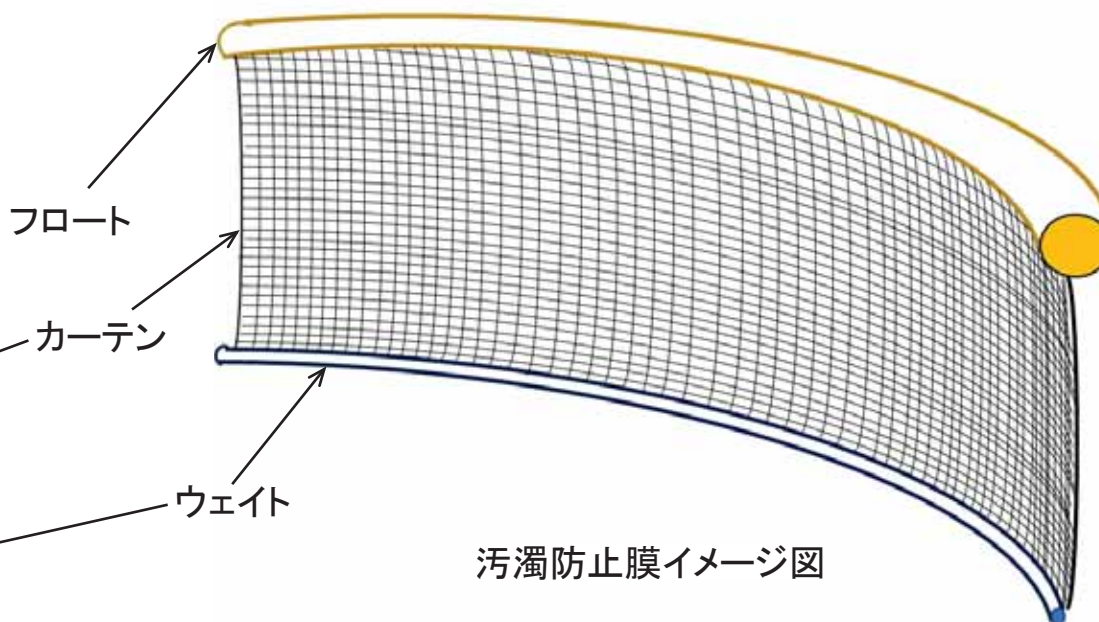


汚濁防止膜 梱包状態(例)



汚濁防止膜 展開状態(例)

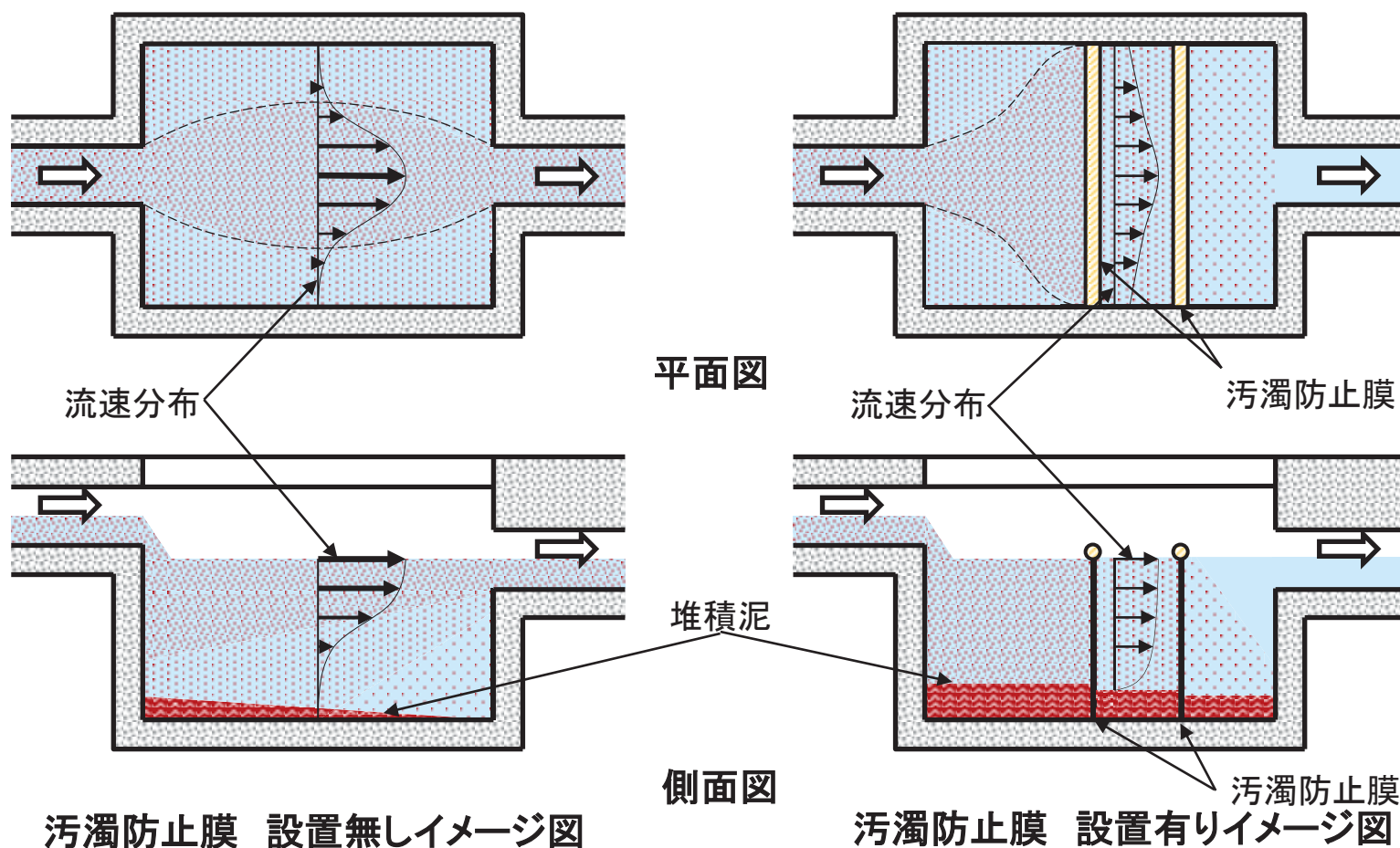
※参考文献:港湾内の海水中放射性物質濃度の状況について
(2013年1月31日東京電力株)



汚濁防止膜イメージ図

(参考)汚濁防止膜(シルトフェンス)による整流効果について

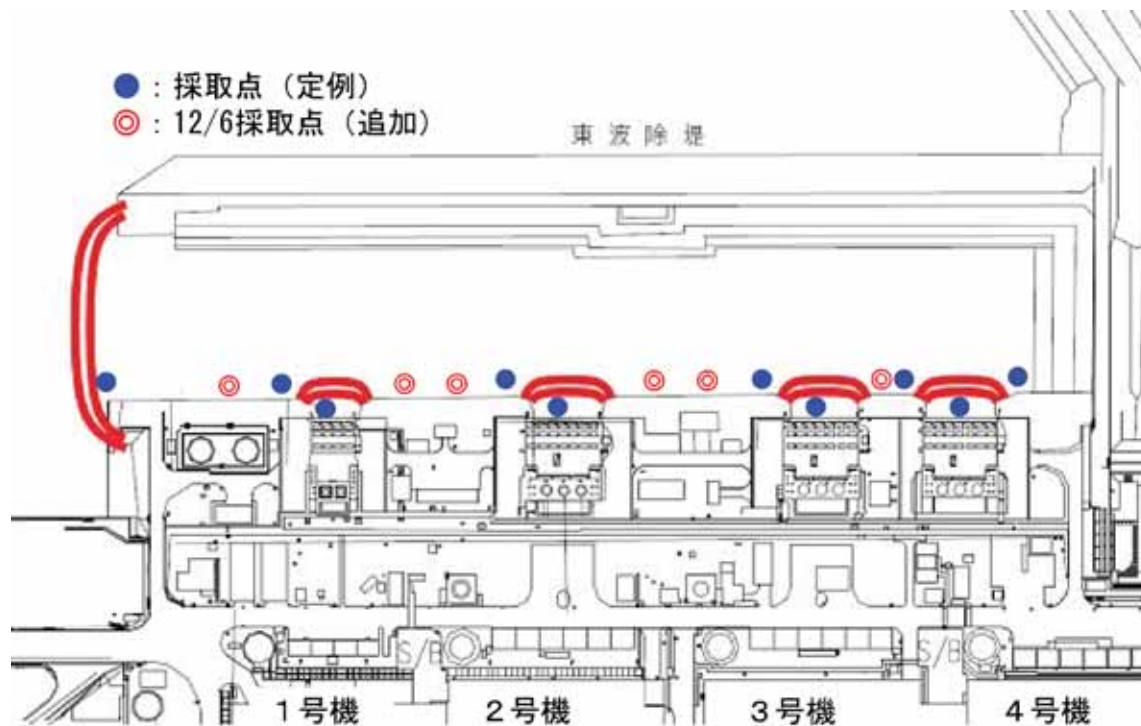
- 汚濁防止膜の効果には、物理的な捕捉効果以外にも**整流・流速低減効果**がある。
- 整流効果とは、汚濁防止膜を設置することにより、幅広く一様な流速になり、**流速が低減し、汚濁粒子が沈降しやすくなる**。



(参考) 港湾内の海水中放射性物質濃度の状況について(2013年1月31日東京電力(株))

➤東京電力による福島第一原子力発電所事故後の港湾内の海水中放射性物質濃度の測定結果は以下のとおりであり, シルトフェンス(汚濁防止膜)外側の変動範囲(6~150Bq/L)と, シルトフェンス内側の変動範囲(30~250Bq/L)を比較すると**外側の値は高くない結果**となっている。

1~4号機取水路開渠内海水中放射性物質濃度(Bq/L)



採取点	Cs-137濃度
取水路開渠北側*1	5.7~38
1号機護岸前北側*2	27
1号機シルトフェンス外側*1	16~47
1号機シルトフェンス内側*1	27~81
1,2号機間護岸前北側*2	51
1,2号機間護岸前南側*2	48
2号機シルトフェンス外側*1	28~100
2号機シルトフェンス内側*1	57~170
3,4号機間護岸前北側*2	55
3,4号機間護岸前南側*2	54
3号機シルトフェンス外側*1	42~130
3号機シルトフェンス内側*1	75~250
4号機護岸前*2	70
4号機シルトフェンス外側*1	45~97
4号機シルトフェンス内側*1	63~160
取水路開渠南側*1	43~150

* 1: 11/1~12/6採取の最小値~最大値を記載

* 2: 12/6採取

➤上記結果から, シルトフェンス内外の放射性物質濃度比から, **シルトフェンス(汚濁防止膜)による放射性物質の低減効果は約1/2程度と推測される。**

Ⅲ. 放射性物質吸着材による放射性物質の拡散抑制対策について(1/2)

【放射性物質吸着材】

- ・発電所敷地と海洋の経路となる場所には、**全て放射性物質吸着材(汚濁防止膜)**を設置する。

対処設備	放射性物質吸着材
設置場所	雨水排水路集水柵 -1~10
所要時間 目安	21時間

放射性物質吸着材を設置することにより、各集水柵等に設置した**汚濁防止膜の捕捉効果、整流効果及び流速低減効果**により沈降した放射性物質を吸着させて拡散抑制対策を行う。

また、集水柵にて放射性物質の捕捉、吸着を行うことから、**サンプリング等による放射性物質放出状況の把握**が湾内で捕捉・吸着を行うよりも**容易**に実施可能となる。

○放射性物質吸着材(ゼオライト)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置

- 放水砲等にて打ち落とされた放射性物質は、土や砂、埃などに付着した状態で汚染水として拡散することとなる。その汚染水は、原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通過して雨水排水路集水柵又は放水路から海へ流れ込むことから、**汚濁防止膜及び放射性物質吸着材を集水柵等の途中の排水路に設置することで海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。**
- 放射性物質吸着材は、ゼオライトを使用する。放射性物質吸着材(ゼオライト)は、**細孔による分子ふるい効果に加え、イオン交換能、触媒能、吸着能などの特性**をもっており、その機能から工業触媒、吸着剤、イオン交換剤、排水処理など幅広く利用されている。
- 高分子系のイオン交換樹脂等は、放射線被ばくにより構造が破壊され、長期保管時には再放出することや火災の発生も起こり得る。そのため、長期にわたる放射性物質吸着材には、**ゼオライトのような無機吸着材が適している。**
- 東海第二発電所で採用する放射性物質吸着材は、**国内他原子力発電所で採用されているゼオライトと同等以上の海水中でのセシウム吸着性能を備えたものを設置する。**



ゼオライト(例)



ゼオライト入り土のう袋姿
(国内他原子力発電所の例)

【参考】国内他原子力発電所の採用ゼオライトの仕様例

・吸着率:約40~60%

(測定条件:粒径約0.1~0.5 mm, 溶媒海水100%,
セシウム濃度1 ppm, pH7.9 測定時間1~24 時間)

(参考:セシウム137の濃度が1 ppmとした場合, 1 Lでは約3.2 GBq)

(参考)海水中におけるゼオライトのセシウム吸着率の低下について

- 国内産天然ゼオライトの海水によるセシウム吸着率低下確認試験結果(表1)を参考に添付する。
- 試験条件は以下のとおり。
 - ・ゼオライトと溶液の固液比は1:100
 - ・水道水及び海水を用いて非放射性セシウム溶液(初期濃度約10 mg/L)を作成
 - ・浸漬時間は24時間と48時間
 - ・処理水のセシウム濃度はイオンクロマトグラフ法にて測定
- この試験結果から、海水の成分がセシウムの吸着を阻害する可能性が示された。また、海水の場合は長時間の浸漬により除去率が大きく高まる傾向を示しており、吸着率と共に吸着速度も低下することが推定される。
- この試験結果における海水時の吸着率は、国内他原子力発電所が採用しているゼオライトの吸着率と同じような結果となっている。
- 海洋への放射性物質の拡散は、汚濁防止膜の捕捉・沈降効果及びゼオライトによる吸着により低減可能と考える。

表.1 海水による Cs 吸着率(%)の低下

浸漬時間	水道水	海水
24時間	98.4	46.7
48時間	98.8	67.4

※参考文献:吸着材を用いた放射性セシウム含有溶液の浄化手法の検討
(土木学会第67回年次学術講演会 平成24年9月)

東海第二発電所

重大事故等に対する安全対策の手順及び 有効性評価について(改訂版)

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等対策の手順の概要	4
2. 重大事故等対策の有効性評価	7
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出	8
4. 事故シーケンスの選定	9
5. 有効性評価の具体例	14
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価	58
7. まとめ	60

補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について

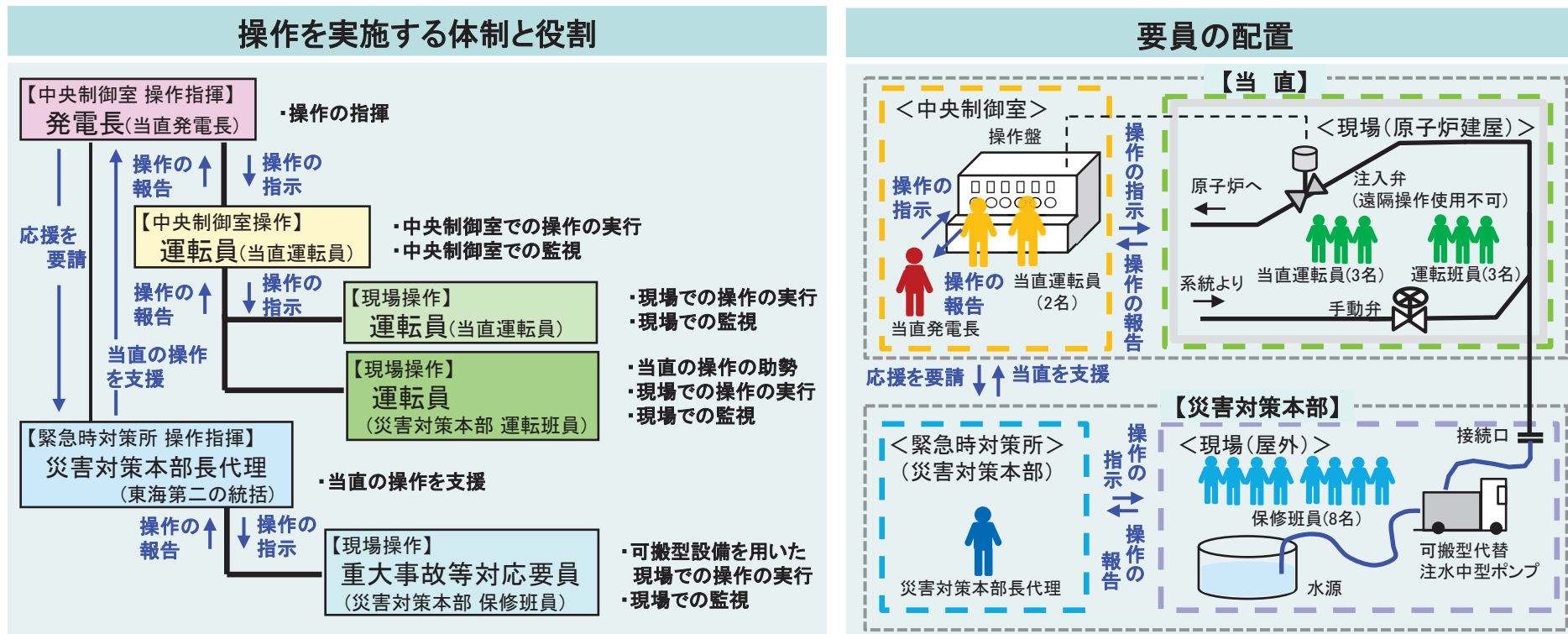
1. 重大事故等対策の手順の概要
2. 重大事故等対策の有効性評価
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出
4. 事故シーケンスの選定
5. 有効性評価の具体例
 - (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)
 - (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失
 - (3) 使用済燃料プール水の漏えい
 - (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による静的負荷
 - (5) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - (6) 大気中へのCs-137放出量評価
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

* 設計変更, 設計進捗等に伴う, 設備設計, 評価内容の見直しを今後適宜反映する。

1. 重大事故等対策の手順の概要(1/3)

- 重大事故等対処設備を運転するために必要な判断基準, 操作手順を整備する。
- 発電長及び運転員並びに災害対策要員(重大事故等対応要員)は, 定められた手順に基づき, 事故収束に係る対応を行う。

【操作の一例】低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)



- 手順の操作にあたっては, 教育・訓練等を通じて実効性が備わっていることが確認された力量を有する要員にて**体制を構築**する。
- 各操作場所に**必要な要員を配置**して操作を実施する。

体制の構築に係る要員配置補足説明資料(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細については補足説明資料(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

1. 重大事故等対策の手順の概要(2/3)



【操作の一例】低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)

操作の流れ(タイムチャート)

要員	人数	経過時間
発電長	1	操作の着手を判断 運転操作指揮, 中央制御室監視
運転員(中操)	2	運転操作, 中央制御室監視
運転員(現場)	3	6 準備, 系統構成
運転員等	3	
重大事故等 対応要員	8	準備
		ホース積込み, 移動, ホース荷卸し
		水槽蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設
		ホース敷設
		ホース接続
		送水準備, 注水開始操作
災害対策本 部長代理	1	重大事故等対応要員に操作を指示

- 操作は、**発電長の指揮のもとに実施する**。なお、**重大事故等対応要員が行う可搬型設備に係る操作等は、災害対策本部長代理の指揮のもとに実施する**。
- 作業環境を考慮し、アクセス性、操作性、連絡手段を確保することで、**操作の成立性を確保する**。

指揮命令, 対応手順

- ① **発電長**⇒**災害対策本部長代理**: 依頼(応援の要請)
(判断基準に基づき)『低圧代替注水系の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の**接続**』
(※ 別途、災害対策本部長代理の指示の下、重大事故等対応要員による可搬型代替注水中型ポンプの接続作業の手順が進行)
- ② **発電長**⇒**運転員等**: 指示
『低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への**注水準備開始**』
- ③ **運転員等**⇒**発電長**: 報告
『原子炉への注水の監視に必要な計器の**電源の確保を確認**』の後、『**監視可能であること**』
- ④ **発電長**⇒**運転員等**: 指示
『原子炉圧力が下がっていることを確認』の後、『低圧代替注水系(可搬型)による注水の**系統構成**』
- ⑤ **運転員等**⇒**発電長**: 報告
原子炉建屋にて『原子炉への注水に必要な**系統構成を実施**』した後、『**系統構成が完了したこと**』
- ⑥ **発電長**⇒**災害対策本部長代理**: 報告(連絡)
『原子炉へ注水するための**系統構成(原子炉建屋内)が完了したこと**』
- ⑦ **災害対策本部長代理**⇒**発電長**: 報告(支援活動)
『**可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始すること**』
災害対策本部長代理⇒**重大事故等対応要員**: 指示
『**可搬型代替注水中型ポンプの起動**』
- ⑧ **重大事故等対応要員**⇒**災害対策本部長代理**: 報告
『**可搬型代替注水中型ポンプを起動及び弁の開放を実施**』した後、『**送水を開始したこと**』
- ⑨ **発電長**⇒**運転員等**: 指示
『原子炉への**注水の確認**』
- ⑩ **運転員等**⇒**発電長**: 報告
中央制御室にて『**注水開始及び原子炉水位上昇を確認**』した後、『**原子炉への注水が開始されたこと**』
- ⑪ **発電長**⇒**災害対策本部長代理**: 報告(連絡)(支援活動)
『**原子炉への注水が開始されたこと**』

1. 重大事故等対策の手順の概要(3/3)



- 整備した手順は有効性評価において考慮
- 炉心損傷や格納容器破損等の防止に対して有効なものであることを確認。

【有効性評価と手順等の関係】

手順等	1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ※5	11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ※5	13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	14 電源の確保に関する手順等	15 事故時の計装に関する手順等	16 居住性等に関する手順等	17 監視測定等に関する手順等 ※5	18 緊急時対策所居住性等に関する手順等 ※5	19 通信連絡に関する手順等 ※5	
炉心損傷防止※1	●	●	●	●	●	●							●	●	●					
格納容器破損防止※2			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●				
SFP燃料損傷防止※3											●		●	●						
停止中の燃料損傷防止※4			●	●	●								●	●	●					

※1 炉心損傷防止(事故シーケンス:11ケース)

: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生後、注水機能・減圧機能が喪失する事故及び全交流電源が喪失する事故等

※2 格納容器破損防止(事故シーケンス:6ケース)

: 原子炉冷却材の喪失が発生した際の高圧・低圧の注水機能が喪失した事故及び原子炉出力運転中の過渡事象の発生と注水機能が全喪失する事故等

※3 SFP燃料損傷防止(事故シーケンス:2ケース)

: プールの冷却機能又は注水機能が喪失による水温の上昇、蒸発により水位の低下する事故及びプール内の水の小規模な漏えいにより水位の低下する事故

※4 停止中の燃料損傷防止(事故シーケンス:4ケース)

: 運転停止中の残留熱除去系の故障及び全交流電源の喪失による崩壊熱除去機能が喪失する事故等

※5 これらの手順等は、各事故シーケンスグループの有効性評価とは直接関わらない手順等である。事故状況に応じ、整備した手順を用いて対応していく。

事故シーケンスグループと手順との関連については
補足説明資料(1. 手順の構成)を参照

2. 重大事故等対策の有効性評価

【有効性評価の目的】

- 新たな安全対策として整備する**設備・手順・体制が重大事故等の対策として有効**であり、炉心損傷や格納容器破損等を防止することで**周辺環境・公衆への影響を抑制**できることを、計算シミュレーション等により確認

【有効性評価の方法】

- 発電所で起こり得るシビアアクシデントに至る恐れのある事象を**網羅的に想定**し、評価の**代表となる事象**を選定
- 選定した事象に対して、整備する設備・手順・体制を考慮した計算シミュレーション等を行い、以下の評価ポイントを確認

評価ポイント

計算結果が、炉心・格納容器・燃料体等が健全であると判断される基準を満足していること

例) 炉心損傷防止 : 燃料被覆管の最高温度 $\leq 1200^{\circ}\text{C}$,
格納容器破損防止 : 格納容器圧力 $< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$, 等※

設備容量・手順が、事象緩和に対して有効なものであること

水源・燃料油・電源の容量が、事象緩和に必要な量確保されていること

要員・体制が、事象緩和対策を行う上で有効に構成されていること

重大事故等対策の**有効性**や**実現可能性**を、**総合的に評価**

※判断基準の詳細については、補足説明資料(5. 有効性評価における判断基準)を参照

3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出

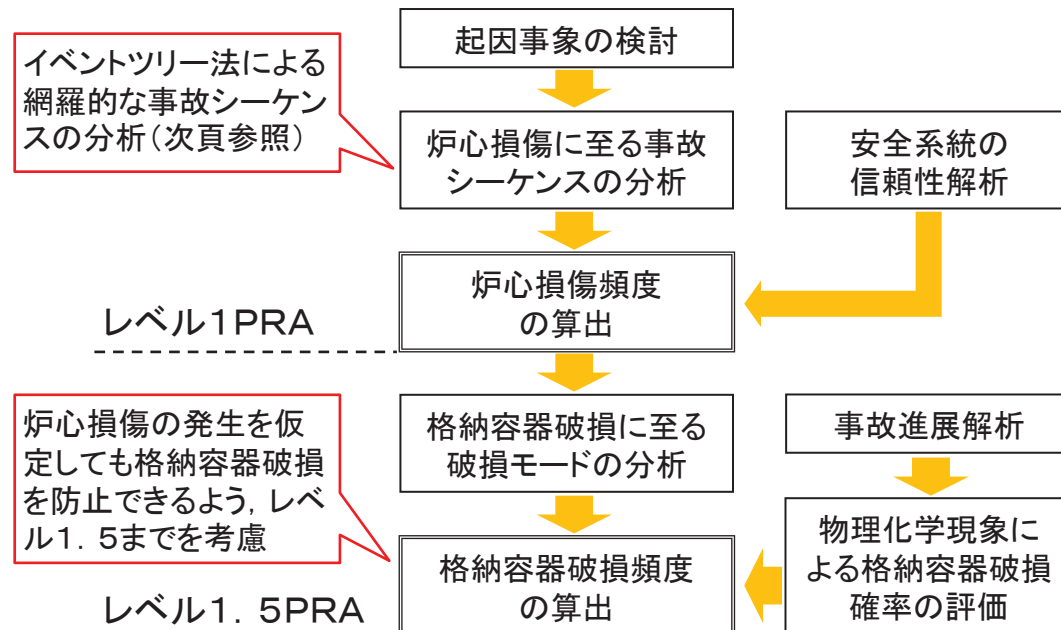
【事故シーケンス選定の考え方】

- **確率論的リスク評価(PRA)の手法**を用いて、炉心損傷に至る**事故シーケンスの分析やグループ化を体系的・網羅的に実施**し、重要な事故シーケンスを抽出
 - ・ 起因事象※とそれに対する安全システムの成否の組み合わせにより、炉心損傷に至るパターン(事故シーケンス)は多数存在
 - ※起因事象: 重大事故等に至る可能性のある、事故の発端となる事象(過渡事象, 外部電源喪失, LOCA, 等)
 - ・ 異常事象の特徴, 喪失する安全系統等に着目し, 同様の事象進展となる事故シーケンスをグループ化(事故シーケンスグループ)
 - ・ 各グループに含まれる事故シーケンスは, 基本的に同様の安全機能が喪失していることから, その喪失機能を代替する対策を講じることで, 同じグループ内の複数の事故シーケンスに対して**網羅的な事故対策**を講じることが可能

【PRA手法の活用】

PRAでは, 下記の方法により重大事故等の発生頻度や発電所全体のリスクを推定

- ・ 起因事象の発生頻度を統計データから推定
- ・ 安全システムの成否とその組み合わせによる事故進展結果(炉心損傷防止の成否等)を樹形図で整理(イベントツリー法)
- ・ 発電所を構成する系統を機器レベルまで分解し, 統計データ(故障確率等)に基づき系統の信頼性を評価(安全システムの信頼性解析)
- ・ 重大事故等に至る故障の組み合わせを考慮し, その発生頻度を定量的に評価



4. 事故シーケンスの選定(1/5)

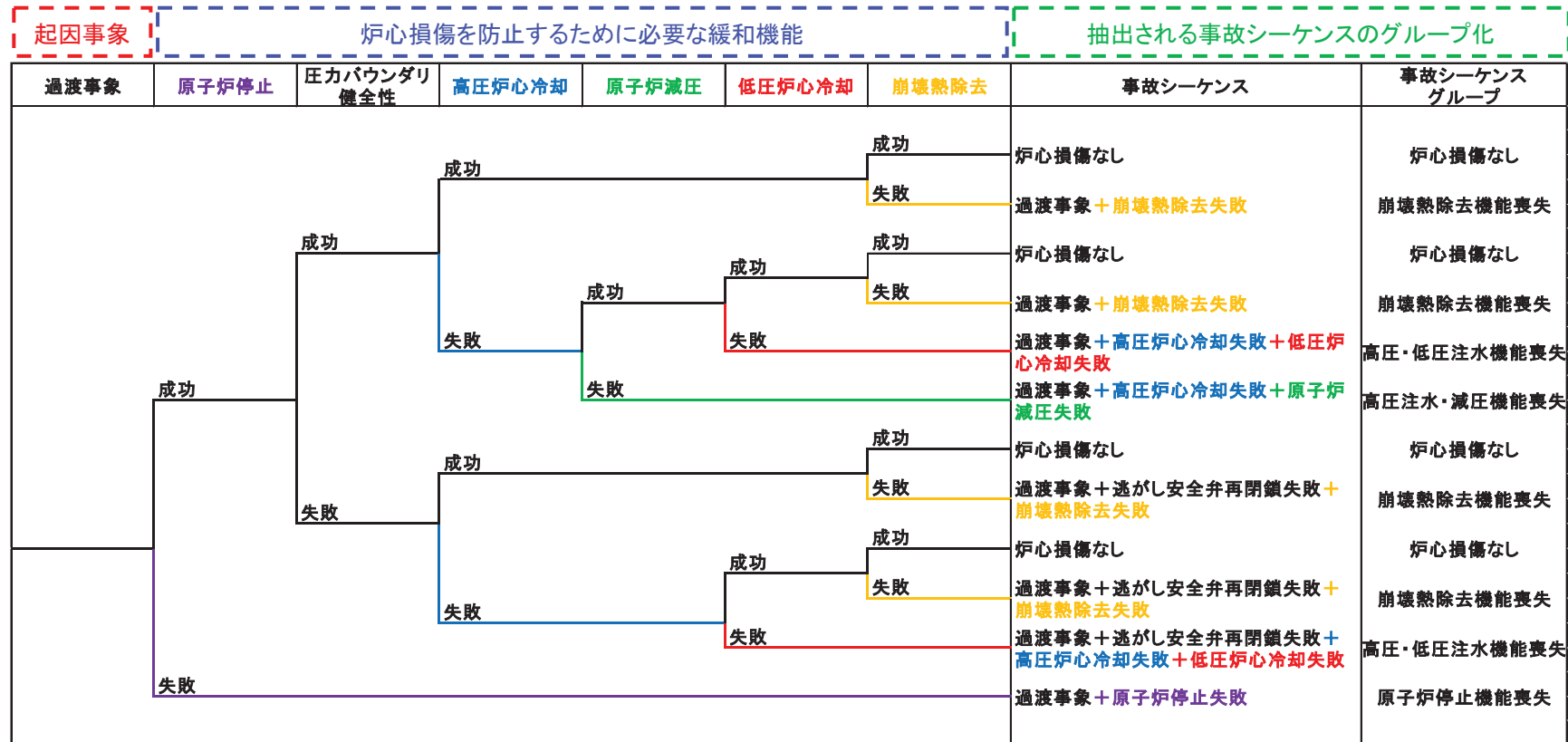


●有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【PRA※1の手法を用いた事故シーケンスの分析, 事故シーケンスグループの抽出】

- ・ 起回事象ごとにイベントツリー※2を展開し, **炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出**
- ・ 抽出される事故シーケンスを, 各緩和機能の成否等, 事故の特徴に着目した**事故シーケンスグループ**に分類

【炉心損傷イベントツリー(起回事象が過渡事象の場合の例)】



※1 プラント内部で起きる機器故障や人的ミスなどを起因とする**内部事象**及び**地震, 津波を起因とする外部事象**のPRA手法を考慮

※2 イベントツリー法は, 炉心損傷を防止するために必要な緩和機能の成否を分岐として設定し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための手法

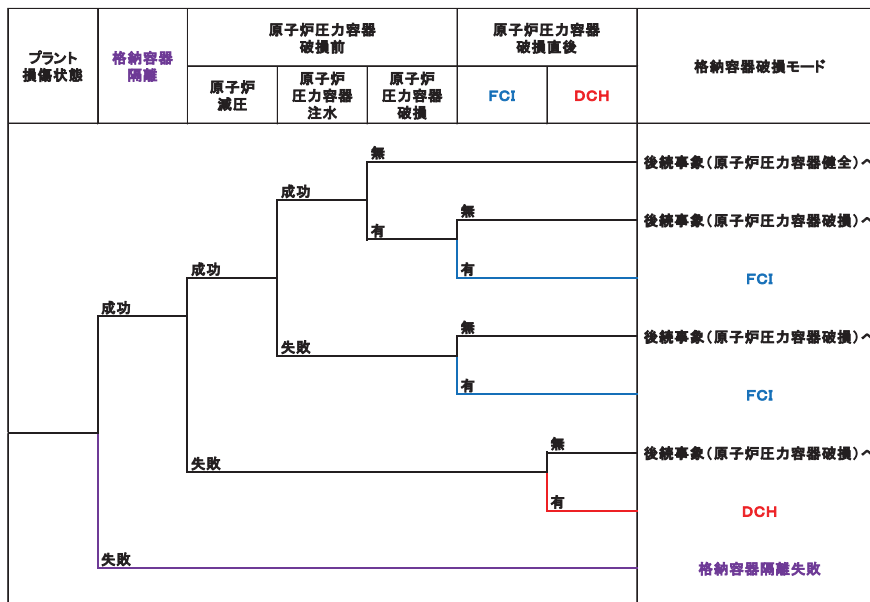
4. 事故シーケンスの選定(2/5)



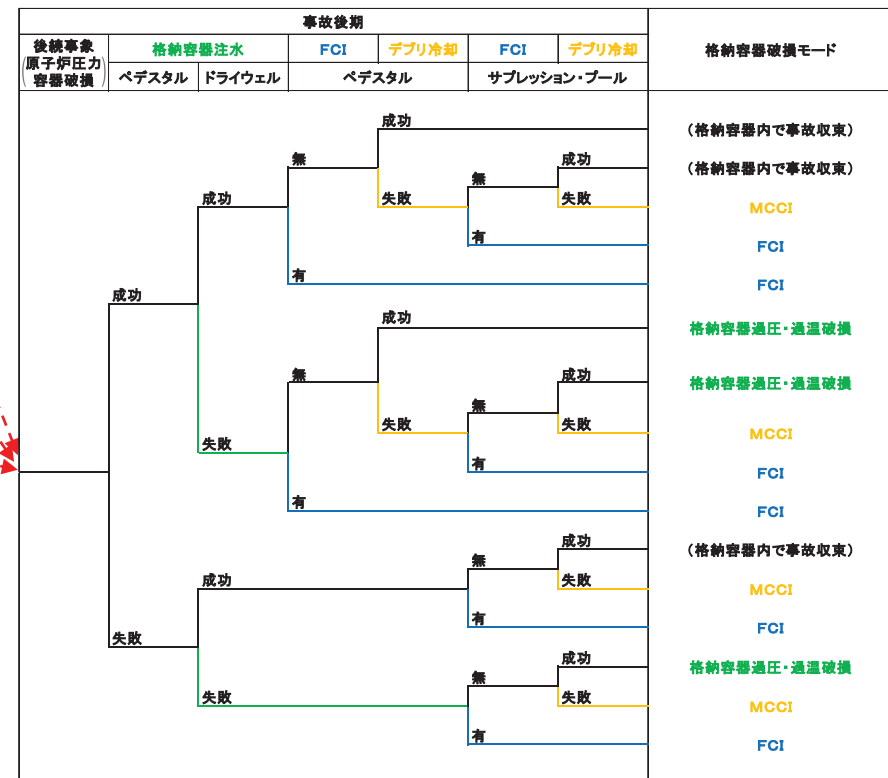
【格納容器破損イベントツリー】

- 事故シーケンスグループを炉心損傷の時期, 原子炉の圧力状態等をもとに**プラント損傷状態**として分類
- 分類したプラント損傷状態ごとに格納容器イベントツリーを展開し, **格納容器破損に至る破損モード**を抽出
- 原子炉圧力容器破損前及び破損後, 並びに事故後期に**生じ得る物理現象等をもとにイベントツリー**を作成

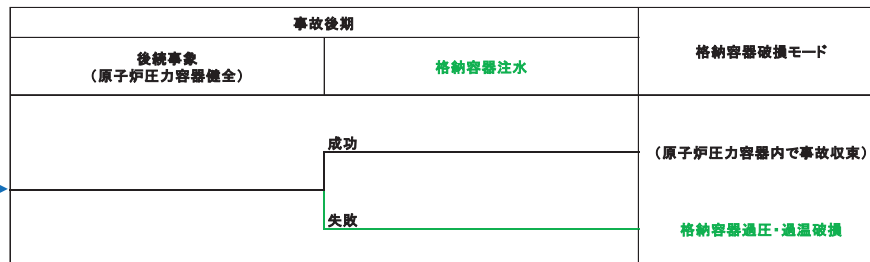
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器破損)のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器健全)のイベントツリー＞



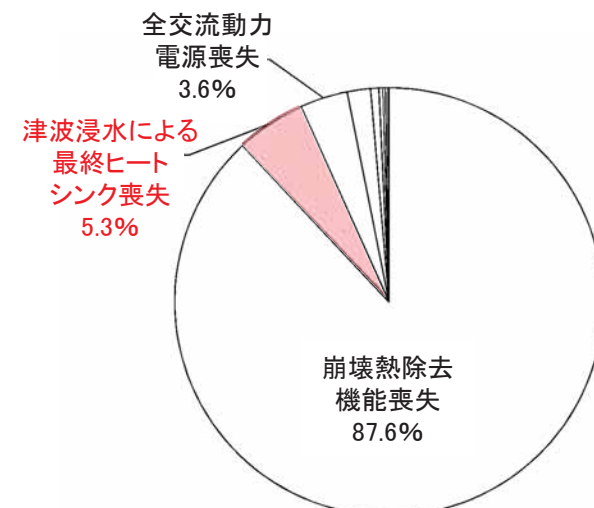
FCI : 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
 DCH : 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 MCCI : 溶融炉心・コンクリート相互作用

4. 事故シーケンスの選定(3/5)

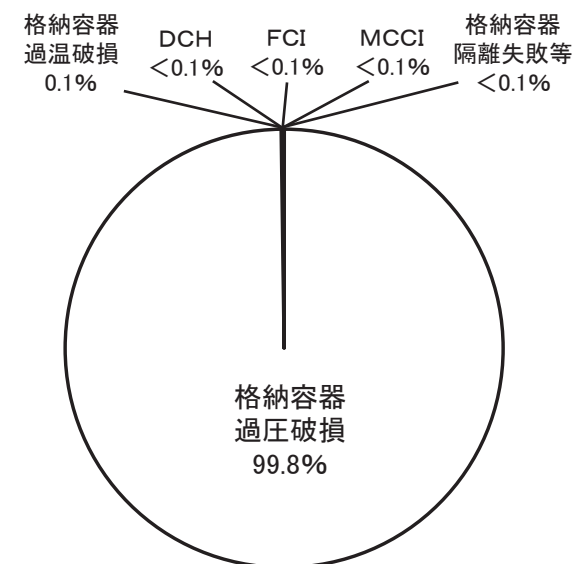
【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 高圧・低圧注水機能喪失
- ✓ 高圧注水・減圧機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ LOCA時注水機能喪失
- ✓ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出



全炉心損傷頻度に対する事故シーケンスグループ毎の寄与割合



全格納容器破損頻度に対する格納容器破損モード毎の寄与割合

【格納容器破損モードの整理】

- ✓ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ✓ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- ✓ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)
- ✓ 水素燃焼
- ✓ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)

4. 事故シーケンスの選定(4/5)



【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- 各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
- 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	- ②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	- ③手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	- ④手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	- ⑤サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	高	高	低
	- ⑥サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	高	高	低
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	- ②手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	中	低	低	低

有効性評価を実施する事故シーケンス

4. 事故シーケンスの選定(5/5)

【代表的な事故シーケンスの選定(格納容器破損防止対策)】

- 各格納容器破損モードに至る事故シーケンスの中から、炉心損傷防止対策と同様に、以下の観点で**最も厳しい(包絡的な)事象となる事故シーケンス**を選定
 - 対策の実施に対する時間余裕の短かさ(=事象進展の早さ)
 - …事象発生後早期に対応する必要があるため、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
 - 格納容器破損防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)の大きさ
 - …格納容器破損の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる
- 選定された事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を評価することで、同一格納容器破損モード内の**他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認**することができる。

【代表的な事故シーケンスの選定(使用済燃料プール・運転停止中原子炉の燃料損傷防止対策)】

- 使用済燃料プールや運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策についても同様に、有効性評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定

各事故シーケンスグループや格納容器破損モードにおける事故シーケンスの選定結果については補足説明資料(6. 事故シーケンスの選定結果)を参照

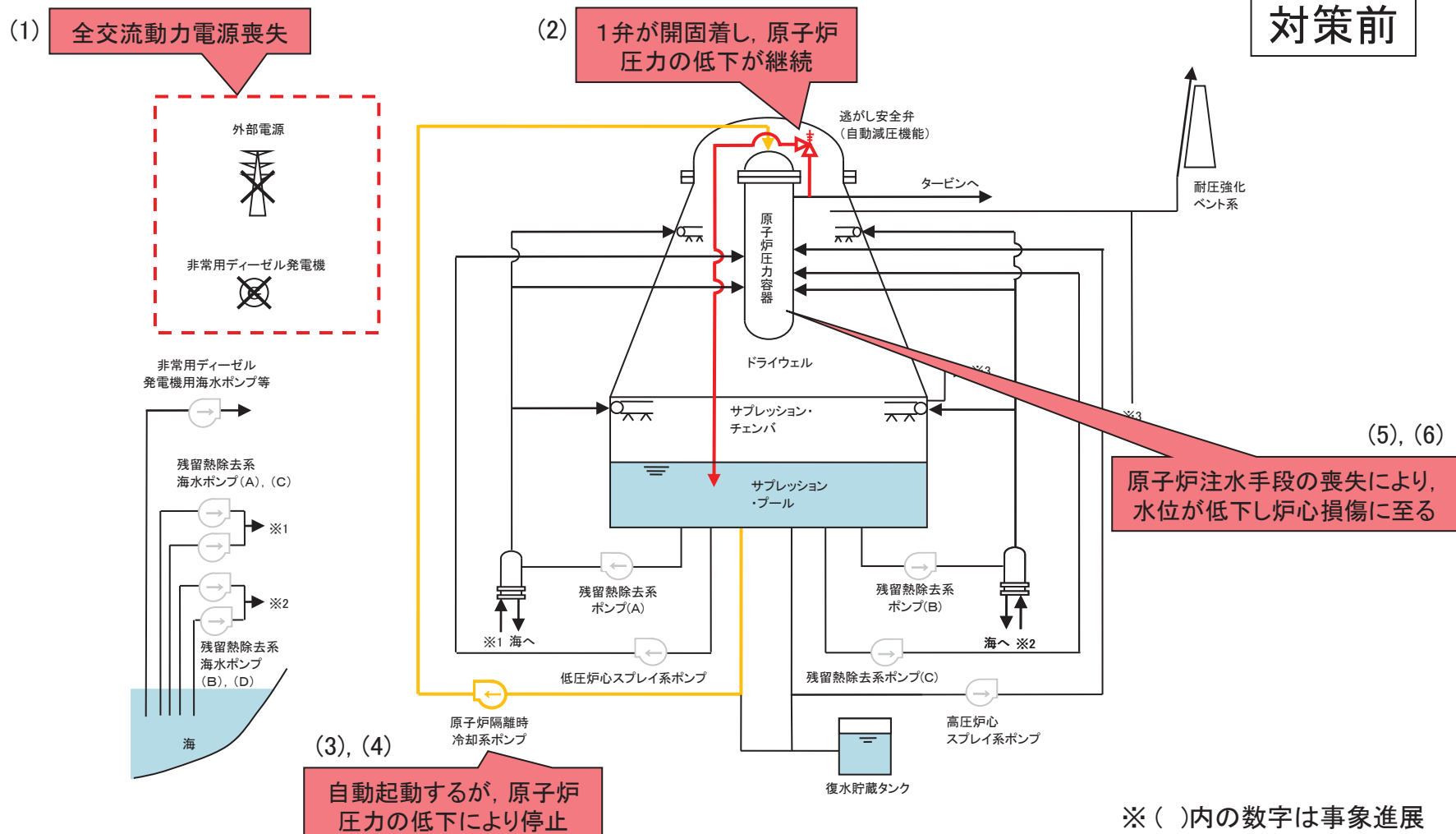
有効性評価結果については補足説明資料(7. 有効性評価の概要)を参照

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(1/6)

【事故シーケンスグループの特徴】

- 全交流動力電源喪失の発生後、逃がし安全弁の開固着により原子炉圧力が低下し、駆動蒸気圧が確保できず原子炉隔離時冷却系が停止する。
- 全ての原子炉注水手段が喪失することで、原子炉水位が低下し炉心損傷に至る。



※()内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(2/6)

【有効性評価の実施】

- 事象発生後24時間は、代替電源を含めた交流電源には期待しない厳しい想定。
- 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイ等により、炉心損傷を防止できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 全交流動力電源喪失の発生	① 全交流動力電源喪失の発生	<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能
(2) 逃がし安全弁の開固着	② 逃がし安全弁の開固着	
(3) 原子炉隔離時冷却系の自動起動	③ 原子炉隔離時冷却系の自動起動	
(4) 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間)	④ 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間)	
(5) 原子炉水位の低下	⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約3時間)	
(6) 炉心損傷	⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生後約14時間)	
	⑦ 常設代替高圧電源装置からの給電(事象発生後24時間は期待しない想定)	<ul style="list-style-type: none"> ● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能 ● 状況によっては可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能
	⑧ 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定 ● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能 ● 代替循環冷却系、格納容器ベント(フィルタベント設備、耐圧強化ベント)による格納容器除熱も可能
	安定状態	

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(3/6)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

● 事象発生2時間までに必要な初動要員は24名, 2時間以降に必要な参集要員は6名

● 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等 対応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28
状況判断	2人 A, B			10分						
③ 原子炉水位の調整 (原子炉隔離時冷却系)	【1人】 A			約1.3時間で停止 手順2						
⑤ 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c~m	170分	手順4					
⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧	【1人】 B			1分	手順3					
⑤ 原子炉水位の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人	適宜流量調整						手順4
⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m	175分	手順6					
⑥ 格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人	適宜流量調整						手順6
⑦ 常設代替高圧電源装置による受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k	125分	手順14				17分	手順14
⑧ 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱	【1人】 B								6分	手順5, 6
その他(電源回復, 燃料給油, 等)			2人(a, b) +参集2人	適宜実施						
必要要員合計	2人	3人	13人+ 参集6人							

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例



(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(4/6)



接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

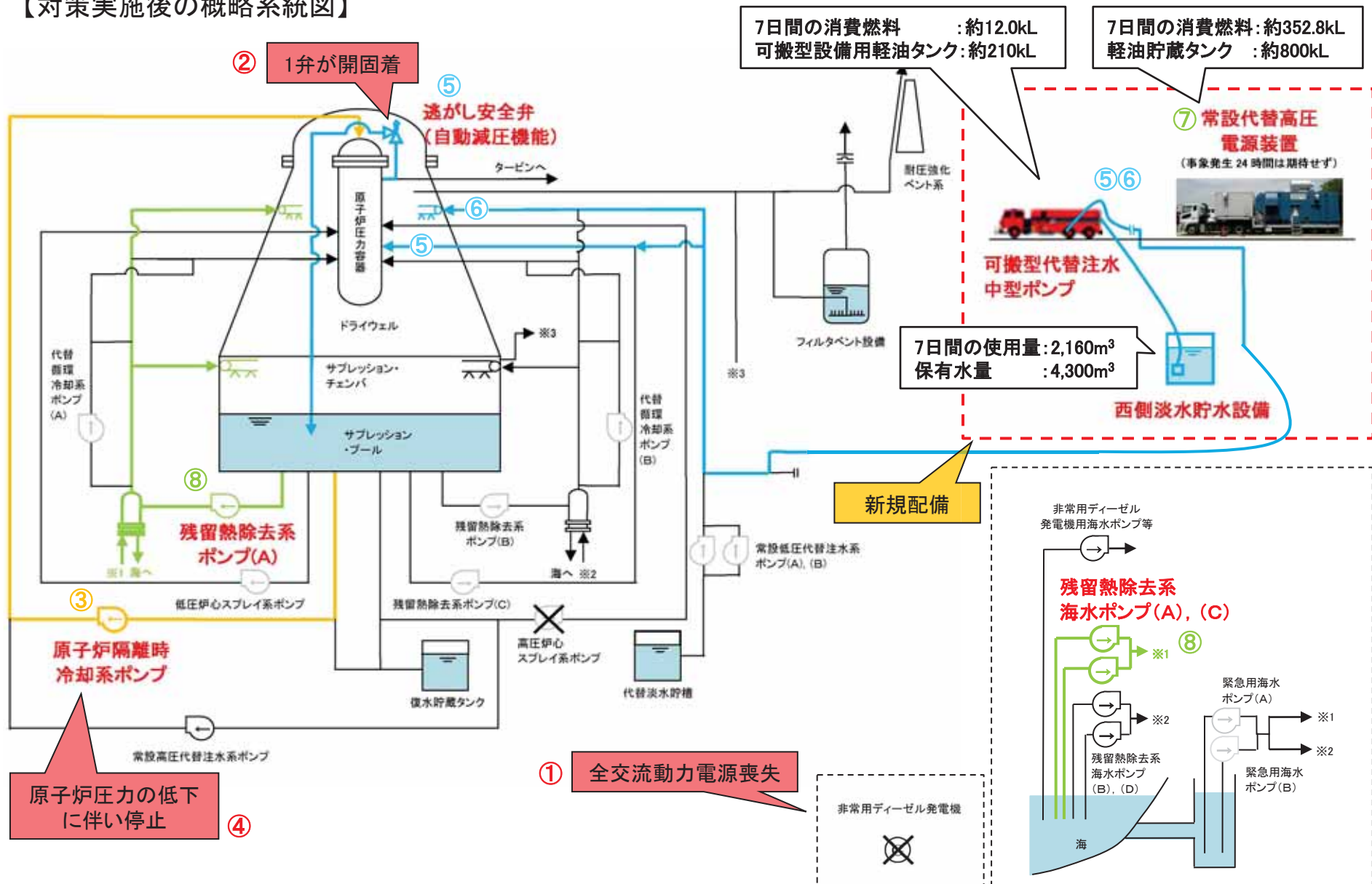
手順・有効性-17

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5/6)



【対策実施後の概略系統図】

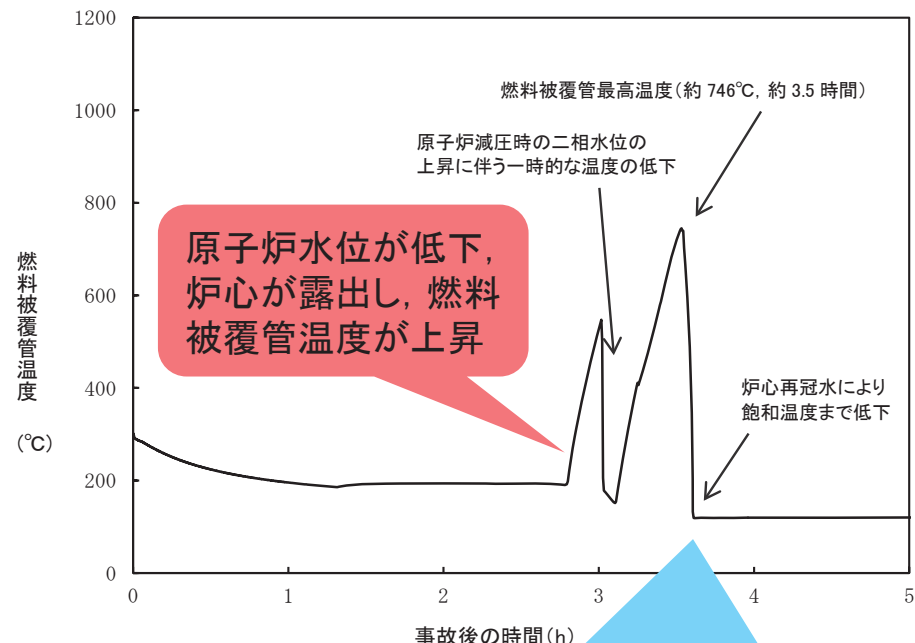
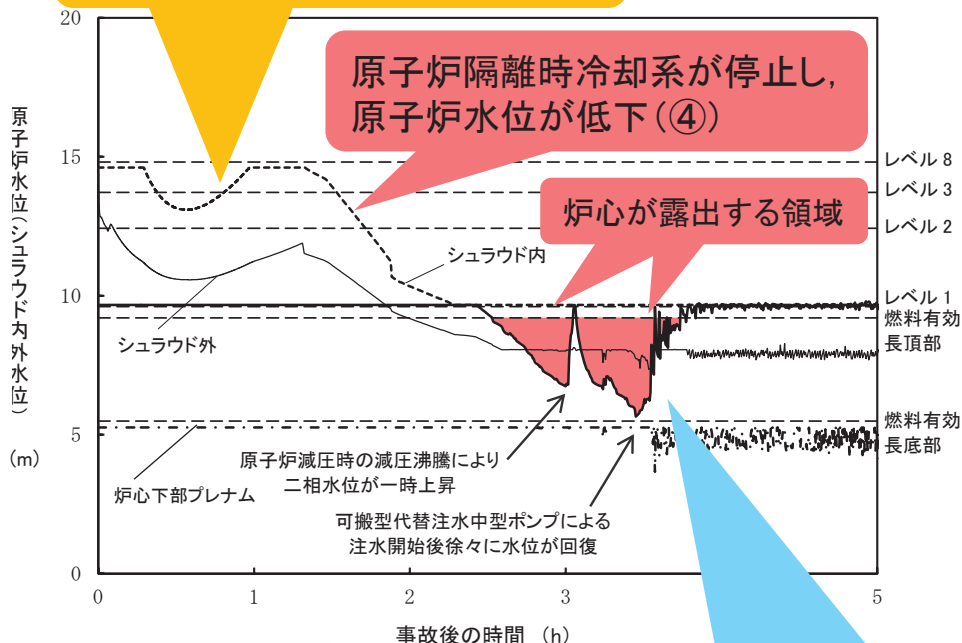


5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6/6)

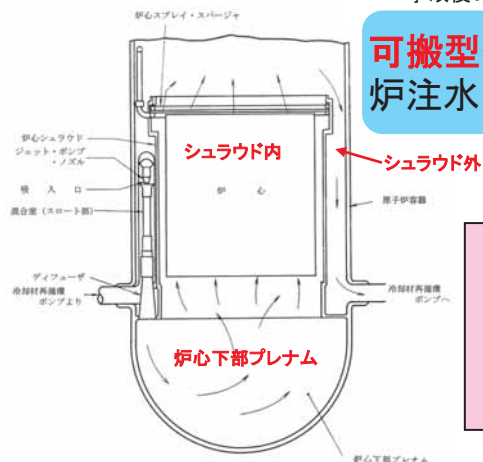
【有効性評価の結果】

原子炉隔離時冷却系の自動起動により原子炉水位が回復(③)



可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位は回復(⑤)

可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位が回復し, 温度が低下



評価結果

- 燃料被覆管温度は約746°C以下となり, 炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は, 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し, 安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(1/9)

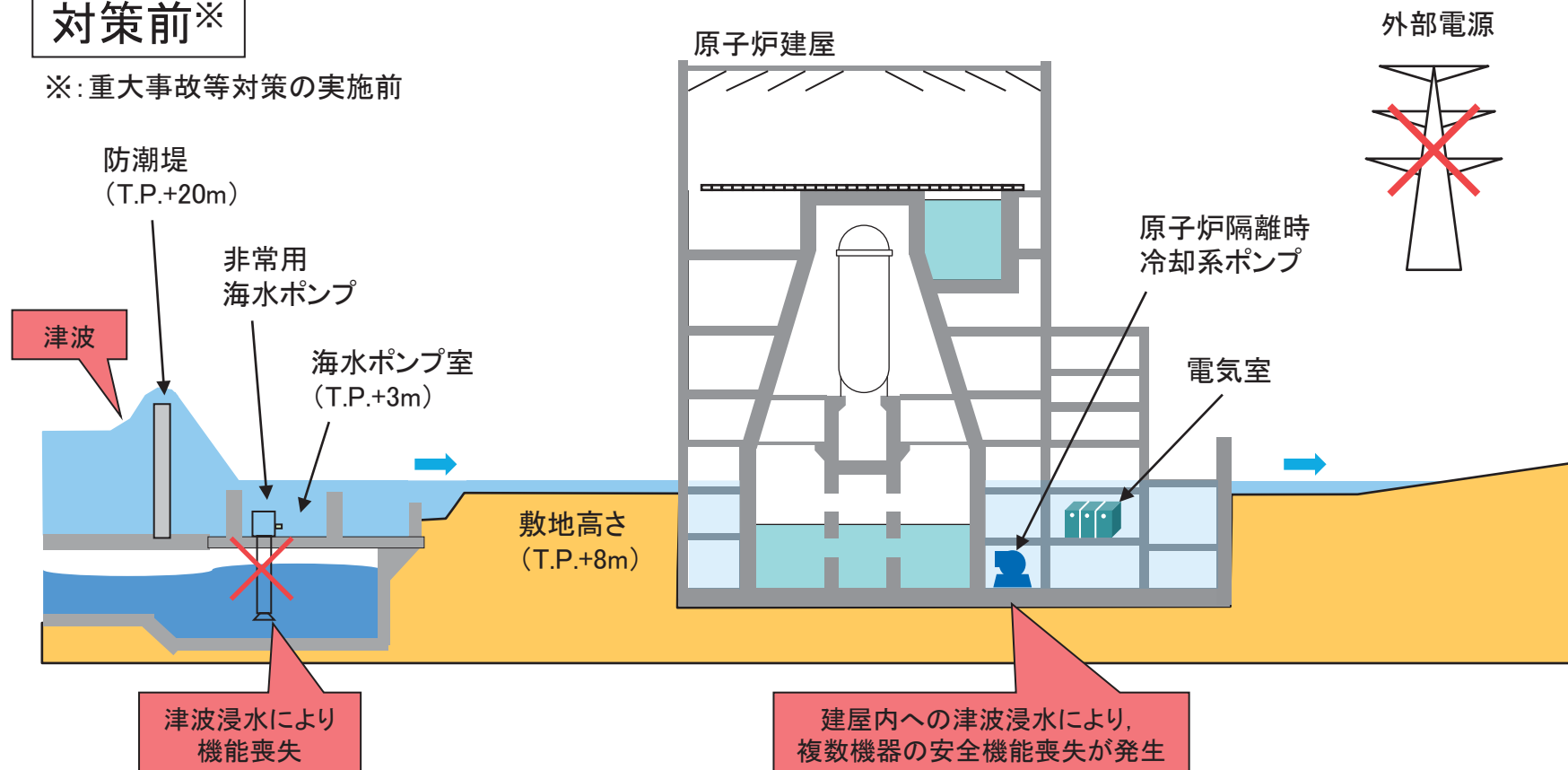
【事故シナリオグループの特徴】

- 敷地に遡上する津波により最終ヒートシンク(非常用海水ポンプの機能)が喪失し、**全交流動力電源喪失**となる。
- 建屋内に津波が浸水することで、**原子炉隔離時冷却系***も機能喪失となる。
- 全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。

※原子炉隔離時冷却系:原子炉の主蒸気により駆動し、原子炉高圧時に注水可能。運転には直流電源が必要。

対策前※

※: 重大事故等対策の実施前

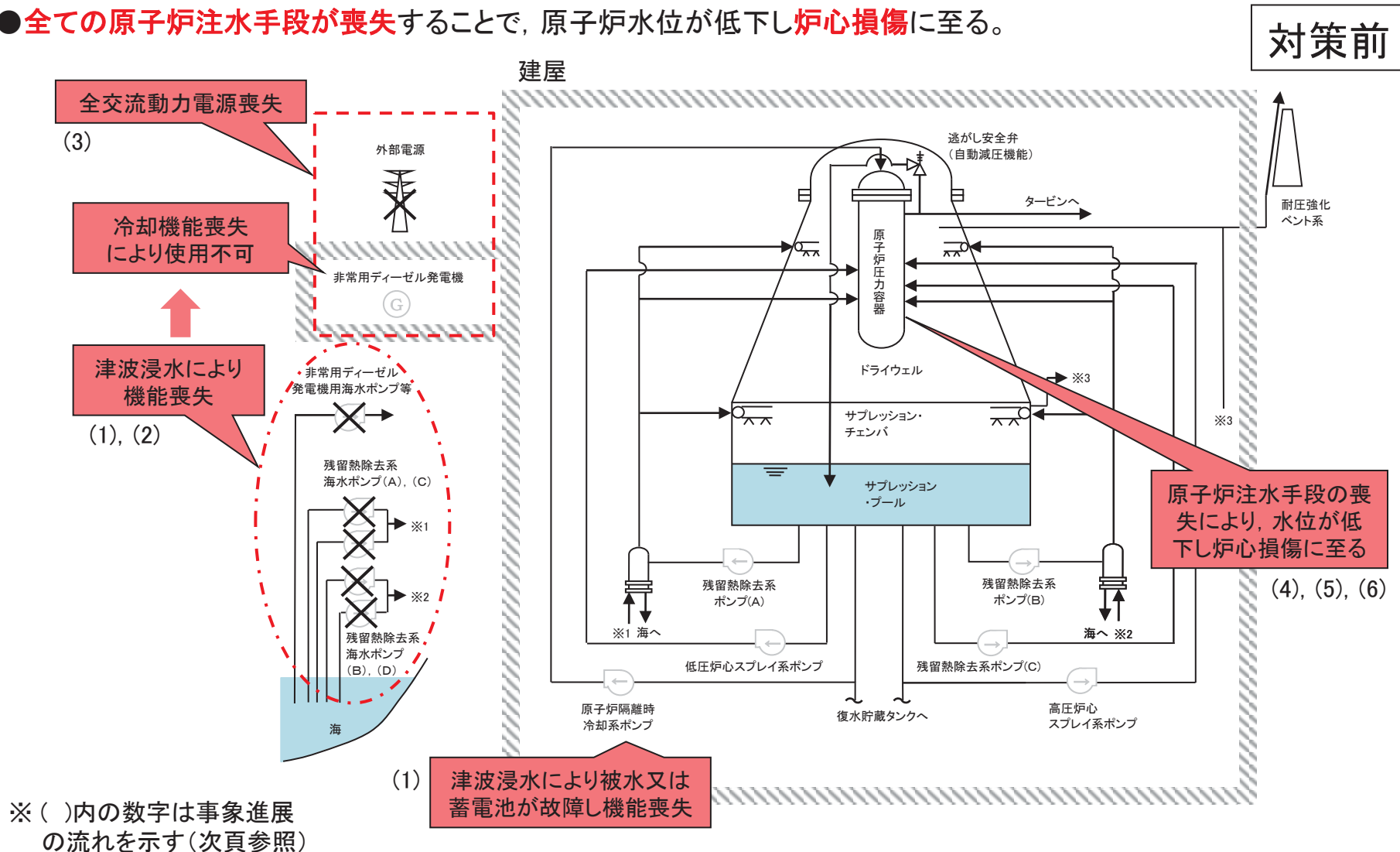


5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(2/9)

【事故シーケンスグループの特徴】

- 敷地に遡上する津波により最終ヒートシンク(非常用海水ポンプの機能)が喪失し、**全交流動力電源喪失**となる。
- 建屋内に津波が浸水することで、**原子炉隔離時冷却系も機能喪失**となる。
- 全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。



5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(3/9)

【有効性評価の実施】

- 事象発生後24時間は、代替電源を含めた交流電源には期待しない厳しい想定。
- 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイ等により炉心損傷を防止できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 津波の発生(地震等により外電喪失)	① 津波の発生(地震等により外電喪失)	
(2) 非常用海水ポンプの機能喪失	② 非常用海水ポンプの機能喪失	
(3) 全交流動力電源喪失	③ 全交流動力電源喪失	
(4) 津波浸水による注水機能の喪失	④ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水(事象発生後約8時間まで)	● 建屋の水密化や蓄電池の増強により、原子炉隔離時冷却系の機能を確保
(5) 原子炉水位の低下	⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約8時間)	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能
(6) 炉心損傷	⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生後約13時間)	● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能
	⑦ 常設代替高圧電源装置からの給電(事象発生後24時間は期待しない想定)	● 状況によっては可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能
	⑧ 緊急用海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱	● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定
	安定状態	● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能
		● 代替循環冷却系、格納容器ベント(フィルタベント設備、耐圧強化ベント)による格納容器除熱も可能

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(4/9)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

● 事象発生2時間までに必要な初動要員は24名, 2時間以降に必要な参集要員は6名

● 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28
状況判断	2人 A, B			10分						
④ 原子炉水位の調整(原子炉 隔離時冷却系)	【1人】 A			約8時間まで		手順2				
⑤ 可搬型代替注水中型ポン プによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c~m	170分	手順4					
⑤ 逃がし安全弁による原子炉 減圧	【1人】 B				1分	手順3				
⑤ 原子炉水位の調整(可搬型 代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人			適宜流量調整		手順4		
⑥ 可搬型代替注水中型ポン プによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m			175分	手順6			
⑥ 格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人				適宜流量調整		手順6	
⑦ 常設代替高圧電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k		125分	手順14				17分 手順14
⑧ 緊急用海水系及び残留熱 除去系による格納容器除 熱	【1人】 B							手順5, 6		22分
その他(電源回復, 燃料給 油, 等)			2人(a, b) +参集2人	適宜実施						
必要要員合計	2人	3人	13人+ 参集6人							

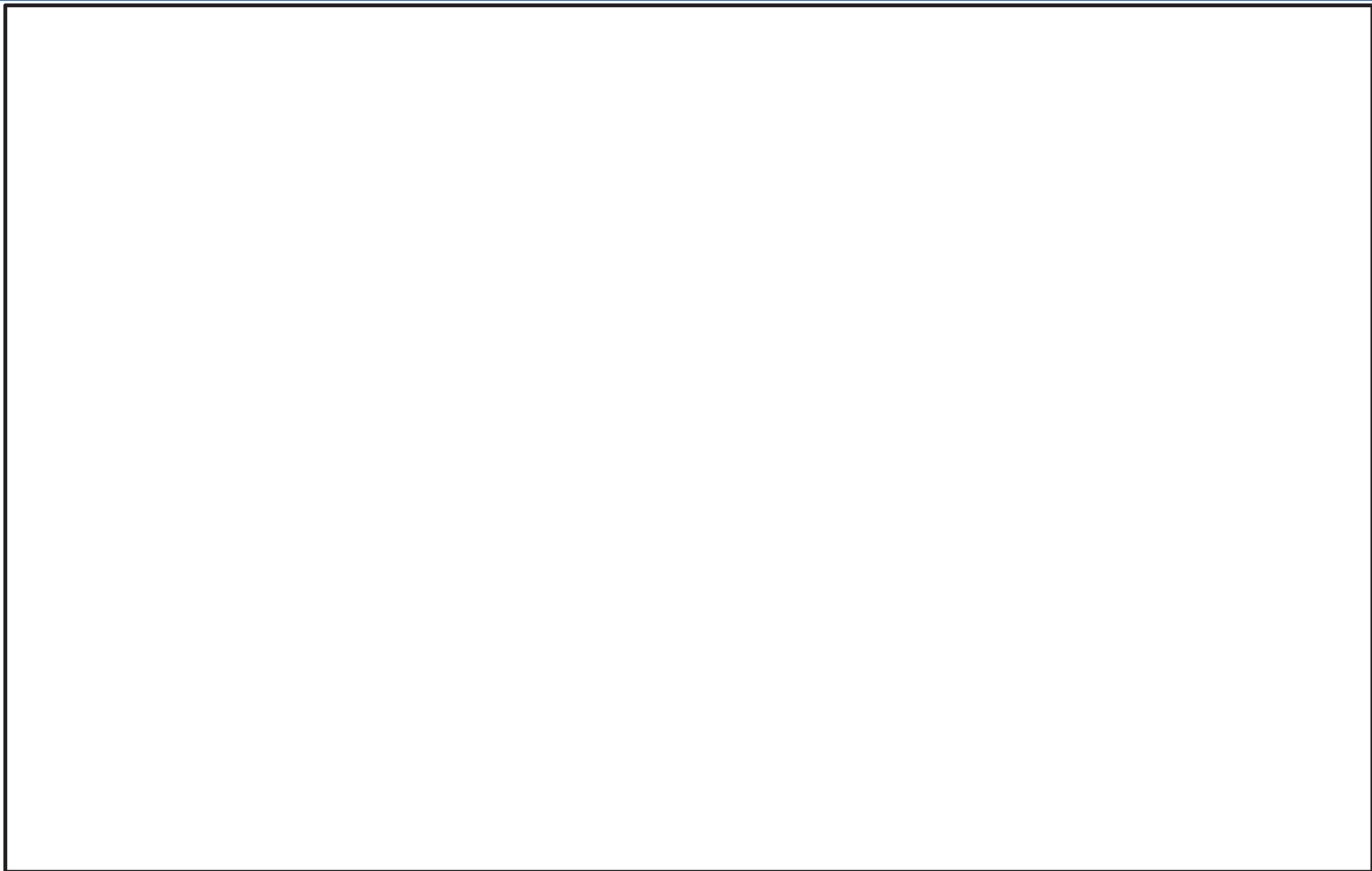
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(5/9)



接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

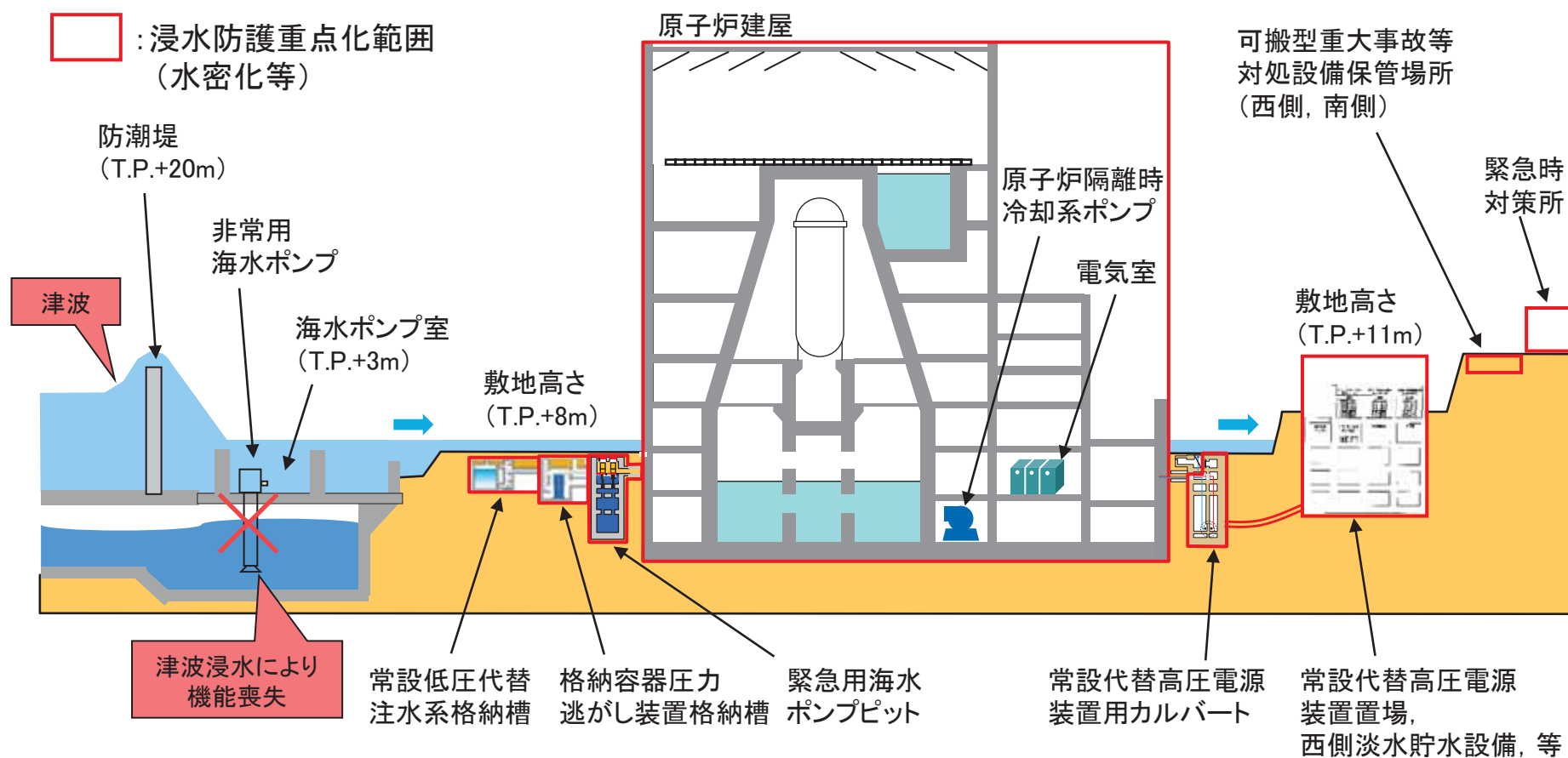
屋内外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(6/9)

【敷地に遡上する津波に対する防護】

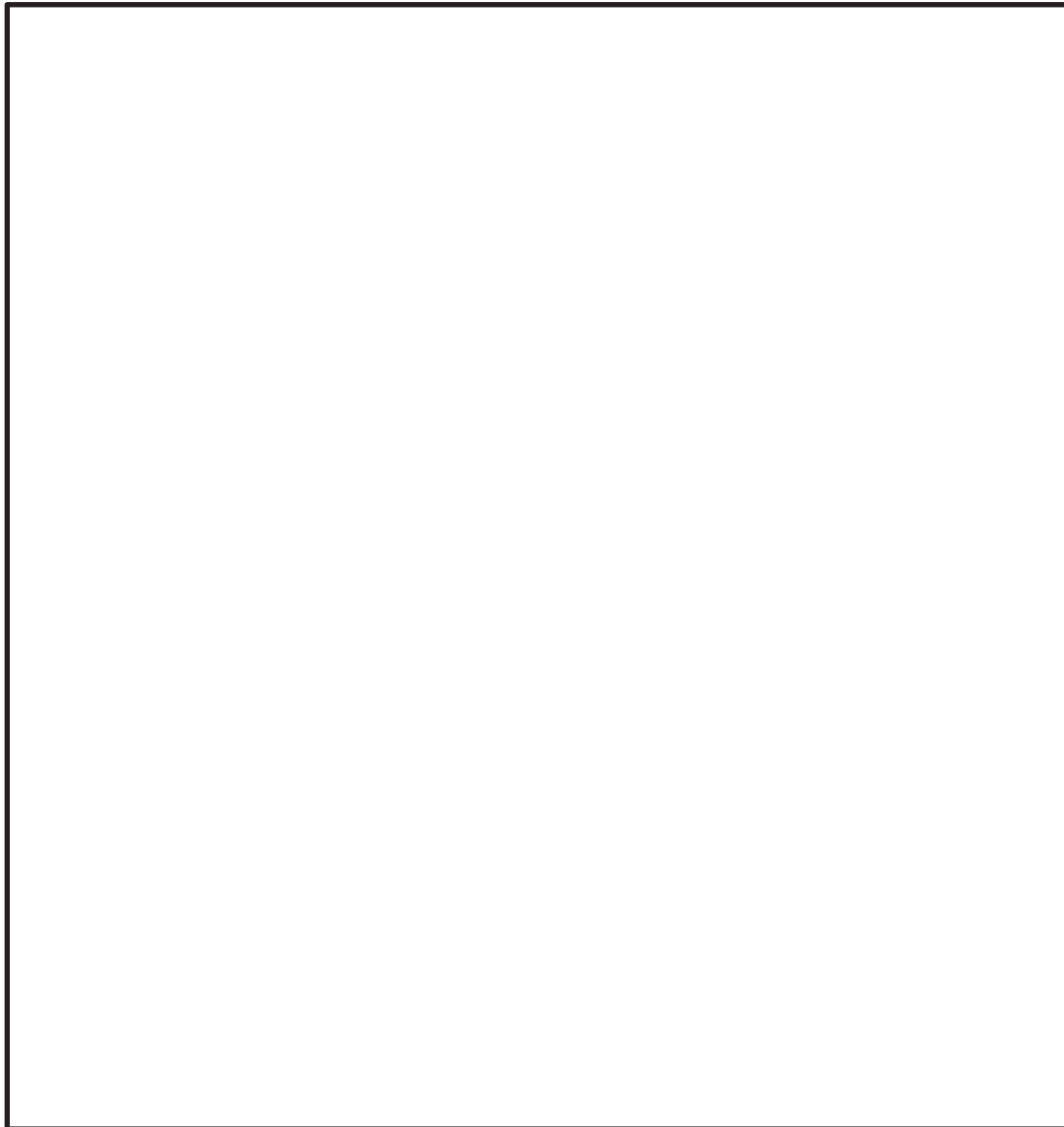
● **建屋等の水密化**や**高台への配備**により、敷地に遡上する津波が生じた場合でも重大事故等対処設備を防護。



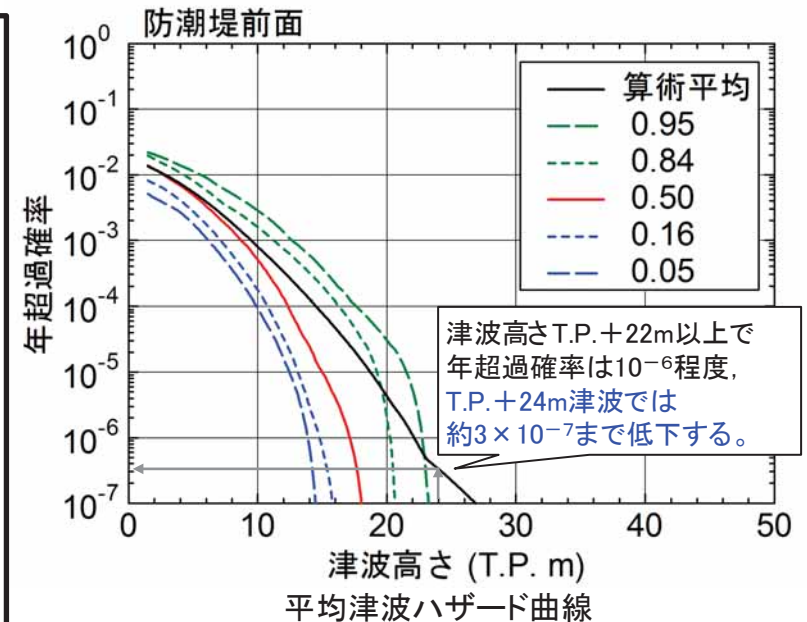
敷地に遡上する津波による敷地の浸水と建屋断面図

5. 有効性評価の具体例

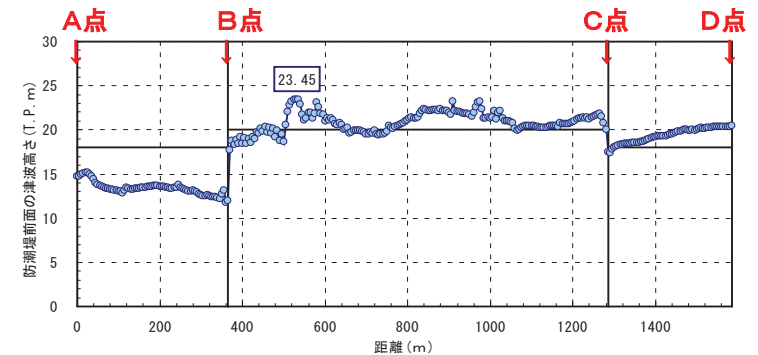
(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(7/9)



敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P.+24m(防潮堤前面)までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

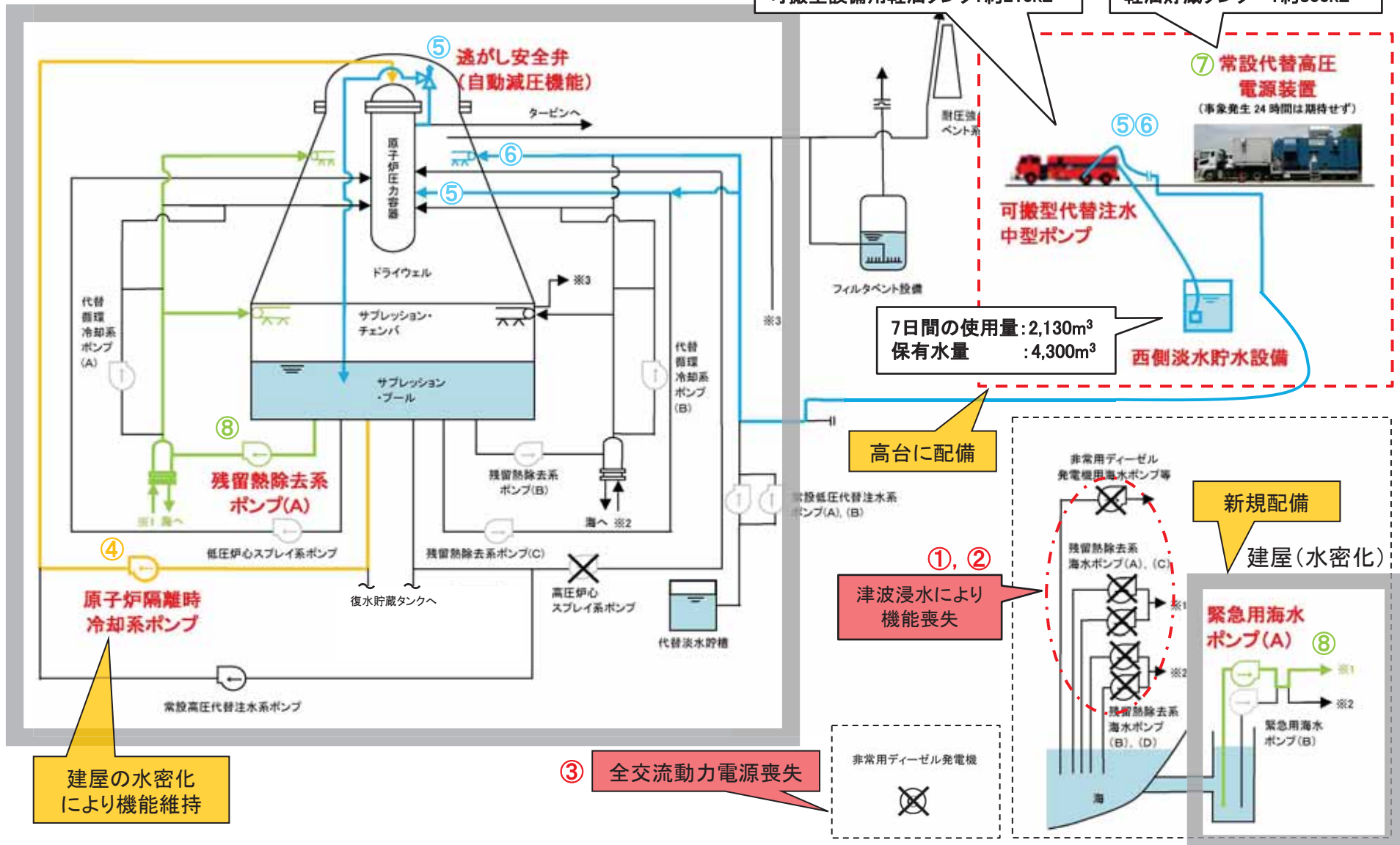
5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(8/9)



【対策実施後の概略系統図】

建屋(水密化)



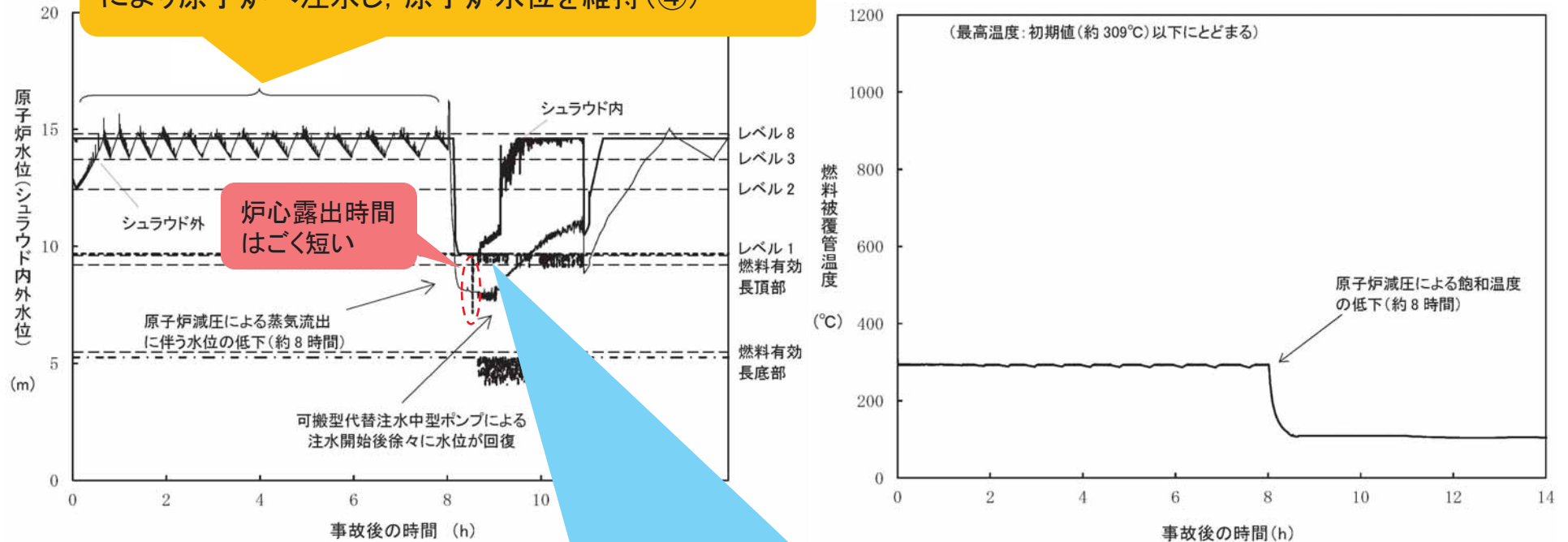
5. 有効性評価の具体例



(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(9/9)

【有効性評価の結果】

全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系により原子炉へ注水し、原子炉水位を維持(④)



原子炉減圧時に原子炉水位は一時的に低下するが、**可搬型代替注水中型ポンプ**による原子炉注水により原子炉水位は回復(⑤)



評価結果

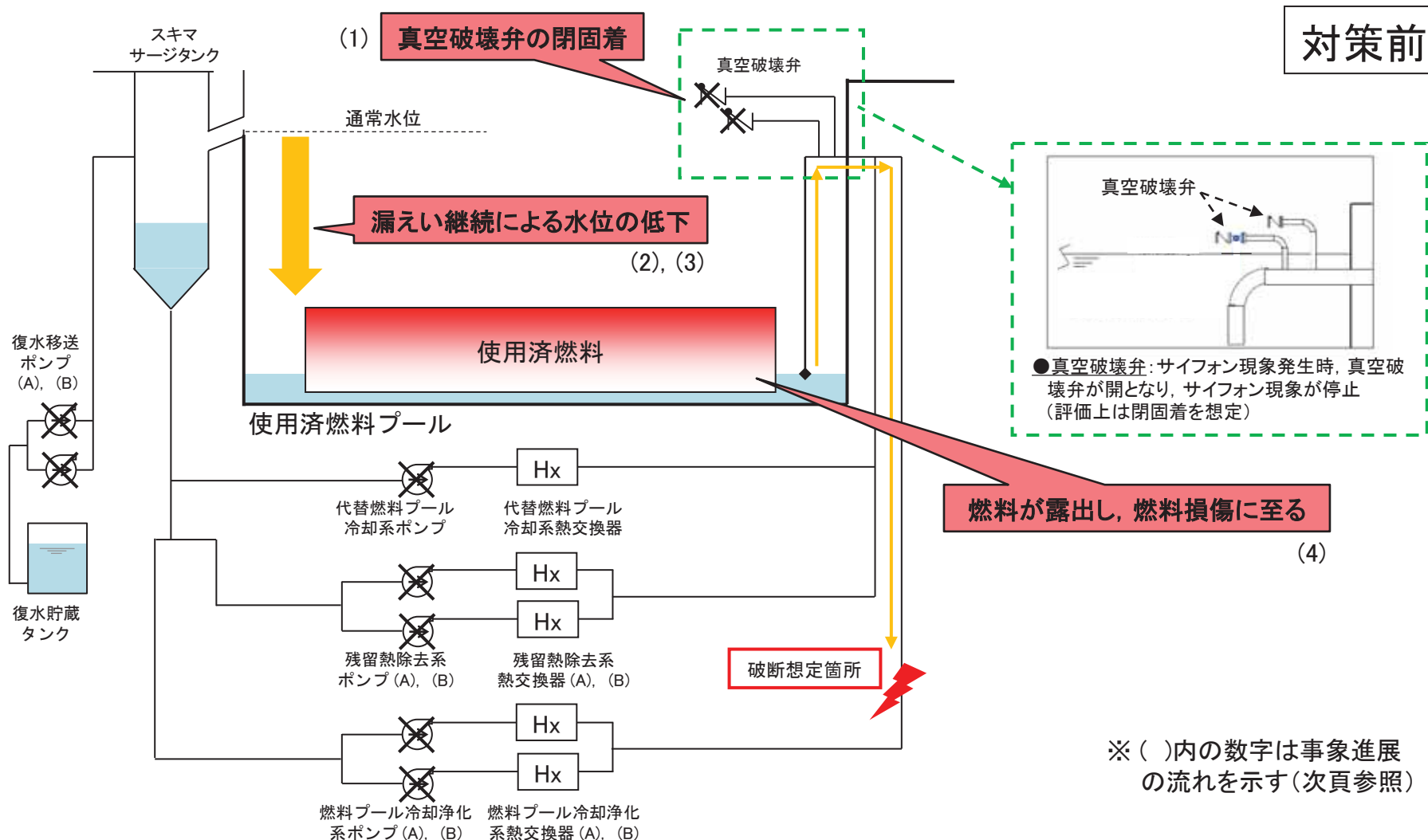
- 燃料被覆管温度は**初期値(約309°C)以下**となり、炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は、**緊急用海水系**及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(1/6)

【想定事故の特徴】

- 配管破断に伴うサイフォン現象等により、**使用済燃料プール水の漏えい**が発生する。
- さらに、**注水機能及び冷却機能の喪失**を想定すると、プール水位の低下が継続し、**燃料が露出して損傷**に至る。



5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(2/6)

【有効性評価の実施】

- 配管破断に伴う漏えいに加え、**注水機能及び冷却機能の喪失**も想定。
- サイフォンブレイク用配管**による漏えい停止、**可搬型代替注水中型ポンプ**による注水により**燃料損傷を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定)	サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定)	<ul style="list-style-type: none"> ●外部電源喪失時のみ必要な操作 (使用済燃料プールへの注水で使用する弁に給電が必要なため) ●可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能 ●常設低圧代替注水系ポンプによる注水も可能 ●可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能
(1) 真空破壊弁閉固着を想定	① 真空破壊弁閉固着を想定	
(2) プール水の漏えい継続	② サイフォンブレイク用配管 による漏えい停止	
(3) 使用済燃料プール水位の低下	③ プール水の沸騰	
(4) 燃料損傷	④ 使用済燃料プール水位の低下	
	⑤ 常設代替高圧電源装置 からの給電による注水ラインの系統構成	
	⑥ 可搬型代替注水中型ポンプ による使用済燃料プールへの注水(事象発生後約8時間)	
	使用済燃料プール水位の回復	
	破断個所の隔離	
	安定状態	

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(3/6)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は17名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員37名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)										
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	2	4	6	8	10	12	14				
状況判断	1人 A			10分										
⑤ 常設代替高圧電源装置による受電	【1人】 A			4分 手順14										
⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水	【1人】 A		8人 a~h				170分	手順11						
⑥ 注水流量の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)			【2人】 a, b						適宜流量調整	手順11				
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)		2人 B, C	参集2人	適宜実施										
必要要員合計	1人	2人	8人+ 参集2人											

評価上は8時間で注水開始の想定としているが, 約3時間で準備可能であり, 十分な時間余裕がある。

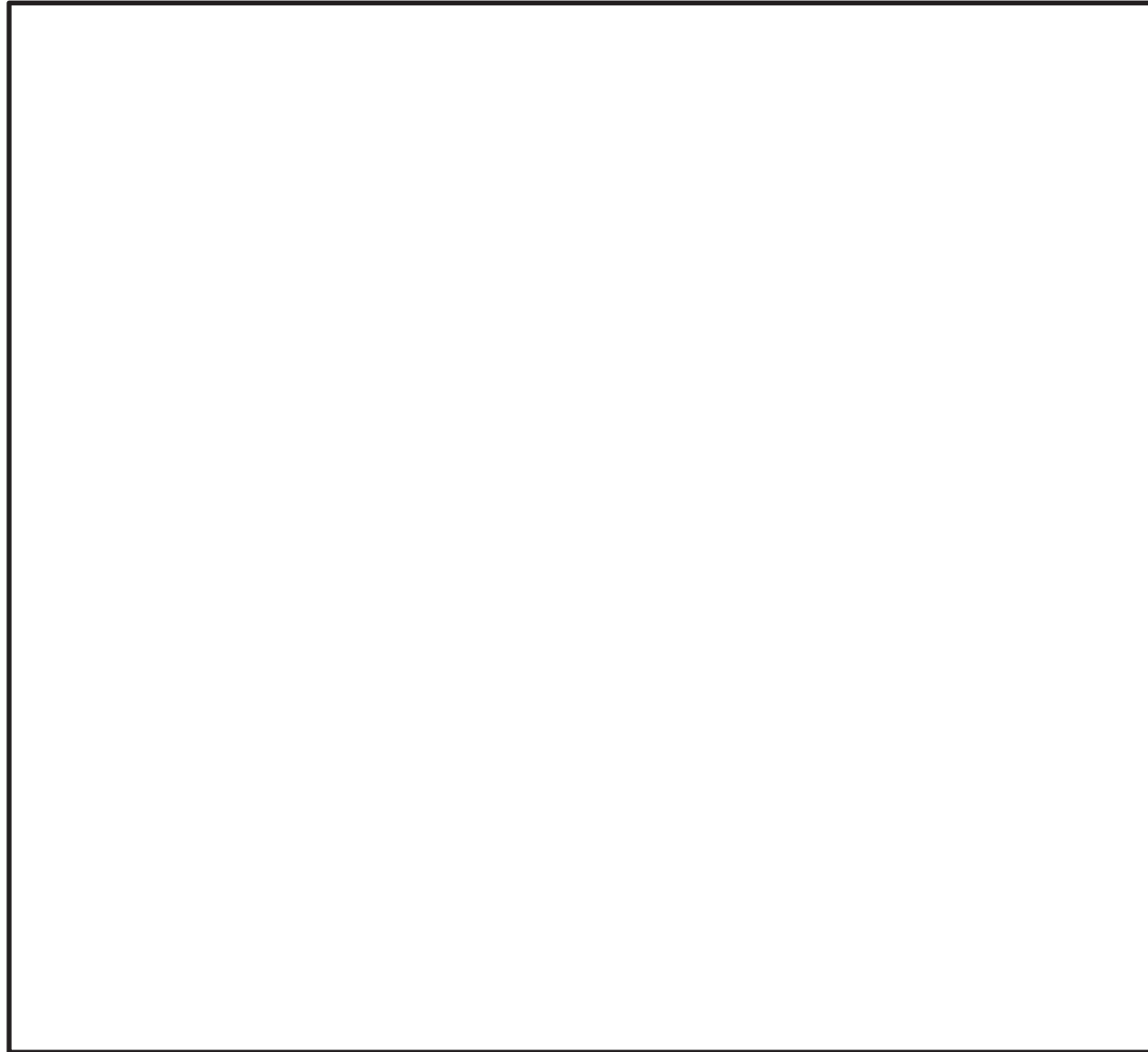
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(4/6)



接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

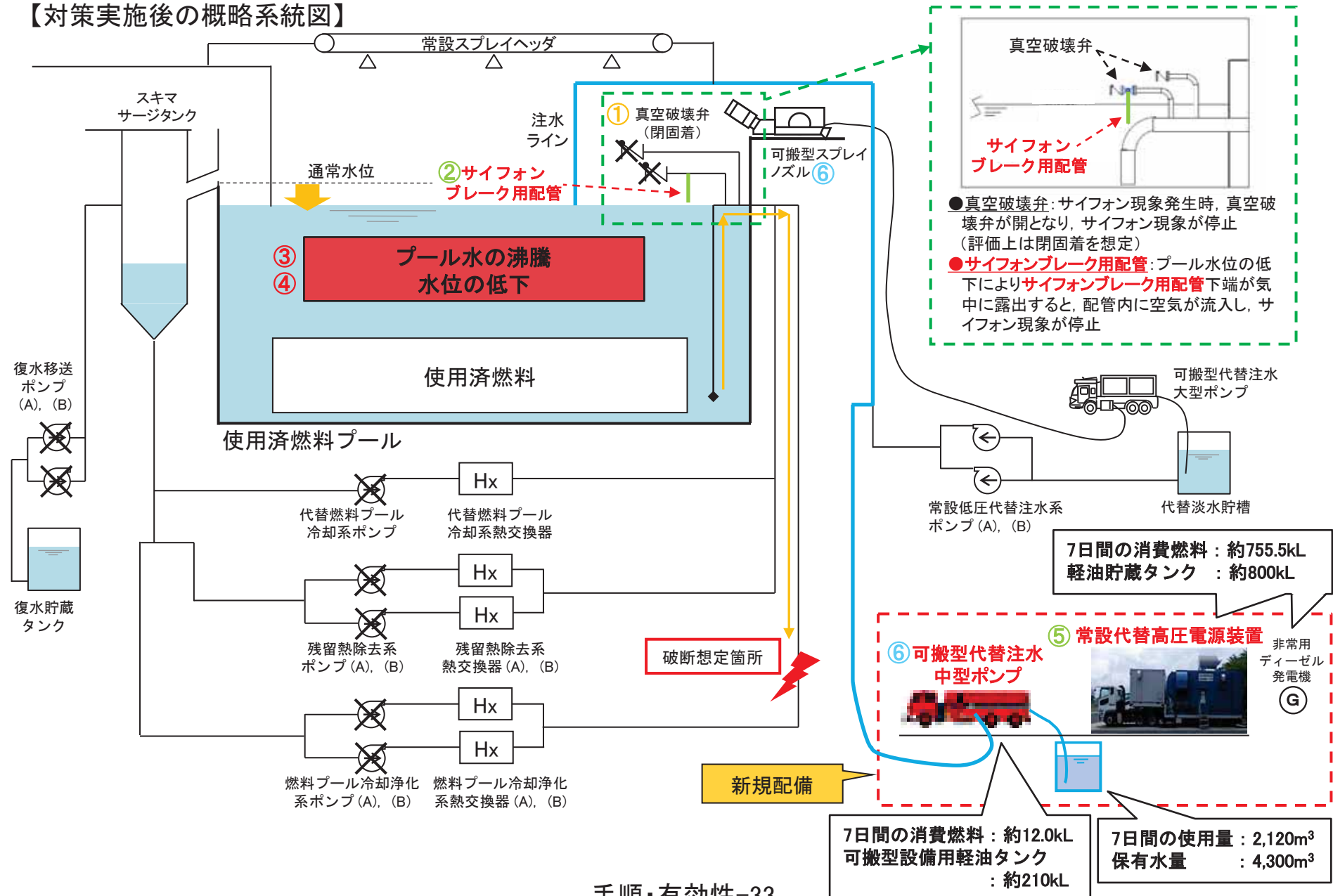
屋外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(5/6)



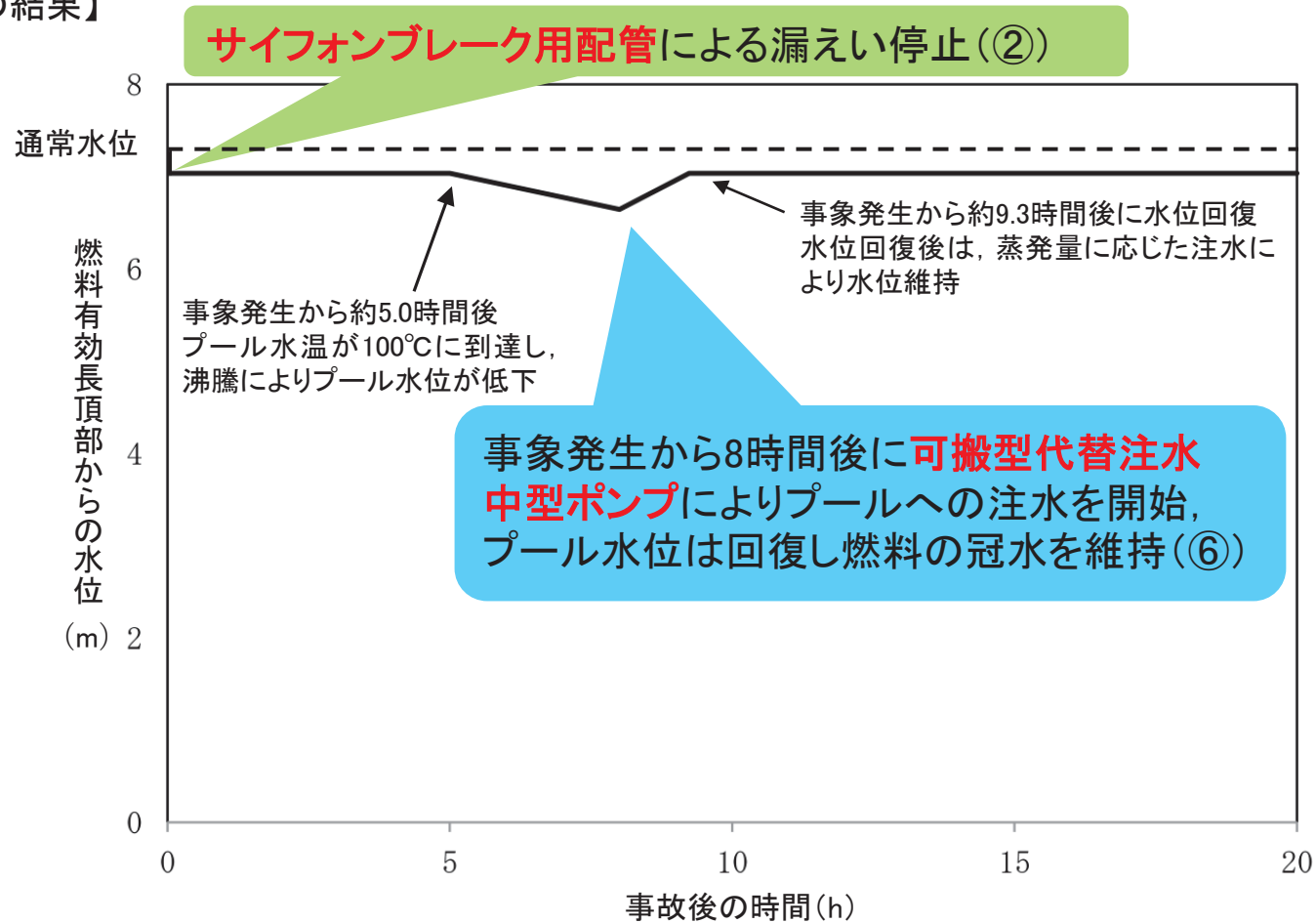
【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(6/6)

【有効性評価の結果】



評価結果

- 8時間後に注水開始することで、**燃料の冠水を維持**し、水位は回復する
- 蒸発分の注水を継続することで水位が維持される(安定状態)

5. 有効性評価の具体例

(4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による静的負荷

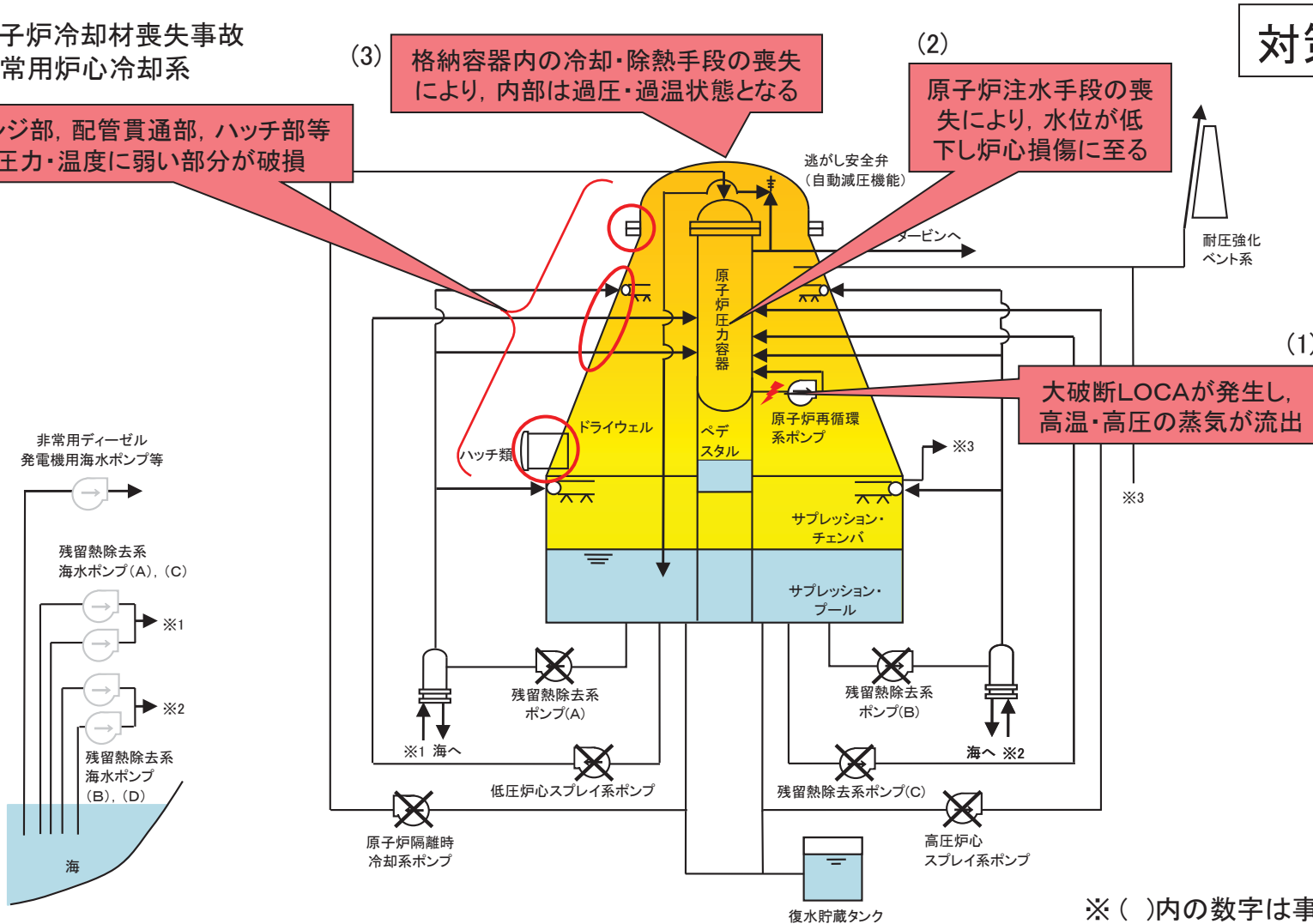
【格納容器破損モードの特徴】

- **大破断LOCA時にECCS等の安全機能が喪失し**, 炉心損傷に至る。
- 格納容器内を冷却・除熱する安全機能が喪失し, **格納容器内が過圧・過温状態となり破損する**。

LOCA: 原子炉冷却材喪失事故

ECCS: 非常用炉心冷却系

- (4) フランジ部, 配管貫通部, ハッチ部等の圧力・温度に弱い部分が破損



対策前

※ ()内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(1/7)



【有効性評価の実施】

- 必要な要員・資源等を厳しく評価するために、**全交流動力電源喪失の重畳**についても考慮。
- **常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ、**代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 格納容器圧力・温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(4) 格納容器破損</p>	<p>① 大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ (事象発生後25分)</p> <p>↓</p> <p>④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱(事象発生後90分)</p> <p>↓</p> <p>⑤ 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入(事象発生後約84時間)</p> <p>↓</p> <p>⑥ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生後約40日※)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 原子炉注水により原子炉圧力容器の破損を回避可能 ● LOCA破断口からの蒸気流出に伴う格納容器圧力・温度の上昇を抑制 ● 格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し、水素燃焼の発生を防止 ● 可搬型窒素供給装置は必要容量×2セットあり、故障時は他方の装置を使用可能 ● 長期的には、格納容器内の水素及び酸素の排出のために格納容器ベントを実施
	<p>※ 水の放射線分解速度の不確かさ(水素及び酸素の発生量が多い場合)を考慮すると、格納容器ベントは事象発生から約5日後</p>	

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(2/7)



【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

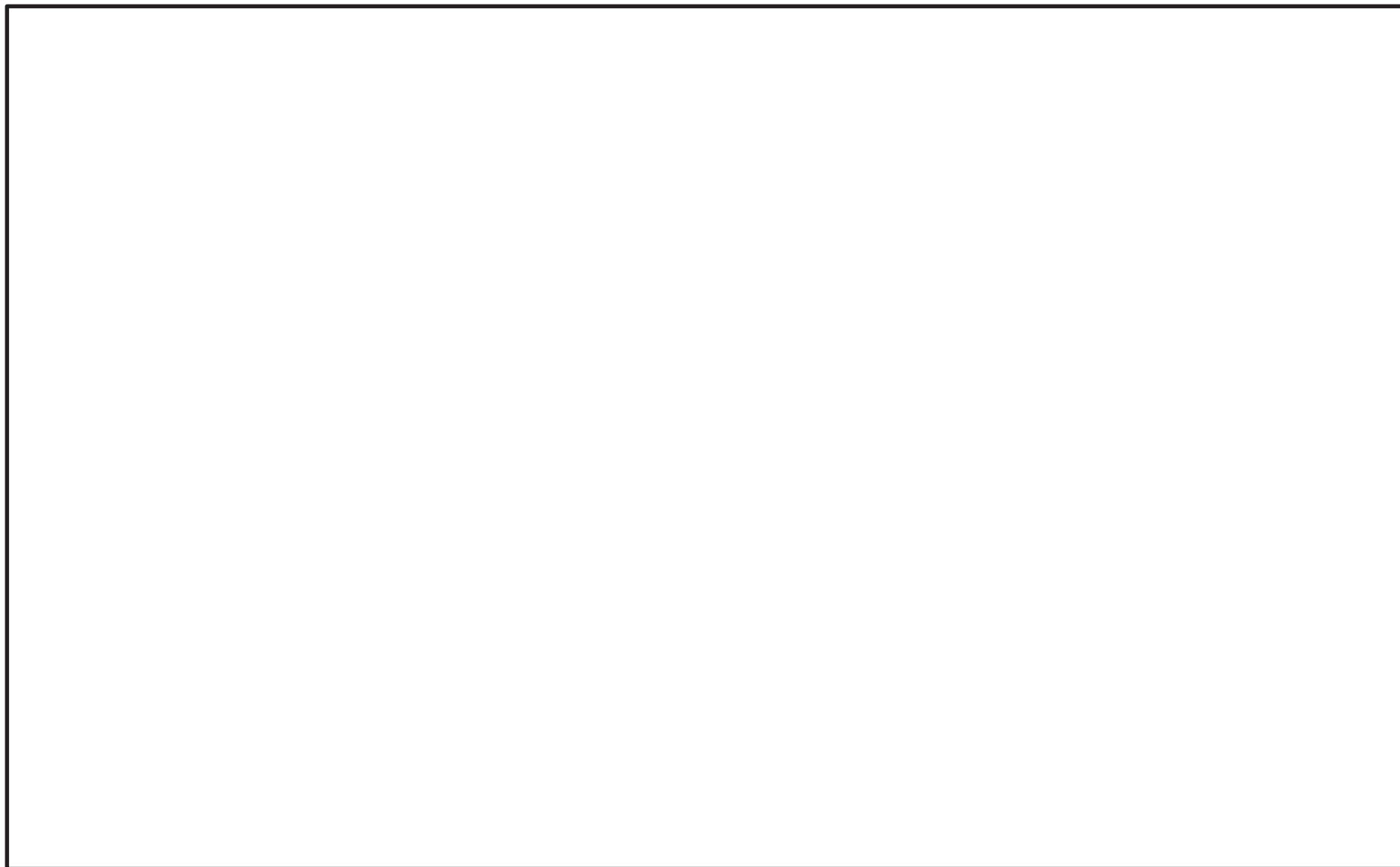
操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	60	80	100
状況判断	2人 A, B			10分						
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14				
③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6				
④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	【1人】 A					65分	手順7			
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D				88分	手順14			
⑤ 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素注入			6人 a~f					手順9	180分	窒素注入の 開始・継続
その他(電源回復, 燃料給油, 等)			4人(g~j) +参集2人				適宜実施			
必要要員合計	2人	2人	10人+ 参集2人							

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※制御盤操作や可搬型窒素供給装置の運搬・接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による
静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(3/7)

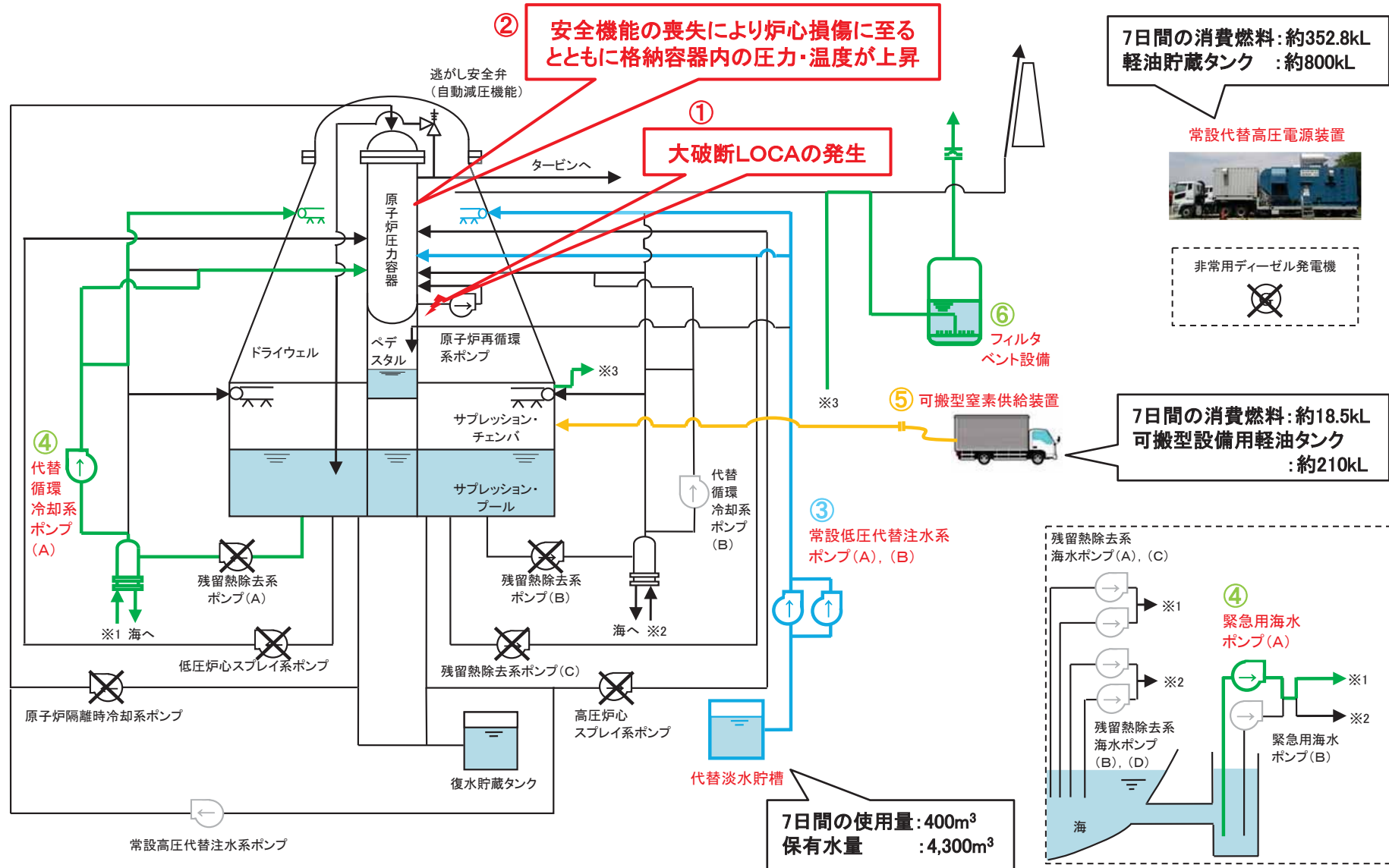


接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は 屋内外作業における要員等の動線図
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(4/7)



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(5/7)



●格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達後、格納容器圧力が1Pd到達時※1, ※2	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時※1, ※3	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時※4	格納容器内での水素燃焼防止

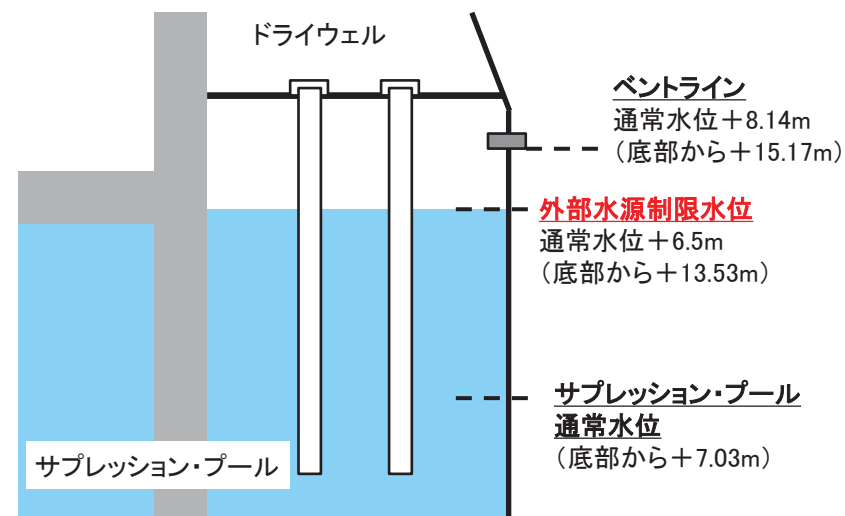
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage], 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時に停止(右図参照)

※2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd~0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。

※3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd~1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。

※4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



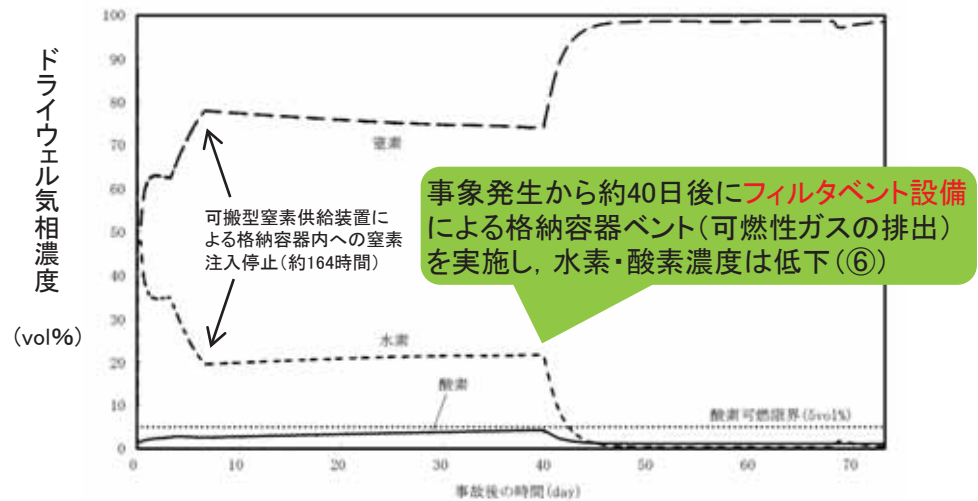
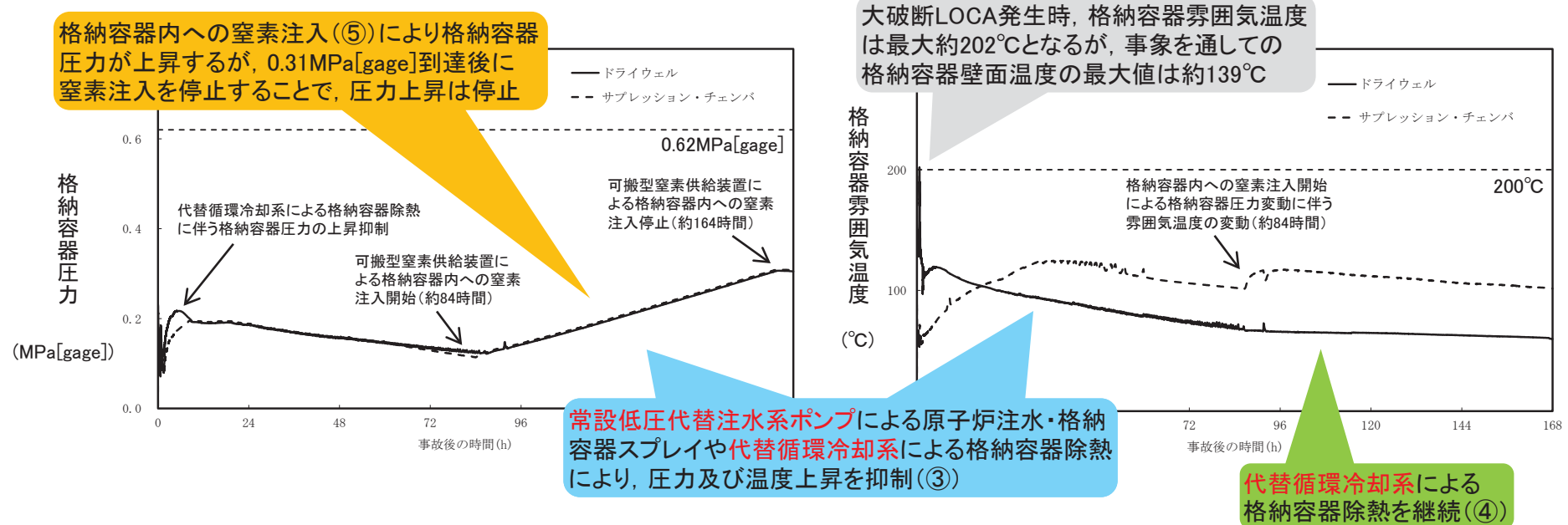
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・全ての格納容器スプレイ機能が喪失した場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリング・ポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(6/7)



【有効性評価の結果】



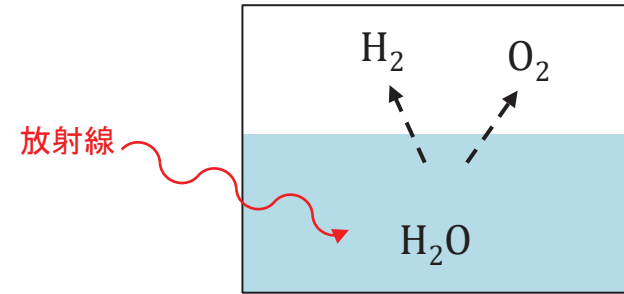
- ### 評価結果
- 格納容器圧力の最高値は約0.31MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
 - 格納容器壁面温度の最高値は約139°Cであり、**限界温度(200°C)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
 - 大気中へのCs-137の放出量は約7.5TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
 - 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(7/7)

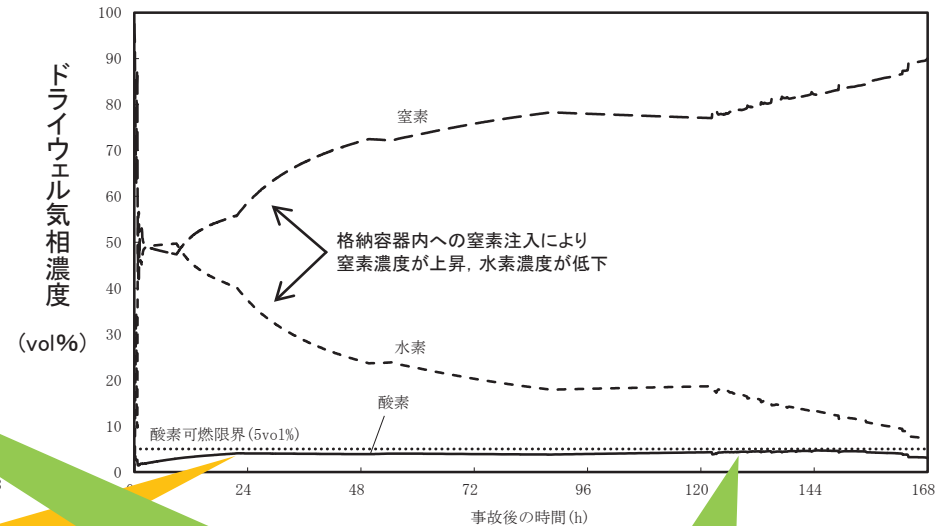
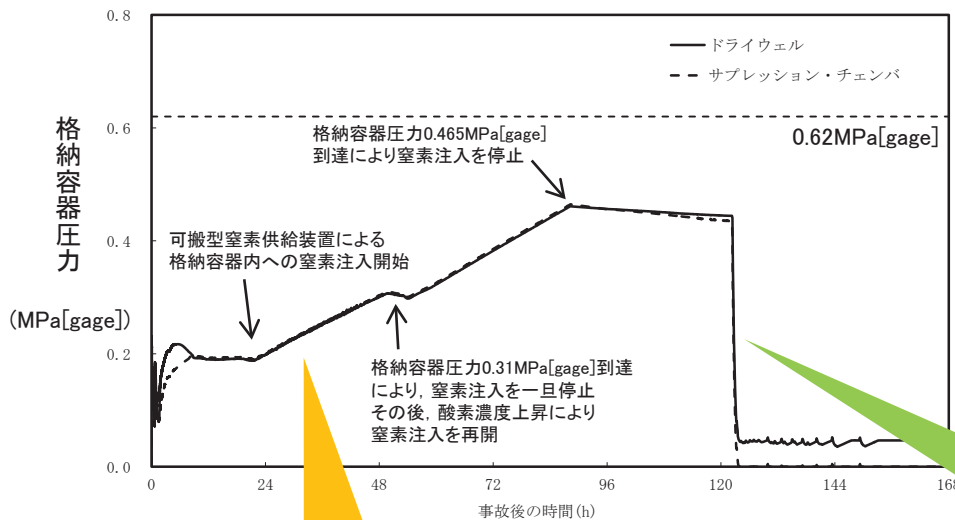


- 水の放射線分解により、格納容器内の酸素濃度は徐々に上昇
- 代替循環冷却系を使用できる場合でも、**長期的には可燃性ガスの排出のための格納容器ベントが必要**
⇒酸素濃度を監視し、可燃限界である5vol%到達前に格納容器ベントを実施する手順を整備
- 水の放射線分解による酸素の発生速度には不確かさがあるため、想定される不確かさの範囲内で**最も発生速度が速い場合の感度解析**を実施

【水の放射線分解のイメージ】



➡ 約5日後に格納容器ベントを行い可燃性ガスを排出することで、**酸素濃度を可燃限界未満に維持**できる



格納容器内への窒素注入により酸素濃度の上昇を抑制(格納容器圧力は上昇)

フィルタベント設備による格納容器ベント(事象発生から約5日後)により、可燃性ガスを排出

格納容器ベント実施の判断基準については、本文(1-2-40)を参照

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/6)



【有効性評価の実施】

- 必要な要員・資源等を厳しく評価するために、**全交流動力電源喪失の重畳**についても考慮。
- **代替循環冷却系を使用できないと仮定**※した場合にも、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ、**フィルタベント設備**による格納容器ベントにより**格納容器破損を防止**できることを確認。

※:東海第二では代替循環冷却系を自主的に多重化し信頼性向上を図っているが、フィルタベント設備による対策の有効性を評価する観点から、本仮定をおいた評価を実施。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 格納容器圧力・温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(4) 格納容器破損</p>	<p>① 大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ (事象発生後25分)</p> <p>↓</p> <p>④ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生後約19時間)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 原子炉注水により原子炉圧力容器の破損を回避可能 ● LOCA破断口からの蒸気流出に伴う格納容器圧力・温度の上昇を抑制 ● 格納容器ベントにより格納容器内を減圧・除熱するとともに、可燃性ガスを排出

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(2/6)



【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は5名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)										
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等 対応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	16	20	24				
状況判断	2人 A, B			10分										
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14								
③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6								
③ 原子炉注水・格納容器スプレイの流量調整	【1人】 A						適宜流量調整						手順4, 6	
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D				88分	手順14							
④ フィルタベント設備による格納容器ベント	【2人】 A, B	【2人】+1人 C, D, E	参集3人									約4時間	手順7	
その他(電源回復, 水源補給, 燃料給油, 等)			10人(a~j) +参集2人				適宜実施							
必要要員合計	2人	3人	10人+ 参集5人											

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※制御盤操作や格納容器ベントのための現場移動・弁操作の訓練等
により, **時間内に操作可能なことを確認**

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による
静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/6)



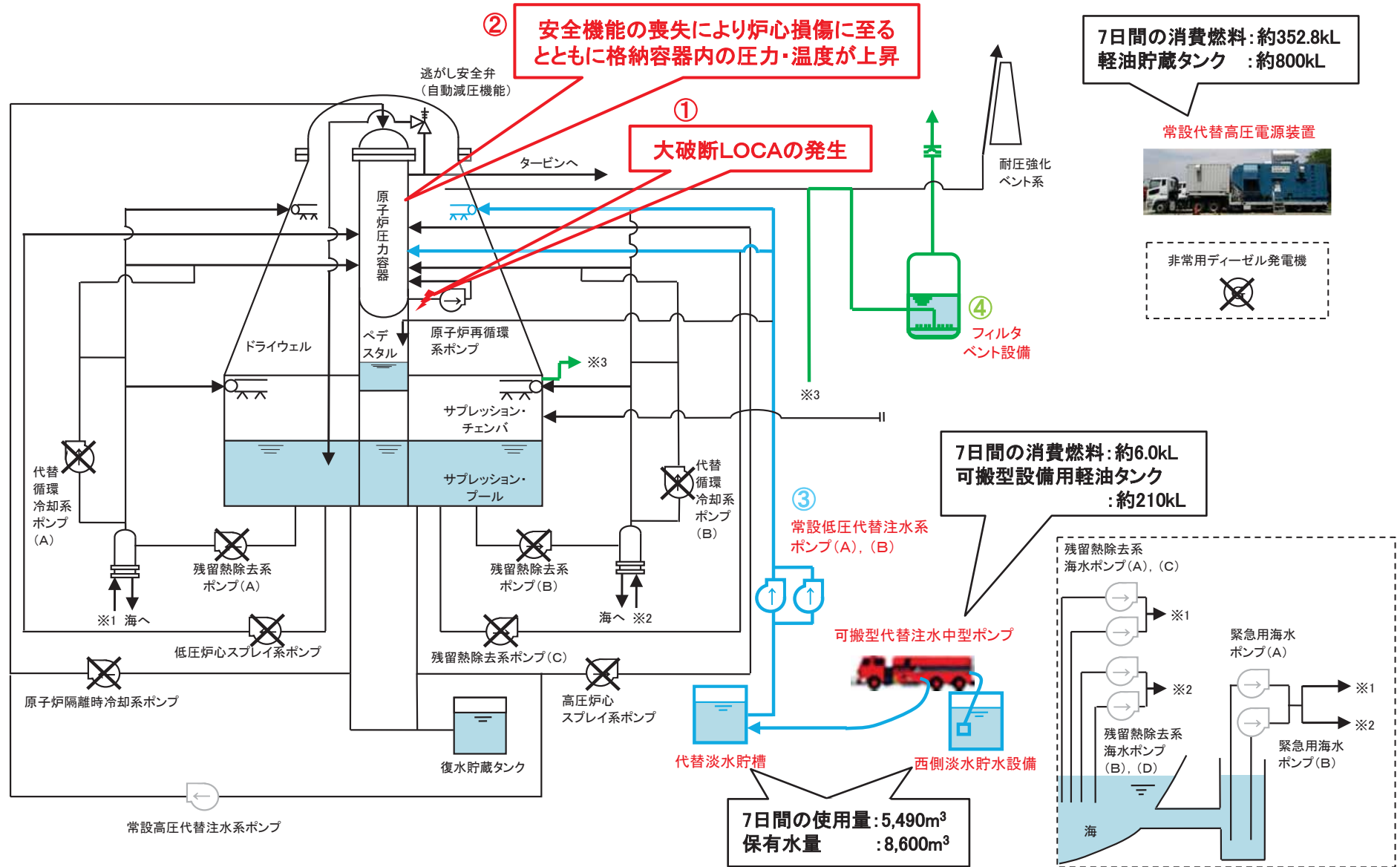
接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(4/6)



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/6)



●格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達後、格納容器圧力が1Pd到達時※1, ※2	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時※1, ※3	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時※4	格納容器内での水素燃焼防止

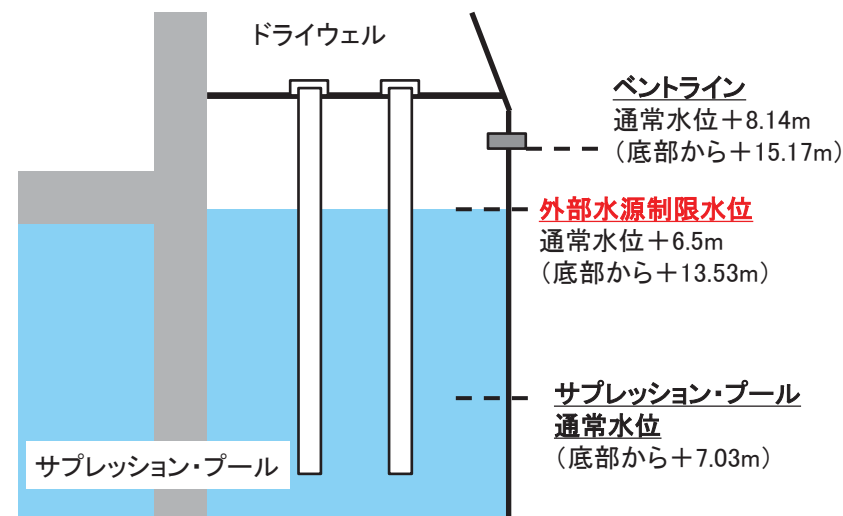
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage], 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時に停止(右図参照)

※2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd~0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。

※3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd~1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。

※4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



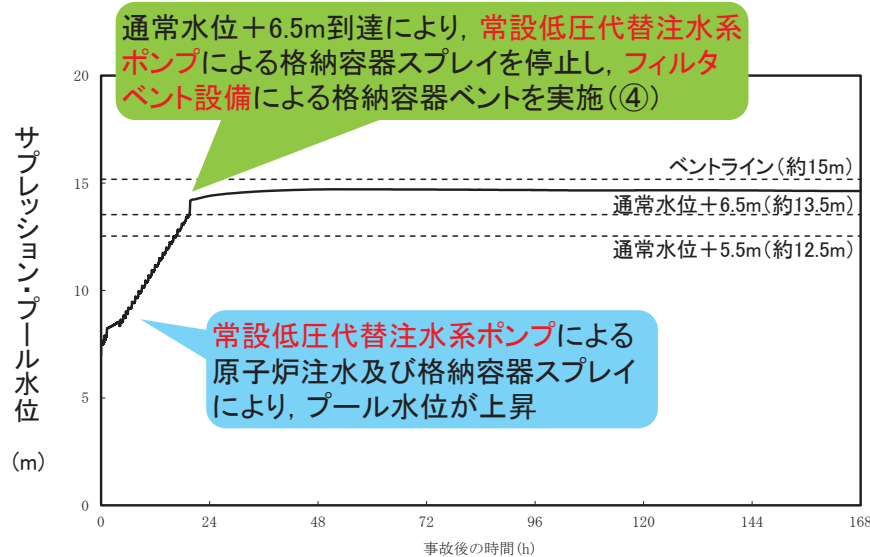
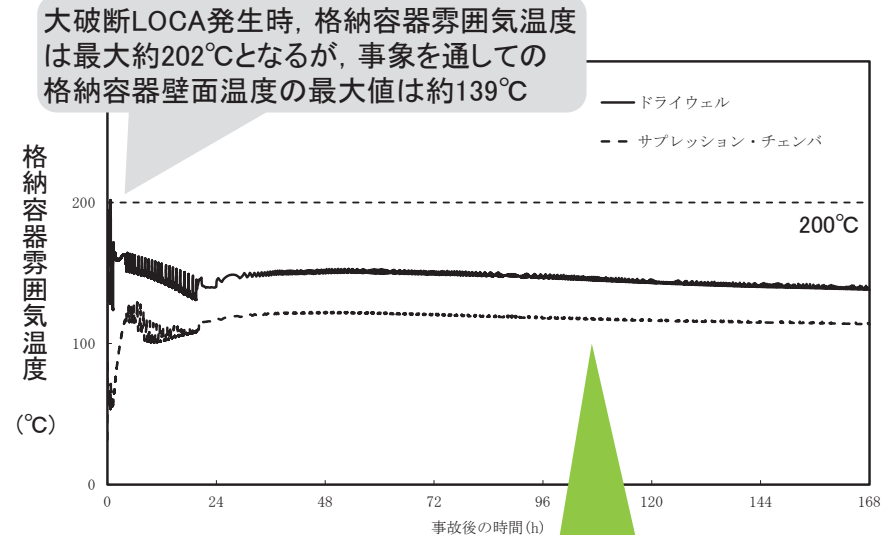
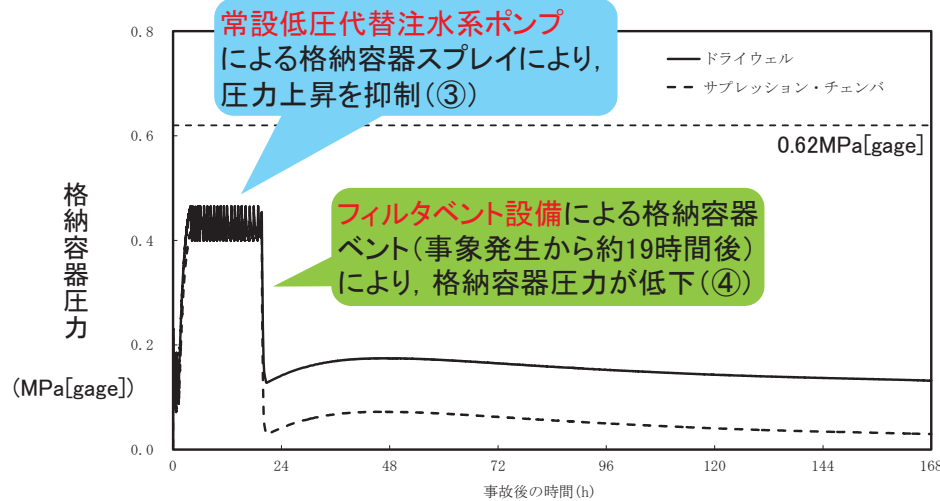
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・全ての格納容器スプレイ機能が喪失した場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリング・ポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(6/6)



【有効性評価の結果】



- ### 評価結果
- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり, **限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため, 格納容器破損に至らない
 - 格納容器壁面温度の最高値は約157°Cであり, **限界温度(200°C)を下回る**ため, 格納容器破損に至らない
 - 大気中へのCs-137の放出量は約16TBq(7日間)であり, 判断基準である**100TBqを下回る**
 - フィルタベント設備による格納容器除熱を継続し, 安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器ベント時間について)



- ・ 従来からある残留熱除去系(A系・B系)を使用できない場合, 同等の機能を有する代替循環冷却系によって格納容器の除熱を行う(下図・左)。
- ・ 上記に加え, 代替循環冷却系を使用できない場合, 格納容器ベントによって格納容器の除熱を行う(下図・右)。

※東海第二発電所では, 代替循環冷却系を使用できずに事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないように, 自主的に代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている。

代替循環冷却系を使用する場合

- ・ 代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため, 格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要
- ・ 放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により, いずれは格納容器内での水素爆発の恐れあり
⇒ 水素爆発を防止するため, 可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に格納容器ベントを実施し, 格納容器内の水素及び酸素を排出



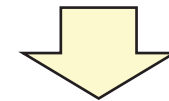
炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合
⇒ 格納容器ベントの実施は約40日後

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し, この速度が早い想定をした場合

⇒ 格納容器ベントの実施は約5日後

代替循環冷却系を使用できない場合

- ・ 格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要



⇒ 格納容器ベントの実施は約19時間後

5. 有効性評価の具体例

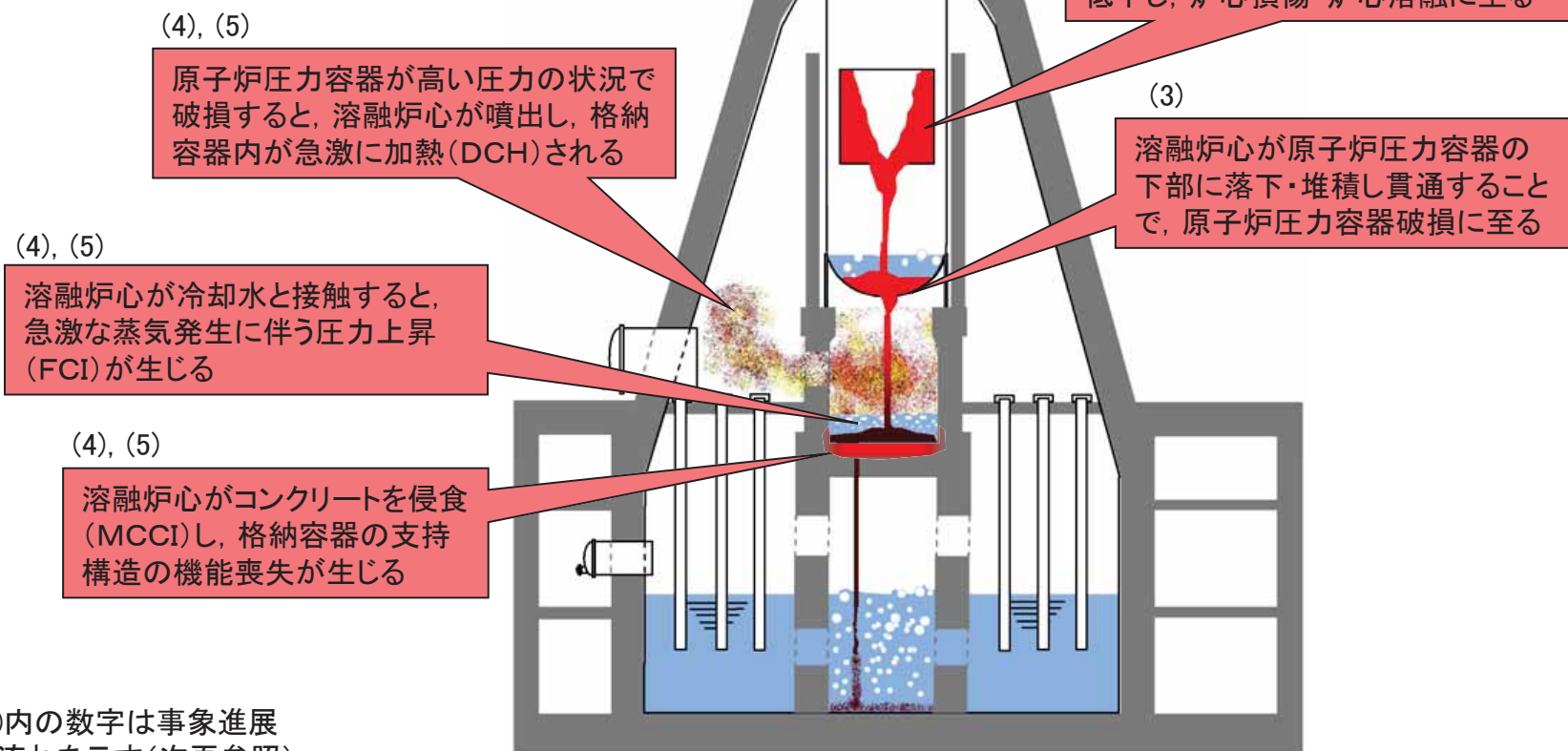
(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(1／7)

【格納容器破損モードの特徴】

- **過渡事象時にECCS等の安全機能が喪失**し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至る。
- 原子炉圧力容器からの溶融炉心の噴出(DCH), 溶融炉心とペDESTAL内冷却水との接触に伴う急激な蒸気発生(FCI), 溶融炉心によるコンクリートの侵食(MCCI)等により, **格納容器の破損**に至る。

DCH: 格納容器雰囲気直接加熱, FCI: 溶融燃料-冷却材相互作用, MCCI: 溶融炉心・コンクリート相互作用

- (1) ◆ 過渡事象(原子炉への給水喪失等)の発生後, **すべての原子炉注水手段や格納容器冷却・除熱手段が喪失**した状態を想定



対策前

※ ()内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

5. 有効性評価の具体例

(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(2/7)

【有効性評価の実施】

- **逃がし安全弁の手動開操作**による原子炉減圧，**常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイやペDESTAL注水，**代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>(1) 過渡事象, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 原子炉圧力容器の破損</p> <p>↓</p> <p>(4) 溶融炉心の噴出／格納容器圧力の上昇／ペDESTALコンクリートの侵食</p> <p>↓</p> <p>(5) 格納容器破損</p>	<p>① 過渡事象, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>③ 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧(事象発生後約38分)</p> <p>↓</p> <p>④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱(事象発生後90分)</p> <p>↓</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器の破損</p> <p>↓</p> <p>⑥ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ及びペDESTAL注水(事象発生後約4.6時間)</p> <p>↓</p> <p>⑦ 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入(事象発生後約167時間)</p> <p>↓</p> <p>⑧ フィルタベント設備による格納容器ベント(事象発生後約53日)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 高压代替注水系による原子炉注水も可能だが、ここでは考慮せず、原子炉圧力容器破損に至ることを想定 ● 原子炉減圧によるDCH回避 ● 中央制御室からの遠隔操作により実施 ● 原子炉圧力容器破損までは、常設低圧代替注水系ポンプや代替循環冷却系ポンプによる原子炉注水を考慮せず、原子炉圧力容器破損に至ることを想定 ● ペDESTALでの急激な水蒸気発生にともなう格納容器圧力の上昇を抑制 ● コリウムシールドの設置と相まって、コンクリートの侵食を抑制 ● 格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し、水素燃焼の発生を防止 ● 可搬型窒素供給装置は必要容量×2セットあり、故障時は他方の装置を使用可能 ● 長期的には、可燃性ガスの排出のために格納容器ベントを実施

5. 有効性評価の具体例

(5) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(3／7)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)										
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等 対応要員(現場)	0.5	1	1.5	4.5	5	120	180				
状況判断	2人 A, B			10分										
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分 手順14									
常設低圧代替注水系ポンプの起動操作	【2人】 A, B				4分 手順6, 8									
③ 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧	【1人】 B				1分 手順3									
④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	【1人】 A				65分 手順7									
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D			88分 手順14									
⑤ 原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A							5分						
⑥ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ及びペDESTAL注水	【1人】 A							2分 手順6, 8						窒素注入の開始・継続
⑦ 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素注入			6人 a~f										手順9	180分
その他(電源回復, 燃料給油, 等)			4人(g~j) +参集2人											適宜実施
必要要員合計	2人	2人	10人+ 参集2人											

原子炉圧力容器破損:
事象発生後約4.5時間

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

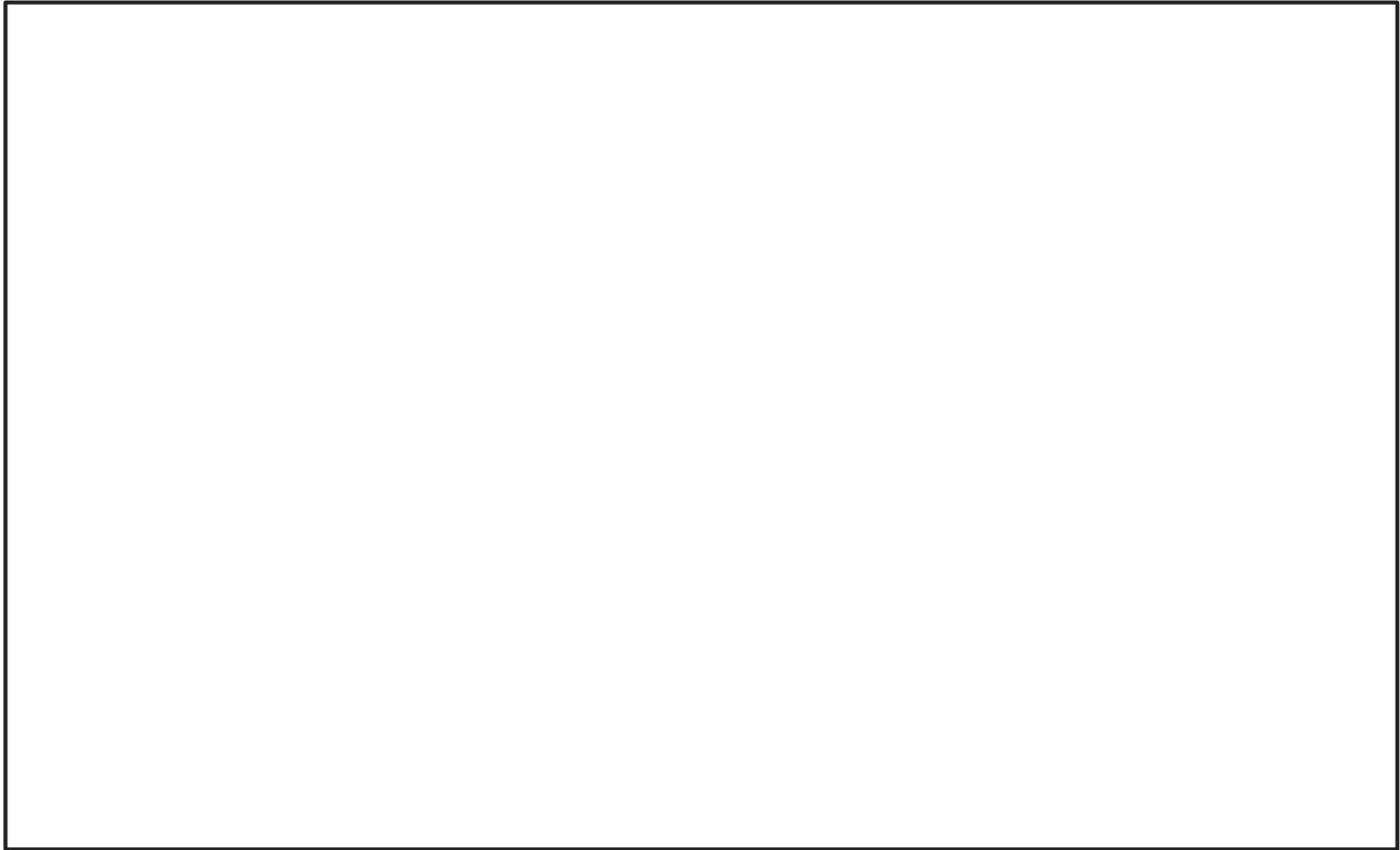
体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

※制御盤操作や可搬型窒素供給装置の運搬・接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例



(5) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(4／7)



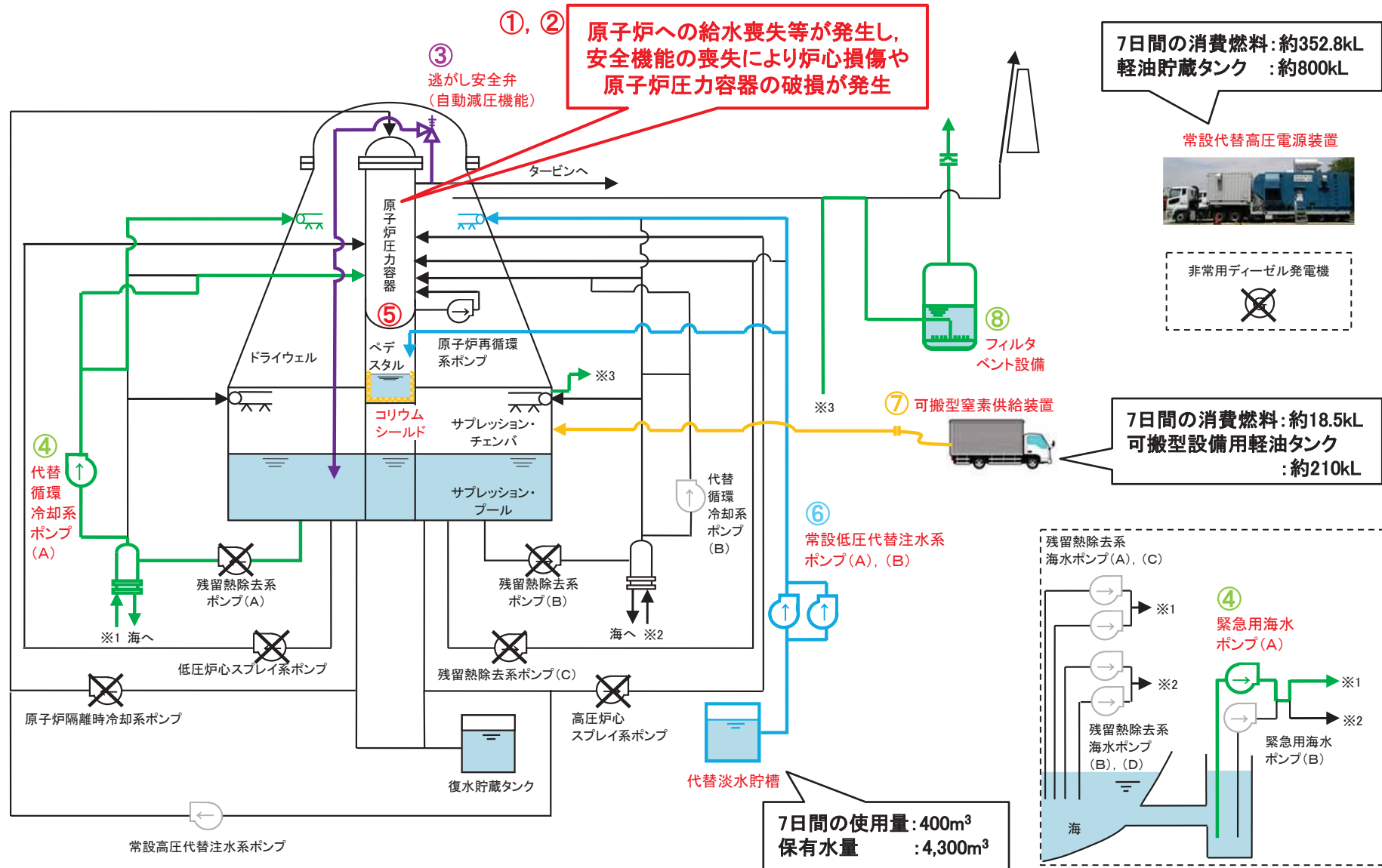
接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は屋内外作業における要員等の動線図
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

5. 有効性評価の具体例

(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱(5/7)



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例



(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(6／7)

● 格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達後、格納容器圧力が1Pd到達時※1, ※2	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時※1, ※3	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時※4	格納容器内での水素燃焼防止

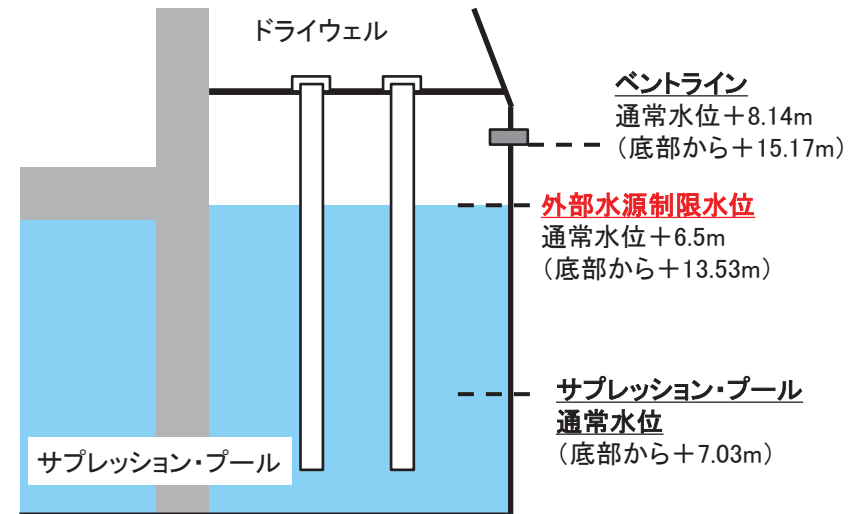
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage], 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達時に停止(右図参照)

※2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd~0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。

※3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd~1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。

※4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



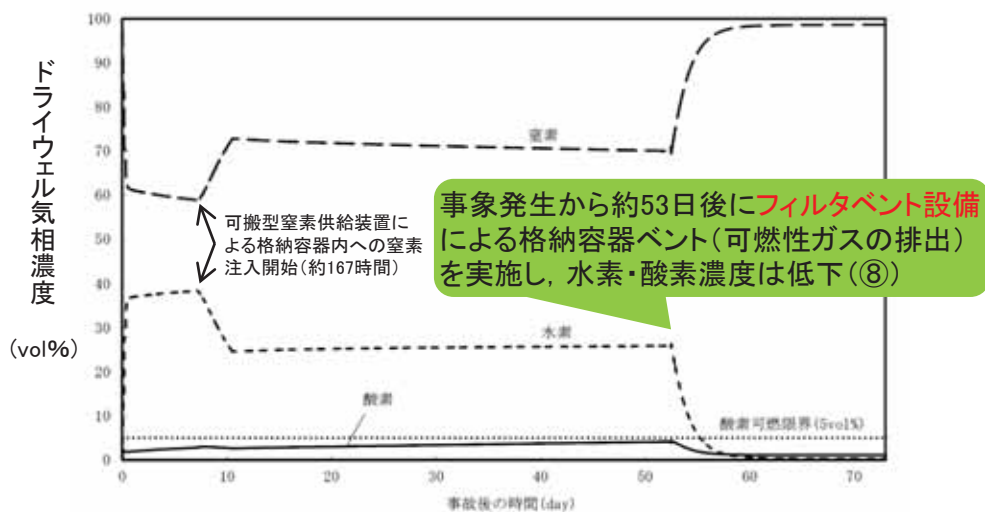
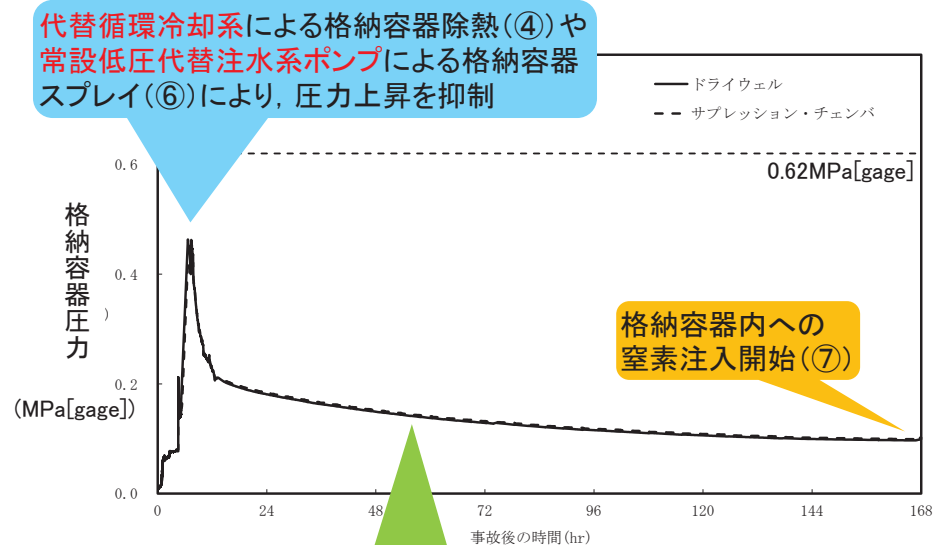
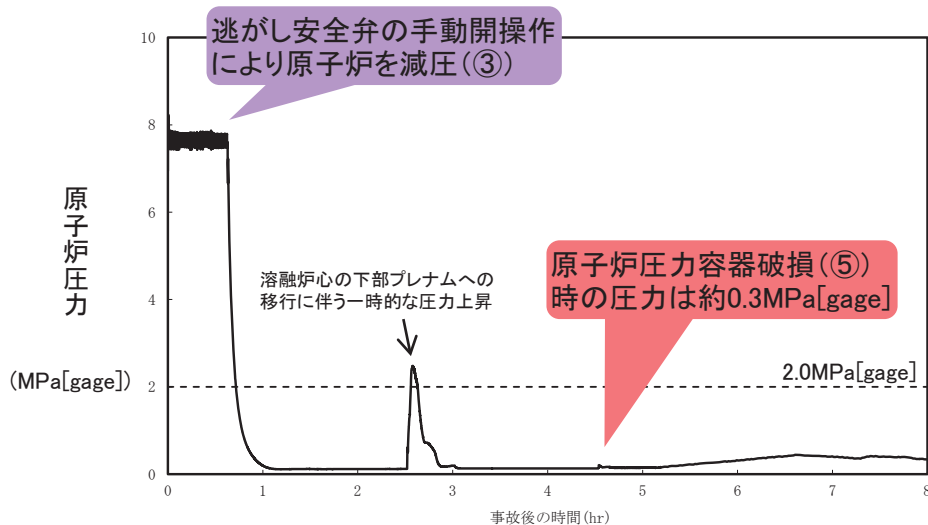
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・格納容器内のスプレイ冷却が実施できない場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合、
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリング・ポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例

(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(7/7)

【有効性評価の結果】



代替循環冷却系による格納容器除熱を継続(④)

評価結果

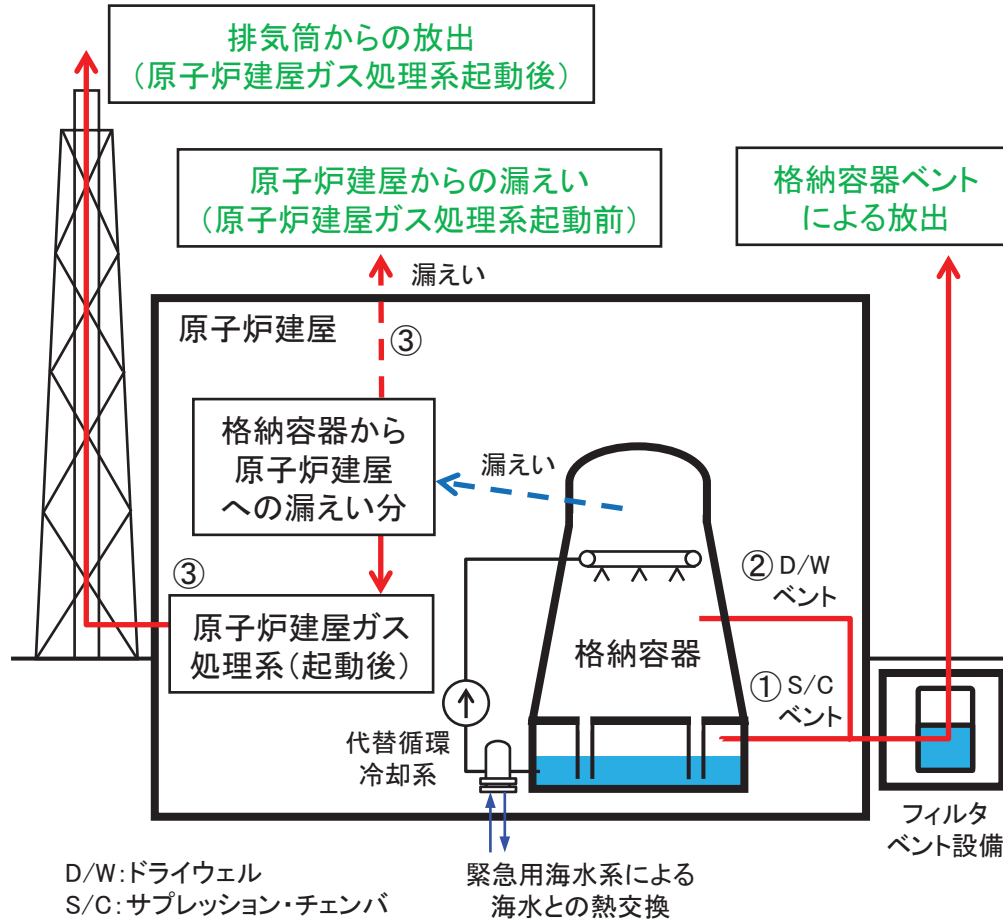
- 原子炉圧力容器破時の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、**2.0MPa[gage]以下**となる(DCHは生じない)
- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- コリウムシールド及びペDESTAL注水により、**溶融炉心によるコンクリート侵食は生じない**
- 大気中へのCs-137の放出量は約0.032TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(6) 大気中へのCs-137放出量評価

- 大気中へのCs-137の放出量は、判断基準(100TBq)を下回ることを確認
- 代替循環冷却系を使用する場合は、使用できない場合に比べて放出量を半分以下に抑制可能

【Csの放出経路のイメージ】



- S/Cベントの場合、サプレッション・プール水中を通過した気体が排出されるため、水中で放射性物質が多く捕集され、D/Wベントに比べて放出量が少なくなる。⇒S/Cベントを優先的に実施

【評価結果】

評価事象	Cs-137放出量	ベント開始時間
【ケース1】静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)	約7.5TBq ^{※1} (放出ルート:①+③)	事象発生 約40日後
【ケース2】静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)	S/Cベント時:約16TBq ^{※1} (放出ルート:①+③)	事象発生 約19時間後
	D/Wベント時:約17TBq ^{※1} (放出ルート:②+③)	
【ケース3】高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約0.039TBq ^{※1} (放出ルート:①+③)	事象発生 約53日後
【参考】 福島第一原子力発電所の事故時 ^{※2}	約1.5×10 ⁴ TBq	—

※1放出量の増加が極めて小さくなるまでの期間として、事象発生時点から100日間の放出量を評価。

放出ルート①・②についてはベント開始時点から、放出ルート③については事象発生時点からの放出量を評価。

※2「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について-」(平成23年6月原子力災害対策本部)

【ケース3】では、【ケース1, 2】に比べてサプレッション・プールでCsが多く捕集され、放出量が少なくなる。(LOCA事象でないため、逃がし安全弁を介してサプレッション・プールへCsが移行)

6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(1/2)



- 溶融炉心の冷却水中への落下に伴い急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる現象を、溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)と呼び、このうち**衝撃波を伴うものを水蒸気爆発(SE)**と呼ぶ。
- 実機で想定される条件においては**SEの発生する可能性は極めて小さい**と考えられるが、ペDESTALでの**SE発生を仮定した場合の格納容器への影響を保守的な条件で評価し、格納容器の健全性が維持されることを確認した。**

【評価方法】

①事故進展解析コード(MAAP)

- ・シビアアクシデント時のプラント応答を評価

溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件

溶融炉心の放出挙動等

②水蒸気爆発解析コード(JASMINE)

- ・水蒸気爆発発生時の発生エネルギー等を評価

発生エネルギーが最も大きくなるタイミングでの爆発を仮定

発生エネルギー等

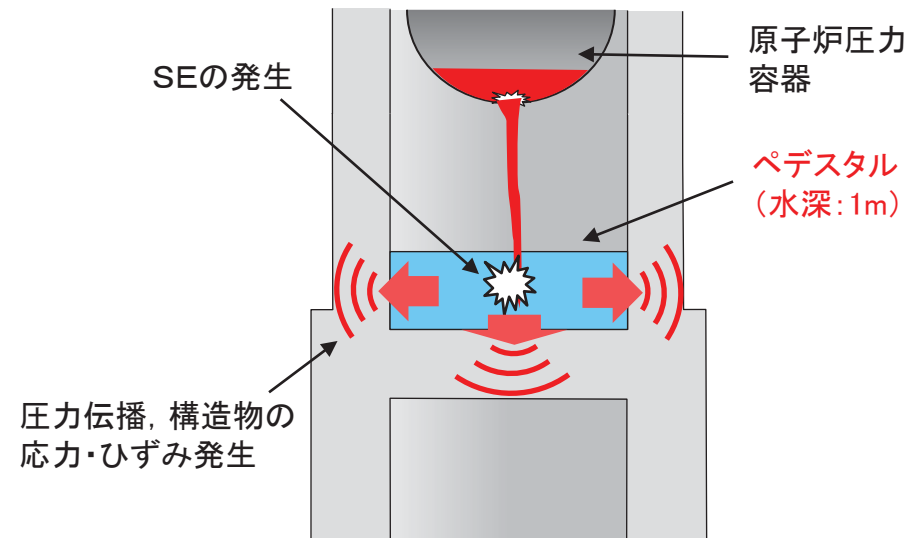
③構造応答解析コード(LS-DYNA)

- ・水蒸気爆発発生時の周辺構造物への影響を評価

JASMINEで評価したエネルギー等を上回る条件を入力

格納容器の構造健全性を評価

【ペDESTALでのSE発生時のイメージ】



【評価結果】

- ・ペDESTAL構造に生じる変形は増大しない
- ・発生する応力やひずみは判断基準を満足する

格納容器の構造健全性は維持される

6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(2/2)



【主な評価条件】

解析コード	項目	評価条件・考え方
JASMINE	原子炉圧力容器 破損口径	制御棒駆動機構ハウジング直径を上回る口径 (爆発規模が大きくなる設定)
	ペDESTAL水深	1m (手順上定めている水深)
	SE発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング
LS-DYNA	SEによる発生 エネルギー・圧力	JASMINE解析結果を上回るエネルギー・圧力 となる爆発源を設定

【評価結果】

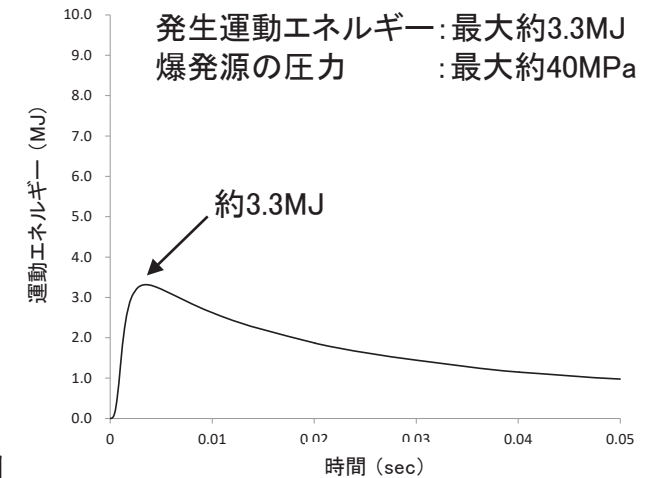
評価項目		判断基準*	解析結果	評価
側壁部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は生じない	○
	面外せん断	3.09N/mm ²	約0.93N/mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約184 μ	○
床部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は表面付近の 僅かな範囲に留まる	○
	面外せん断	4.33N/mm ²	約3.7N/mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約364 μ	○

※日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」等を基に設定

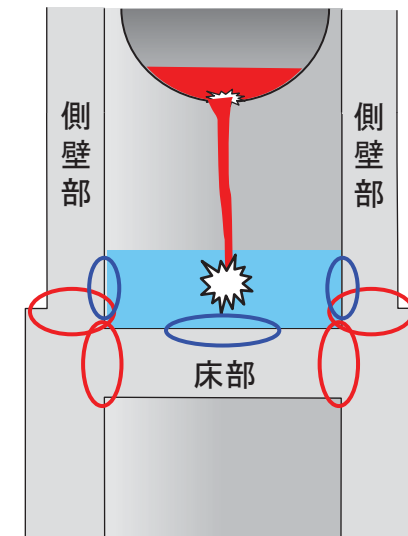
手順・有効性-59

【JASMINE評価結果】

発生運動エネルギー: 最大約3.3MJ
爆発源の圧力: 最大約40MPa



【LS-DYNA評価部位】



○: 圧縮ひずみ, ○: 面外せん断
変位は構造全体, 引張ひずみは鉄筋
全体を確認

- 想定される事故シーケンスに対して炉心損傷や格納容器破損等を防止するため、既存の設備や重大事故等対処設備等を用いて対応操作を行えるよう手順を整備
- 確率論的リスク評価の手法等を用いて、考慮すべき事故シーケンスを網羅的に抽出し、事象進展の早さや必要な設備容量の大きさ等に着目し、事故シーケンスグループを代表する事故シーケンスを選定
- 選定した事故シーケンスに対して、新たな設備・手順等の安全対策の有効性を評価し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを確認
- 上記の対策に必要な資源や要員が確保されていること、対応要員による操作が想定する時間内で可能であることを確認
- 炉心損傷を防止できないことを前提とした場合でも、格納容器内の冷却状態を維持し、大気中へのCs-137の放出量は判断基準(100TBq)を下回ることを確認



新たな安全対策が重大事故等の対策として有効であり、周辺環境・公衆への影響を抑制できることを確認

(補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の
手順及び有効性評価について)

補足説明資料 目次

1. 手順の構成	65
2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連	80
3. 初動対応に当たる要員の配置	82
4. 災害対策要員の非常招集	86
5. 有効性評価における判断基準	91
6. 事故シーケンスの選定結果	92
7. 有効性評価の概要	96
8. 原子炉圧力容器の破損判断	105
9. ペDESTALにおける設備対策	106
10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳	108
11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失	109
12. サプレッション・プール水pH制御装置	113
13. 同一設備を用いた複数箇所への注水	114

補足説明資料 目次

14. 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段	116
15. アクセスルートの成立性について	117
16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動	129
17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性	133
18. 使用済燃料プールの重大事故等対策の有効性評価の保守性及び 対策の冗長性	136
19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について	139
20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性	149
21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその 保守性について 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに 関する技術的な検討の詳細について	152

補足説明資料 目次

22. 格納容器下部(ペDESTAL)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性, 耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃, 再臨界等に対する裕度について.....	163
--	-----

1. 手順の構成(1/9)



手 順	手順の目的	・使用する設備
<p>1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p>	<p>○運転時の異常な過渡変化時に、発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための機能喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆制御棒の緊急挿入 ◆原子炉出力の抑制 ◆原子炉出力急上昇防止 ◆原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性維持 <p>○自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合を想定し、原子炉出力の抑制、未臨界に移行するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ほう酸水注入による未臨界への移行 	<ul style="list-style-type: none"> ・手動スクラム・スイッチ ・制御棒及び制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・選択制御棒挿入機構 ・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ・ATWS緩和設備(代替再循環ポンプリップ機能) ・ほう酸水注入ポンプ 等
<p>2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<p>○原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ◆原子炉隔離時冷却系の現場操作による注水により冷却 <p>○発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆原子炉水位の監視及び制御 <p>○重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系による注水の手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ほう酸水注入系による注水 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁 等

1. 手順の構成(2/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>○原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <p>◆手動操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p> <p>◆自動減圧による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p> <p>○炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合を想定し、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するための手順等を整備</p> <p>◆原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p> <p>○インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備</p> <p>◆原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p>	<p>・逃がし安全弁(自動減圧機能)</p> <p>・逃がし安全弁機能用アキュムレータ</p> <p>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p> <p>・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ 等</p>
<p>4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<p>○原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <p>◆低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>○炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備</p> <p>◆低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p>	<p>・残留熱除去系ポンプ</p> <p>・低圧炉心スプレイ系ポンプ</p> <p>・常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>・可搬型代替注水中型ポンプ</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>・代替循環冷却系ポンプ</p> <p>・緊急用海水ポンプ</p> <p>・ディーゼル消火ポンプ</p> <p>・復水移送ポンプ</p> <p>・代替淡水貯槽 等</p>

1. 手順の構成(3/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	<p>○最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に限る。)を防止するための手順等を整備</p> <p>◆格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧</p> <p>◆耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>◆緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱による最終ヒートシンクへの熱輸送</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系隔離弁 ・緊急用海水ポンプ 等
6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	<p>○原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備</p> <p>◆代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下</p> <p>○炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <p>◆代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度の低下</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・ディーゼル消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・代替淡水貯槽 等

1. 手順の構成(4/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	<p>○炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <p>◆格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下</p> <p>◆代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系隔離弁 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系 等
<p>8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p>	<p>○炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <p>◆格納容器下部注水系による溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制</p> <p>◆溶融炉心の拡がりによる原子炉格納容器バウンダリへの接触の防止</p> <p>○溶融炉心の原子炉格納容器の下部への落下遅延又は防止するための手順等を整備</p> <p>◆(落下遅延又は防止するための)原子炉圧力容器へ注水</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・代替循環冷却系ポンプ ・常設高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入ポンプ ・格納容器下部注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 等

1. 手順の構成(5/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	<p>○炉心の著しい損傷の発生に伴い、発生した水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合を想定し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆必要な原子炉格納容器内の不活性化 ◆格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ◆原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・格納容器内水素濃度(SA) ・格納容器内酸素濃度(SA) 等
<p>10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>○炉心の著しい損傷が発生に伴い、発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合を想定し、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ◆原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ◆原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 	<ul style="list-style-type: none"> ・静的触媒式水素再結合器 ・原子炉建屋水素濃度 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル 等

1. 手順の構成(6/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>○使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又はプールの水位が低下した場合を想定し、プール内の燃料体等の冷却、放射線の遮蔽及び臨界を防止するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆燃料プールの代替注水, ◆燃料プールの漏えい抑制 ◆燃料プールの監視 <p>○プールの水位が異常に低下した場合を想定し、プール内の燃料体等の著しい損傷の緩和、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆燃料プールへのスプレイ ◆大気への拡散抑制 ◆プールの監視 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・代替燃料プール注水系 ・常設スプレイヘッド ・可搬型スプレイノズル ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・放水砲 等
<p>12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>	<p>○炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損等の場合を想定し、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆大気への放射性物質の拡散抑制 ◆海洋への放射性物質の拡散抑制 <p>○原子炉建屋周辺で航空機衝突による火災が発生した場合を想定し、火災に対応するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆泡消火による消火 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) ・放水砲 ・ホース ・SA用海水ピット ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材 ・泡消火薬剤容器 ・泡混合器 等

1. 手順の構成(7/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等</p>	<p>○設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆代替淡水貯槽を水源とした対応手段 ◆サプレッション・チェンバを水源とした対応手段 ◆西側淡水貯水設備を水源とした対応手段 ◆海を水源とした対応手段 ◆ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段 ◆代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備等への水の補給 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 等
<p>14 電源の確保に関する手順等</p>	<p>○電源が喪失した場合を想定し、重大事故等対処設備の運用に必要な電力を確保するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆常設代替交流電源設備による電力供給 ◆可搬型代替交流電源設備による電力供給 ◆所内常設直流電源設備による電力供給 ◆常設代替直流電源設備による電力供給 ◆可搬型代替直流電源設備による電力供給 ◆代替所内電気設備による電力供給 <p>○設備を継続運転させるための燃料補給の手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆燃料給油設備による給油 	<ul style="list-style-type: none"> ・2C, 2D非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急用M/C, P/C, MCC ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・125V系蓄電池 ・緊急用125V蓄電池 ・燃料給油設備 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 等

1. 手順の構成(8/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>15 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>○計測機器の故障等により必要なパラメータを計測することが困難となった場合を想定し、有効な情報を把握するための手順等の整備</p> <p>◆計器故障時の対応, ◆計器の計測範囲を超えた場合への対応, ◆計器電源喪失時の対応, ◆計測結果の記録</p>	<p>・主要パラメータの他のチャンネルの重要計器 ・重要代替計器 ・可搬型計測器 ・常用代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設直流電源設備 ・常用代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 等</p>
<p>16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p>	<p>○重大事故等が発生した場合を想定し、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保のための手順等を整備</p> <p>◆中央制御室の居住性の確保 ◆汚染の持ち込み防止</p>	<p>・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット ・中央制御室換気系 ・可搬型照明 ・データ表示装置 ・衛星電話設備 等</p>

1. 手順の構成(9/9)



手 順	手順の目的	使用する設備
17 監視測定等に関する手順等	<p>○発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視及び測定、発電所の気象条件の測定、記録するための手順等の整備</p> <p>◆放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>◆発電所の風向、風速その他の気象条件の測定及び記録</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング・ポスト ・放射能観測車 ・気象観測装置 等
18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	<p>○緊急時対策所が発電所災害対策本部としての機能を維持するための手順等の整備</p> <p>◆必要な居住性の確保</p> <p>◆必要な指示及び通信連絡の確保</p> <p>◆必要な数の要員の収容</p> <p>◆代替交流電源設備からの給電</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所加圧設備 ・衛星電話設備(固定型, 携帯型) ・緊急時対策所用発電機 等
19 通信連絡に関する手順等	<p>○発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等の整備</p> <p>◆発電所内の通信連絡設備(発電所内),</p> <p>◆発電所外(社内外)との通信連絡設備(発電所外)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(固定型, 携帯型) ・携行型有線通話装置 ・無線連絡設備(携帯型) ・安全パラメータ表示システム(SPDS) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信設備 等

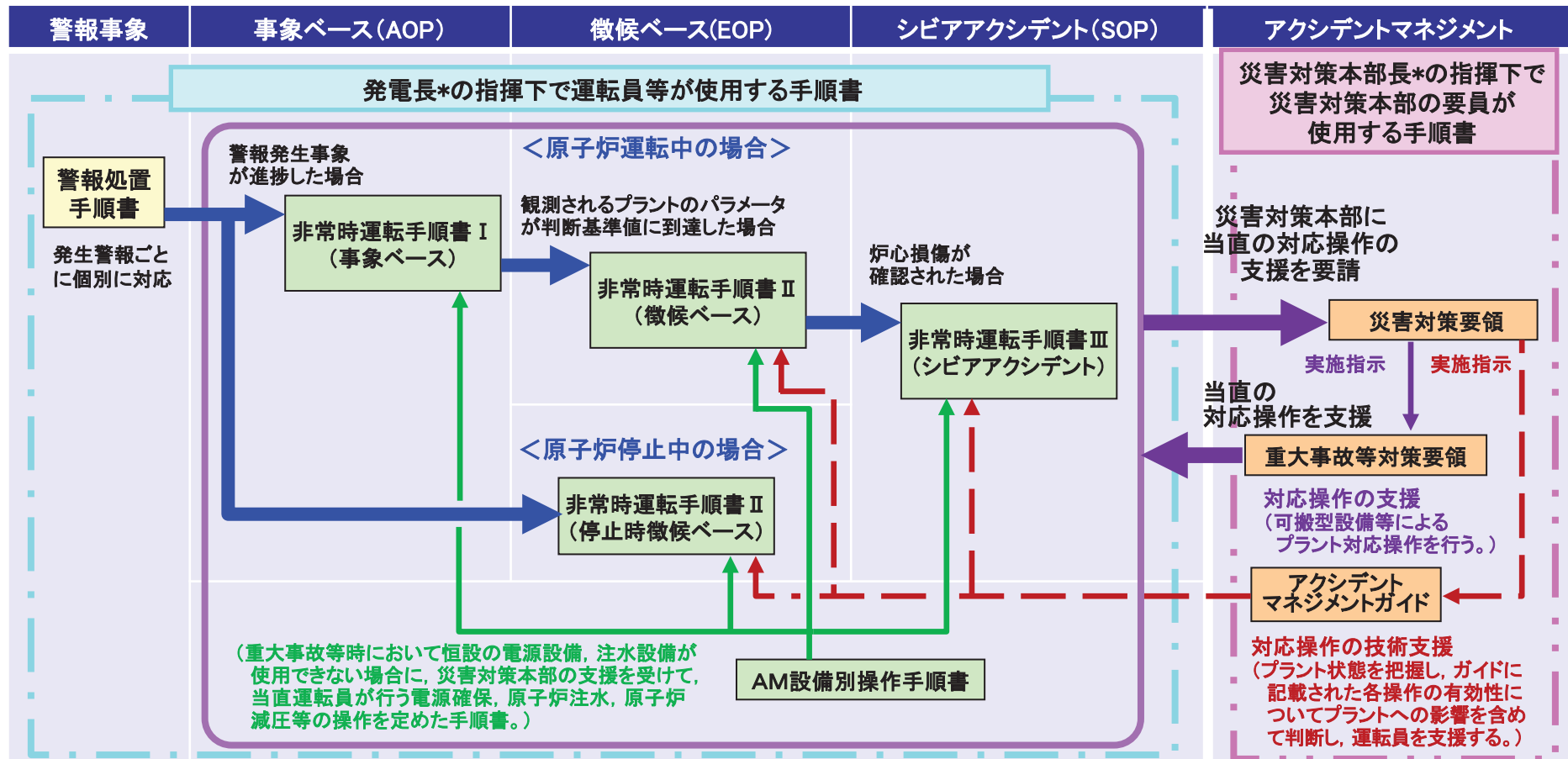
<別紙1> 手順書の体系と概要(1/3)



- 重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備
- 設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

●重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

【手順書機能体系の概要図】



*重大事故等時は災害対策本部長(所長)が本部全体の統括・指揮を行い、発電長は運転班の当直としてその指揮下に入る。(＜参考＞参照)
発電長は「警報事象」～「SOP」の範囲で運転操作の指揮・判断を行う。

<別紙1> 手順書の体系と概要(2/3)



【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に 警報が発生した際 に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅰ】 単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際 に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅱ】 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 事故の起回事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際 に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。 非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅲ】 徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際 に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



AM設備別操作手順書	
手 順 書	重大事故等時において 恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合 に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。 AM設備別操作手順書では、電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プール注水、使用済燃料プール冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。

<別紙1> 手順書の体系と概要(3/3)



【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	<p>重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。</p>	<p>自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。</p>	<p>プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。</p>

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)	
時系列	▽設備の故障警報 状態異常の警報等	<p>▼外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV, 154kV))</p> <p>▽原子炉スクラム</p> <p>▽非常用ディーゼル発電機自動起動</p>	<p>▼全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ)</p> <p>▽原子炉隔離時冷却系による原子炉注水, 原子炉水位維持</p> <p>▽残留熱除去系の停止に伴う格納容器圧力等の上昇</p>	<p>▼原子炉の水位が低下し, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達</p> <p>▽炉心損傷の有無を判定</p> <p>⇒炉心損傷を判定した場合は, シビアアクシデントに移行</p>	
手順書	<p>警報処置手順書</p> <p>○発生警報ごとに個別に対応</p>	<p>非常時運転手順書Ⅰ (事象ベース)</p> <p>○外部電源喪失に伴う原子炉スクラム操作</p>	<p>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)</p> <p>○徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等</p>	<p>非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)</p> <p>○損傷炉心への注水 等</p>	
		<p>AM設備別操作手順書</p> <p>○恒設設備の喪失に伴う, 可搬型設備を用いた代替注水, 格納容器の除熱, 代替電源の確保等の対応の実施</p>			
		<p>災害対策要領</p> <p>○所長を本部長とした災害対策本部の構築し, 重大事故等への対応を実施する体制</p>			
		<p>重大事故等対策要領</p> <p>○恒設設備の喪失に伴う, 可搬型設備を用いた代替注水, 格納容器の除熱, 代替電源の確保等の対応の実施</p>			
		<p>アクシデントマネジメントガイド</p> <p>○災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する</p>			

<別紙2> 手順書の作成にあたって考慮する事項



➤ 手順書の作成にあたっては運転操作ミス(誤操作)の防止に配慮して整備を行う

- 手順書の整備にあたっては、従来より運転操作ミス(誤操作)の防止に取り組んでいる。
- 重大事故等発生時における対処に係る運転操作は、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、手順書の作成にあたっては以下の事項を考慮する。

	手順書の作成にあたって考慮する事項
ヒューマンエラー防止 のための対策	設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
	適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。
	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、別の手順書に移行する <u>判断基準を明確にし、手順書間の関係を明確にする。</u>
	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し、実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。
重大事故等時における 手順書に考慮する事項	炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等(ほう酸注入、海水注入、格納容器ベント)の <u>判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。</u>
	重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

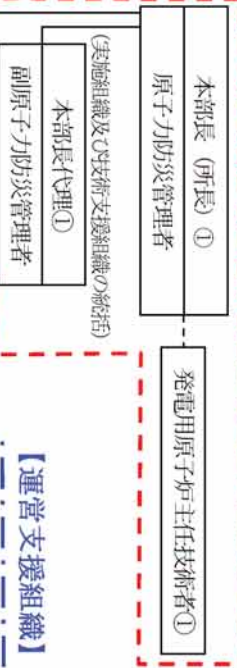
- ▶ 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備（次頁参照）
 - 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
 - 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整

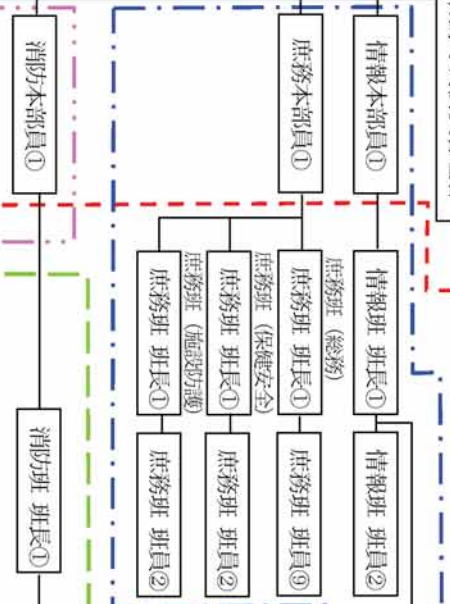
災害対策要員 合計：111名

緊急時対策所に滞在する要員

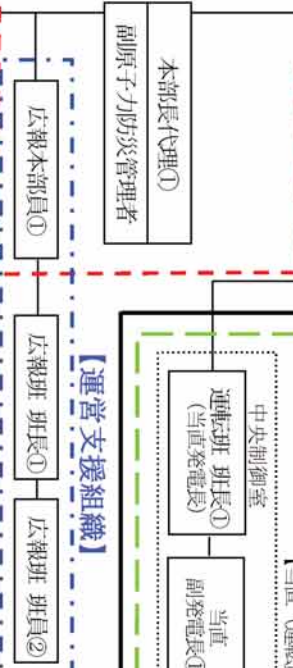
【災害対策本部 本部員】



【運営支援組織】



【技術支援組織】



【原子力オフサイトセンター派遣】



中央制御室及び現場に滞在する要員

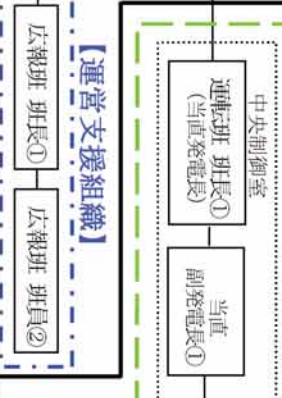
(凡例) (注) 要員数は、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。
 ⑤：要員数



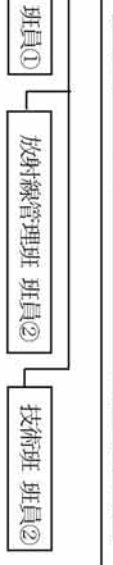
【重大事故等対応要員】



【当直 (運転員)】



原子力オフサイトセンターの災害対策要員



2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(1/2)



事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19						
				緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	冷却等のための手順等	原子炉格納容器内の過圧破壊を防止するための手順等	原子炉格納容器の溶融が心を冷却するための手順等	原子炉格納容器下部の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	冷却等のための手順等	使用済燃料貯蔵槽の拡散を抑制するための手順等	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	水の供給手順等	重大事故等の収束に必要な手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等	居住性等に関する手順等	緊急時対策所	居住性等に関する手順等	通信連絡に関する手順等	
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故			●	●	●	●								●	●											
	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●	●							●												
	全交流動力電源喪失（長期T B）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●										
	全交流動力電源喪失（T B D, T B U）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、直流電源及び原子炉隔離時冷却系が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●										
	全交流動力電源喪失（T B P）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、逃がし安全弁再閉鎖に失敗する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●										
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●										
	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●										
	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	●	●					●	●							●											
	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模の破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●	●	●							●	●										
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により、低圧設計部分が過圧され破断する事故			●	●	●	●	●	●							●	●										
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	基準津波を超え敷地に遡上する津波により、取水機能及び原子炉注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●							●	●	●											

2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(2/2)

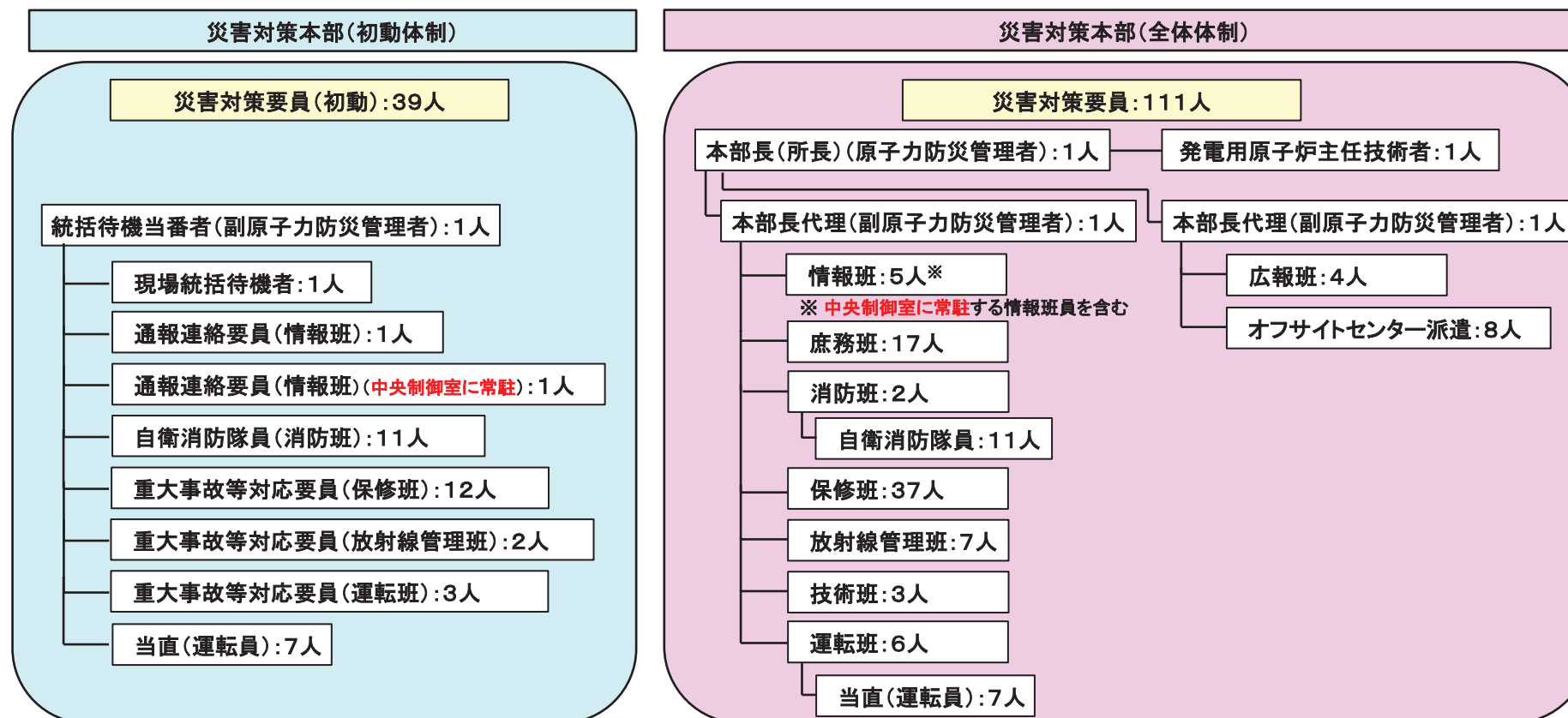


事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス																				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19		
		緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の 冷却等のための手順等	原子炉格納容器の 過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の 溶融炉心を冷却するための手順等	原子炉格納容器の 破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の 破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の 破損を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための手順等	発電所外への放射性物質の 拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要なとなる 水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等	居住性等に関する手順等	緊急時対策所 居住性等に関する手順等	通信連絡に関する手順等
格納容器破損防止	容器気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）						●	●	●	●				●	●	●	●					
	容器気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）						●	●	●	●				●	●	●	●					
	高圧溶融物放出/格納容器直接加熱			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●					
	原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●					
	水素燃焼						●	●	●	●				●	●	●	●					
溶融炉心・コンクリート相互作用			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●						
SFP燃料 損傷防止	想定事故1											●		●	●							
	想定事故2											●		●	●							
停止中の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失			●	●	●								●	●							
	全交流動力電源喪失			●	●	●								●	●	●						
	原子炉冷却材の流出				●	●								●								
	反応度の誤投入																					

3. 初動対応に当たる要員の配置 (1/4)



- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)においては、**初動対応を担う要員が発電所構内に常駐する体制を整備**
- 有効性評価の事故シーケンスグループ等の事象発生初期に必要な対応操作を行う要員を、**災害対策要員(初動)**として**発電所構内に常駐**
- 災害対策要員(初動)以外の災害対策要員は、**非常招集**により**参集**して初動体制に加わることで、災害対策本部の体制は初動体制(39人)から**全体体制(111人)**に移行
- 東日本大震災時の対応経験を踏まえ、**情報班員を中央制御室に待機**させ、事象発生初期から継続的にプラント状況や中央制御室の状況が随時災害対策本部に報告されるように体制を強化



3. 初動対応に当たる要員の配置 (2/4)



- **初動対応に最も多くの要員を必要とする事故シーケンス**についても、**対応可能な初動体制の要員を確保**(初動体制の要員(39人)を発電所構内に常駐)
- 事故シーケンスグループ等のうち全交流電源喪失(TBP※1)は、炉心損傷防止のため、**事象発生後 2時間までに必要となる要員数が最も多く(24人)**、かつ事象発生3時間後までの**早期に可搬型代替注水中型ポンプ**を用いた対応が必要な代表的な事故シーケンス

※1 TBP: 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁閉固着

各事故シーケンスグループ等において参集要員に求める主な対応と参集時間					
事故シーケンスグループ等	6	12	18	24	有効性評価上事象発生2時間までに必要な要員数
炉心損傷防止		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲(約13時間) 格納容器スプレィの系統構成及び流量調整			24
		▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲(約14時間) 格納容器スプレィの系統構成及び流量調整			24
		▲(約5時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給			18
			▲(約16時間) 格納容器ベントの現場操作		18
			▲(約24時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給		20
			▲(約24時間以降) 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給に伴う燃料補給		20
		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給			17

初動体制の要員	要員数※2	役割
当直要員	7人	運転操作
災害対策要員(指揮者等)(統括待機当番者、現場統括待機、情報班員)	3人	状況把握、通報連絡、対応指示
災害対策要員(指揮者等)(情報班員)	1人	通報連絡(中央制御室に常駐)
重大事故等対応要員(運転操作対応)	3人	運転操作(原子炉注水系統構成)
重大事故等対応要員(アクセスルート確保)	2人	がれき撤去(アクセスルート確保の対応がある場合に出勤)
重大事故等対応要員(給水確保)	8人	可搬型代替注水中型ポンプを用いた送水対応
重大事故等対応要員(電源確保)	2人	電源車を用いた電源復旧対応
重大事故等対応要員(放射線測定)	2人	放射線管理対応(緊急時対策所エリアモニタ設置、可搬型モニタリングポスト設置の対応がある場合に出勤)
自衛消防隊	11人	消火活動がある場合に備え待機

※2 有効性評価では、表中の枠囲みの要員を全交流電源喪失(TBP)の直接的な事故対応に必要な要員として評価。その他の要員は事象の状況により各々の役割の活動を行う。

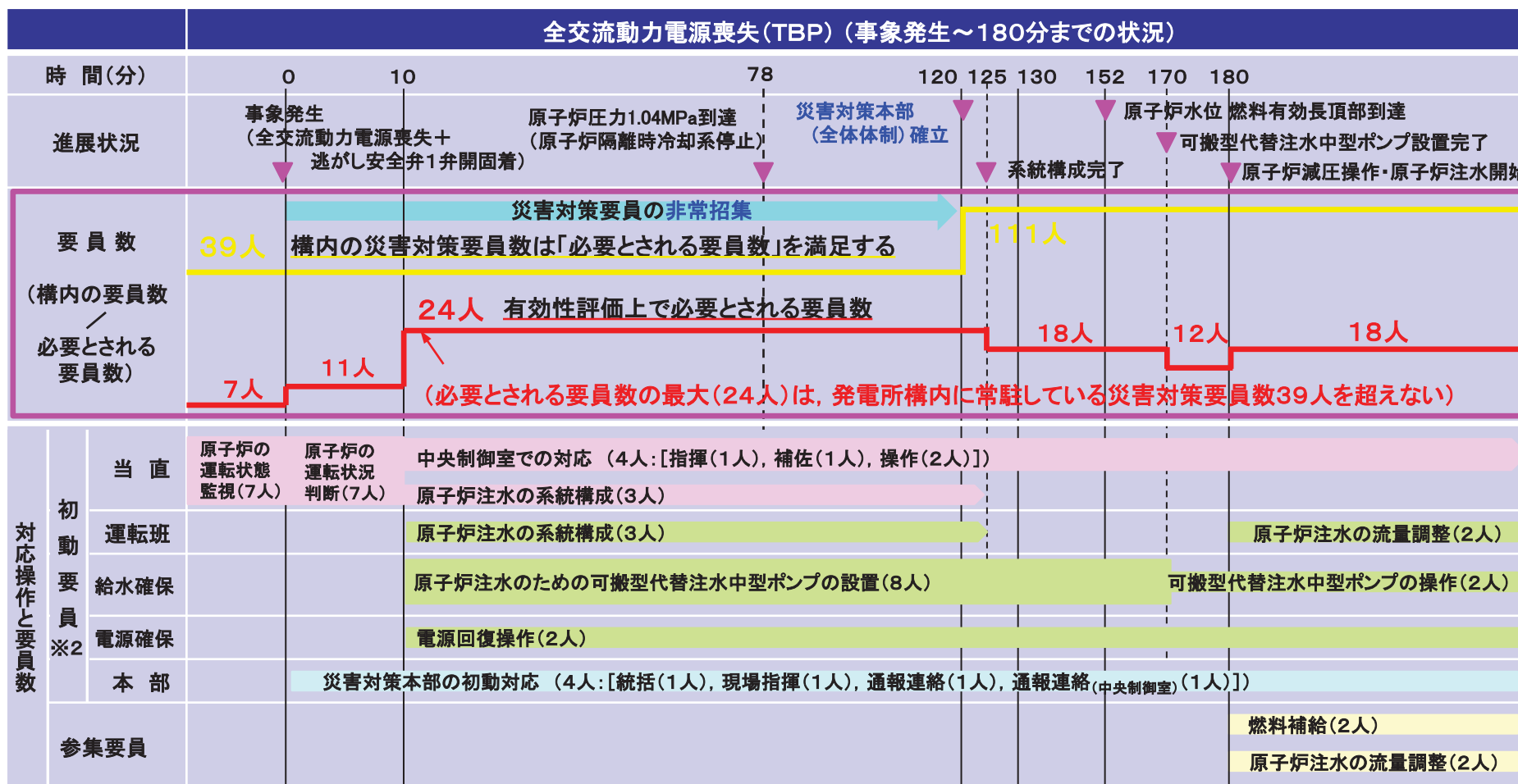
- 初動体制の要員(39人)で、**がれき撤去や消火活動等が必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降(給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応(早くて事象発生3時間後以降)を行う要員は確保可能

3. 初動対応に当たる要員の配置 (3/4)



- ▶ 有効性評価 (全交流電源喪失(TBP※1)) の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員(39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水が開始できることを確認

※1 TBP:全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着
- ▶ 参集する要員は、非常招集後2時間以内に参集できる体制としている。万が一、参集できない不測の事態の場合には、対応操作の優先順位を判断し、必要な操作に初動体制の要員を充てて対応を行う。



※2 この他にも初動体制の要員が構内には常駐していることから、状況に応じて、必要な対応操作を行えるよう、あらかじめ要員に力量を付与させ、多能化する。

3. 初動対応に当たる要員の配置（4／4）



- 災害対策要員（初動）の待機場所は、地震等の自然災害及び重大事故等を考慮し、**発電所構内に分散して複数設置**



【災害対策要員の待機場所】

- 平日の勤務時間中は、事務本館等で執務する災害対策要員が緊急時対策所に参集し災害対策本部が確立
- 夜間及び休日（平日の勤務時間以外）は、災害対策要員（初動）が免震機能を持つ建物や耐震を考慮した建物に待機し、招集の連絡を受け、速やかに緊急時対策所に参集し災害対策本部（初動体制）が確立
- 災害対策要員のうち、運転班の要員は、原則中央制御室に参集
- 地震等の自然現象及び重大事故等による影響を考慮し、災害対策要員（初動）が待機する場所を**発電所構内に分散して複数設置**
- 待機に当たっては、災害対策要員（初動）の各々の**役割分担も考慮し、待機場所を分散**

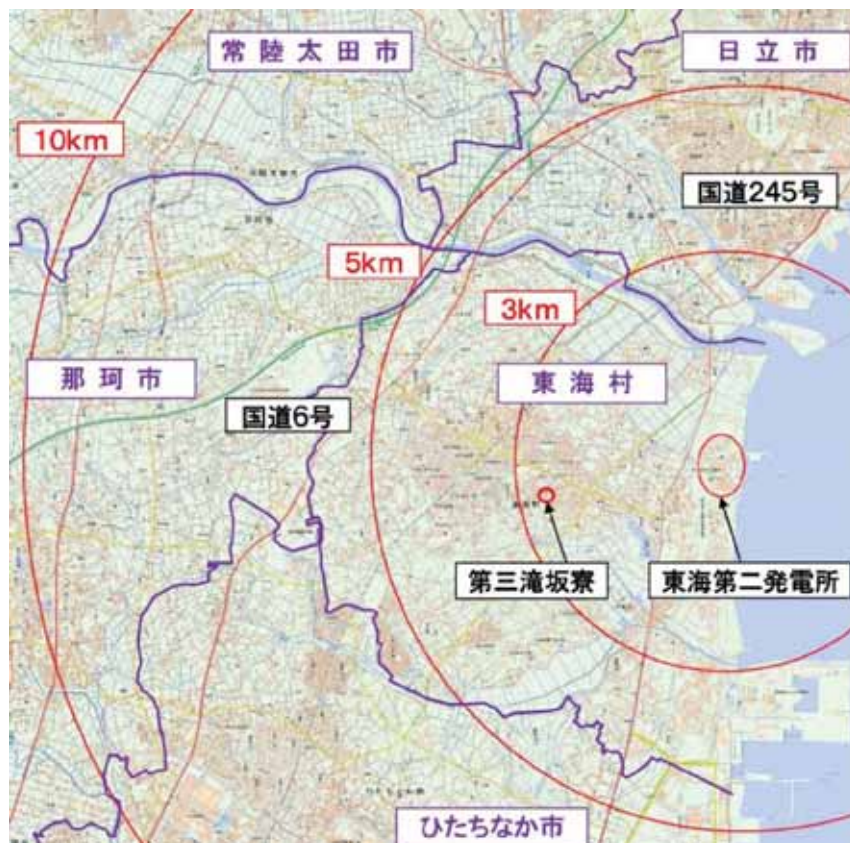
発電所構内の災害対策要員（初動）の待機場所

4. 災害対策要員の非常招集（1／5）

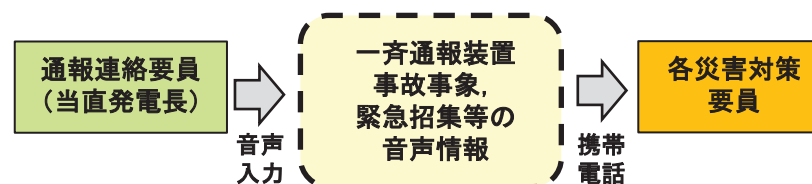
➤ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても、**非常招集後2時間以内に参集し災害対策本部を確立できる体制を整備**

- 災害対策本部を構成する要員は、夜間及び休日においても、一斉通報システムによる非常招集後**2時間以内に緊急時対策所に参集し**、災害対策本部を確立
- 非常招集により発電所構外から参集する要員72人については、**拘束当番として確保**
- 拘束当番者のうち、特に**特定の力量を有する参集要員**は、あらかじめ**発電所近傍に待機させ参集の確実性を向上**

* これらの対応により、比較的発電所の近傍に要員が偏在する運用となるが、仮に村内で特に大きな自然災害等が生じた場合、要員の一部分が健康被害等を受け、参集性に悪影響を与える可能性が考えられる。その場合でも、発電所から遠隔地の滞在に比べて発電所近傍の滞在の方が、距離・経路・時間の観点で総合的に優越すると判断している。また、拘束当番、待機者の多くは、地震や竜巻に対する耐性が高い鉄筋コンクリートの建物内に滞在し、そのリスクを低減している。



一斉通報システムの概要



<一斉通報システムによる災害対策要員の招集>

通報連絡要員(又は当直発電長)は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。携帯電話の回線の一部は災害時優先通信の指定を受けている。

自然災害、主には地震によりインフラが損傷し、一斉通報システムが使用できない場合も想定されるが、震度4以上の地震では事故・トラブル対応者が、震度6弱以上の地震では招集連絡がなくても災害対策要員は発電所に参集する扱いとしている。

居住地別の発電所員数

居住地	半径5km圏	半径5～10km圏	半径10km圏外
居住割合	52%	23%	25%

(平成28年7月時点)

・発電所外から参集する要員は、参集訓練実績及び各種ハザードを考慮し参集条件を保守的に設定し(徒歩移動速度:4km/h*)、事象発生後2時間以内に参集できると評価 * 参集訓練実績での移動速度約5km/hに対して4km/hと想定

4. 災害対策要員の非常招集（2／5）

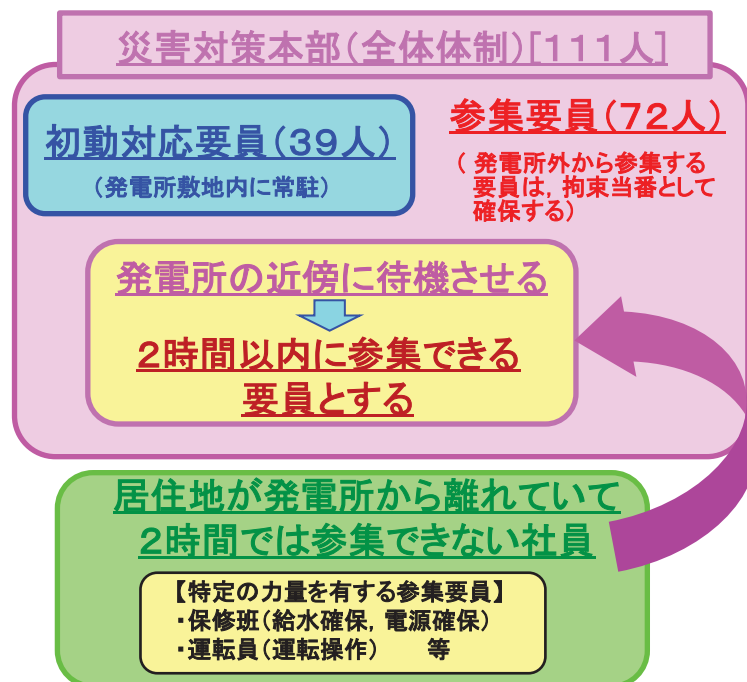
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、**地震及び津波の影響を考慮して設定**
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、**通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能**
- 参集ルートは、津波による**浸水を受けない高所を通行するルート**を**主な参集ルート**として設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



4. 災害対策要員の非常招集（3／5）

- 発電所に参集する要員のうち、一部の要員については、発電所の近傍にあらかじめ待機させることにより、参集の確からしさを向上させることから、事故対応を継続して遂行できる。
 - 発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても、**拘束当番として72名を確保**する。
 - 確保する拘束当番者の選定にあたっては、対象者の居住場所を考慮する。
 - 他操作との流動性が少ない**特定の力量を有する参集要員**（重大事故等対応要員のうち電源確保及び給水確保の要員、運転操作の要員）については、**参集の確実さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍（第三滝坂寮など）に待機させ、2時間以内に72名が参集できる運用とする。**
 - 保修班等において作業に必要な有資格者（大型車両及びクレーンなどの免状取得者）を配置する。
 - 発電所員として約400名※が所属しているが、事故対応が長期に及んだ場合には、**社内において交代要員等を確保**し、継続的に収束対応に当たれる体制を整備する。

※ 2022年12月時点



(移動速度：
4km/h)

参集ルート	距離(m)	所要時間
主要参集ルート①	3,180m	47分28秒
主要参集ルート②	3,630m	54分11秒
迂回参集ルート①	3,150m	47分01秒
迂回参集ルート②	2,980m	44秒23分
迂回参集ルート③	3,215m	47分59秒
迂回参集ルート④	3,230m	48分13秒

発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

4. 災害対策要員の非常招集（4／5）



- 発電所構内への参集ルートは、敷地の特性を踏まえ、**複数の参集ルートを設定**することで、**参集の確からしさを向上**

- 発電所の参集には必ず国道245号線を通過するため、同国道の交通状態及び道路状態によりアクセス性に影響を受けないよう、通行距離を短くするとともに、各参集ルートの**進入場所を離して複数設定**
- 敷地入口近傍にある送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定
- 敷地高さを踏まえ、津波による影響を受けずに緊急時対策所に参集できるルートを設定



上記の考え方に基づき、以下の参集ルートを設定し、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

参集ルート	特 徴
正門ルート	通常、発電所に参集するルート
代替正門ルート	敷地入口の送電鉄塔が倒壊した場合の迂回ルート
北側ルート	敷地入口が通行できない場合の代替ルート
南側ルート	敷地入口及び北側ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート①
南西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート②

- 隣接する他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について取り決めの締結を合意

発電所構内への複数の参集ルート設定

4. 災害対策要員の非常招集（5／5）

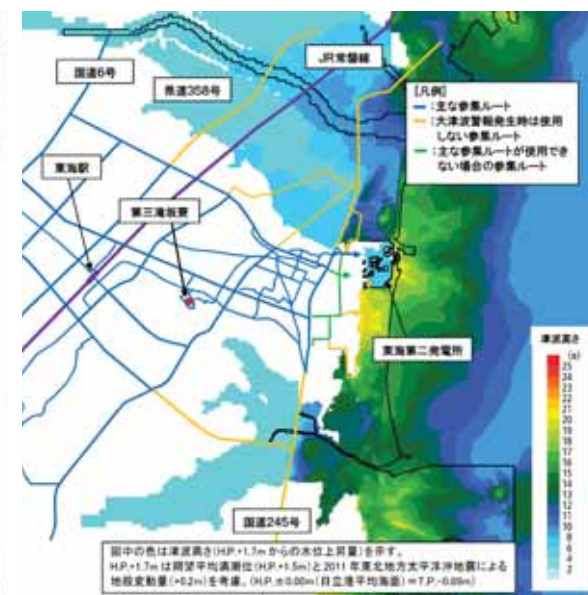
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
- 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



主要な参集ルート



茨城県(東海村)の津波浸水想定図



敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

5. 有効性評価における判断基準



項目	判断基準
炉心損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度$\leq 1,200^{\circ}\text{C}$ ・燃料被覆管の酸化量$\leq 15\%$ ・原子炉圧力$< 10.34\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器圧力$< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器温度$< 200^{\circ}\text{C}$ ・敷地境界での実効線量$\leq 5\text{mSv}$
格納容器破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力$< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器温度$< 200^{\circ}\text{C}$ ・Cs-137放出量$< 100\text{TBq}$ ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力$\leq 2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ ・FCIによる荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと ・格納容器内酸素濃度$\leq 5\text{vol}\%$ ・熔融炉心による侵食によって格納容器支持機能が喪失しないこと
使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること ・未臨界が維持されていること
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること ・未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界や、燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く）

6. 事故シーケンスの選定結果(1/4)



● 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果(1/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設)
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	過渡時自動減圧機能
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用D/G失敗＋HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
	外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備
	外部電源喪失＋非常用D/G失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS失敗)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	【RHR故障時】 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 【取水機能喪失時】 緊急用海水系
原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	代替再循環ポンプ停止機能 ほう酸水注入系

D/G :ディーゼル発電機
HPCS :高圧炉心スプレイ系
RCIC :原子炉隔離時冷却系
RHR :残留熱除去系

6. 事故シーケンスの選定結果(2/4)



● 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果(2/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) フィルタベント設備又は耐圧強化ベント系
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	インターフェイスシステムLOCA	破損系統を除く原子炉注水機能 破損系統の隔離 手動減圧
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	津波防護対策 原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬) 常設代替交流電源設備 緊急用海水系

6. 事故シーケンスの選定結果(3/4)



● 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な格納容器破損防止対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋ 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 代替循環冷却系 緊急用海水系 フィルタベント設備 可搬型窒素供給装置
水素燃焼	—	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧 炉心冷却失敗	原子炉手動減圧
原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用(FCI)		ペDESTAL(ドライウエル部)の水位を 約1mに維持する手段
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)		格納容器下部注水系(常設)

6. 事故シーケンスの選定結果(4/4)



● 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

想定事故	事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
想定事故1	使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失	低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬)
想定事故2	使用済燃料プールの漏えい (使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失を想定)	静的サイフォンブレイク用配管 低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬)

● 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜き	安全保護系(原子炉出力ペリオド短短(10秒)信号による原子炉スクラム)

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 1／5）



➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効であることを確認

事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(≤1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
高圧・低圧注水機能喪失 (※1)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系	低圧代替注水系(常設) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) フィルタベント設備 耐圧強化ベント系	①338℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
高圧注水・減圧機能喪失	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 過渡時自動減圧機能(自動減圧)	①711℃ ②0.04MPa[gage] ③90℃

(※1)

評価上期待していないが、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替循環冷却系も有効である。(以下、残留熱除去系が機能喪失する事故シーケンスグループにおいて同様)

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 2／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系 低圧代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 残留熱除去系／残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 所内常設直流電源設備(増容量)	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃
全交流動力電源喪失(TBD・TBU)	全交流動力電源喪失 所内常設直流電源設備 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系 低圧代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 残留熱除去系／残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 常設代替直流電源設備	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 3／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
全交流動力電源喪失(TBP)	全交流動力電源喪失 逃がし安全弁開固着	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系／残留熱除去系海水系 <u>常設代替高圧電源装置</u> 所内常設直流電源設備(増容量)	①746℃ ②0.28MPa[gage] ③141℃
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	海水取水機能 (DG取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失)	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) 残留熱除去系／ <u>緊急用海水系</u> <u>常設代替高圧電源装置</u> 所内常設直流電源設備(増容量)	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 4／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	残留熱除去系	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 <u>低圧代替注水系（常設）</u> 逃がし安全弁（手動減圧） <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	①初期値（約309℃）以下 ②0.31MPa[gage] ③143℃
原子炉停止機能喪失（※1）	原子炉スクラム	<u>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</u> ほう酸水注入系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系／残留熱除去系海水系	①872℃ ②0.20MPa[gage] ③115℃

（※1）

評価上期待していないが、原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替制御棒挿入機能も有効である。

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 5／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①燃料被覆管温度（<1,200℃） ②格納容器圧力（<0.62MPa[gage]） ③格納容器雰囲気温度（<200℃）
LOCA時注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 自動減圧系	<u>低圧代替注水系（常設）</u> 逃がし安全弁（手動減圧） <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	①616℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL OCA）	残留熱除去系（B） 残留熱除去系（C） 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧代替注水系（常設） 逃がし安全弁（手動減圧） 残留熱除去系／残留熱除去系海水系	①初期値（約309℃）以下 ②設計基準事故の範囲 ③設計基準事故の範囲
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	津波浸水 （全交流動力電源喪失と同様）	津波対策及び緊急用海水系を除き全交流動力電源喪失と同様	全交流動力電源喪失と同様

7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 1/2）



格納容器破損モード	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①格納容器圧力（<0.62MPa[gage]） ②格納容器温度（<200℃） ③Cs-137放出量（<100TBq） ④格納容器内酸素濃度（<5vol%）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却系を使用する場合）	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系（常設）</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> 緊急用海水系 代替循環冷却系 <u>可搬型窒素供給装置</u> <u>フィルタベント設備</u>	①0.31MPa[gage] ②139℃（壁面温度） ③7.5TBq（7日間） ④4.0vol%
雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却系を使用できない場合）	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系（常設）</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>フィルタベント設備</u>	①0.47MPa[gage] ②157℃（壁面温度） ③16TBq（7日間） ④2.6vol%

7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 2/2）



格納容器 破損 モード	安全機能の喪失に 対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①格納容器圧力（＜0.62MPa[gage]） ②格納容器温度（＜200℃） ③Cs-137放出量（＜100TBq） ④原子炉圧力容器破損時の原子炉 圧力（＜2.0MPa[gage]） ⑤格納容器内酸素濃度（＜5vol%） ⑥コンクリート侵食量（格納容器支持 機能が喪失しないこと）
高压溶融物 放出／格納 容器雰囲気 直接加熱 ・ 溶融燃料－ 冷却材相互 作用 ・ 溶融炉心・ コンクリート 相互作用	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低压炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	常設代替高压電源装置 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 格納容器下部注水系(常設) コリウムシールド 緊急用海水系 代替循環冷却系 可搬型窒素供給装置 フィルタベント設備	①0.47MPa[gage] ②151℃(雰囲気温度) ③0.032TBq(7日間) ④0.3MPa[gage] ⑤4.0vol% ⑥0cm

7. 有効性評価の概要
 (使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)



➤ 使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故に対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

想定事故	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保
想定事故1	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u>	①通常水位から約0.38m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) ③確保可
想定事故2	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u> サイフォンブレイク用配管	①通常水位から約0.62m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) ③確保可

7. 有効性評価の概要

(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策)



➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保(通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>	①燃料有効長頂部から約4.2m上 ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) ③確保可
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系	<u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備</u>	①通常運転水位を維持 ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) ③確保可
原子炉冷却材の流出	—	<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>	①燃料有効長頂部から約15m上 ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約2.6m上) ③確保可
反応度の誤投入	—	<u>原子炉緊急停止系</u>	①, ②通常運転水位を維持 ③燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界のみ

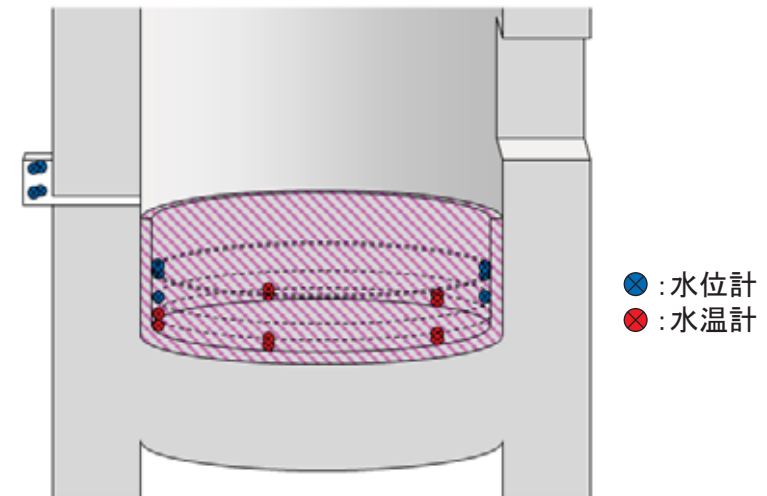
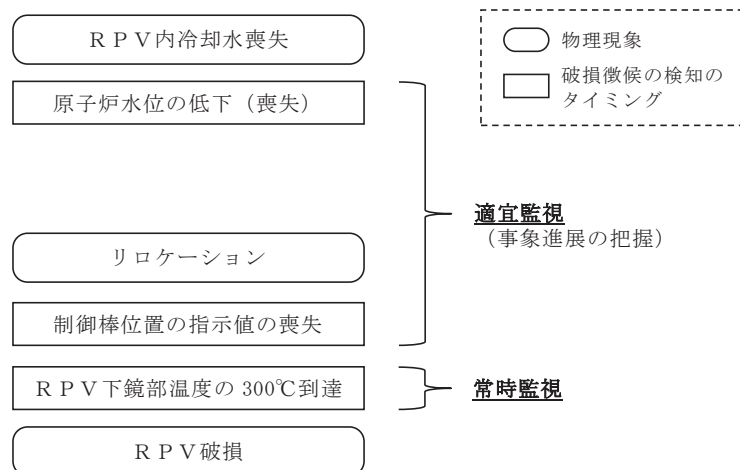
8. 原子炉圧力容器の破損判断



- 下記パラメータを監視することにより、原子炉圧力容器(RPV)の破損前の徴候を把握するとともに、原子炉圧力容器破損時の判断を確実にを行い、対応操作を実施する

パラメータ		考え方
破損徴候 パラメータ	原子炉水位の「低下(喪失)」	原子炉水位の低下・喪失により炉心の露出を検知し、RPV破損前における事象進展を把握
	制御棒位置指示の「喪失数増加」	溶融デブリがRPV下部プレナムに落下し、制御棒位置指示用ケーブルに接触した際の検知
	RPV下鏡部温度の「300℃到達」	溶融デブリがRPV下鏡部に堆積し、下鏡部温度が上昇することで、RPV破損の可能性が高いことを検知
破損判断 パラメータ	格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」	溶融デブリがRPVを貫通しペDESTALへ落下した際に、ペDESTAL内の水温計の指示値上昇や、溶融デブリの接触により指示値喪失により、RPV破損を判断

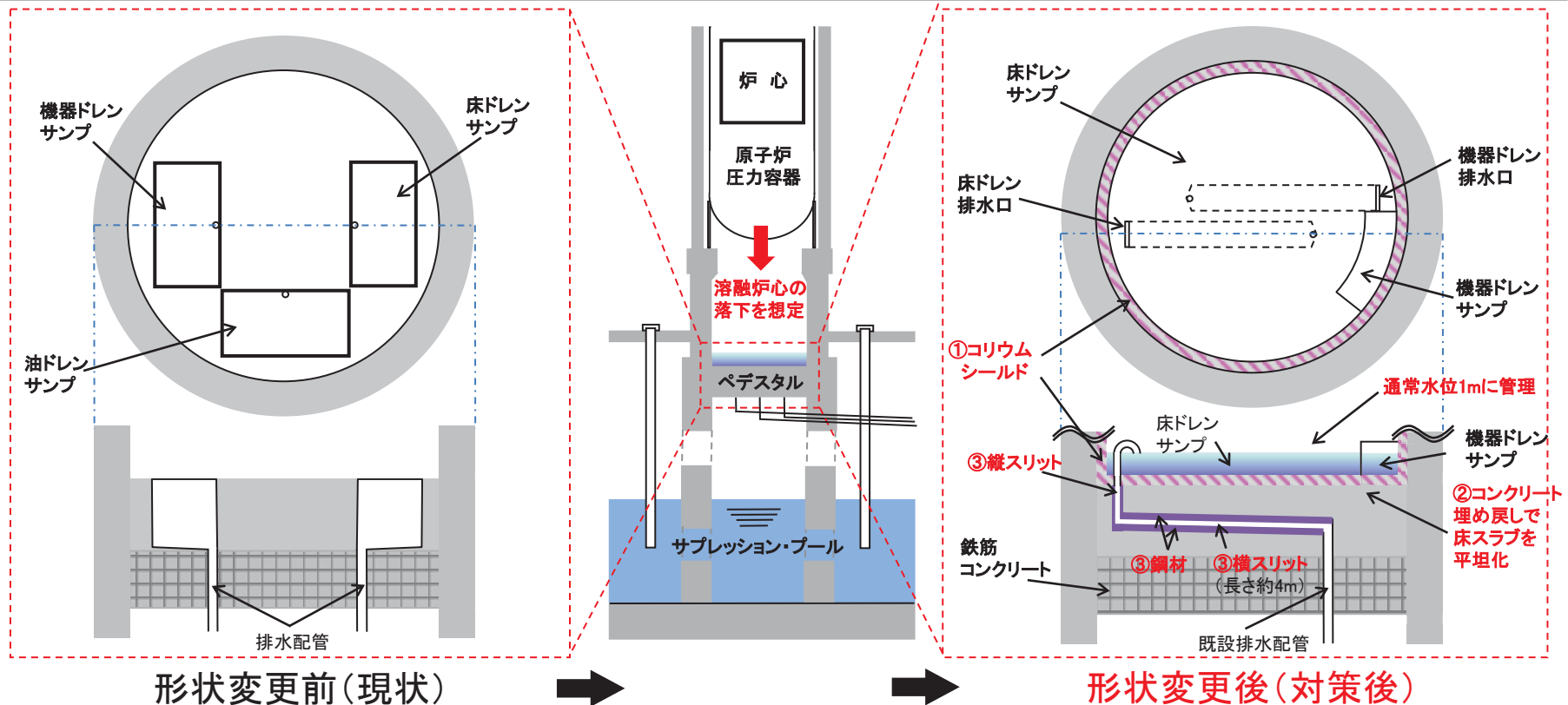
事象進展



9. ペDESTALにおける設備対策(1/2)

【溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更(コリウムシールドの設置等)】

- ① コリウムシールド設置
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れた**ジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールド**を設置
- ② 床スラブ平坦化
溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して**床スラブを平坦化**し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置
- ③ 溶融炉心凝固のための排水流路形状変更
溶融炉心のサブレッショ・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい**鋼材でスリット形状に変更**し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



9. ペDESTALにおける設備対策(2/2)



【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

①スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

②異物防止柵の設置、スワンネックの多重化

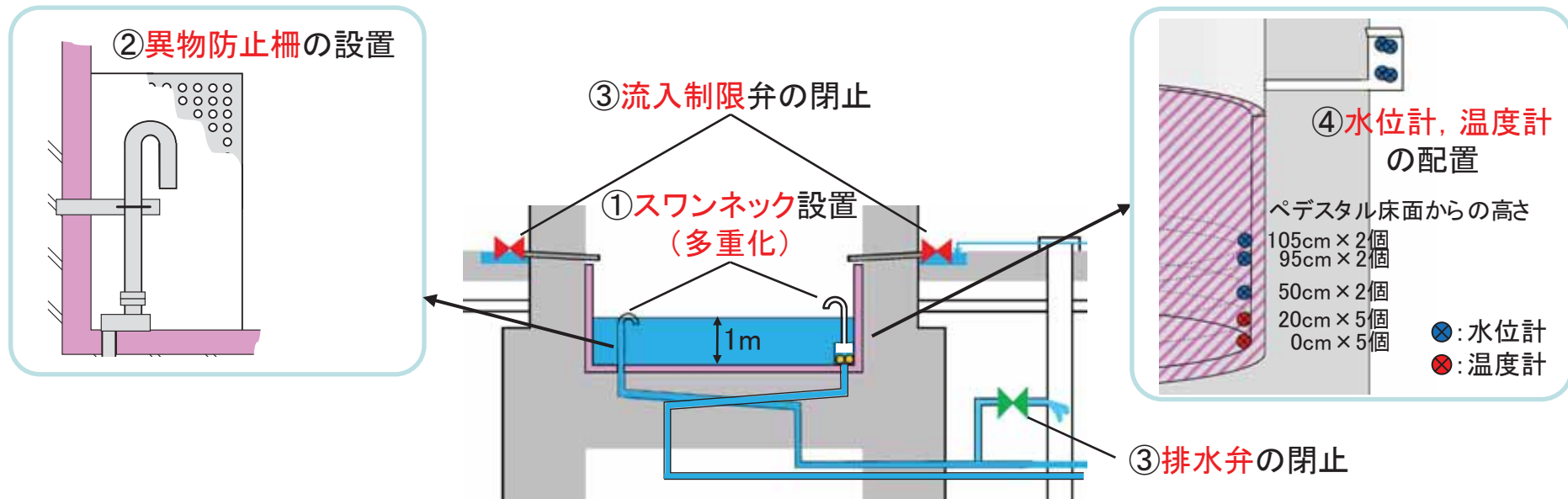
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

③ペDESTALへの流入制限弁、ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

④水位計、温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**



10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳

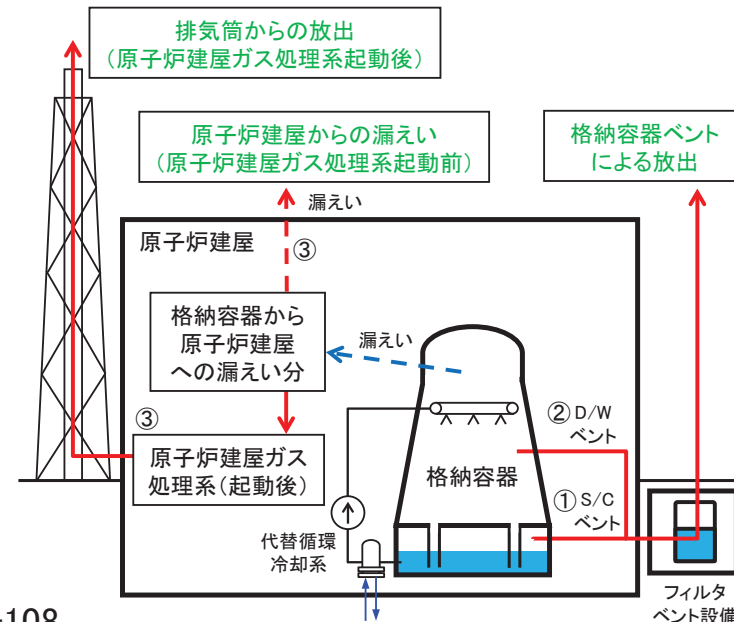


- 大気中へのCs-137の放出量は、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした量と、フィルタベント設備により放出される量を合計して評価している。それぞれの放出量の内訳は下表のとおり。

評価事象	Cs-137放出量			(参考) ベント開始時間
	格納容器ベント (放出ルート①又は②)	原子炉建屋への漏えい (放出ルート③)	合計	
【ケース1】静的負荷 (代替循環冷却系を使用する場合)	≒0TBq	約7.5TBq	約7.5TBq	事象発生 約40日後
【ケース2】静的負荷 (代替循環冷却系を 使用できない場合)	S/Cベント	≒0TBq	約16TBq	事象発生 約19時間後
	D/Wベント	約1TBq	約17TBq	
【ケース3】高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	≒0TBq	約0.039TBq	約0.039TBq	事象発生 約53日後

D/W:ドライウエル, S/C:サブプレッション・チェンバ

- 放出量の増加が極めて小さくなるまでの期間として、事象発生時点から**100日間の放出量**を評価。
- 放出ルート①・②についてはベント開始時点から、放出ルート③については事象発生時点からの放出量を評価。
- S/Cベントの場合、**サブプレッション・プール水による除染効果**が働くため、フィルタベント設備の除染効果と相まって、放出量は非常に小さくなる。
- 原子炉建屋への漏えい分については、**格納容器の漏えい孔での除染効果**や、**原子炉建屋内での除染効果を保守的に考慮していない**ため、比較的大きな数値となっている。これらの除染効果を考慮すると放出量はより小さくなる。
- 【ケース3】では、【ケース1, 2】に比べて**サブプレッション・プールでCsが多く捕集され、放出量が少なくなる**(LOCA事象でないため、逃がし安全弁を介してサブプレッション・プールへCsが移行)



11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(1/4)



【事故シーケンスグループの特徴】

- 中小破断LOCAの発生後、ECCS等の機能の喪失を想定していることが特徴であり、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ並びに**フィルタベント設備**による格納容器ベントにより**炉心損傷を防止**できることを確認した。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>① 中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>③ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (事象発生から約25分)</p> <p>↓</p> <p>④ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生から約16時間)</p> <p>↓</p> <p>⑤ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ停止(事象発生から約27時間)</p> <p>↓</p> <p>⑥ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生から約28時間)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<p>● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能</p> <p>○ 所要時間: 約4分(遠隔操作)*</p> <p>● 代替循環冷却系による格納容器除熱も可能</p> <p>● 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイも可能</p> <p>○ 所要時間: 約5分(遠隔操作)*</p> <p>● 耐圧強化ベント系による格納容器除熱も可能</p> <p>※制御盤操作の訓練等により、時間内に操作可能なことを確認</p>

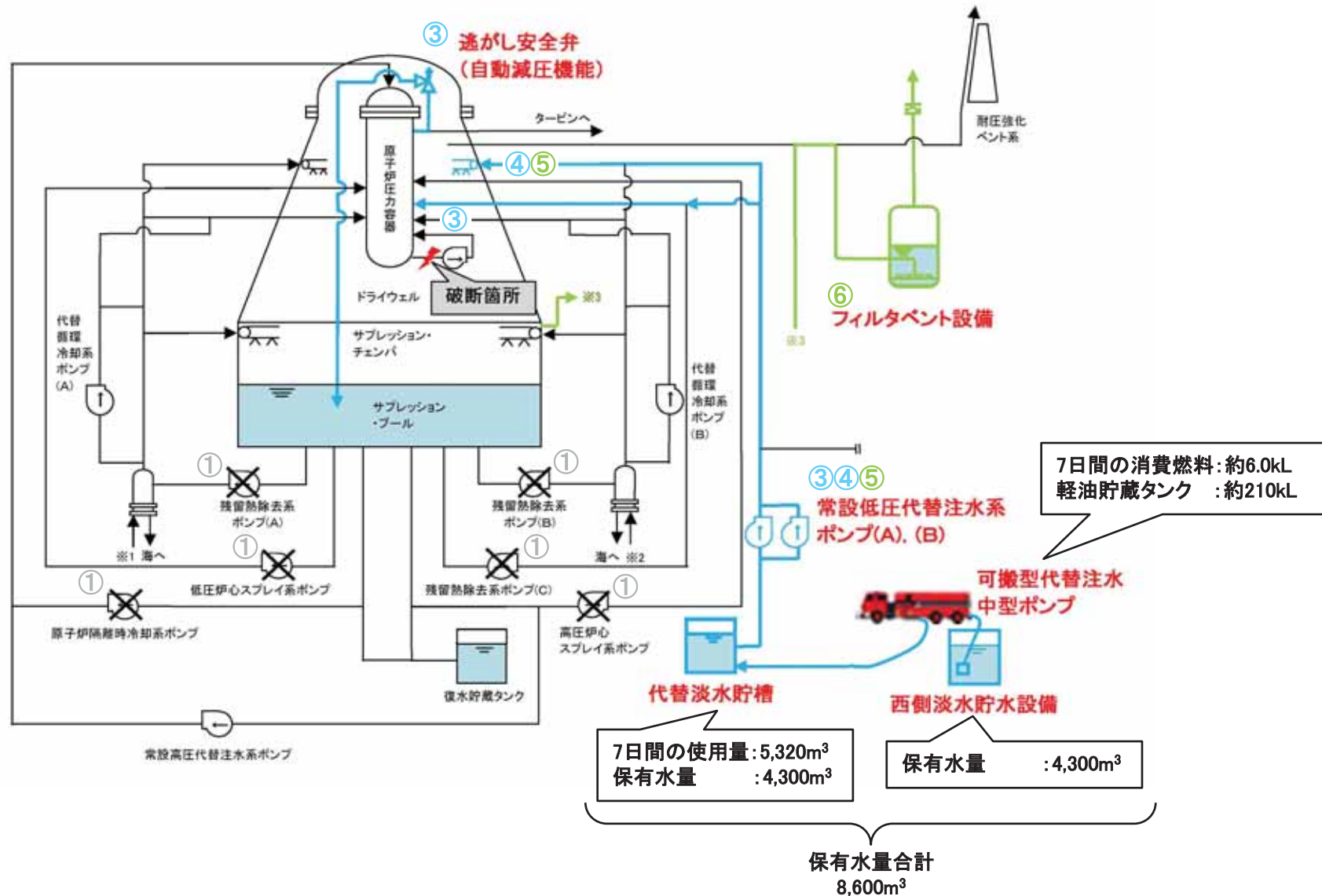
LOCA: 原子炉冷却材喪失事故

ECCS: 非常用炉心冷却系

11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(2/4)



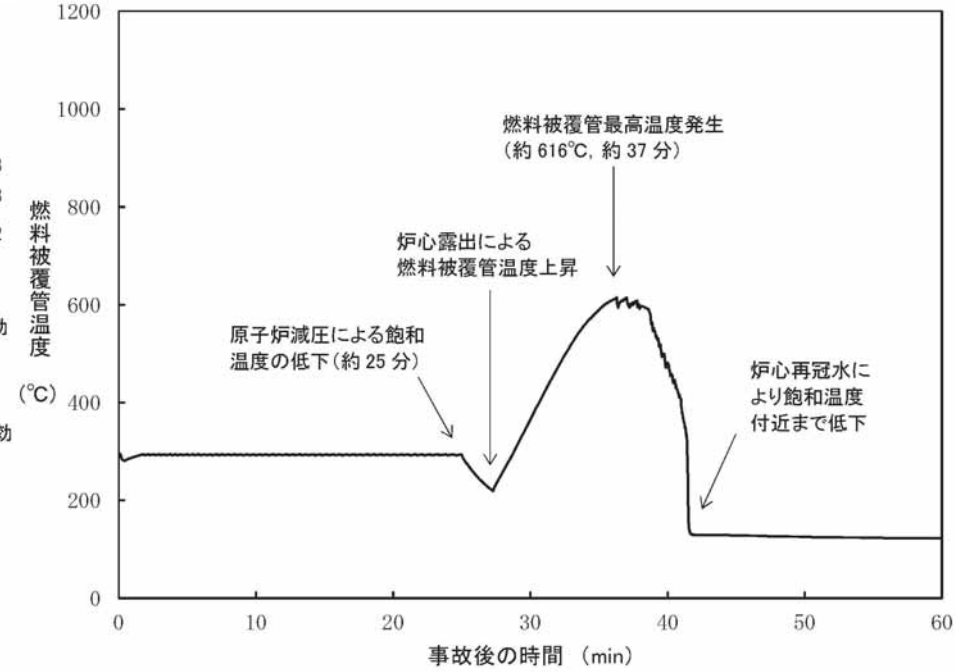
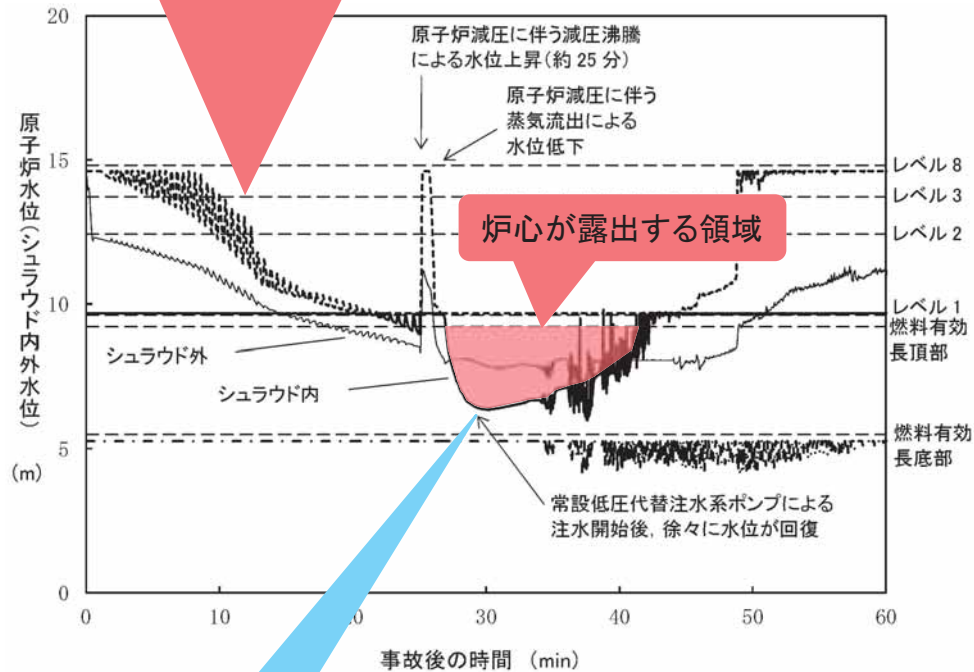
概略系統図



11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(3/4)



破断箇所からの漏洩及び逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉水位は低下(②)



原子炉減圧時に原子炉水位は一時的に低下するが、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水により原子炉水位は回復(③)



評価結果

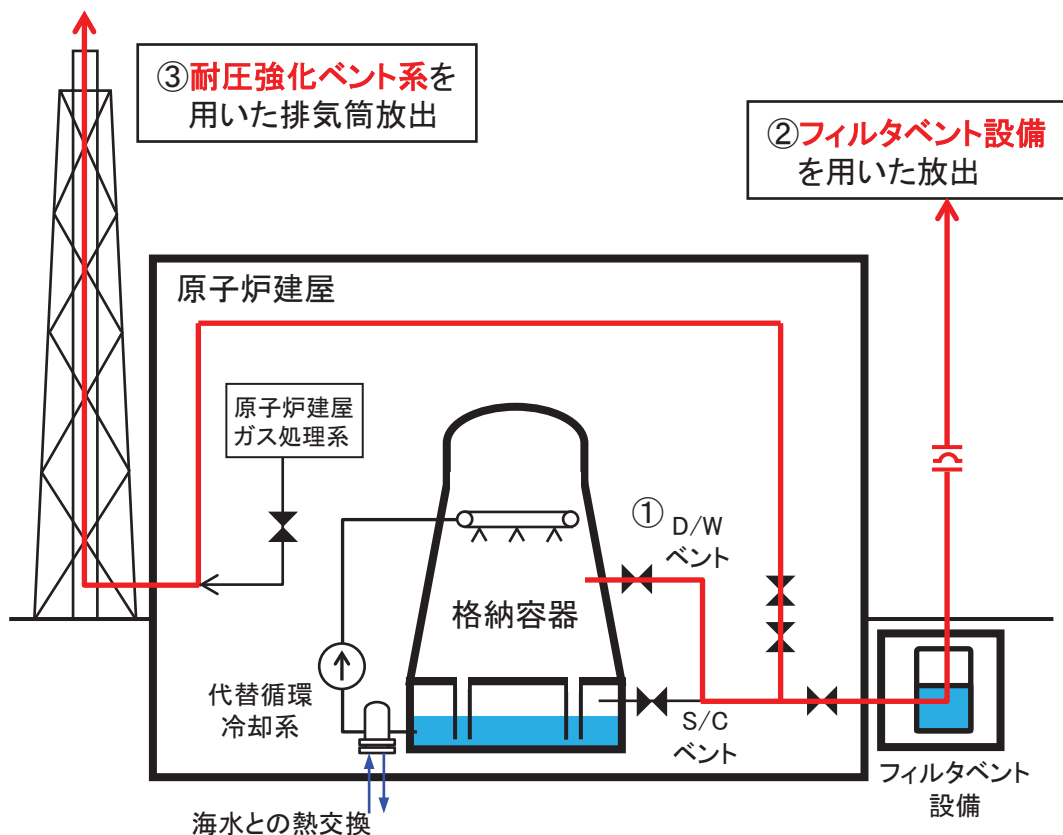
- 燃料被覆管温度は約616°C(初期値:約309°C)となり、炉心損傷に至らない
- 外部水源を用いた**常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイに伴いサプレッション・プール水位が上昇することから、制限水位到達にて格納容器スプレイを停止し、**フィルタベント設備**による格納容器除熱を実施することで、安定状態へ移行

11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(4/4)



- 格納容器ベント時の敷地境界での実効線量を**判断基準(<5mSv)**に対して十分に低い値に抑制できることを確認
- 評価上期待していない**代替循環冷却系**に期待する場合は、**格納容器ベントを実施せずに安定状態が達成可能**

【放出経路のイメージ】



※代替循環冷却系は評価上期待していない。

※格納容器からの漏えいによる線量は、格納容器ベントによる線量と比較して無視できるほど小さいことから考慮していない。

【評価結果】

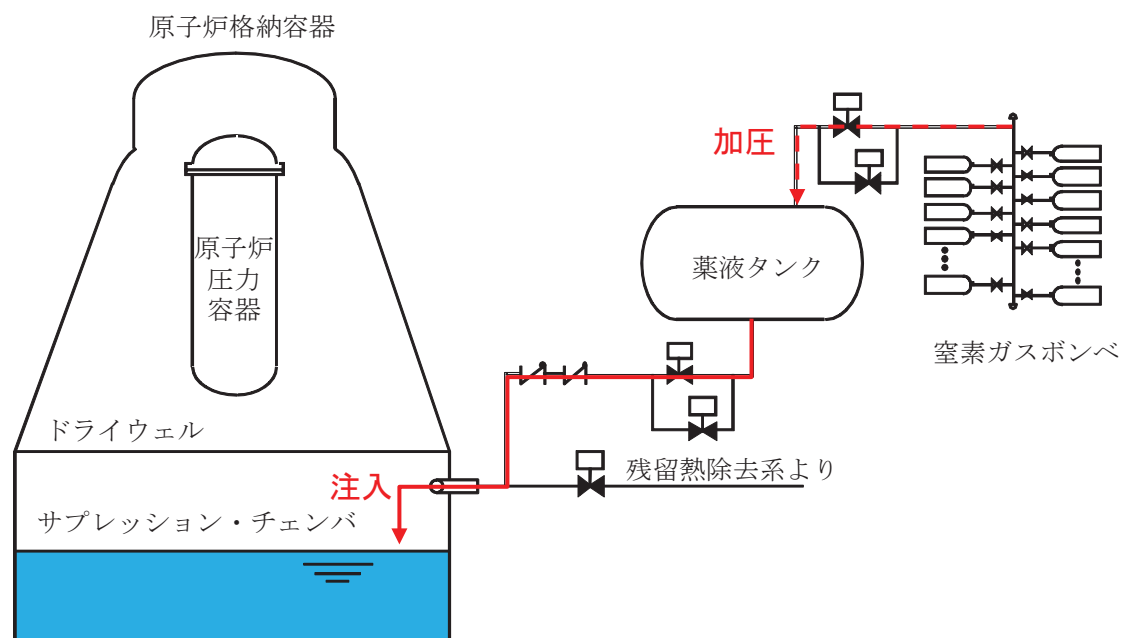
評価対象	敷地境界での実効線量
フィルタベント設備	約0.41mSv (放出ルート:①+②)
耐圧強化ベント系	約0.62mSv (放出ルート:①+③)

- フィルタベント設備**は放射性物質の除染機能をもつため、耐圧強化ベント系よりも優先的に使用
- S/Cベントの場合、サプレッション・プール水による除染効果が働くため、D/Wベントより放射性物質の放出量が小さくなる。⇒**S/Cベントを優先的に使用**

12. サプレッション・プール水pH制御装置

- サプレッション・プール水をアルカリ性に保持し、サプレッション・プール水中によう素を捕獲し、**よう素の放出量を低減**することを目的として、**サプレッション・プール水pH制御装置**を自主対策設備として設置する。

【系統概要図】



- ・薬品タンクを窒素ガスポンベにより加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液(NaOH)を注入
- ・サプレッション・プール水をアルカリ性に保持することで、水中に溶解したよう素の気相部への移行を抑制



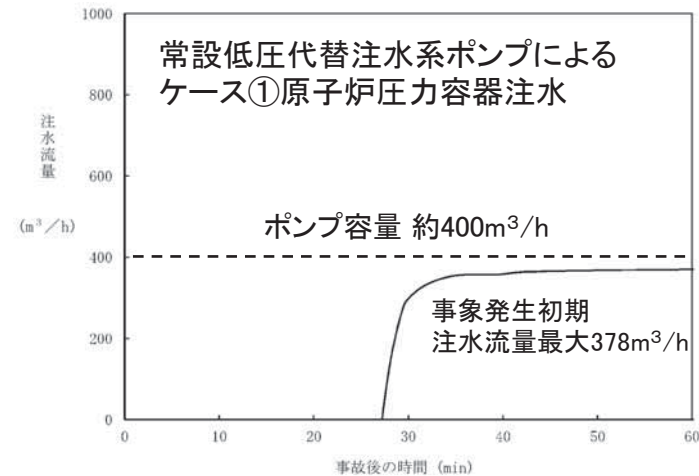
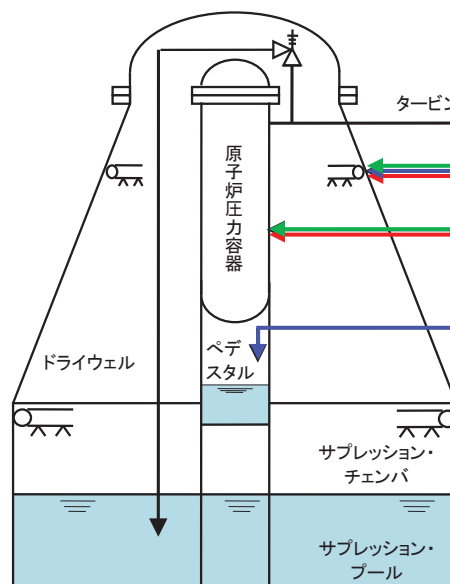
格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**

13. 同一設備を用いた複数箇所への注水(1/2)

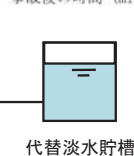


有効性評価における常設低圧代替注水系ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペデス タル	使用済 燃料プール	備考
①	378m ³ /h	—	—	—	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m ³ /h)
②	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位の回復, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制(合計360m ³ /h)
③	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ, ペデスタルの溶融炉心冷却(合計380m ³ /h)
④	50m ³ /h	130m ³ /h	—	114m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水(合計294m ³ /h)



常設低圧代替注水系
ポンプ(A), (B)



常設低圧代替注水系ポンプ容量:
約400m³/h(約200m³/h×2台)

必要量の注水が可能

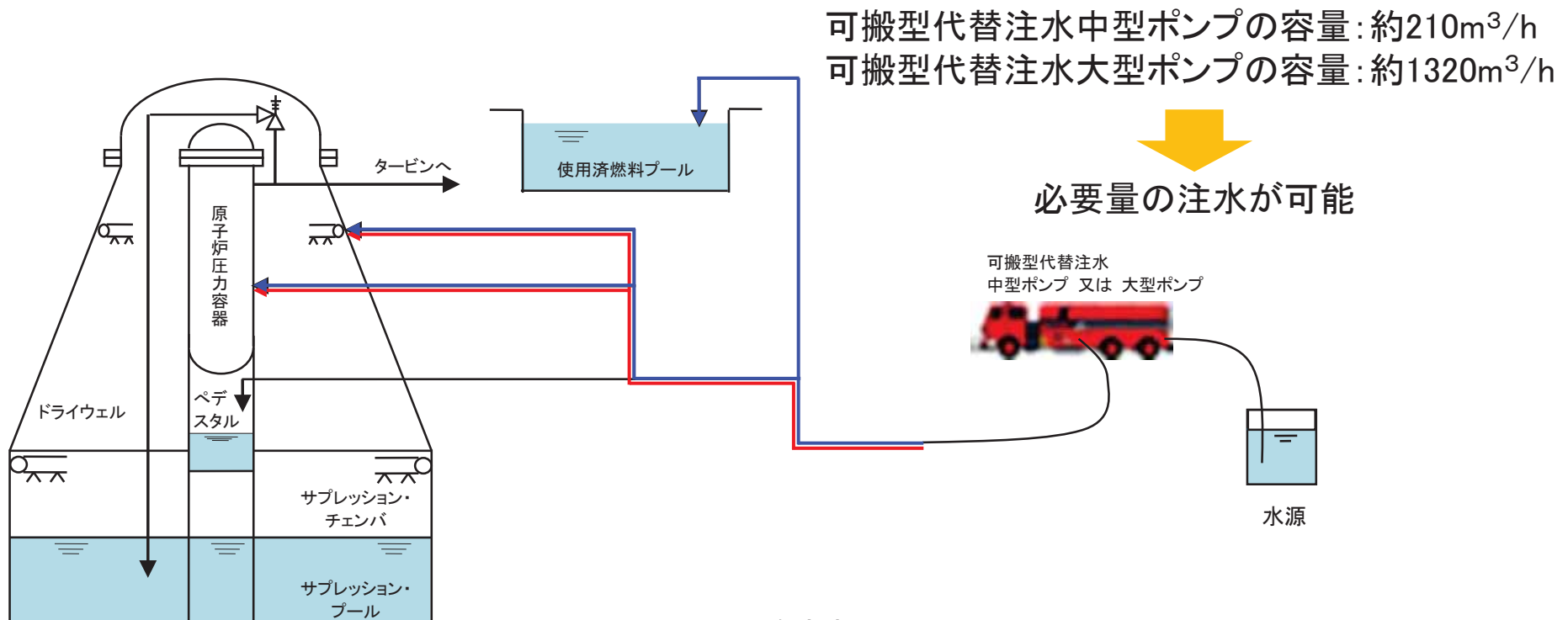
手順・有効性-114

13. 同一設備を用いた複数箇所への注水(2/2)



有効性評価における可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペDESTAL	使用済 燃料プール	備考
①	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制 (合計180m ³ /h)
②	50m ³ /h	130m ³ /h	—	16m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水 (合計196m ³ /h)



14. 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段



接続口		可搬型設備により供給できる手段											
		注 水					冷 却		電 源		窒 素		
設置高さ	設置場所	低圧代替注水	代替格納容器スプレイ冷却	代替燃料プール注水系	格納容器下部注水系	格納容器頂部注水	代替燃料プール冷却系(海水系)	代替残留熱除去系海水系	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器	格納容器窒素ガス供給系(D/W)	格納容器窒素ガス供給系(S/C)	格納容器窒素ガス供給系(FCVS)
11m盤	高所東側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
	高所西側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
8m盤	原子炉建屋東側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—
	原子炉建屋西側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
可搬型設備		可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ					可搬型代替注水大型ポンプ		可搬型代替低圧電源車・ 可搬型整流器		可搬型窒素供給装置		



接続口の位置と可搬型設備等の移動経路図

【高所接続口(11m盤)の設置】

- 全交流電源喪失時の事象進展緩和のためには、可搬型設備を活用した速やかな原子炉注水や、格納容器冷却及び使用済燃料プールへの注水等が必要。
高所接続口を活用することで、可搬型設備による迅速な注水対応が可能。
- 高所接続口は敷地遡上津波の浸水範囲外にあり、津波襲来中でも可搬型設備の移動及び接続に支障はない。

【原子炉建屋接続口(8m盤)の設置】

- 原子炉建屋側の接続口は、上記の注水手段等に加えて、冷却用海水送水、電源供給及び窒素ガス供給手段を設置。これらは事象発生後、比較的時間余裕がある対応として必要となるもの。
- 敷地遡上津波時等に使用する場合、敷地浸水が排水後、ホイールローダにより障害物を除去し、接続口にアクセスする。(高所接続口を優先的に使用するため事故対応上支障はない)

- 屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象による影響又は人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。
- 屋内での各階層におけるアクセスルートを選定する場合、**地震随伴火災のおそれがある油内包機器又は水素内包機器**、**地震随伴内部溢水を考慮しても移動可能なアクセスルートをあらかじめ設定する。**
 - 建屋屋上にアクセスする際は、**地震津波以外の自然現象を考慮し、気象状況をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。**

屋内アクセスルートの選定の考え方

- 中央制御室から原子炉棟、付属棟(廃棄物処理棟)へ移動するルートは、原子炉建屋内に設定されるアクセスルートを優先して使用することを基本とする。
- 火災発生時に優先ルートのアクセス性が阻害された場合は、迂回路を使用する。
- 原子炉棟、付属棟(廃棄物処理棟)の各階層を移動するルートは、地震、火災等の被害により、アクセス性が阻害された場合は、影響の小さいルートを使用し操作場所までアクセスする。
- 地震随伴内部溢水については、アクセスルートの最大溢水水位を評価した上で影響を受ける可能性があることを想定し、必要な措置を講じる。

15. アクセスルートの成立性について(2/4)



- 屋内アクセスルートは、想定される影響を評価し、現場操作場所までのアクセスが可能であることを確認している。
- 屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認
 - 外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。
 - 敷地遡上津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。
 - 地震津波以外の自然現象については、屋内アクセスルートの一部のルートは建屋屋上を通行することから、建屋屋上にアクセスする際は気象状況等をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

地震随伴火災の影響評価	地震による内部溢水の影響評価
<ul style="list-style-type: none">● 屋内アクセスルート近傍の油内包又は水素内包機器について、地震により機器が転倒し、火災源とならないことを確認● また、アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤は、「設置許可基準規則」第8条「火災による損傷の防止」における火災防護対策を適用し、火災発生時は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することから、消火は可能と考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は、迂回路を優先して使用する。	<ul style="list-style-type: none">● 屋内アクセスルートがある建屋のフロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊に伴い、各フロアにおける最大溢水水位で歩行可能な溢水高さであることを確認

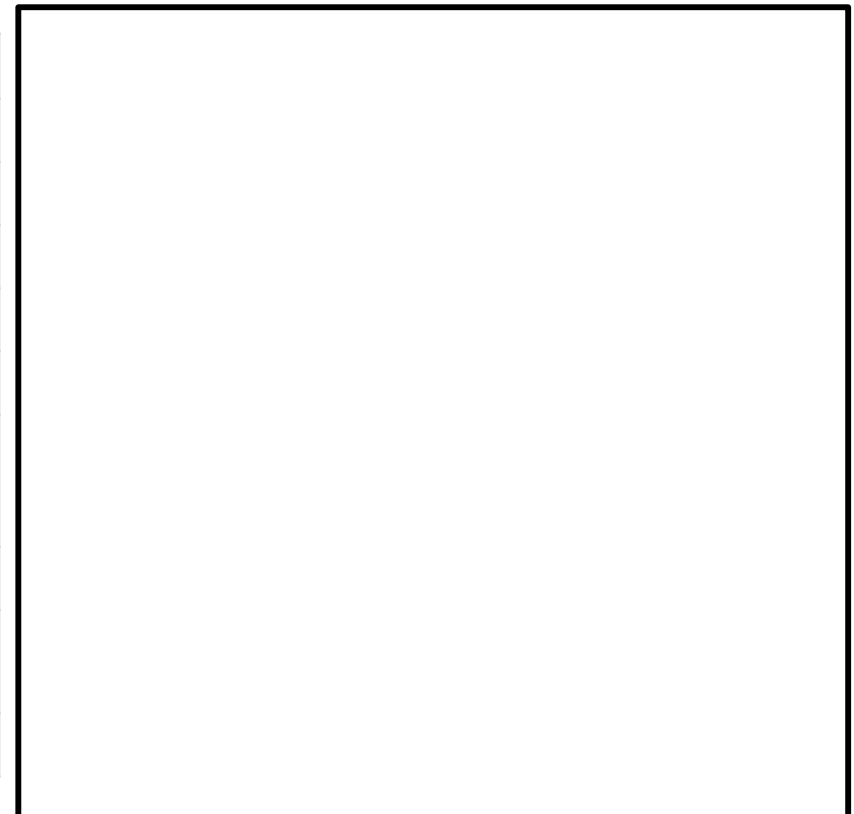
➤ 設定したアクセスルートを用いた重大事故等時における対応操作に要する所要時間が、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認*

- 有効性評価における重要事故シーケンスで評価している屋内の現場作業について、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認
- 経路上の溢水を考慮し、仮に移動時間を1.5倍とした場合であっても、有効性評価における事象発生からの作業開始想定時間及びそれ以前の作業の状況を確認した結果、有効性評価想定時間内に作業が実施可能であることを確認した。
- 重大事故等時において期待する手順についても、地震随伴火災、地震随伴内部溢水を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認

*アクセスルートの状態に応じて要員が必要な防護装備を装備した条件での移動や作業性を考慮している。

技術的能力における対応手段で期待する主な屋内現場操作

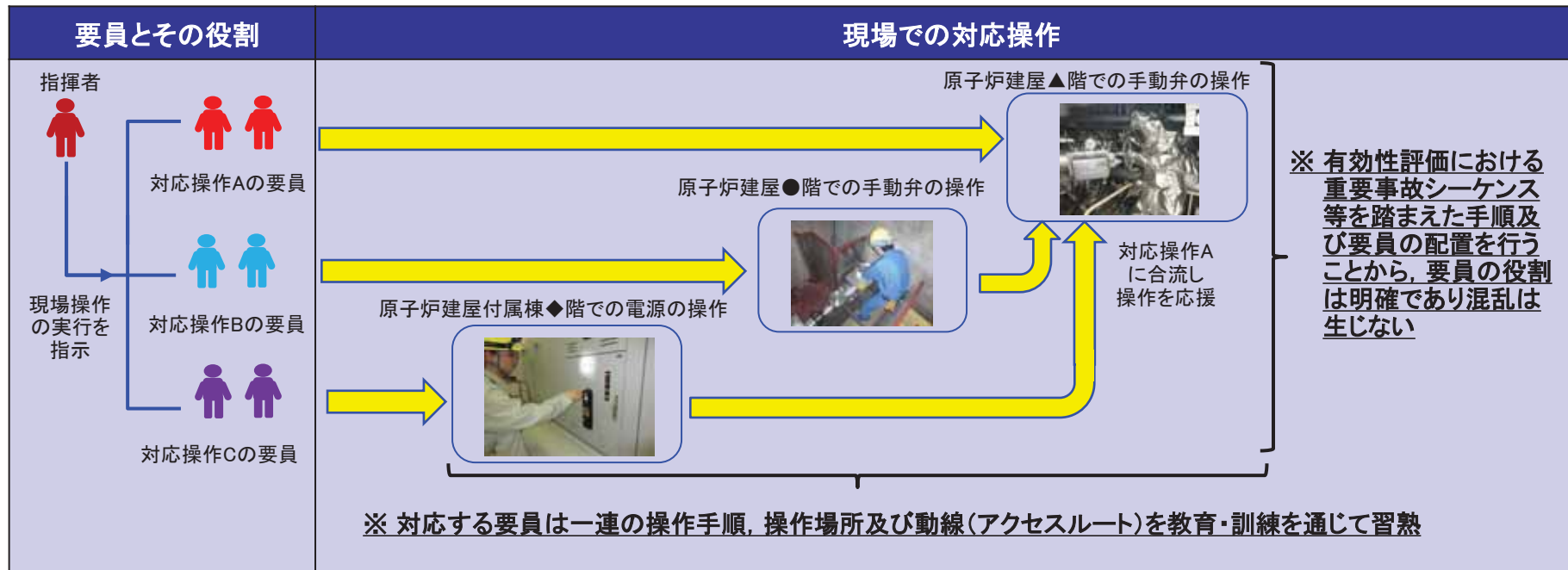
主な対応手段	現場操作
高圧代替注水系の現場操作による起動 <別紙1参照>	原子炉建屋
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 <別紙2参照>	原子炉建屋
残留熱除去系による原子炉の徐熱	原子炉建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の徐熱	原子炉建屋
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器の冷却	原子炉建屋
全交流動力電源喪失時の格納容器圧力逃がし装置による格納容器の減圧及び徐熱(現場操作) <別紙3参照>	廃棄物処理棟 格納容器圧力逃がし装置建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水	原子炉建屋
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	原子炉建屋
代替交流・直流電源設備による給電	原子炉建屋付属棟



15. アクセスルートの成立性について(4/4)



- 重大事故等時における対応操作は、有効性評価における重要事故シーケンスを踏まえ、あらかじめ定めた手順書に従い、設定したアクセスルートを用いて現場での対応操作を実施していくため、現場での動線が錯綜することはない。
- 現場において操作を行う災害対策要員は、要員の役割、操作の場所、操作の順番等が明確であることから、要員の対応操作が重複することや操作指揮が錯綜する等の状況は発生しない。
- 対応操作に係る手順書には、有効性評価の重大事故シーケンス等を踏まえた操作に係る判断基準を定め、優先順位を明確にして対応操作を行うことから、対応操作に混乱は生じない。
- 操作現場に向かう災害対策要員及び中央制御室又は緊急時対策所で操作指揮を行う指揮者は、教育・訓練を通じて対応操作の習熟を深め、混乱を生じさせない。



要員の役割と現場での対応操作のイメージ

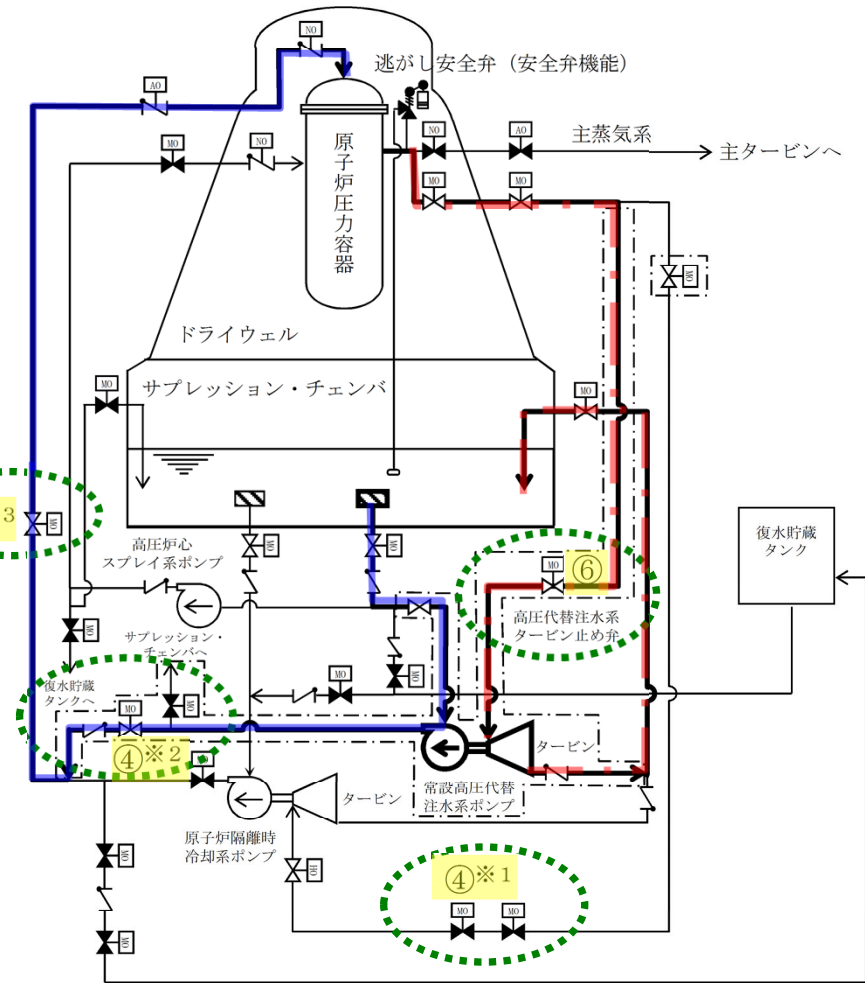
<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1/2)



○給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

○現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サブレーション・チェンバを水源として原子炉圧力容器へ注水

- ・④※1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認
- ・④※2 高圧代替注水系注入弁及び
- ④※3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を全開操作
- ・⑥ 高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作 ⇒ 注水開始



○ 操作・確認対象弁 注水の流れ
 - - - 駆動用蒸気の流れ

操作手順	弁名称
④※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
④※2	高圧代替注水系注入弁
④※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑥	高圧代替注水系タービン止め弁

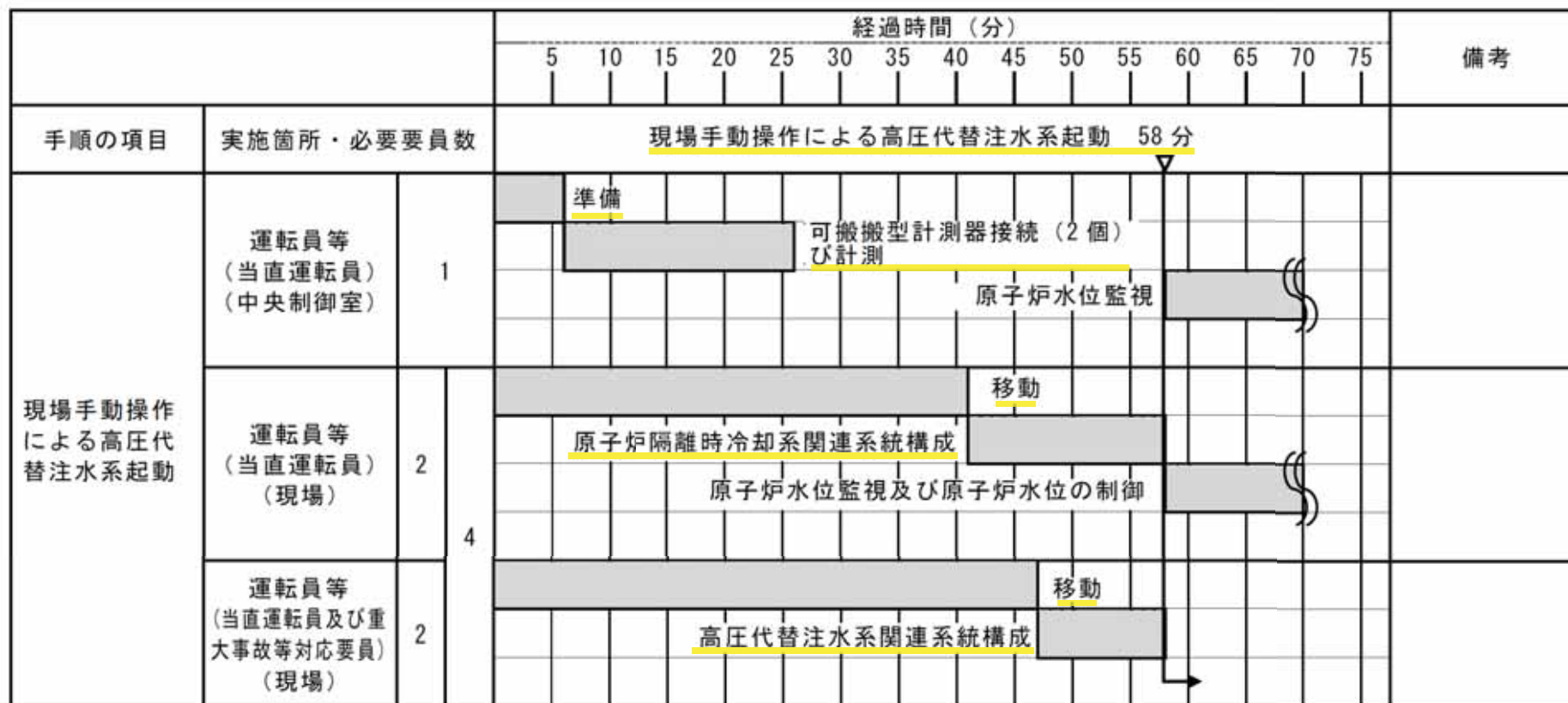
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～③, ⑤は操作指示とプラント状態確認等
 ○※1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は

手順・有効性-121 確認を要する対象弁がある場合，その実施順を示す。

<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(2/2)



○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合, **作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。**

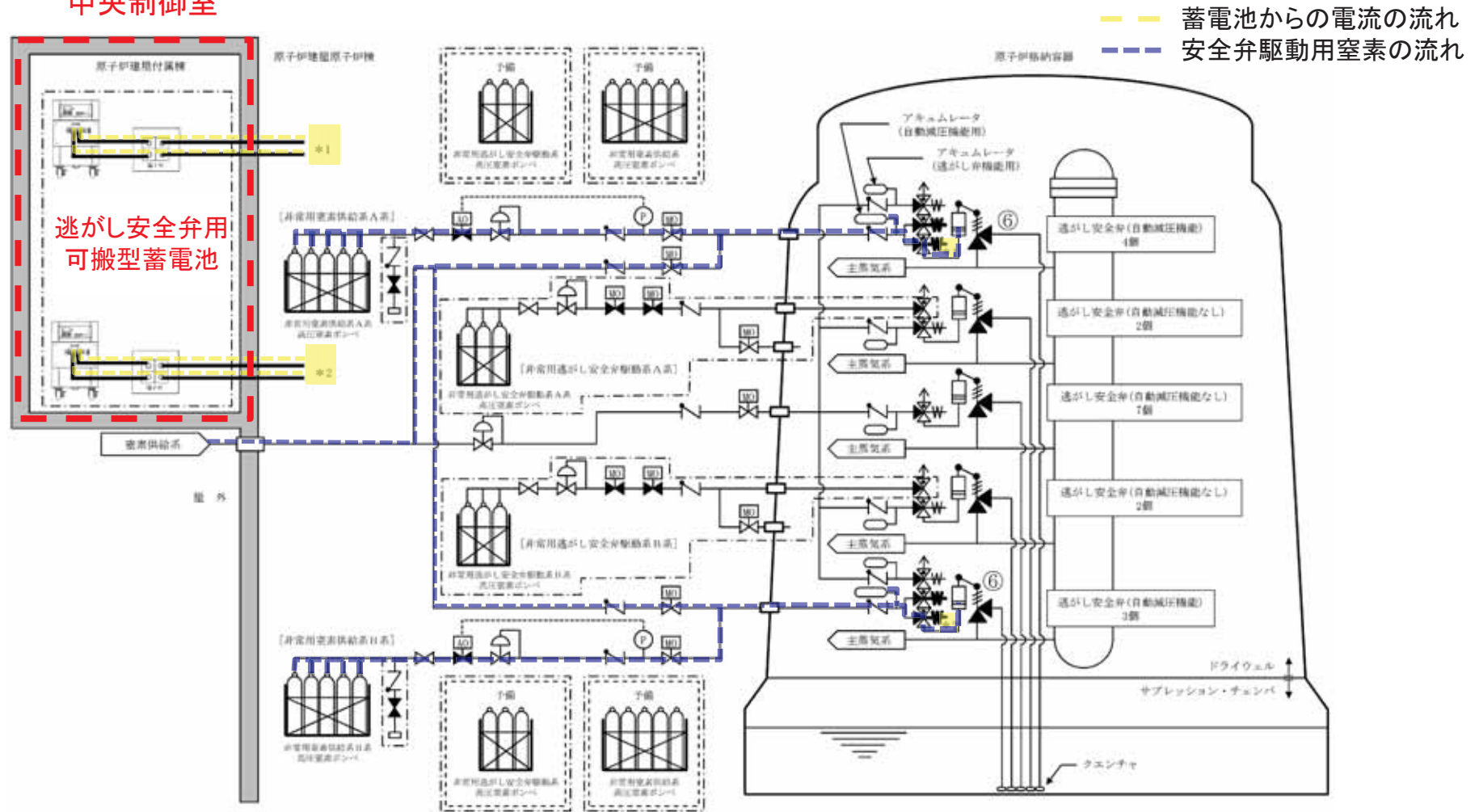


現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート

＜別紙2＞ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復(1/2) 

○常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室内で逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

中央制御室



逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概要図

○逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、**作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能である。**

		経過時間(分)									備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放												
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	準備											
			可搬型計測器接続(1個)及び計測											
			可搬型蓄電池、ケーブル接続											
			減圧開始操作											
			減圧確認											

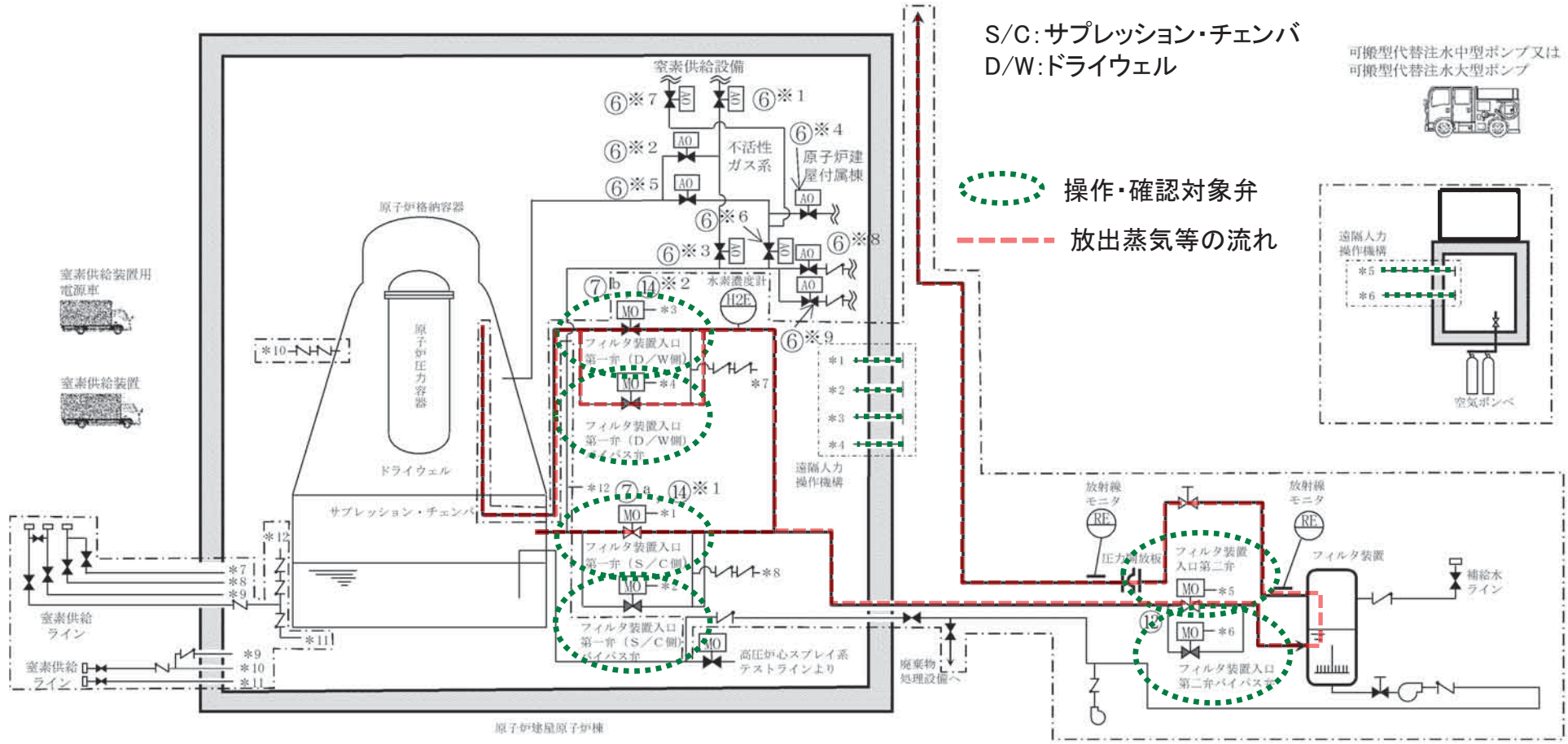
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放タイムチャート

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続
- ・逃がし安全弁(自動減圧機能)開放(中央制御室)

運転員及び災害対策要員が現場操作場所に向かう屋内アクセスルート



<別紙3> 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(1/4) 

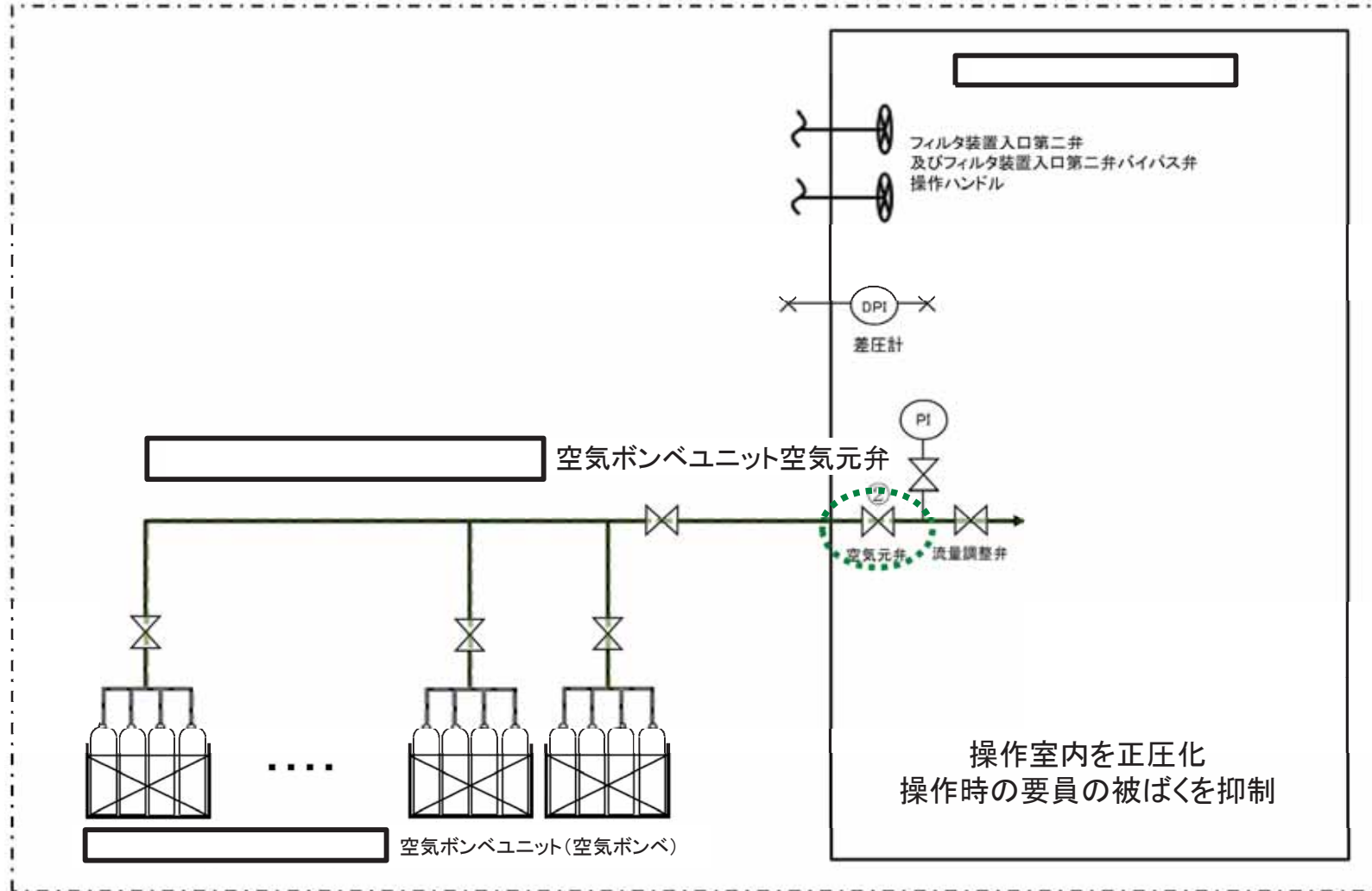
- 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
全交流動力電源喪失等により中央制御室から弁操作ができない場合は、現場操作を行う。
- 運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置入口第一弁(S/C側)を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。
フィルタ装置入口第一弁(S/C側)が開できない場合は、フィルタ装置入口第一弁(D/W側)を遠隔人力操作機構で全開とする。
- 重大事故等対応要員は にて、フィルタ装置入口第二弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、
格納容器ベントを開始する。* 第二弁操作に先立ち、プルームによる被ばく抑制のため を正圧化する。(次頁参照)



格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)概要図
手順・有効性-125

○重大事故等対応要員は にて,
 空気ポンベユニット空気元弁を全開とし, **正圧化を開始**する。

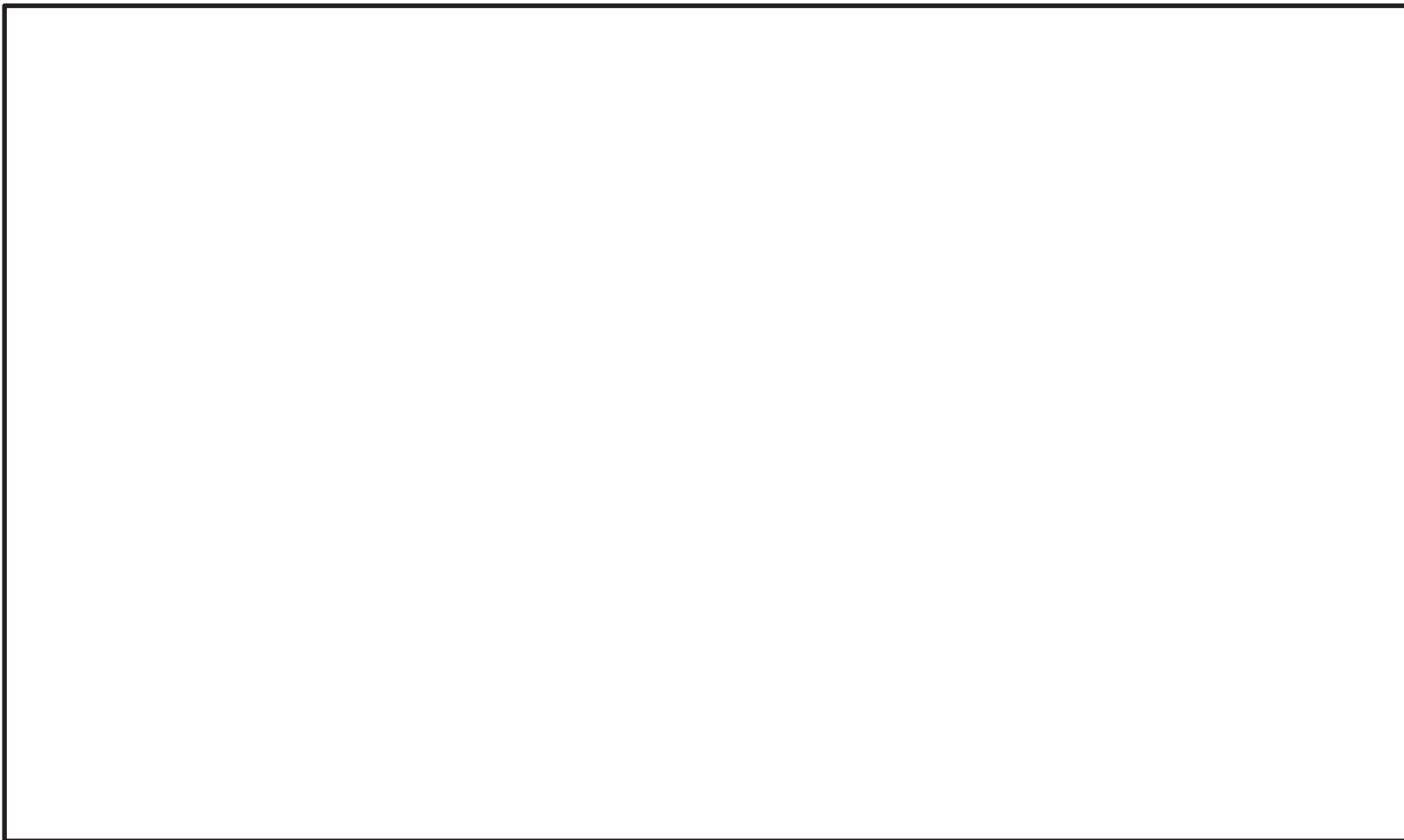
 操作・確認対象弁
 正圧化用空気の流れ



の正圧化 概要図

【現場操作による格納容器ベント】

- サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.0mに到達した場合、格納容器ベントの手順着手を判断する。フィルタ装置入口第一弁操作を現場にて実施した場合、130分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、フィルタ装置入口第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。(総要員数:運転員等3名, 重大事故等対応要員3名, 総所要時間:160分以内)



【現場操作による の正圧化】

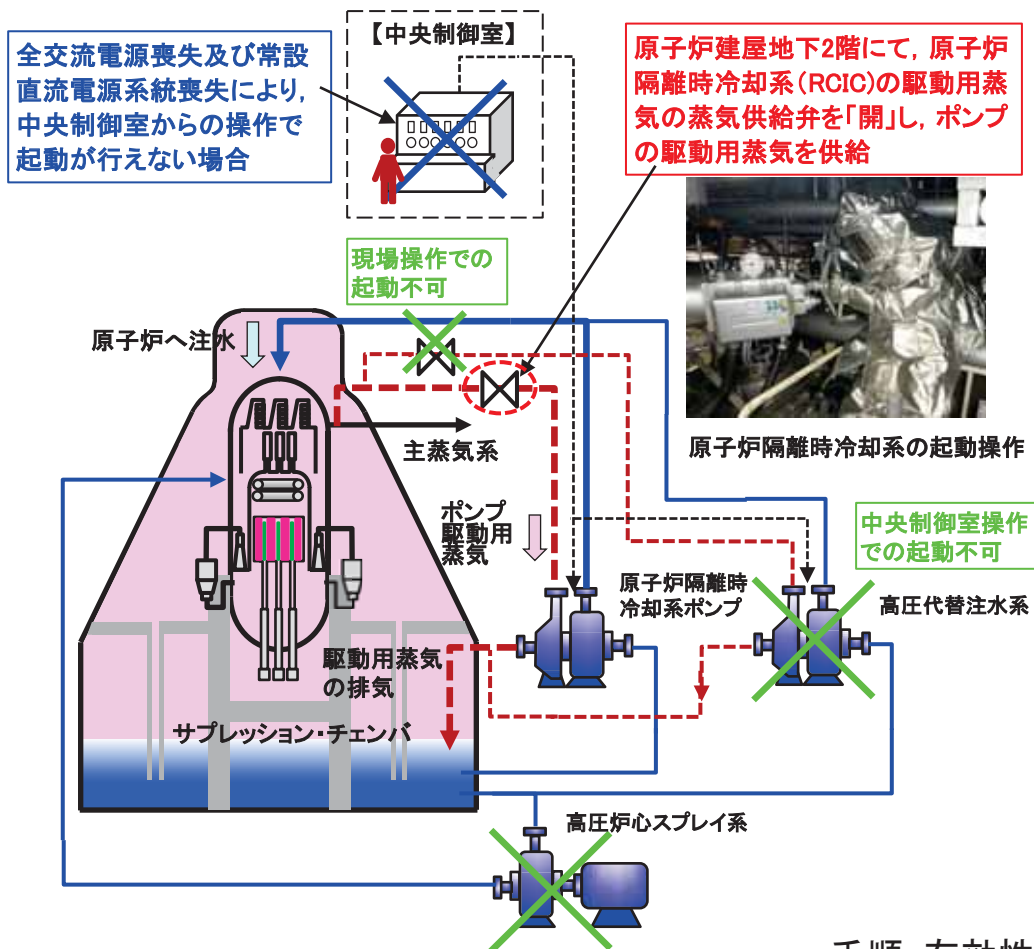
- 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、 を
空気ポンプユニットにより加圧し、 の居住性を確保する。
- 上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから
 空気ポンプユニットによる の正圧化準備完了まで で可
能である。
- の正圧化基準到達から正圧化開始操作まで で可能である。

16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(1/4)



➤ **全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失**により，中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，かつ中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合

➤このような場合には，**現場での手動操作によりRCICを起動し，原子炉への注水を行う。**



- 原子炉建屋内で原子炉隔離時冷却系を起動する際は，操作する要員は**防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)**を確実に装着
- **照明及び通信連絡設備を整備**し，操作を確実にできる環境の確保及び指示が確実に伝達される体制を整備
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の室温は，通常運転時と同程度と評価され，**同室への入室は可能**
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室への入室はポンプ起動時のみで，その後**速やかに退室する手順**
- 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持するように**原子炉水位計及び可搬型計測器により監視**
- 直流電源喪失時においても，原子炉隔離時冷却系ポンプ潤滑油の冷却水通水を確保することで，**ポンプの継続的な運転が可能**
- 崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が低下し，RCICタービン駆動蒸気圧が低下し運転継続が困難になる前に，ディーゼル駆動の**可搬型代替注水中型ポンプ等により注水を継続可能**

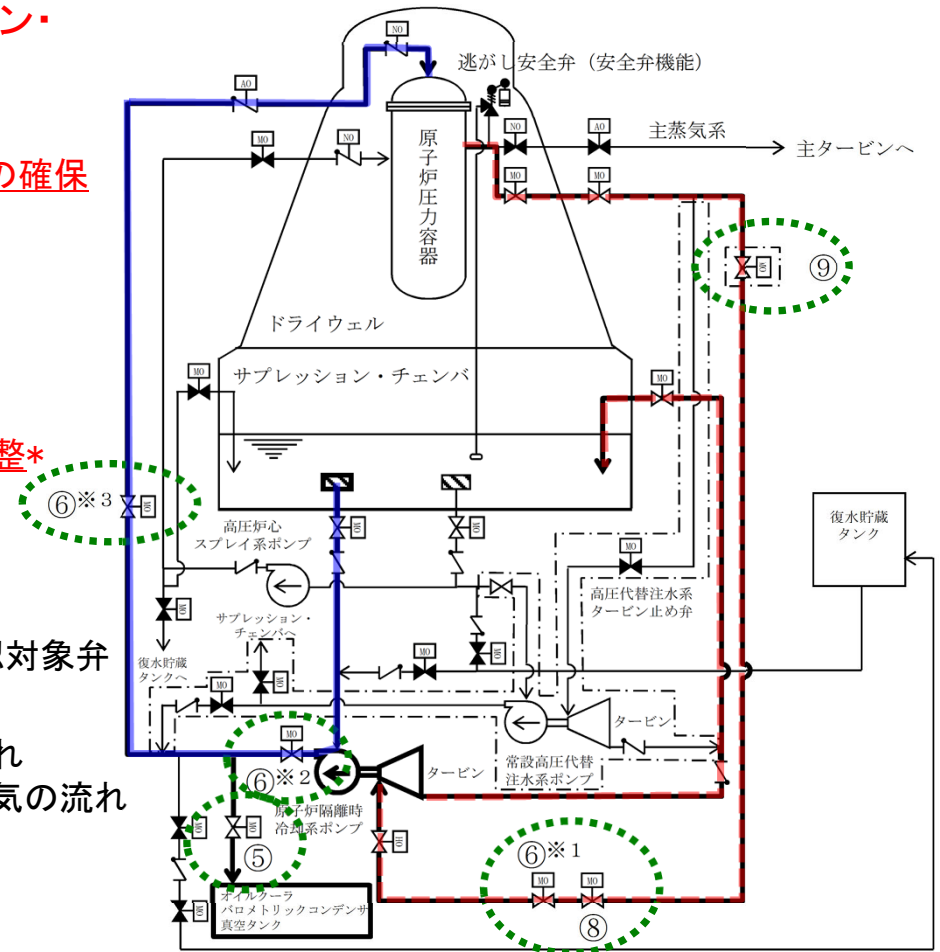
16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(2/4)



○現場での人力による弁の操作によりRCICを起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施

- ・⑤ 原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作及び
原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作⇒**冷却水の確保**
- ・⑥※1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認
- ・⑥※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び
- ・⑥※3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作
- ・⑧ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより
RCICを起動 ⇒ **注水開始**
- ・⑨ 原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作 ⇒ **原子炉水位調整***

*中央制御室又は現場にて可搬型計測器の接続等により原子炉水位を計測



○ 操作・確認対象弁
 — 注水の流れ
 - - 駆動用蒸気の流れ

操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
⑥※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑨	原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁

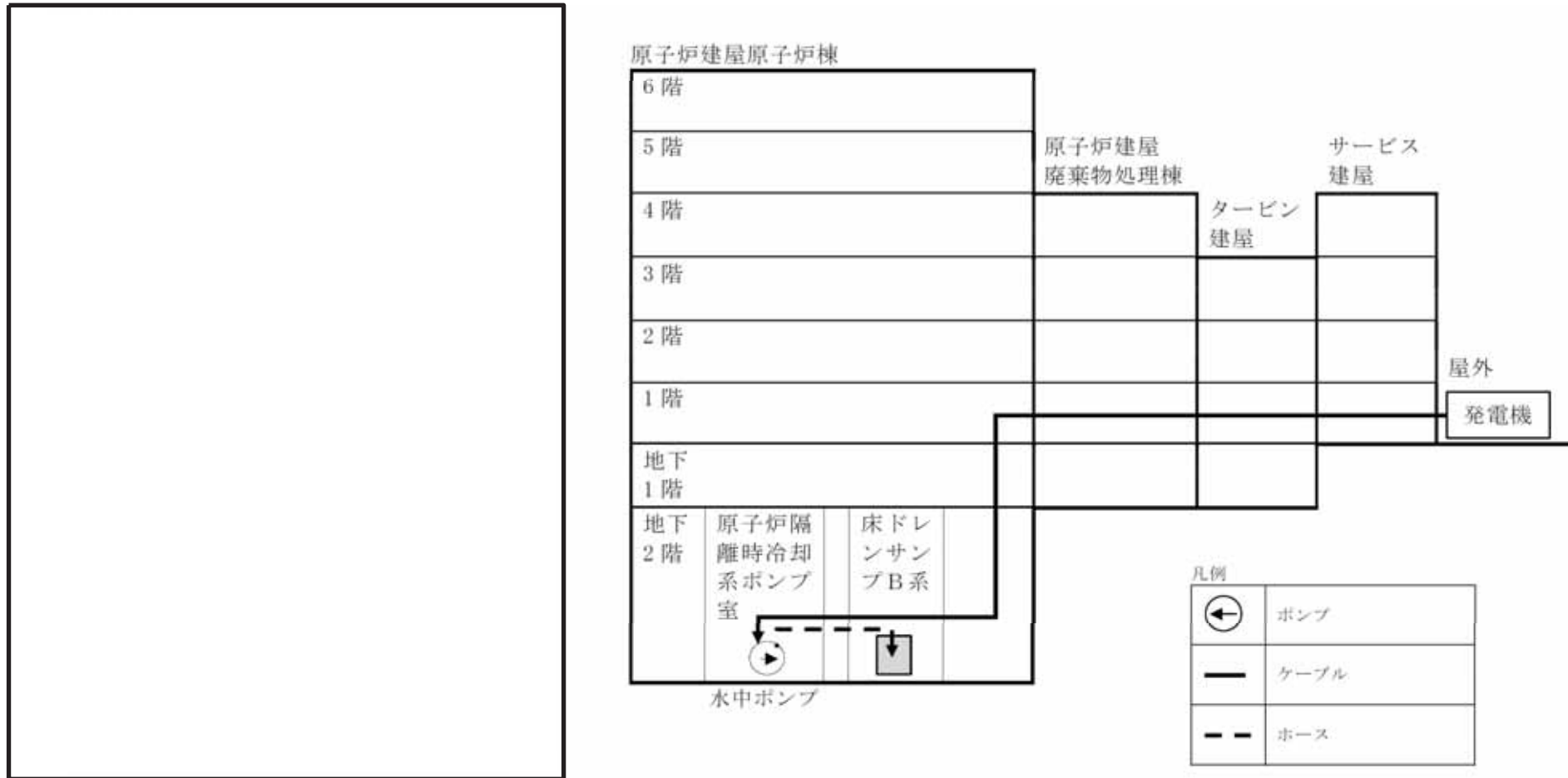
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～④, ⑦は操作指示とプラント状態確認等
 ○※1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は

手順・有効性-130 確認を要する対象弁がある場合, その実施順を示す。

16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(3/4)



- 現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留する。
- 重大事故等対応要員は、発電機、電源ケーブル、水中ポンプ及びホースを設置し、RCICの冷却水の排水を床ドレンサンプに送水する。

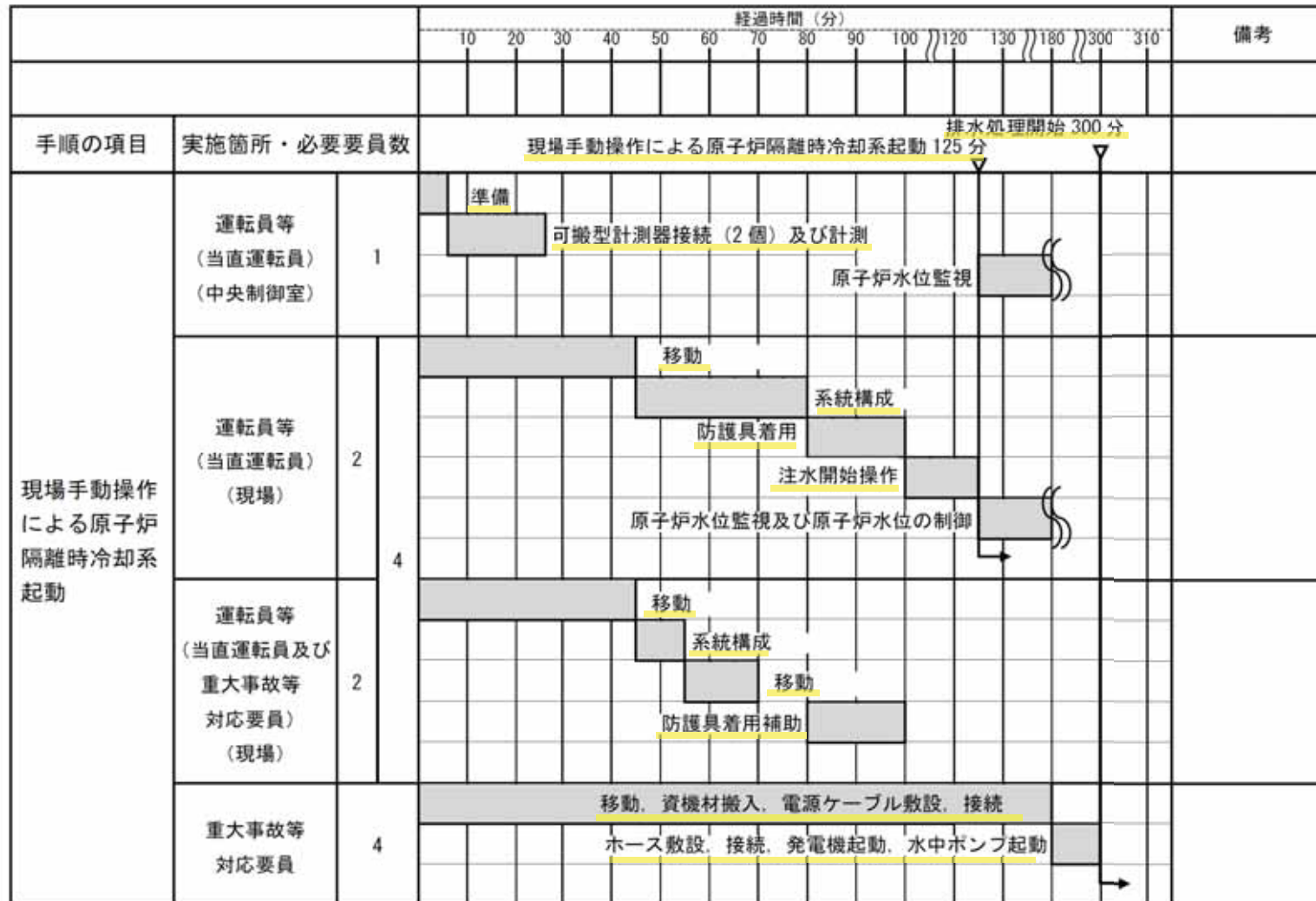


現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理) 概要図

16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(4/4)



○本操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員による潤滑油冷却器冷却水の排水処理開始まで300分以内で可能である。



現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動 タイムチャート
手順・有効性-132

17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性（1／3）



1. 重大事故等発生時の発電所構内の道路の被害状況把握

➤ 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートとなる発電所構内の道路の被害状況を把握する。

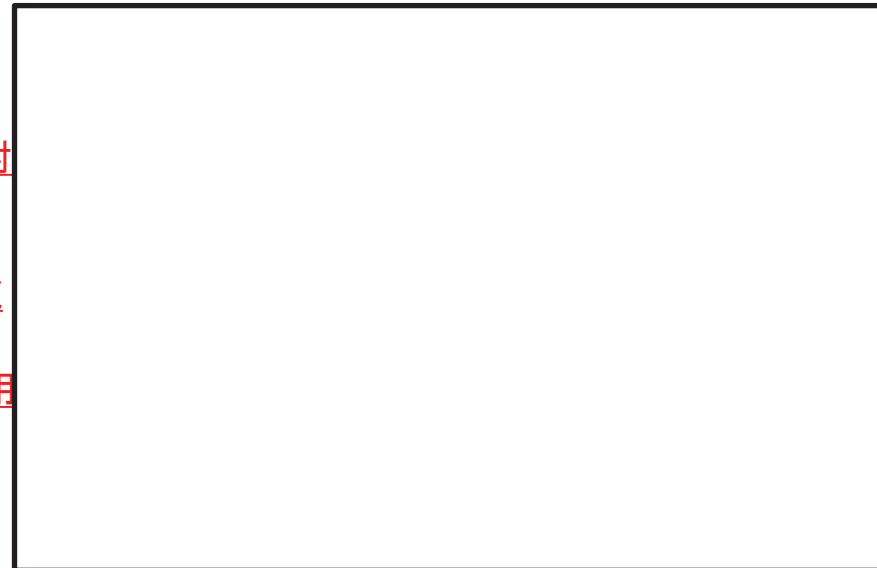
- 重大事故等発生時においては、災害対策要員は、事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所又は中央制御室に参集する。
- 参集する経路上において、確認可能な範囲でアクセスルート及び常設重大事故等対処設備等の施設・設備の被害状況を把握する。
- 発電所構内の各所に設置した津波・構内監視カメラが活用可能であれば、状況確認に活用する。

津波・構内監視カメラは原子炉建屋屋上（E.L.約64m）及び防潮堤上部（E.L.18m）に中央制御室より遠隔操作が可能で広範な可動域を有する設置していることから、発電所構内の殆どの箇所を視野に収める。

- 把握した被害状況を元に、災害対策本部は必要な重大事故等対策に用いる可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートを選定し、可搬型重大事故等対処設備を展開する。

要員が参集途上で被害状況を現認する施設・設備の例

- ・アクセスルート（参集する経路上の視認できる範囲で確認）
- ・南側・西側保管場所（可搬型重大事故等対処設備含む）
- ・常設代替高圧電源装置置場
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備接続口
（高所接続口，原子炉建屋西側接続口） 等



緊急時対策所までの参集ルート

津波・構内監視カメラ	
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	水平可動：360°（連続）、垂直可動：±90°
夜間監視	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重、堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重、堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上3台，防潮堤上部4台

17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性 (2/3)



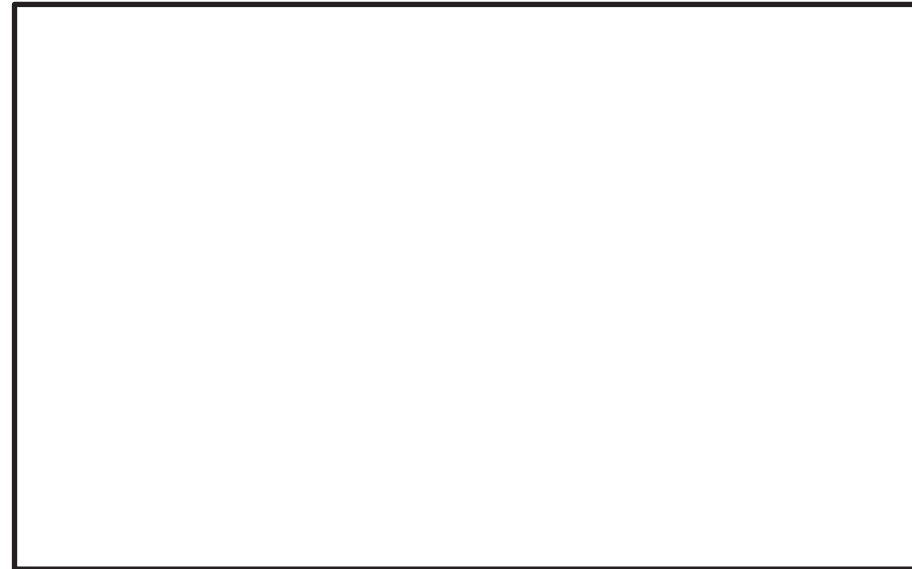
2. 自然災害, 外部事象等への耐性を持つアクセスルートの確保

➤ アクセスルートは自然災害, 外部事象等を考慮し, **重大事故等発生時においても対応操作が確実に
行えるよう耐性を持ったルートを確保**する。

- 可搬型重大事故等対処設備(可搬型設備)は, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, **複数箇所に分散して保管**
- 可搬型設備が展開するアクセスルートは, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, **保管場所から接続場所等までのアクセスルートを複数※設定**

※ 1. 複数設定するアクセスルートは以下の①, ②2つの条件を満足するルート
① 基準津波の影響を受けないルート
② 基準地震動 S_s による被害の影響を受けないルート, 重機による復旧が可能なルート又は人力によるホース・ケーブルが敷設可能なルート
2. 上記1. のアクセスルートのうち, 基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートのうち少なくとも1ルート設定する。
3. 上記2. のアクセスルートのうち, 敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート設定

- 津波の影響については, 基準津波の影響を受けないよう, **防潮堤内にアクセスルートを設置**
- 敷地に遡上する津波の影響を受けない**高所に, 基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保**し, 可搬型設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬が可能
- アクセスルートは, **基準地震動 S_s により影響を受けない, 若しくは重機等で障害物の撤去や道路段差の解消等の復旧をすることにより確保可能**(別紙参照)
- 事象進展に応じた**可搬型設備の運用の動線をシミュレートし錯綜しないことを確認**。また今後の**実働訓練を通じて実運用上も問題ないことを確認**する。



発電所構内のアクセスルート図



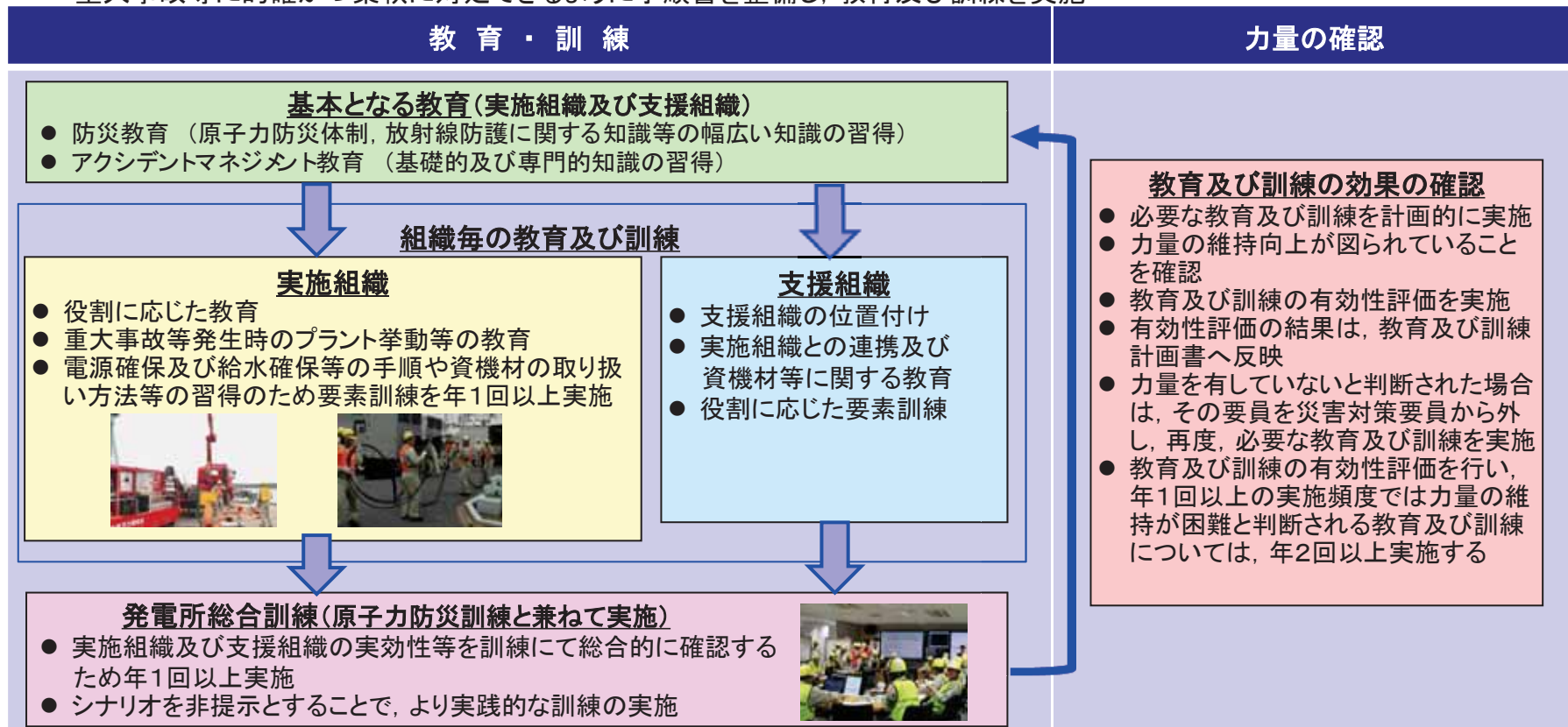
17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性 (3/3)



3. 災害対策要員の教育・訓練を通じた力量の確保

- ▶ 災害対策要員は、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために、必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。
- ▶ アクセスルートの確認、使用するルートの選定、路面の復旧操作、可搬型設備の展開・運用等の対応についても、関連する教育及び実働での訓練を通じて、力量を確保していく。

- 机上教育にてアクシデントマネジメントの概要を教育する。重大事故の現象に対する幅広い知識を付与
- 災害対策本部の体制に基づく各班(実施組織及び支援組織)の役割に応じて、重大事故等時の原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、これらの教育を踏まえ、対応操作を習熟することを目的に訓練を実施
- 必要な教育及び訓練は計画的に実施し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
- 重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備し、教育及び訓練を実施

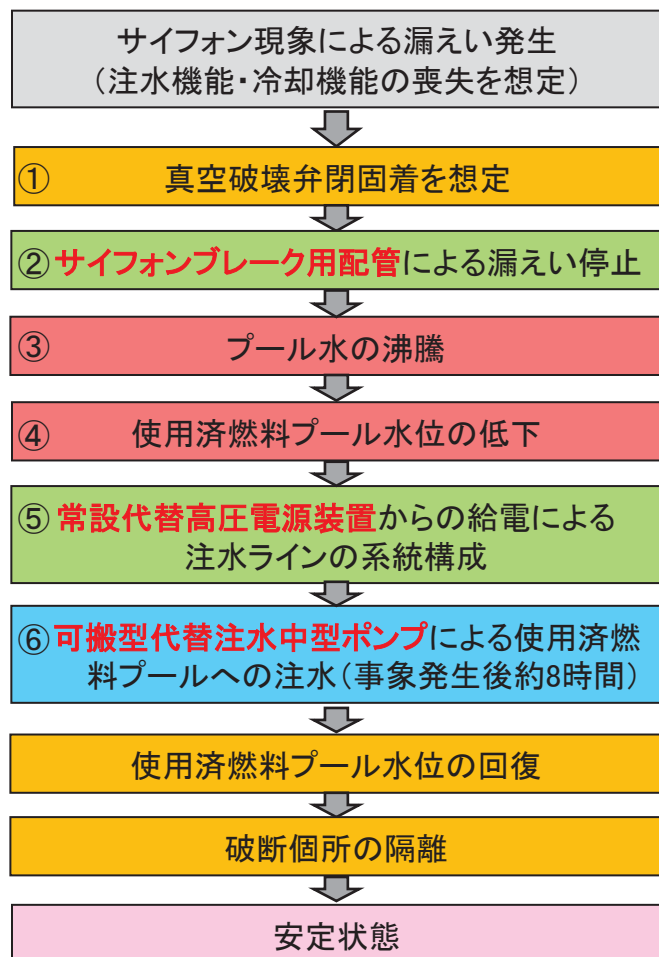


18. 使用済燃料プールの重大事故等対策の有効性評価の保守性及び対策の冗長性 

○使用済燃料プール水の漏えいの有効性評価では、配管の破断によりプール水の漏えいが発生、さらに冷却機能が喪失し、プール水が沸騰して水位の低下が継続することを想定している。

○この有効性評価の主な保守性(①)と重大事故等対策の冗長性(②)は以下のとおり。

- ①有効性評価では、事象発生後8時間で注水するが、実際には1時間以内に注水が可能
- ②有効性評価で用いた注水用ポンプ以外にも、複数の代替の注水手段を講じ、冗長性を確保



【①有効性評価の保守性】

- 実際には **常設低圧代替注水系ポンプ** を使用可能で、1時間以内に使用済燃料プールへの注水が可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ** は有効性評価では8時間で注水開始するが、実際には約6.5時間で注水準備可能

【②重大事故等対策の冗長性】

- **常設低圧代替注水系ポンプ** による注水も可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ** は **必要容量×2セット** あり、故障時は他方のポンプを使用可能
- **可搬型代替注水大型ポンプ** による注水も可能

【①有効性評価の保守性】

- 実際には**常設低圧代替注水系ポンプ**を使用可能で、1時間以内に使用済燃料プールへの注水が可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ**は有効性評価では8時間で注水開始するが、実際には約6.5時間で注水準備可能

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)											
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	2	4	6	8	10	12	14					
状況判断	1人 A	—	—	10分											
常設代替高圧電源装置による受電	【1人】 A	—	—	4分											
常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	—	—	15分											
可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールのスプレイ準備操作(可搬型スプレイノズルの設置等)	—	—	8人 a~h	200分											
可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水	【1人】 A	—	【8人】 a~h				170分								
注水流量の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)	—	—	【2人】 a, b												
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)	—	2人 B, C	参集2人												
必要要員合計	1人	2人	8人+ 参集2人												

実際には常設低圧代替注水系ポンプにより1時間以内に注水可能

評価上は8時間で注水開始の想定としているが、**実際には約6.5時間で注水準備可能**

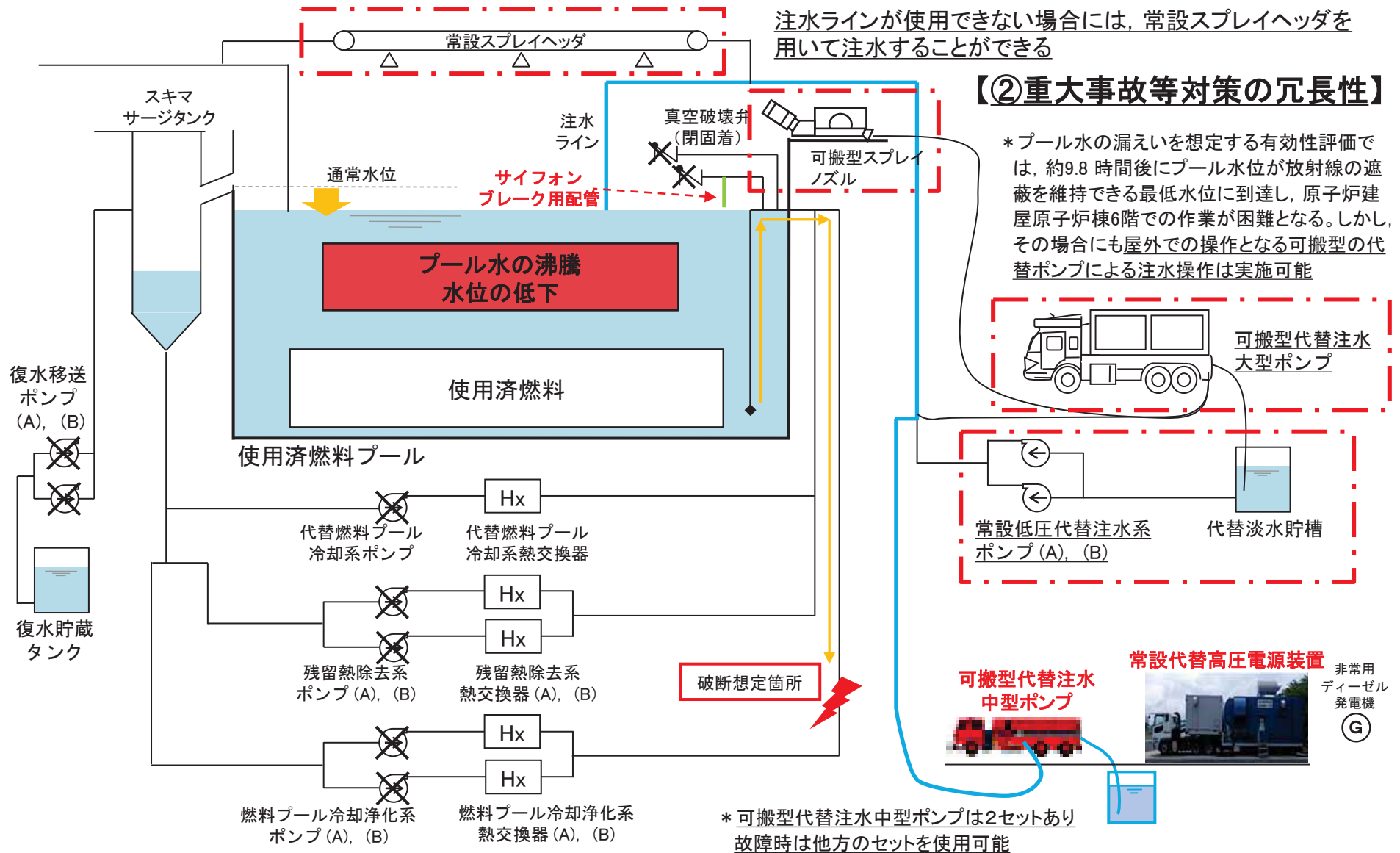
有効性評価上は8時間で注水開始

適宜流量調整

適宜実施

この他、当直発電長1名、当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により、**時間内に操作可能なことを確認**



実際には「評価上考慮しない設備」としている。枠内の重大事故等対処設備を用いて事象の収束が可能

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (1/10)



本資料では、「東海第二発電所 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について」のうち、下記の「4. 事故シーケンスの選定」の着眼点(a)～(d)の観点及び指摘事項への回答について次ページ以降にて説明する。なお、着眼点(a)～(d)については、原子力規制委員会から発行されている「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を基に設定している。

4. 事故シーケンスの選定(4/5)



【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- 各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- a. 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- d. グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- ・ b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が複雑し必要な要員数が多くなる
- ・ c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒ b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	② 過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	③ 手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	④ 手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	中	高	低
	⑥ サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	中	中	低
高圧注水・減圧 機能喪失	① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	② 手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	中	低	低	低

有効性評価を実施する事故シーケンス

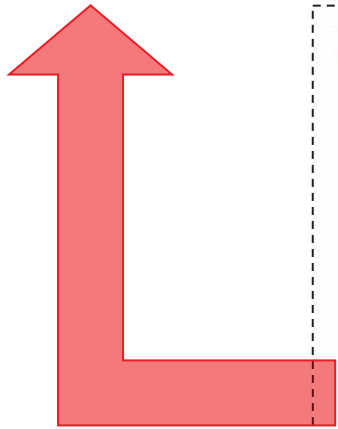
19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (2/10)



【重要事故シーケンスの選定に関する補足】

重大事故対策の有効性評価の実施に当たっては、有効性を確認する代表的な事故シーケンス(重要事故シーケンス)を以下の流れで選定する。

- ・確率論的リスク評価(PRA)から抽出された複数の事故シーケンスに対して、**重大事故に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンス**をグループ化(事故シーケンスグループ)する。
- ・上述の**措置の有効性の確認(有効性評価)**は、**事故シーケンスグループの中から選定した重要事故シーケンスに対して実施する(事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して同じ措置で対応する)**。
- ・以上より、**重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切であるため、着眼点(b): 余裕時間の短さ及び着眼点(c): 必要な設備容量に重きを置き選定する。**



4. 事故シーケンスの選定(4/5)



【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- ・各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
- 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

新しく整備する**設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する**観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- ・ b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- ・ c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の**他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。**

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	① 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	② 過渡事象 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	③ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	④ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	中	高	低
	⑥ サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	中	中	低
高圧注水・減圧 機能喪失	⑦ 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	⑧ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	中	低	低	低
	⑨ 過渡事象 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 + 原子炉減圧失敗	中	中	中	低

有効性評価を実施する事故シーケンス

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a)~(d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(a)の観点

原子炉がスクラムする事象(起因事象)に着目し共通原因等により期待できなくなる緩和設備の数が多いければ「高」、起因事象によって期待できなくなる緩和設備の数が少なければ「低」とする。ここで扱う共通原因とは、系統間の依存性を有するサポート系の故障により複数の設備が機能喪失する故障を考える。

<例>

- ✓ 全交流動力電源喪失が発生した場合、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とする。
- ✓ サポート系喪失※が発生した場合、系統間の依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とする。
- ✓ 過渡事象が発生した場合、全交流動力電源喪失のように多くの設備が機能喪失する系統間の依存性がないことから「低」とする。

※サポート系喪失: 片区分の残留熱除去系海水系故障や交流電源故障等

【着眼点】

(a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)

(b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)

(c) 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい

(d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

着眼点(a)~(d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(b)の観点

炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間に着目し、事象進展が早いほど余裕時間が短くなるため「高」、事象進展が遅いほど余裕時間が長くなるため「低」とする。

<例>

- ✓ 過渡事象又はサポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスは、原子炉が自動スクラムする事象であり、事象進展が早いことから「高」とする。
- ✓ 手動停止／サポート系喪失(手動停止)を起因とする事故シーケンスは、原子炉を手動停止させる事象であり、事象進展が緩やかなため「低」とする。

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a)~(d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(c)の観点

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量に着目し、**要求が大きいほど「高」、要求が小さいほど「低」とする。**

<例>

- ✓ 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に**必要な設備容量が大きくなるため「高」とする。**
- ✓ 原子炉を手動停止させる手動停止／サポート系喪失(手動停止)を起因とする事故シーケンスは、**要求される設備容量が小さいため「低」とする。**

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a)～(d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(d)の観点

事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」「中」「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して選定する。このため、炉心損傷頻度が高いほど「高」、炉心損傷頻度が低いほど「低」とする。

<例>

- ✓ 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」とする。
- ✓ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とする。

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (7/10)



- 着眼点「(a)共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

左の2つの値の掛け算

起因事象		起因事象発生頻度(／炉年)	条件付※炉心損傷確率(CCDP)	炉心損傷頻度(／炉年)
過渡事象	非隔離事象	1.7E-01 大	1.5E-04 小	2.5E-05
	隔離事象	2.7E-02	1.5E-04	4.0E-06
	全給水喪失	1.0E-02	1.5E-04	1.5E-06
	水位低下事象	2.7E-02	1.5E-04	4.0E-06
	原子炉緊急停止系誤動作等	5.5E-02	1.5E-04	8.2E-06
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03	1.5E-04	1.5E-07
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03	3.6E-04	1.5E-06
手動停止／サポート系喪失(手動停止)	計画外停止	4.3E-02	1.5E-04	6.4E-06
	残留熱除去系海水系故障	区分Ⅰ	7.2E-04 小	2.2E-03 大
区分Ⅱ		7.2E-04	2.3E-03	1.6E-06
サポート系喪失(自動停止)	交流電源故障	区分Ⅰ	1.5E-04	3.4E-07
		区分Ⅱ	1.5E-04	2.3E-03
サポート系喪失(直流電源故障)	タービン・サポート系故障	区分Ⅰ	7.2E-04	1.1E-07
		区分Ⅱ	7.2E-04	1.5E-04
LOCA	大破断LOCA	2.0E-05	1.5E-04	3.0E-09
	中破断LOCA	2.0E-04	1.5E-04	3.0E-08
	小破断LOCA	3.0E-04	1.5E-04	4.5E-08
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	4.8E-10	1.0E+00	4.8E-10
合計				6.1E-05

過渡事象は、起因事象によって複数の緩和設備が機能喪失しないため、着眼点(a)が「低」となる。

サポート系喪失は、起因事象によって複数の緩和設備が機能喪失するため、着眼点(a)が「高」となる。これらの起因事象は、複数の緩和設備が機能喪失するため条件付炉心損傷頻度が高いものの、着眼点(a)が「低」である過渡事象等と比べて起因事象発生頻度が低い。

これらの値の掛け合わせである炉心損傷頻度の値は、着眼点(a)が「低」である過渡事象と同等となった。

起因事象発生頻度と条件付炉心損傷確率各々には着眼点(a)との相関性があるものの、それらの掛け合わせである炉心損傷頻度に関しては、着眼点(a)との直接的な相関性はみられない。

※条件付炉心損傷確率:起因事象発生頻度を「1」とした時の炉心損傷確率

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (8/10)



- 着眼点「(b)炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 C D F (／炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	①過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.8E-07	低	高	高	高
	②過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③手動停止／サポート系喪失（手動停止） + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④手動停止／サポート系喪失（手動停止） + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤サポート系喪失（自動停止） + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.5E-09	中	高	高	低
	⑥サポート系喪失（自動停止） + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

着眼点(b)とCDFとの相関性はない。

PRAでは人的過誤確率(運転員による操作失敗確率)の評価において余裕時間を考慮しているが、本PRAでは起因事象がスクラム事象かどうかで人的過誤確率を切り替えていない(保守的な評価としている)ため、**炉心損傷頻度との相関性はない。**

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (9/10)



- 着眼点「(c)炉心損傷防止に必要な設備容量が大きい」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 C D F (/炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	① 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.6E-07		高	高	高
	② 過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.5E-09		高	高	低
	⑥ サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

着眼点(c)とCDFの相関性はない。

新しく整備する重大事故等対処設備の設備容量の観点から設定している着眼点であり、設計基準事故対処設備のみを考慮している今回のPRAの炉心損傷頻度との相関性はない。

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (10/10) <参考>

- 着眼点「(d)グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している」の補足

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別CDF (/炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	① 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.6E-07		高	高	高
	② 過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.5E-09	中	高	高	低
	⑥ サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスが「高」となる。ドミナントシーケンスに対し1%以上の寄与がある場合は「中」、1%未満は「低」となる。

20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 有効性評価に適用する解析コードの選定



●各有効性評価事象に対する解析コードの選定

- ・評価対象の事象毎に、考慮すべき物理現象を抽出し、適用候補コードの特徴を踏まえ、必要な物理モデルの有無等から適用コードを選定

評価対象の事象毎に、事象推移や注目する評価指標の観点から、考慮すべき物理現象を抽出

抽出された物理現象及び国内外での使用実績等を考慮し、評価への適用候補コードを検討

抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応(例)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード						
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA用)
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*
炉心安全弁を含む 圧力容器	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-
	スプレー冷却	-	-	-	-	○	-	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-

適用コードの選定結果

評価対象	適用コード
炉心損傷防止対策(原子炉停止機能喪失以外)	原子炉: SAFER 格納容器: MAAP
炉心損傷防止対策(原子炉停止機能喪失)	REDY・SCAT
格納容器破損防止対策	MAAP
運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策(反応度の誤投入)	APEX・SCAT

左表にもあるとおり、SAFERは、炉心内の挙動を精緻に扱うことができ、MAAPは、格納容器内の挙動を精緻に模擬できる

次ページで例示するSAFERコードやMAAPコードでは、構造材が保有する熱の冷却材への移行を考慮している。なお、運転中の中性子照射に伴う炉内構造物の発熱量は燃料の崩壊熱(事故発生直後に数十～数百MW)に比べて十分小さい。

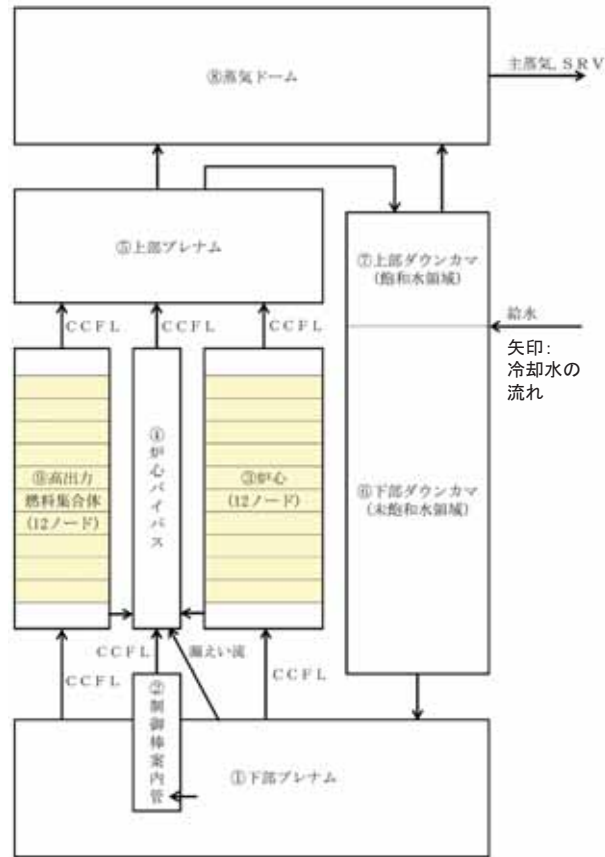
【記号の説明】
○: 必要なモデルを備えている
○*: 必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
-: 必要なモデルを備えていない

20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 解析コードの妥当性の確認



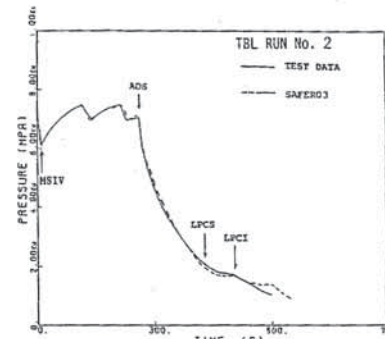
●有効性評価に用いる各解析コードの妥当性確認

- 各解析モデル毎に、既往実験の再現解析等によりモデルの妥当性、実機への適用性や考慮すべき不確かさを確認

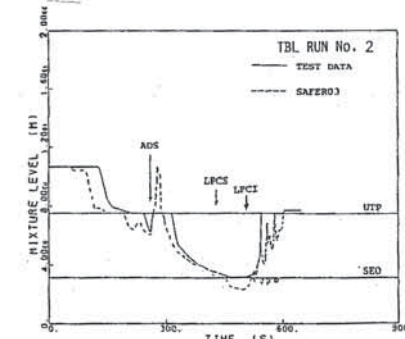


評価モデルにおけるノード分割図

SAFERコードは、炉心部の熱流動を模擬可能であり、従来よりBWRプラントのLOCA解析に用いられてきた実績を有する。

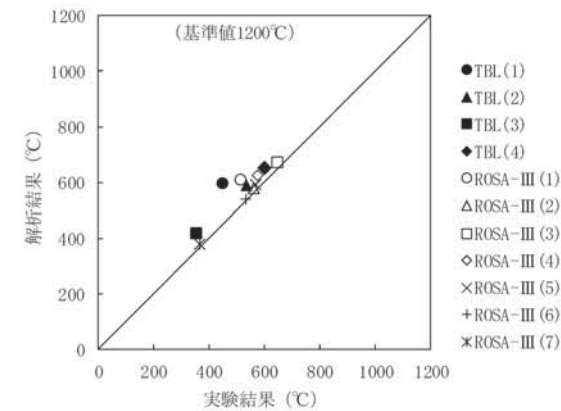


圧力変化



水位変化

実験値(実線)と計算値(点線)が同じ傾向を示している



燃料被覆管最高温度

実験値(横軸)に対して計算値(縦軸)のほうが高く、適切な保守性を有している

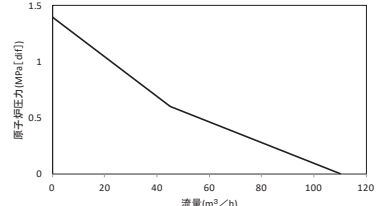
20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 解析評価の妥当性・保守性と不確かさの考慮



● 解析評価における入力条件の設定と不確かさの影響評価

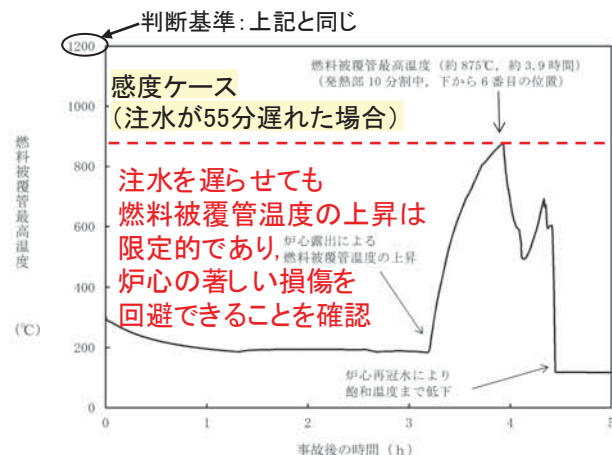
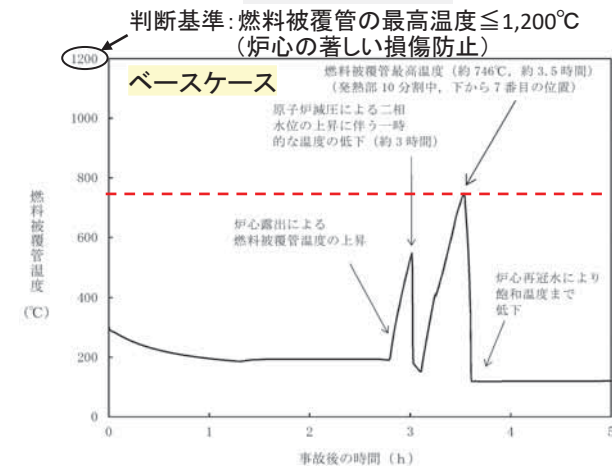
- ・解析条件として、通常運転中の圧力・水位といった初期パラメータ(初期条件)や、評価の対象となる発生事象(事故条件)、設備の形状・寸法といった設計値(機器条件)等を入力
- ・安全設備の性能(ポンプの注水特性、熱交換機の容量、水源温度等)は、設計値や適切な保守性を持たせた値を設定
- ・運転員等による操作時間については、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間に対し、適切な保守性を考慮して設定
- ・各解析コードや解析条件が有する不確かさについても検討し、評価結果が厳しくなり得るような不確かさについては、傾向分析や感度解析等により影響を確認

解析評価における入力条件の例

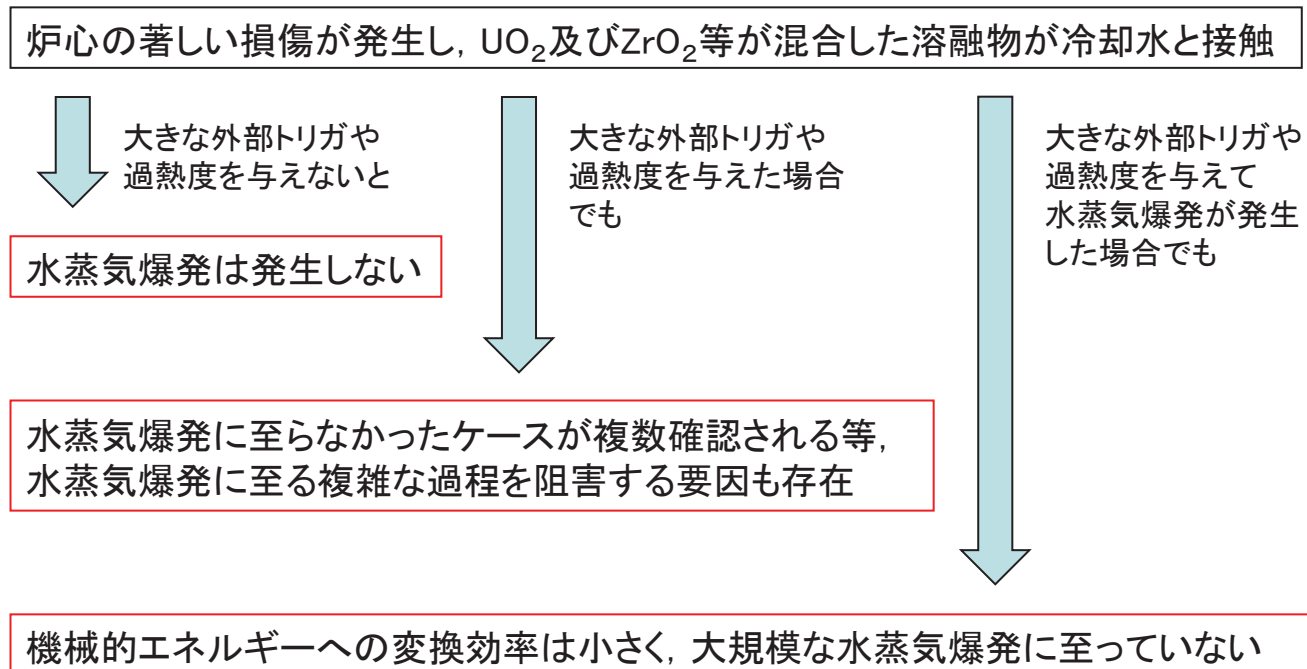
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析条件	低压代替注水系(可搬型)	最大110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  (可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性)
		50m ³ /h(格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき、併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	130m ³ /hにて格納容器内へスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	熱交換器1基当たり約43MW(サブプレッション・プール水温100°C、海水温度32°Cにおいて)	残留熱除去系の設計値として設定 伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	外部水源温度	35°C	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

設備設置後の使用前検査や定期検査によって、所定の機能が発揮できることを継続的に確認する

感度解析の例

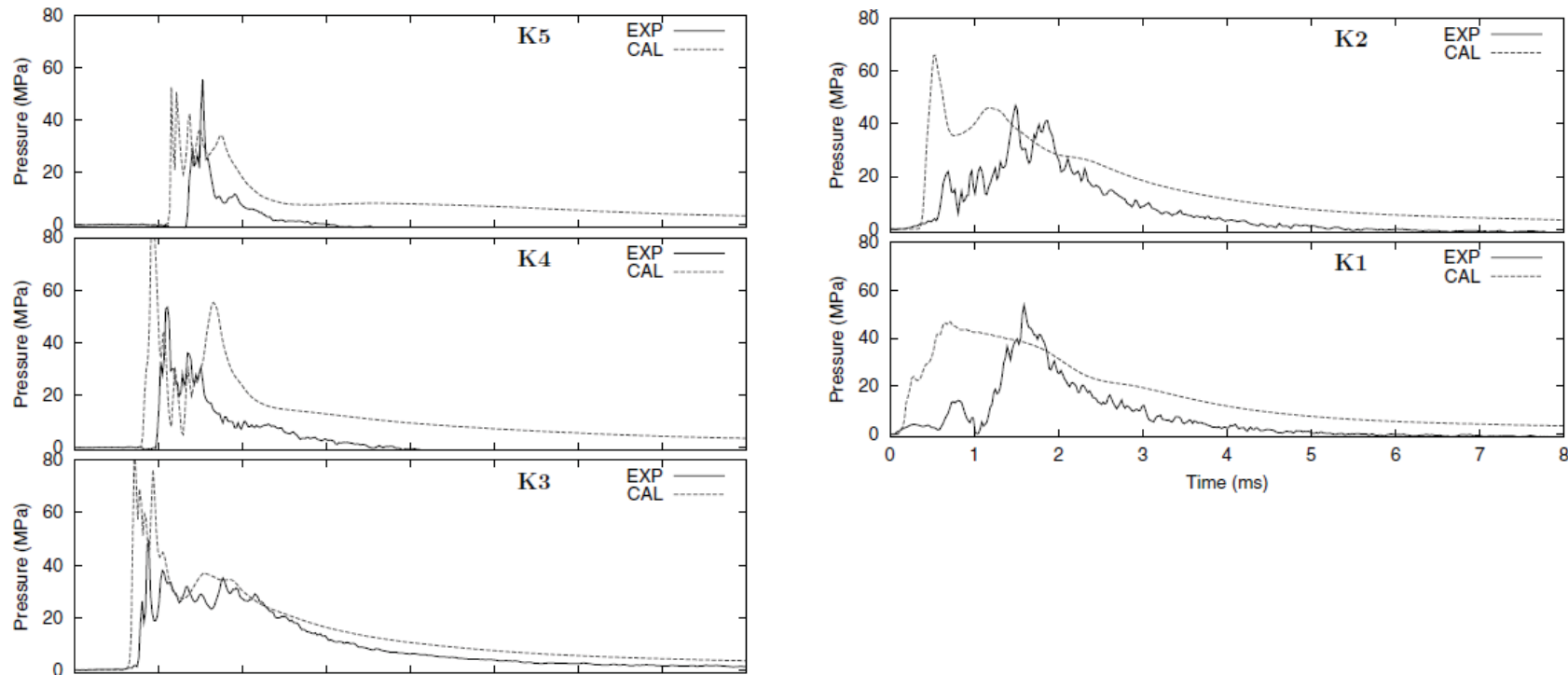


- 水蒸気爆発については国内外で複数の実験が行われており、それらの結果より、**実機において大規模な水蒸気爆発が生じる可能性は極めて低い**と考えられる。〈別紙1参照〉
- ・実機における溶融物(UO₂及びZrO₂の混合物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS, TROI等の実験が存在
- ・上記のうち、水蒸気爆発が発生した一部実験では、**実機では想定されない外部トリガ(圧縮ガス等による圧力波)や大きな過熱度**を加えており、水蒸気爆発を発生させやすくする条件
- ・水蒸気爆発が発生した一部実験においても、溶融物の**熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換効率は小さい(～数%程度)**



【水蒸気爆発解析コードJASMINE】

日本原子力研究開発機構にて開発された、SE時の伝熱流動現象のシミュレーションが可能な解析コードであり、**実験とのベンチマークによりSE時の挙動を適切に模擬できることが確認されている。**



<検証例>

SE実験(KROTOS-44)における圧力履歴の実験結果とJASMINEコードによる解析結果はよく一致していることが確認されている。

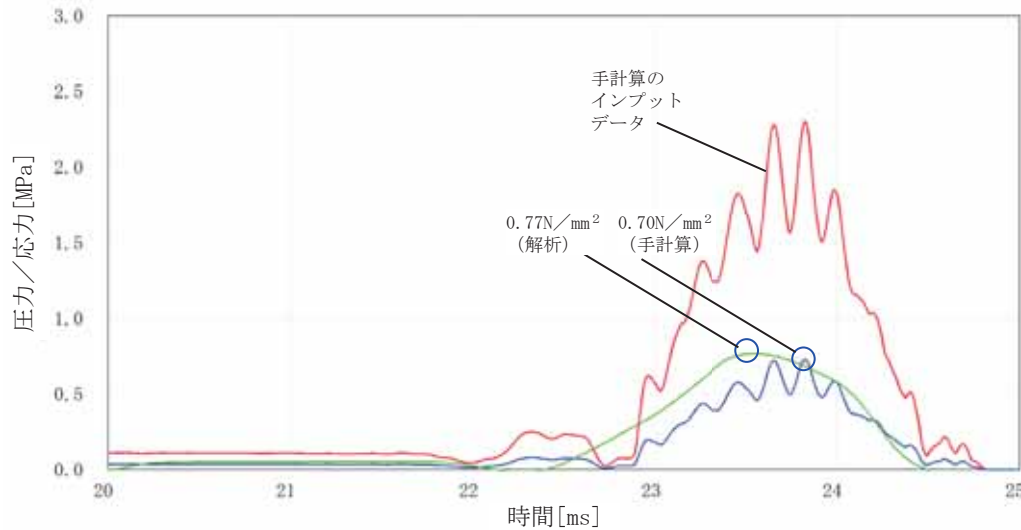
(出典: Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA)

【構造応答解析コードLS-DYNA】

汎用有限要素解析コードとして、時間と共に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能であり、自動車産業の他、航空宇宙、防衛、電気機器、建設・土木分野等にも広く適用されている。

＜検証例＞

下部側壁に作用する圧力から機械工学便覧に示されている内圧を受ける円筒の弾性応力算定式にて求めた面外方向応力(下図の青線)は、LS-DYNAコードによる構造応答解析結果(下図の緑線)とよく一致している。



— 下部側壁に作用する圧力 (平均) — 面外方向応力 (手計算) — 面外方向応力 (解析)

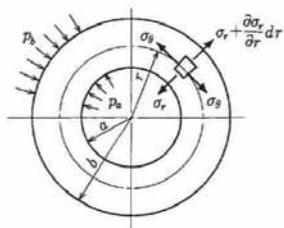


図6・9 内外圧を受ける円筒
 (機械工学便覧 基礎編a3 材料力学)

$$\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1} P_a$$

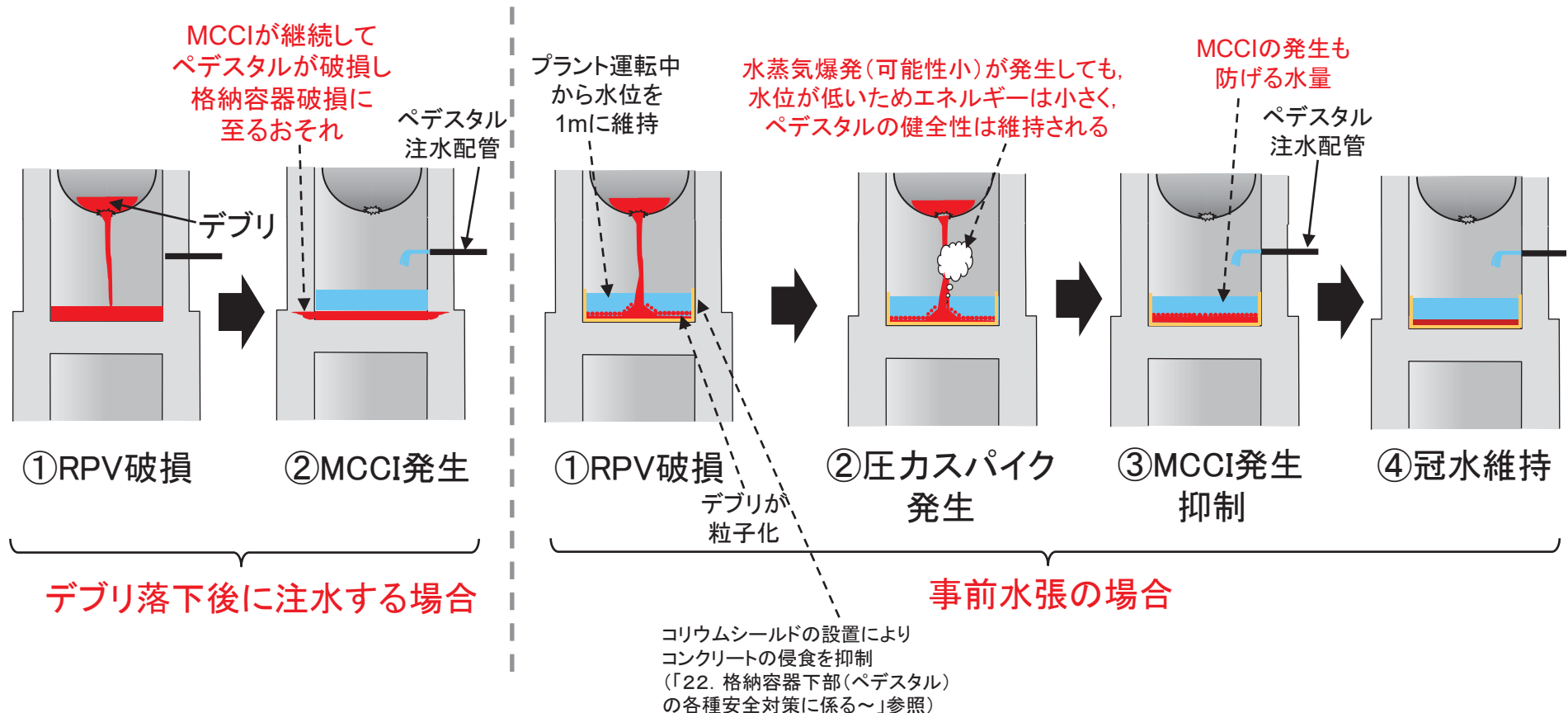
- σ_r : 面外方向応力
- k : b/a により計算した値
- R : r/a により計算した値
- a : 内半径 (mm)
- b : 外半径 (mm)
- r : 半径方向の座標 (mm)
- P_a : 内圧 (下部側壁に作用する圧力) (MPa)

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について
 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 圧力容器破損時のペDESTAL水位設定の考え方

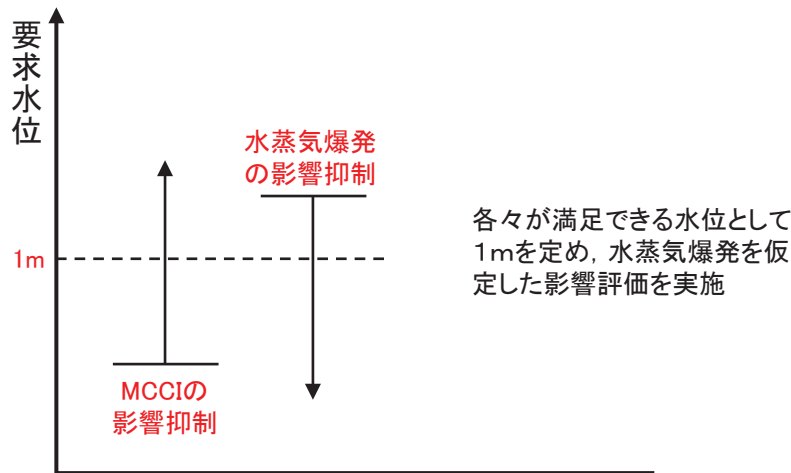


- 想定する自然現象の見直しや設計基準事故対処設備の強化に加え、重大事故等対処設備を整備することにより、炉心が損傷し圧力容器が破損に至るような事象の可能性は大幅に低減される。
- 注水がデブリ落下後になった場合、ペDESTAL底部にてMCCIによりペDESTALのコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能が喪失することで、格納容器の破損に至る可能性があるため、事前水張※することとしている。

※溶融炉心が落下時に水中で粒子化され、溶融炉心が粒子状ベツドとして堆積し、デブリ冷却性の向上が期待される。

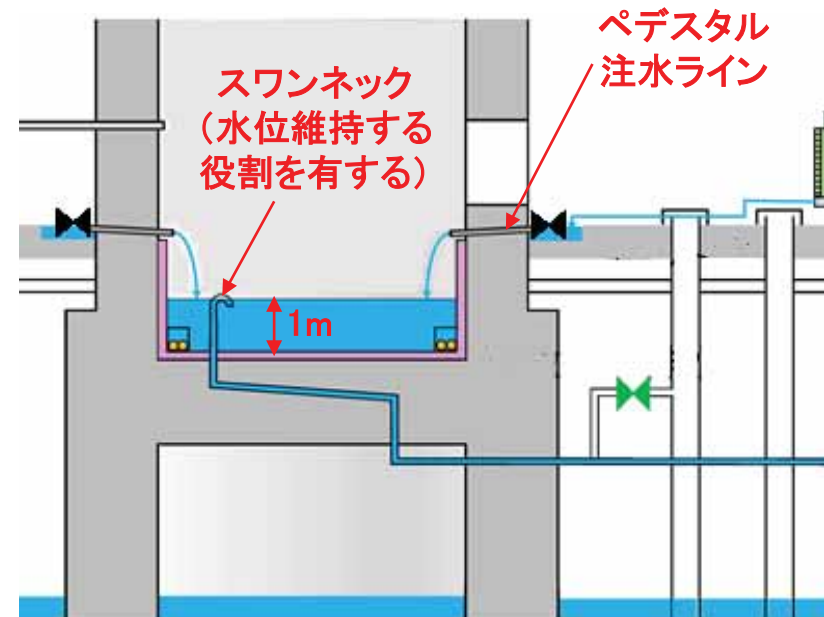


- 圧力容器の破損を前提とした場合において、**ペDESTALにおける水位設定**を検討する上では、格納容器への影響の観点から以下を考慮。
 - ・MCCIの影響抑制 … 溶融炉心の冷却のため、水位は高いほうが良い(前ページのとおり)
 - ・水蒸気爆発の影響抑制 … 発生を仮定した場合のエネルギー抑制のため、水位は低いほうが良い(ただし、P2のとおり発生の可能性は極めて小さい)
- これらを満たす水位として1mを定め、この水位において「**水蒸気爆発の影響抑制**」ができる(発生を仮定した場合でも、格納容器の健全性に影響がない)ことをP3のとおり確認。



<水位決定のイメージ>

アメリカ、スウェーデン、フィンランド等の諸外国においても、圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTAL)に水張りを実施する手順を採用しているプラントが存在する。



<水張状態のイメージ>

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について
 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 <別紙1>水蒸気爆発に係る既往の知見

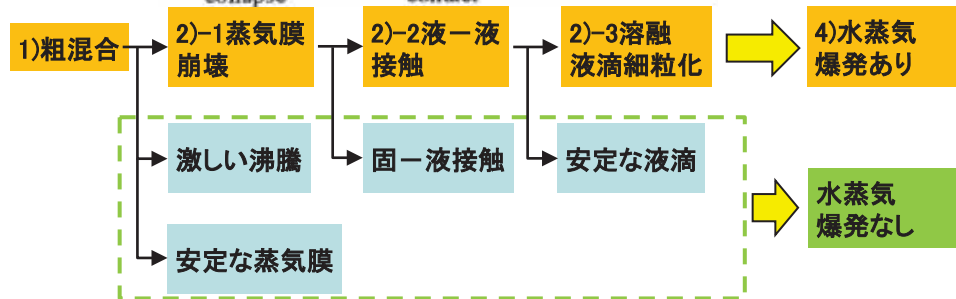
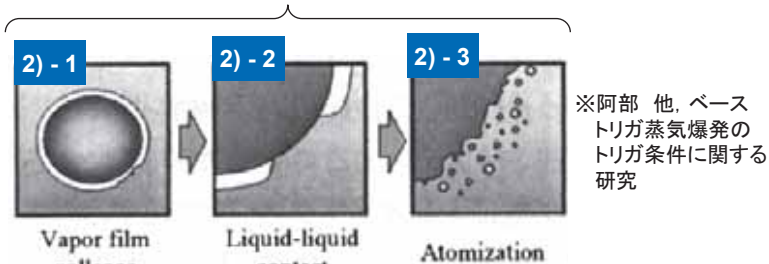
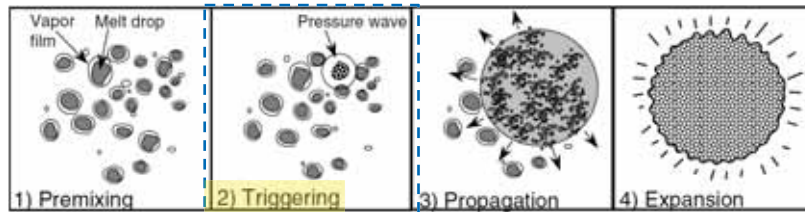


●水蒸気爆発の発生に係るメカニズムについては、以下の4段階で説明される。

- 1) 水中に落下した溶融炉心の一部が、粒子化した状態で水中を浮遊・拡散する。その周囲には蒸気膜が形成される。【粗混合】
- 2) 何らかの要因(トリガ)により蒸気膜が不安定化し、局所的に溶融炉心と冷却水の直接接触(液-液接触)が生じる。【トリガリング】
- 3) 直接接触により、急速な蒸気発生及び溶融炉心の細粒化が生じるとともに、その領域が拡大する。【伝播】
- 4) 溶融炉心の細粒化の結果、冷却水への熱伝達が促進され、冷却水の急激な蒸発が起こる。この蒸気発生に伴う圧力波が細粒化領域内で重畳し、さらに急峻な圧力上昇が発生する。【膨張(爆発)】

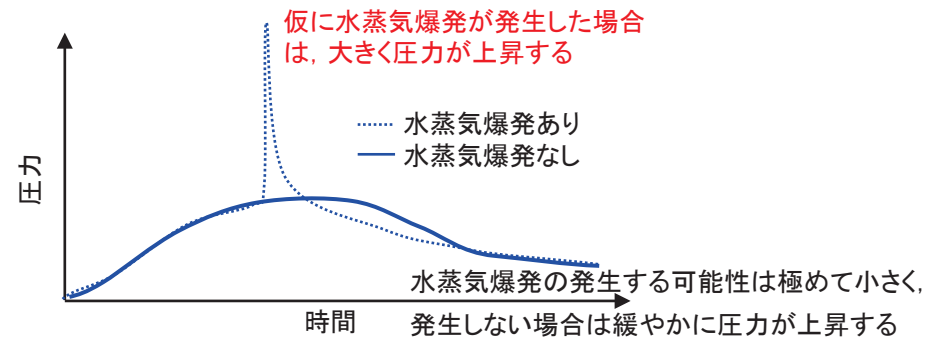
トリガプロセスにおける各段階

<水蒸気爆発発生までの流れ>



実機で想定される条件において緑枠内に至り、2)-1~2)-3に至る可能性は極めて小さい

段階	現象の説明
2)-1 蒸気膜 崩壊	外部トリガ等の外乱により蒸気膜が崩壊する。溶融液滴が膜沸騰状態を形成しなければ、激しい沸騰とともに固化されるため、水蒸気爆発は発生しない。逆に蒸気膜がとても安定ならば、蒸気膜崩壊が発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
2)-2 液-液 接触	液-液接触により熱伝達率が増加する。溶融液滴と冷却水の接触により界面温度が低下し、接触界面が固化しているならば、固-液接触となり水蒸気爆発は発生しない。
2)-3 溶融炉心 細粒化	溶融液滴の細粒化現象による飛躍的な接触面積の増加で伝熱が生じ、激しい蒸発により圧力波を発生する。溶融液滴自身が安定であれば、細粒化は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。



水蒸気爆発発生時の圧力変化のイメージ

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について

格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 <別紙1>水蒸気爆発に係る既往の知見



- 以降の複数の実験においては、実機条件との比較のために実機に近い溶融物組成とし、溶融物質質量、溶融物温度、外部トリガの有無等を変化させ、パラメータスタディを行っている。
- KROTOSにおいては、外部トリガを加えた場合の一部で水蒸気爆発の発生あり。一方、溶融物質質量が多く、より実機体系に近いCOTELS, FAROにおいては、水蒸気爆発は発生していない。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	—
	A4	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	—
	A5	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	—
	A6	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	—
	A8	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	—
	A9	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	—
	A10	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	—
A11	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	—	

(注) 溶融物温度は3000~3100Kと見積もられている。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	18	2,923	5	0	0.87	No	No	—
	L-08	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	44	3,023	5.8	12	1.00	No	No	—
	L-11	77wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂ -4wt%Zr	151	2,823	5	2	2.00	No	No	—
	L-14	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	125	3,123	5	0	2.05	No	No	—
	L-19	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	157	3,073	5	1	1.10	No	No	—
	L-20	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	96	3,173	2	0	1.97	No	No	—
	L-24	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	177	3,023	0.5	0	2.02	No	No	—
	L-27	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	117	3,023	0.5	1	1.47	No	No	—
	L-28	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	175	3,052	0.5	1	1.44	No	No	—
	L-29	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	39	3,070	0.2	97	1.48	No	No	—
L-31	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	92	2,990	0.2	104	1.45	No	No	—	
L-33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	100	3,070	0.4	124	1.60	Yes	No	—	

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
KROTOS	K32	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3,063	0.1	22	1.08	No	No	—
	K33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3,063	0.1	75	1.08	No	No	—
	K35	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3,023	0.1	10	1.08	Yes	No	—
	K36	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3,025	0.1	79	1.08	Yes	No	—
	K37	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3,018	0.1	77	1.11	Yes	No	—
	K45	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3,106	0.1	4	1.14	Yes	No	—
	K46	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3,086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	—
	K47	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3,023	0.1	82	1.11	Yes	No	—
	K52	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.6	3,133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
K53	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.6	3,129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05	

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について
 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 <別紙1>水蒸気爆発に係る既往の知見



- TROIにおいては、外部トリガ又は大きな過熱度を加えた(実機に比べて溶融物温度が高い)場合の一部で、水蒸気爆発の発生あり。
- 水蒸気爆発が発生した場合でも、機械的エネルギー変換効率(溶融物の熱エネルギーがペDESTALの構造材へ荷重を与えるエネルギーへ変換される効率)は小さい。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)	
TROI	9	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	4.3	3,200	0.1	296	0.90	—	No	—	
	10	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8.7	3,800	0.117	298	0.67	—	Yes	—	
	11	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	9.2	>3,800	0.111	296	0.67	—	No	—	
	12	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8.4	3,800	0.11	293	0.67	—	Yes	—	
	13	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	7.7	2,600(注1)	0.108	292	0.67	—	Yes	0.40	
	14	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	6.5	3,000(注2)	0.105	285	0.67	—	Yes	—	
	17	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂						—	No	—	
	18	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	9.1					—	—	—	
	21	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,000	0.110	298	1.30	No	No	—	
	22	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	2,900	0.110	297	1.30	No	No	—	
	23	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,600	0.110	293	1.30	No	No	—	
	25	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	15.0	3,500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	—	
	26	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	—	
	29	50wt%UO ₂ -50wt%ZrO ₂	11.5					—	No	—	
	32	87wt%UO ₂ -13wt%ZrO ₂						—	No	—	
	34	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	10.5	~3,000			341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8	~3,000	0.110		334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	5.3	~3,000			305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	8.1	~3,000	0.104		313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	5.3	~3,000	0.105		288	1.30	—	No	—
	39	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	3.4	~3,000	0.106		285	1.30	—	No	—
	40	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	11.1	~3,000	0.312		287	1.30	—	No	—
	49	62.3wt%UO ₂ -15wt%ZrO ₂ -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730(3,360)					—	—	—
	50	59.5wt%UO ₂ -18wt%ZrO ₂ -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46						—	—	—
51	60.5wt%UO ₂ -16.7wt%ZrO ₂ -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3(14.2 load)	2,695(3,420)	0.115		294	1.30	Yes	Yes	—	
52	61wt%UO ₂ -16wt%ZrO ₂ -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6(14.1 load)	2,650	0.116		285	1.30	Yes	Steam Spike	—	

(注1) 温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2) 二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について
 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 <別紙1>水蒸気爆発に係る既往の知見



●SERENA実験(TROI/KROTOS)では、水蒸気爆発を発生させることを前提に、外部トリガを加えている。水蒸気爆発が発生した場合でも、機械的エネルギー変換効率は小さい。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO ₂ -26.6wt%ZrO ₂	15.4	~3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO ₂ -32wt%ZrO ₂	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO ₂ -29wt%ZrO ₂	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO ₂ -18.3wt%ZrO ₂ -5wt%Zr-0.7wt%U	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO ₂ -18.5wt%ZrO ₂ -4.9wt%Fe ₂ O ₃ -3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	0.8	2,850	—	332	1.1	Yes	— (注1)	— (注1)
	KS-4	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	80.1wt%UO ₂ -11.4wt%ZrO ₂ -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	— (注2)
	KS-6	73wt%UO ₂ -20.4wt%ZrO ₂ -4.1wt%Fe ₂ O ₃ -2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗

＜参考文献:P10～12の各実験＞

【COTELS】

- M.Kato, H.Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000

【FARO】

- D.Magallon, et al, Lessons learn from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999

【KROTOS】 【FARO】

- D.Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006

【TROI】

- V.Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012

【SERENA(TROI/KROTOS)】

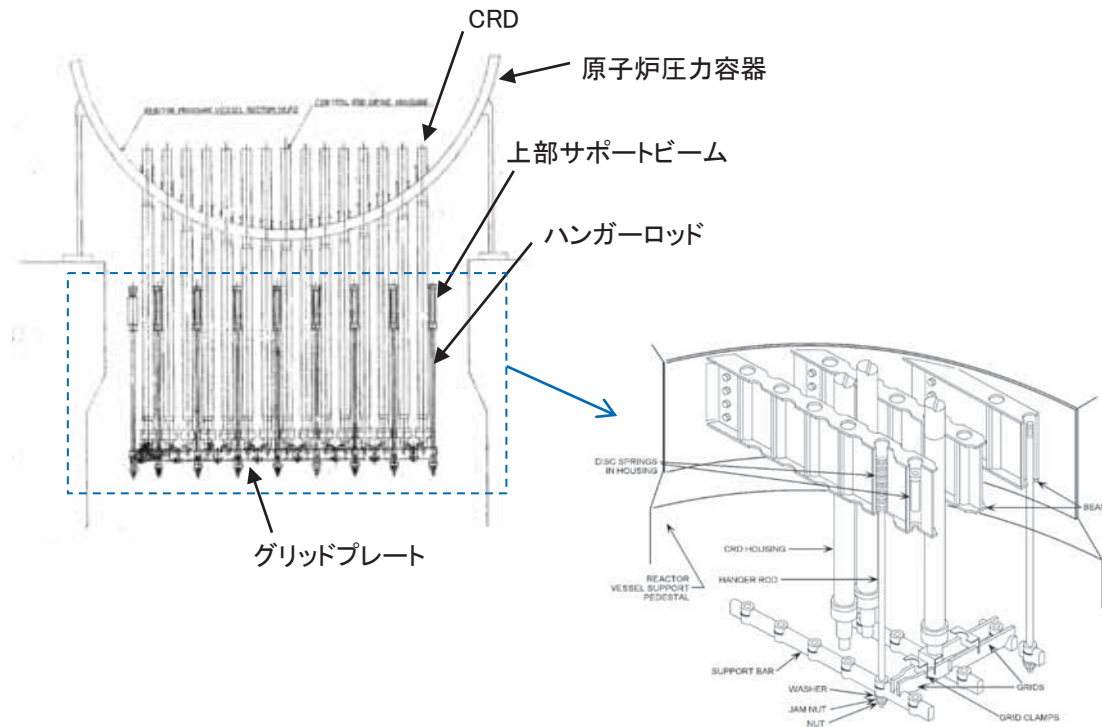
- NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015

21. 溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について
 格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について
 <別紙2> 圧力容器破損時の溶融炉心の落下挙動

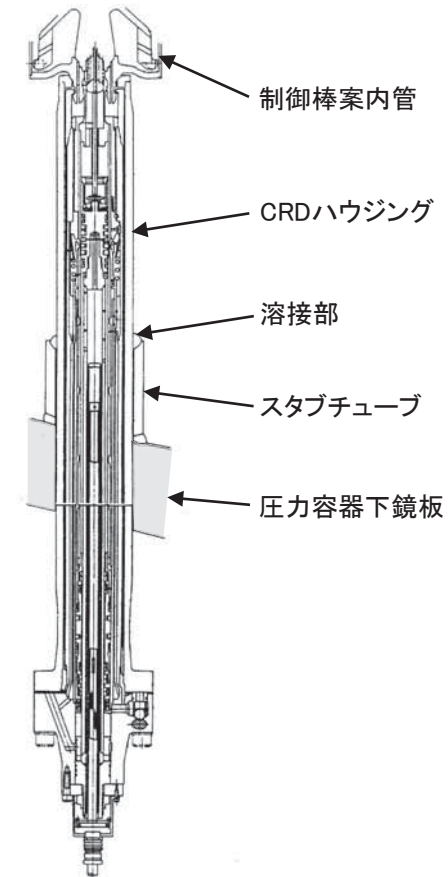


- 水蒸気爆発による影響評価においては、溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件とするため、制御棒駆動機構(CRD)ハウジング本が一気に落下するような状態を想定。
- 一方、CRDハウジングは圧力容器外の下側でサポートにより支持されているため、初期の溶融炉心の流出は、CRDハウジングと圧力容器との溶接部といった間隙より生じると考えられる。
 (実機圧力容器を模擬した試験でも、貫通溶接部の間隙より溶融物の流出が確認されている^[1])

[1] T.Y.Chu 他 “Lower Head Failure Experiment and Analyses” NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999



CRDハウジングサポート構造図



CRD概要図

(出典) General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1
 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11

22. 格納容器下部(ペDESTル)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性, 耐震性等を含む)及び熔融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃, 再臨界等に対する裕度について
 コリウムシールドの耐熱性・耐侵食性に係る実験

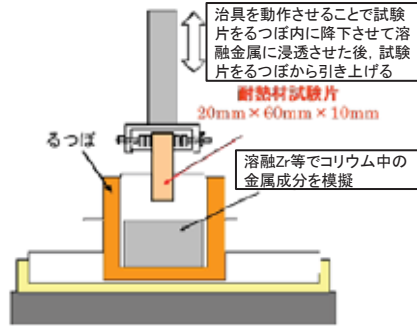


●コリウムシールドに採用するジルコニア(ZrO_2)製耐熱材については, 実機で想定されるより厳しい条件において種々の試験を行い, 熔融炉心に対する耐熱性や耐侵食性を確認している。

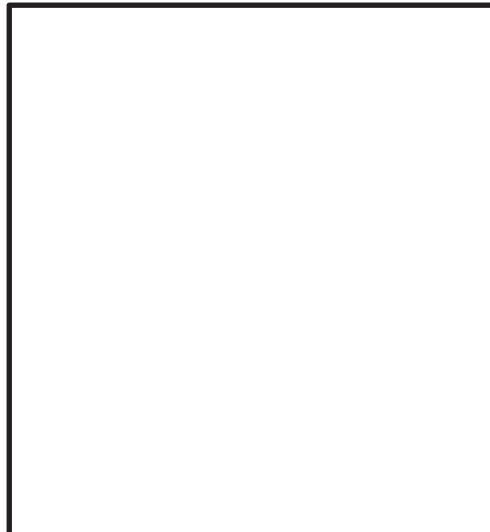
<熔融Zrによる侵食試験>

実機より極めて侵食しやすい条件として, 100%金属Zrの模擬熔融炉心に対する耐侵食性を確認

2100°Cにおいても ZrO_2 耐熱材はほぼ侵食なし
 →耐熱材の侵食開始温度を2100°Cと設定



↓上図の耐熱材試験片を, 試験後に上図と同様の角度で見た図

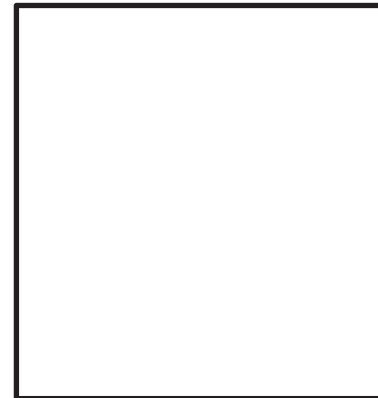
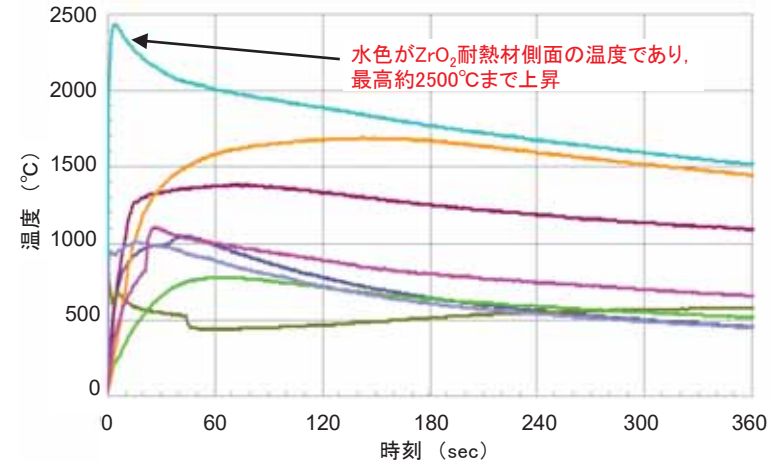


<模擬熔融炉心の落下試験>

高温で熔融させた模擬熔融炉心を ZrO_2 耐熱材の上に落下させ, 侵食の深さや性状を確認

2500°C付近まで昇温した模擬熔融炉心を落下させた場合でも, ZrO_2 耐熱材は若干黒色化したものの, 顕著な侵食やひび割れはなし

→ ZrO_2 耐熱材の耐熱性・耐侵食性を確認

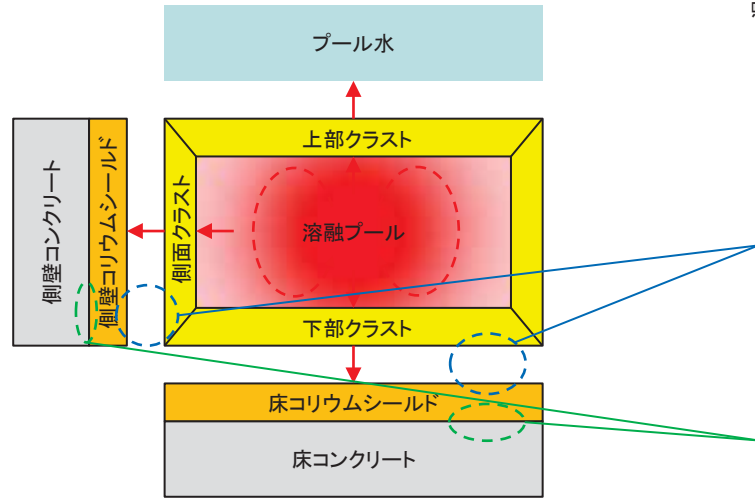


本試験は, 中部電力(株), 東北電力(株), 東京電力ホールディングス(株), 北陸電力(株), 中国電力(株), 日本原子力発電(株), 電源開発(株), (一財)エネルギー総合工学研究所, (株)東芝, 日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

22. 格納容器下部(ペDESTル)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性, 耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃, 再臨界等に対する裕度について溶融炉心によるペDESTル構造への影響評価

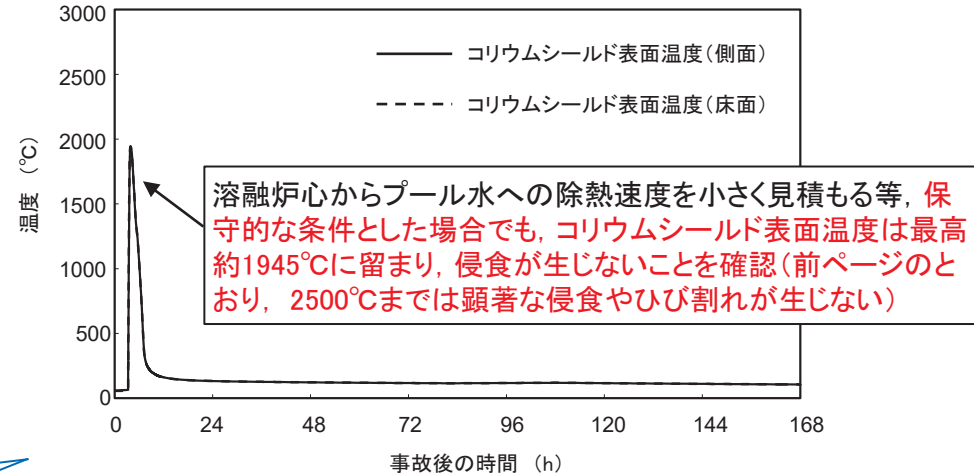


●前ページの試験結果や, これまでに実施されてきたMCCIに係る種々の実験結果等に基づき評価を行い, **溶融炉心が適切に冷却可能であること, 格納容器の健全性が維持されることを確認**している。

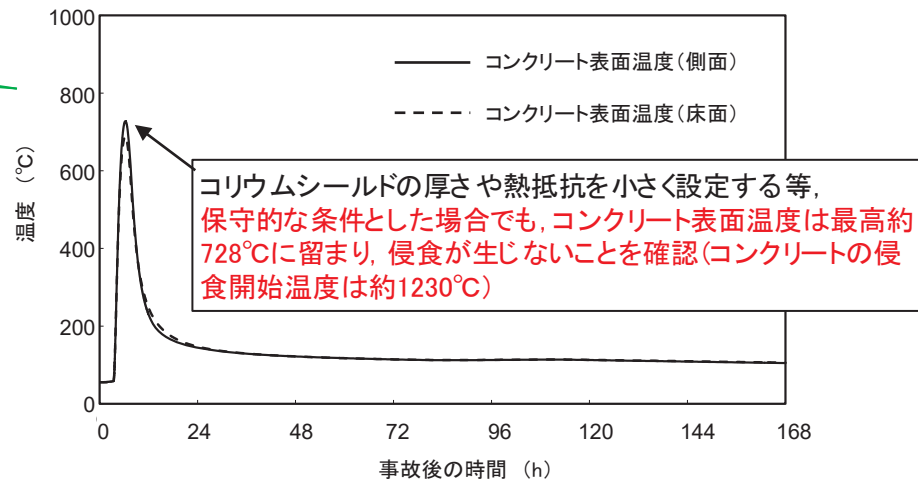


MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデル

- ・炉心溶融物がペDESTル水に落下したときに臨界に至るには, 炉心溶融物と冷却材との混合割合が, 炉心健全時のように核分裂性核種の含有率(ウラン濃縮度等)に応じた適切な状態となる必要がある。このため, 炉心溶融物がペDESTル水に落下しても臨界に至ることはなく, 上述のとおり, MCCIの発生・影響抑制の効果が得られる等の利点がある。
- ・なお, 過去の炉心溶融が発生した事故において, 再臨界によりプラントの状態が大きく変化した例はない。



MAAPコードにおけるコリウムシールド表面温度の評価結果

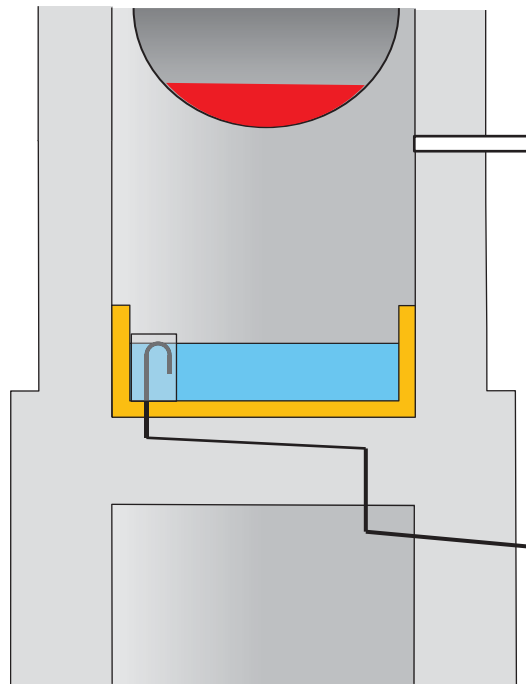


MAAPコードにおけるコンクリート表面温度の評価結果

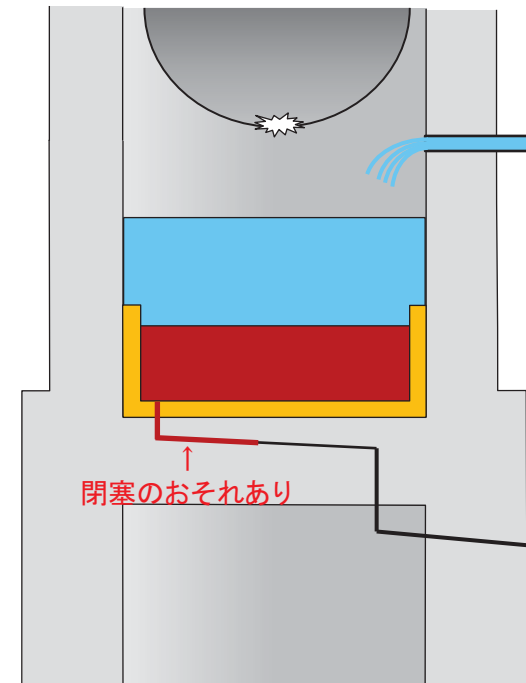
22. 格納容器下部(ペDESTAL)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性, 耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃, 再臨界等に対する裕度について
溶融炉心によるペDESTAL対策設備への影響



- ペDESTAL内への注水配管については, 注水口をペDESTAL内壁面と並行な形状とすることで, 圧力容器時の溶融炉心等の落下物による閉塞を防止し, 確実に注水できる設計としている。
- ペDESTAL内の排水配管(スワンネック)やその周囲の異物防止柵等は, 圧力容器破損前にペDESTAL水位を1mに維持するために設置しており, 圧力容器破損後には溶融炉心によって閉塞・溶融することが考えられるが, 下図のとおり問題はない。



圧力容器破損前



圧力容器破損後

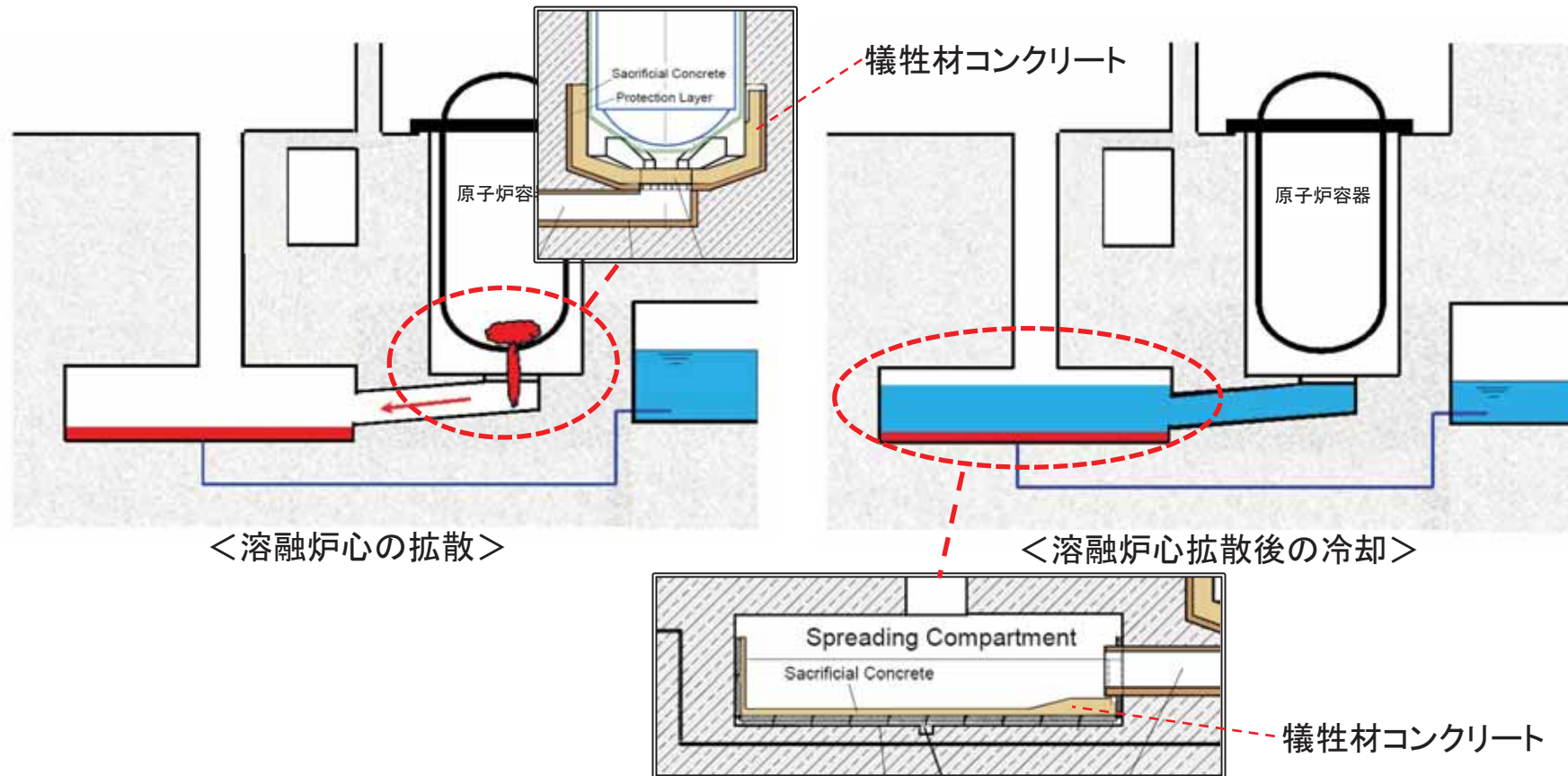
溶融炉心の落下後はペDESTAL内の水が飽和・沸騰状態となり, 大規模な水蒸気爆発が生じる可能性はより小さくなる(「21.溶融炉心による水蒸気爆発に関する～」参照)ため, 水位を1mに制御する必要はない。

22. 格納容器下部(ペDESTル)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性, 耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃, 再臨界等に対する裕度について
 溶融炉心によるペDESTル対策設備への影響



＜参考＞溶融炉心をドライ状態のキャビティ(コアキャッチャー)に拡散・冷却するドライキャビティ方式の例

- ・原子炉容器からの溶融炉心は, 犠牲コンクリートと混合されて拡散しやすい状態となった後に, キャビティ(コアキャッチャー)へ拡散する
- ・キャビティ(コアキャッチャー)への拡散後は, 犠牲コンクリートと混合されつつ, キャビティの下面からの注水により溶融炉心を冷却
- ・溶融炉心物の安定化(溶融炉心と犠牲材コンクリートとの混合), 広がり挙動, 冷却水供給後の伝熱等, 設備性能に係る基礎的な物理挙動に不確かさが存在する



東海第二発電所

格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について (改訂版)

2023年10月4日

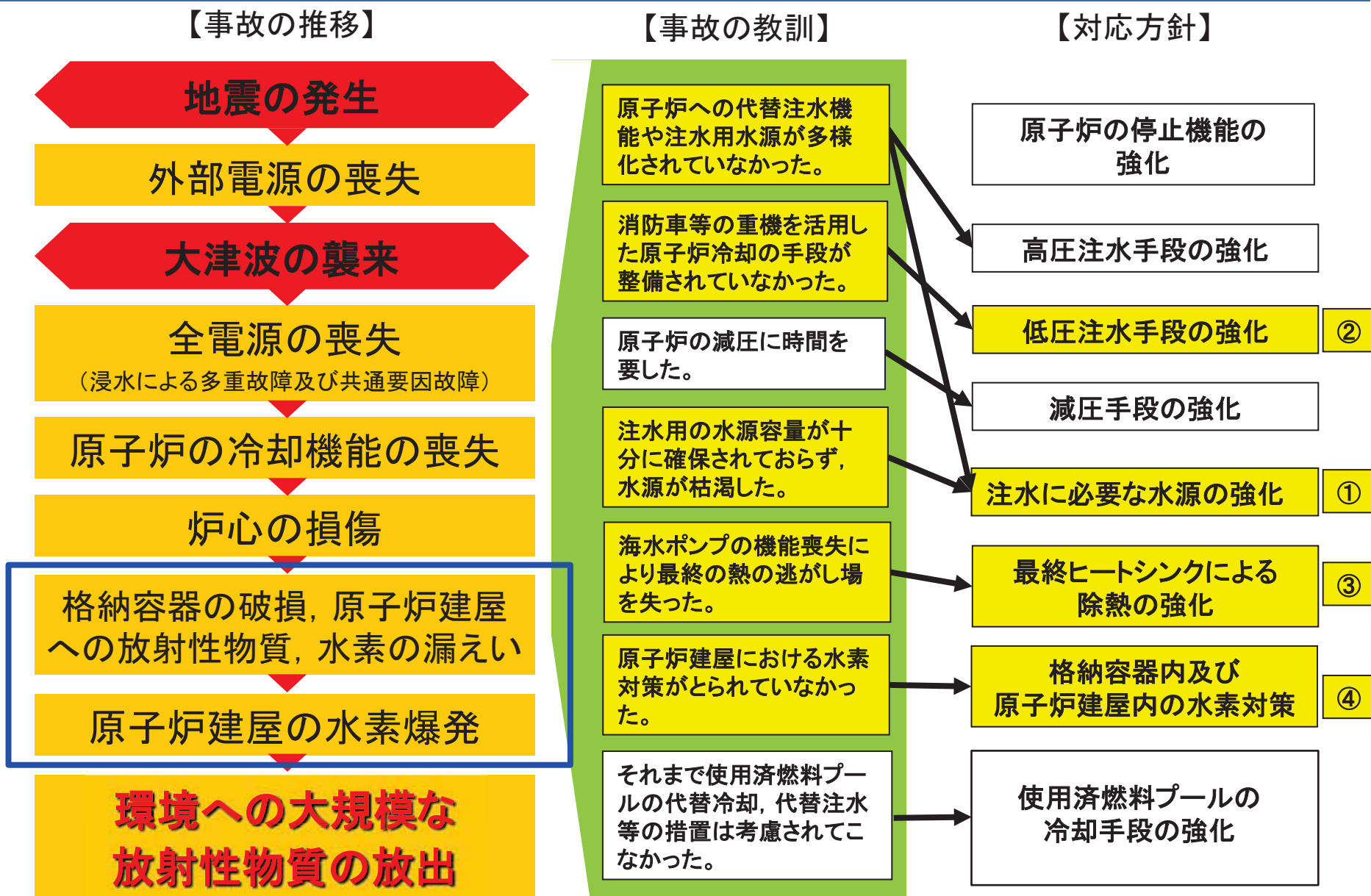
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更	4
3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	19
補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について	

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更



対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能 (低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能 (低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却 ・格納容器内の冷却・除熱	① 注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サブプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ	強化
	② 低圧注水手段の強化	・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系) ・格納容器下部注水(消火系)	・代替格納容器スプレイ系(常設, 可搬型) ・格納容器下部注水系(常設, 可搬型)	新規
	③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系 ・耐圧強化ベント系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備	新規
使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・常設低圧代替注水系 ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規	
(閉じ込める) ・格納容器破損防止 ・水素低減対策 ・原子炉建屋の閉じ込め機能	(冷やす)①～③と同様 ④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策	・(冷やす)①～③の対策と同様 ・格納容器内の不活性化 ・可燃性ガス濃度制御系 (格納容器内の水素濃度の低減)	・(冷やす)①～③の対策と同様 ・可搬型窒素供給装置 (格納容器内の水素濃度の抑制) ・静的触媒式水素再結合器 (原子炉建屋内の水素濃度の低減) ・ブローアウトパネル閉止装置	新規

3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要



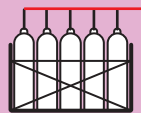
③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化



原子炉の停止機能の強化

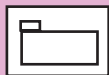
再循環ポンプ停止回路追加

減圧手段の強化



高圧注水手段の強化

常設高圧代替注水系ポンプ



緊急用125V系蓄電池
常設代替直流電源設備



可搬型低圧電源車 可搬型整流器
可搬型代替直流電源設備

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策



可搬型窒素供給装置

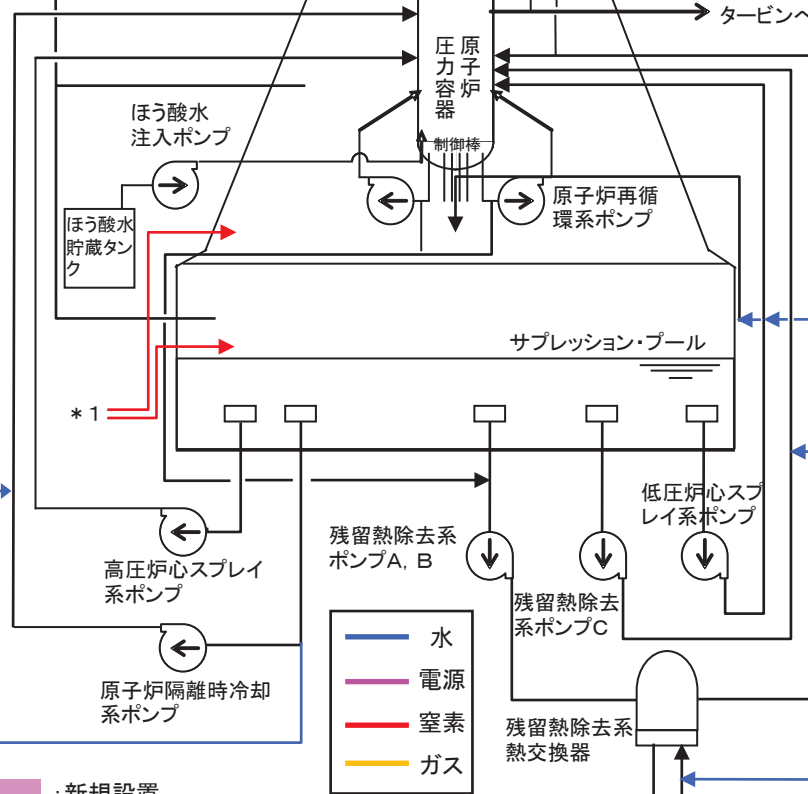


*1 格納容器

主蒸気逃がし安全弁

サブレーション・プールへ

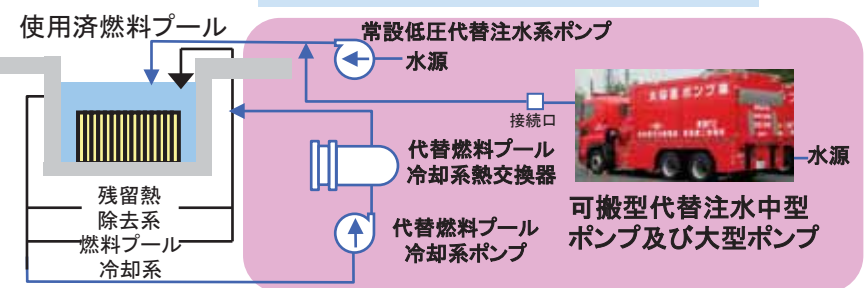
過渡時自動減圧機能



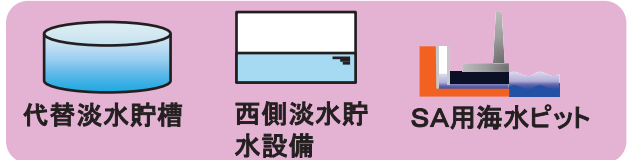
■ : 新規設置

■ : 格納容器破損防止対策/水素対策に係る内容

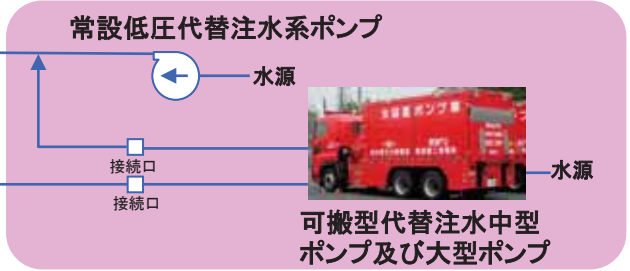
使用済燃料プール冷却手段の強化



① 注水に必要な水源の強化



② 低圧注水手段の強化



③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化



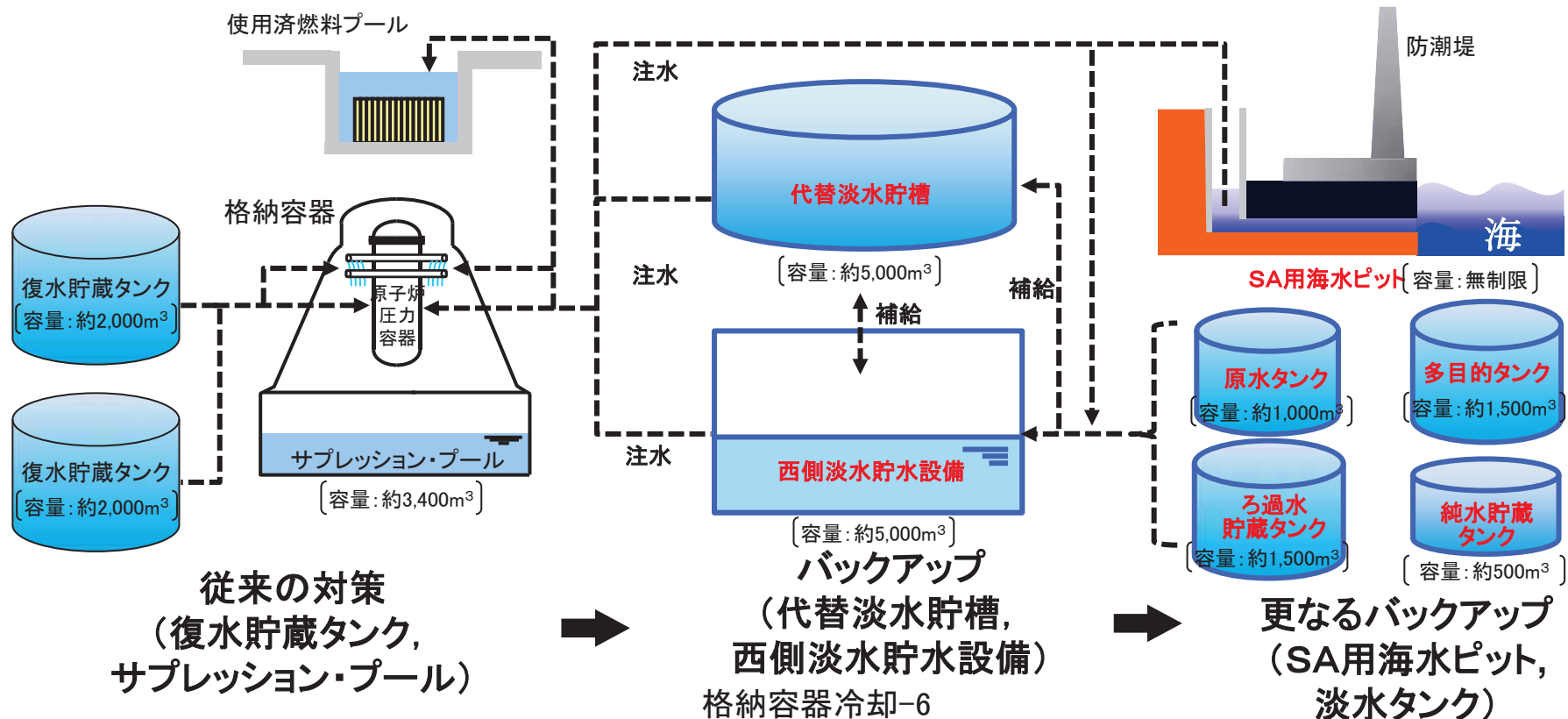
4. 事故の教訓に基づく安全対策

① 注水に必要な水源の強化



【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 格納容器内を冷却し，破損を防ぐためには，原子炉や格納容器への注水により，原子炉や格納容器内の圧力・温度の低下を継続的に図ることが重要。このため注水用の水源を増強する。
- 地下式の堅牢な代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，地震・竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても，確実に水源を確保可能。また，既設の各種淡水タンクも利用可能な場合には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，原子炉，格納容器及び使用済燃料プールへ7日間の注水が可能な量を確保する。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

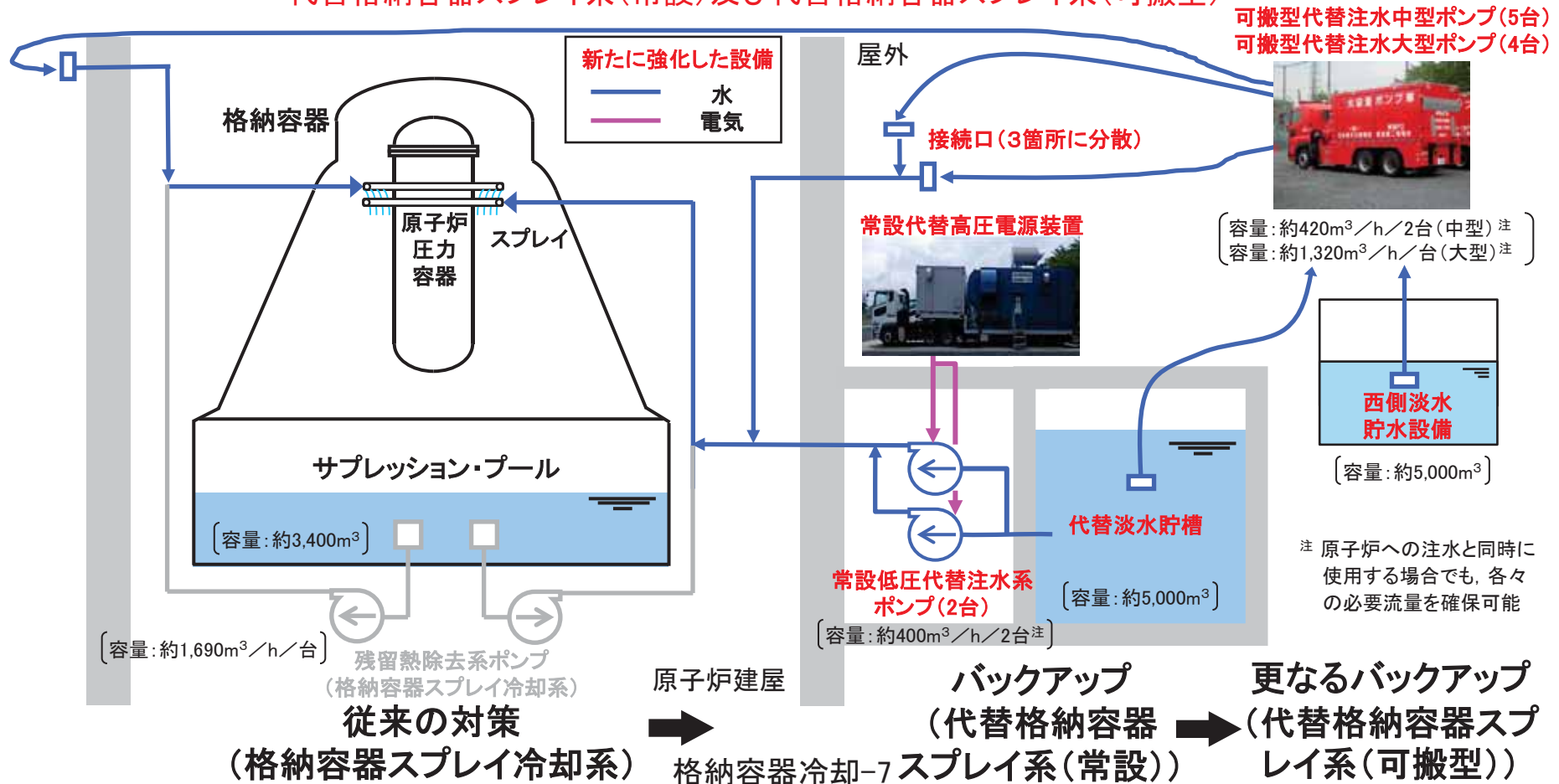
② 低圧注水手段の強化(1/4)



【代替格納容器スプレイ系の設置】

- 格納容器内の温度及び圧力を低下させる手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、既存の残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合でも、**代替格納容器スプレイ系（常設）**及び**代替格納容器スプレイ系（可搬型）**により、**代替淡水貯槽**等から格納容器内へスプレイ水の供給を継続し、格納容器内の蒸気凝縮を図ることで、**格納容器内の圧力・温度の上昇抑制を行うことが可能**

代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）



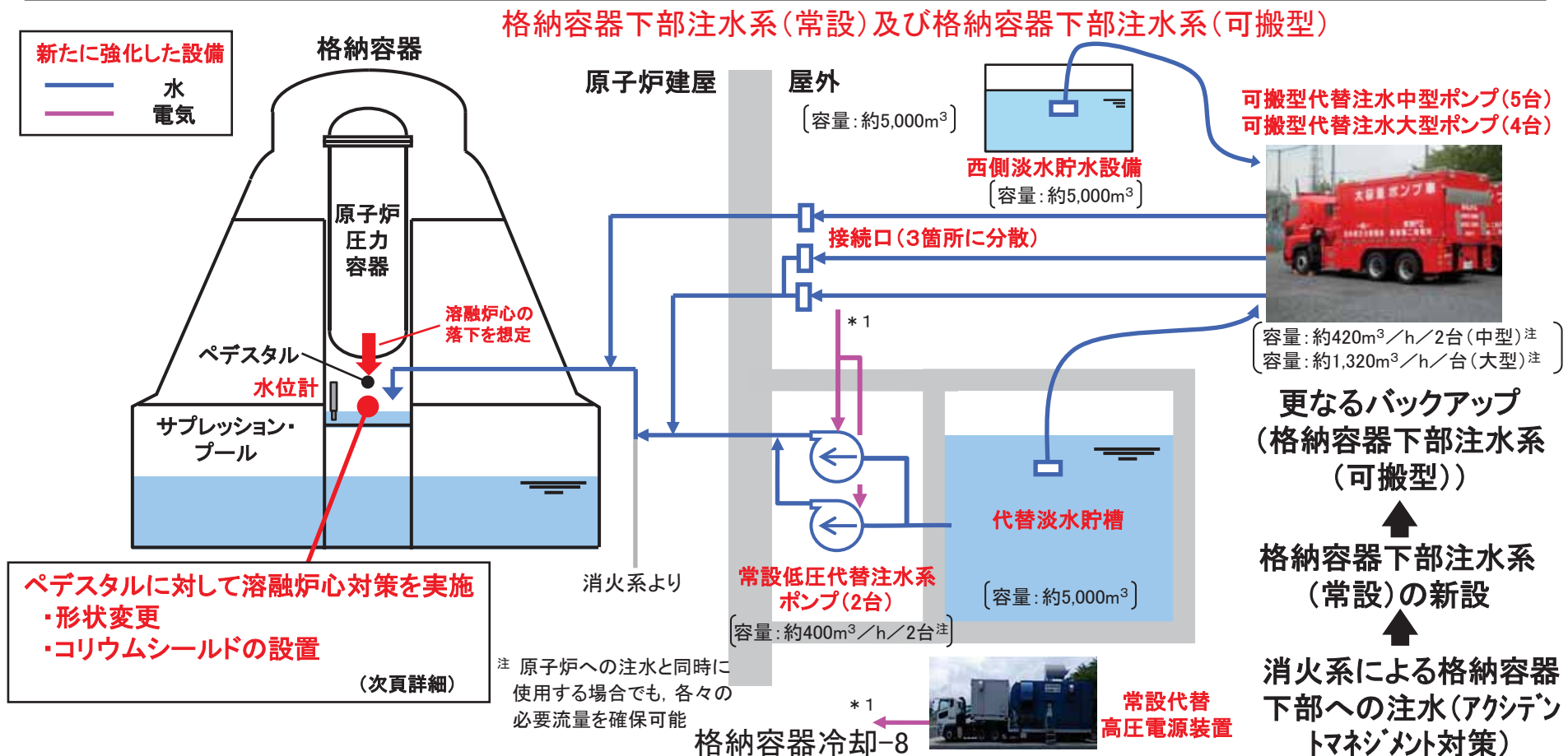
4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(2/4)



【溶融炉心を冷却する設備の設置】

- 炉心損傷が発生し、原子炉圧力容器を貫通して格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する設備を新設する。
- 常設低圧代替注水系ポンプを使用し、代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(常設)を設置する。本設備は常設代替高圧電源装置からの給電が可能である。
- 更に可搬型代替注水大型ポンプを使用し、代替淡水貯槽等の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(可搬型)も設置する。
- 落下した溶融炉心を保持するため、原子炉圧力容器直下のペDESTAL形状を変更しコリウムシールドを設置



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(3/4)



【溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更(コリウムシールドの設置等)】

① コリウムシールド設置

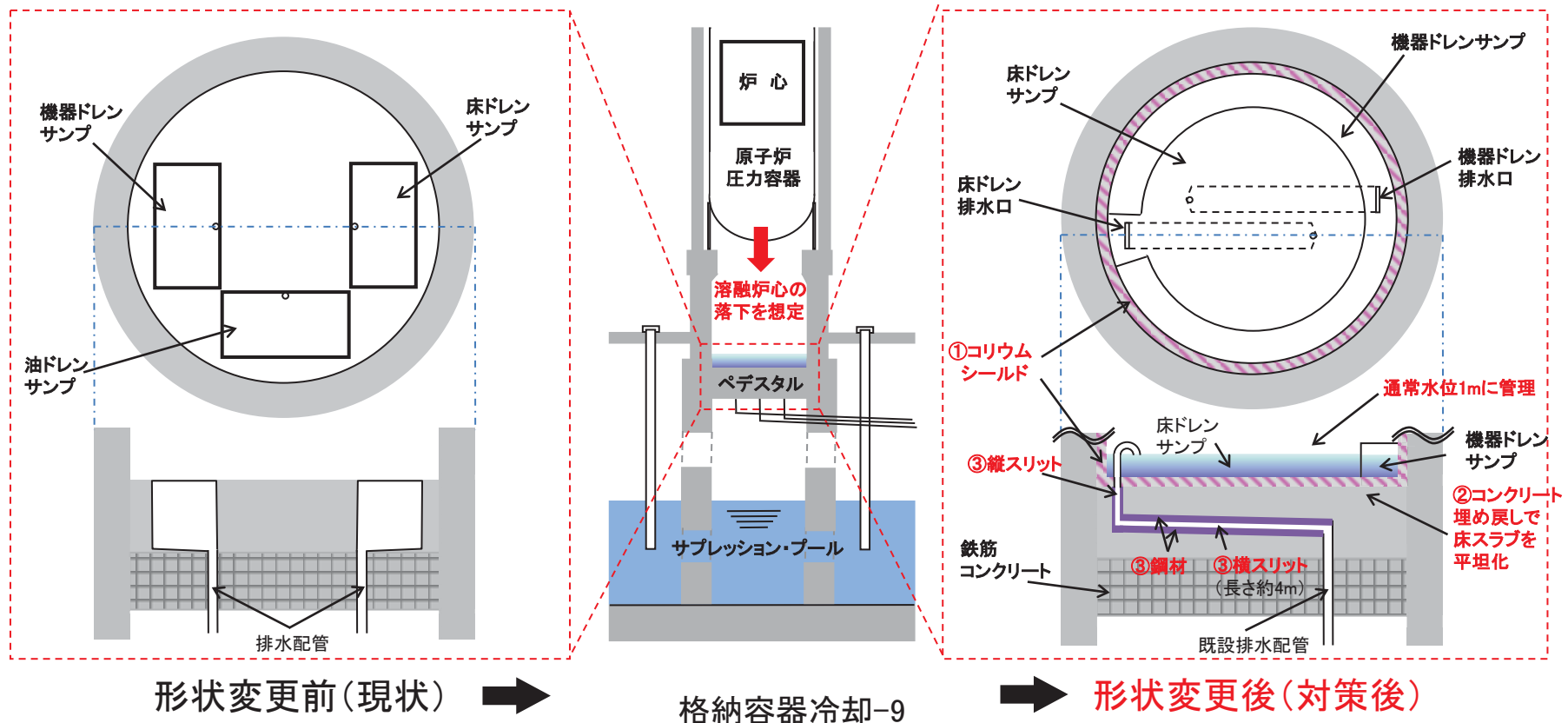
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールドを設置

② 床スラブ平坦化

溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して床スラブを平坦化し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置

③ 溶融炉心凝固のための排水流路形状変更

溶融炉心のサプレッション・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい鋼材でスリット形状に変更し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(4/4)



【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

① スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

② 異物防止柵の設置, スワンネックの多重化

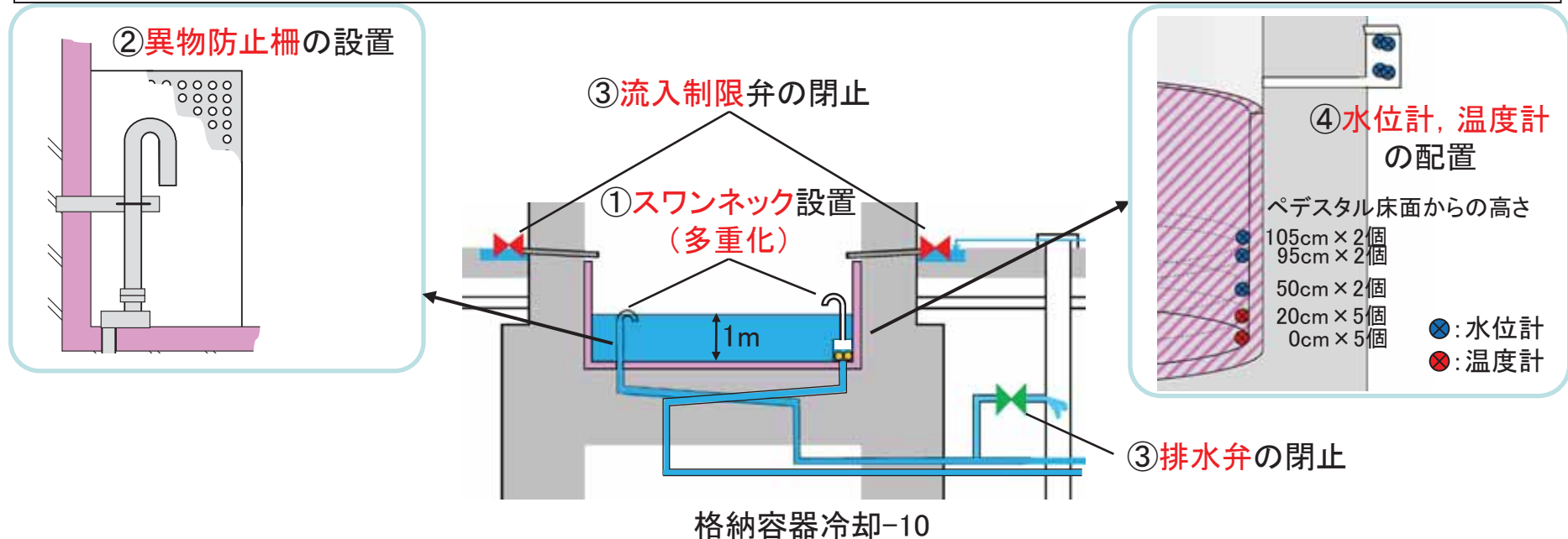
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

③ ペDESTALへの流入制限弁, ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

④ 水位計, 温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**



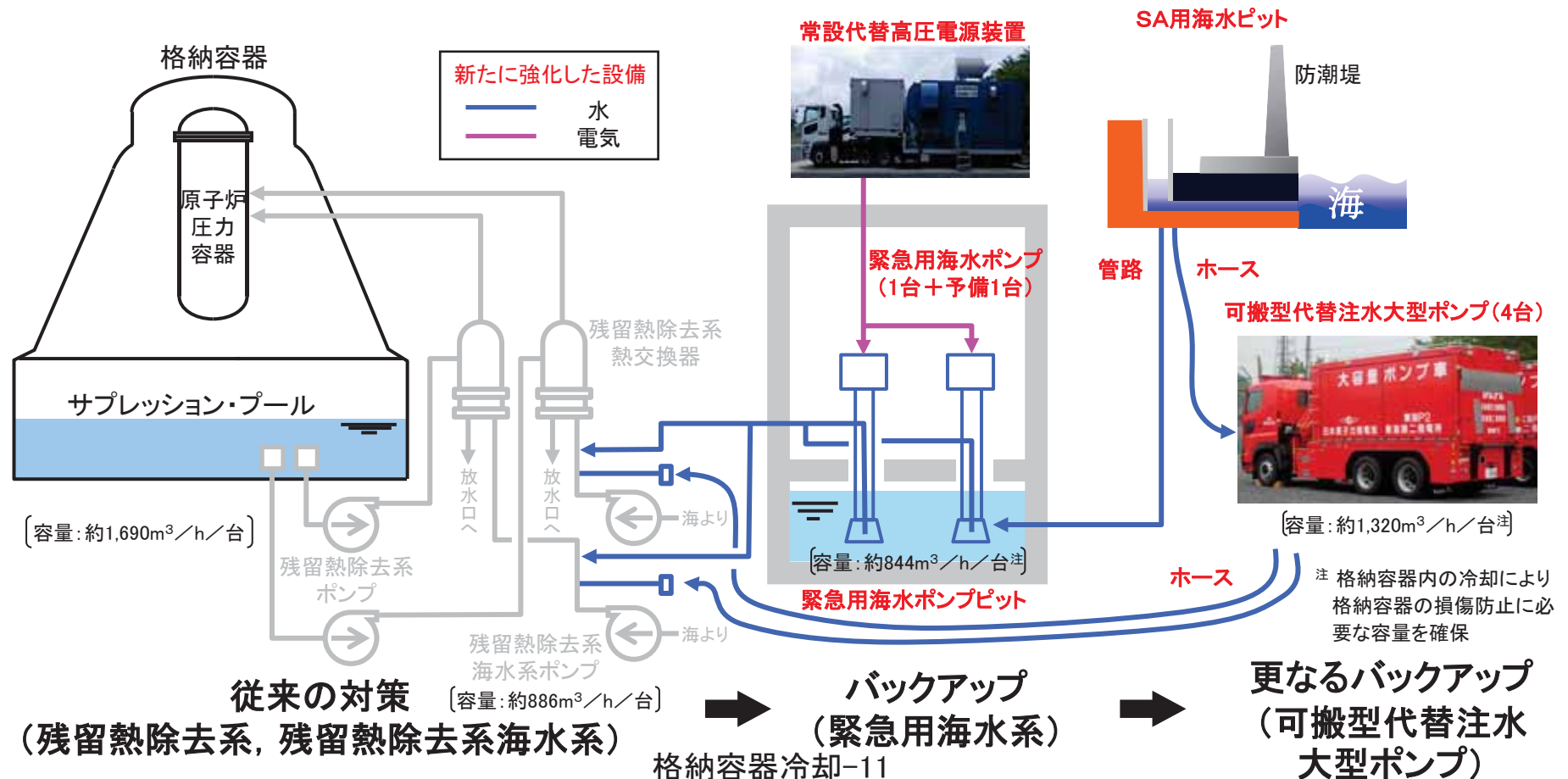
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/4)



【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- 緊急用海水系は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能



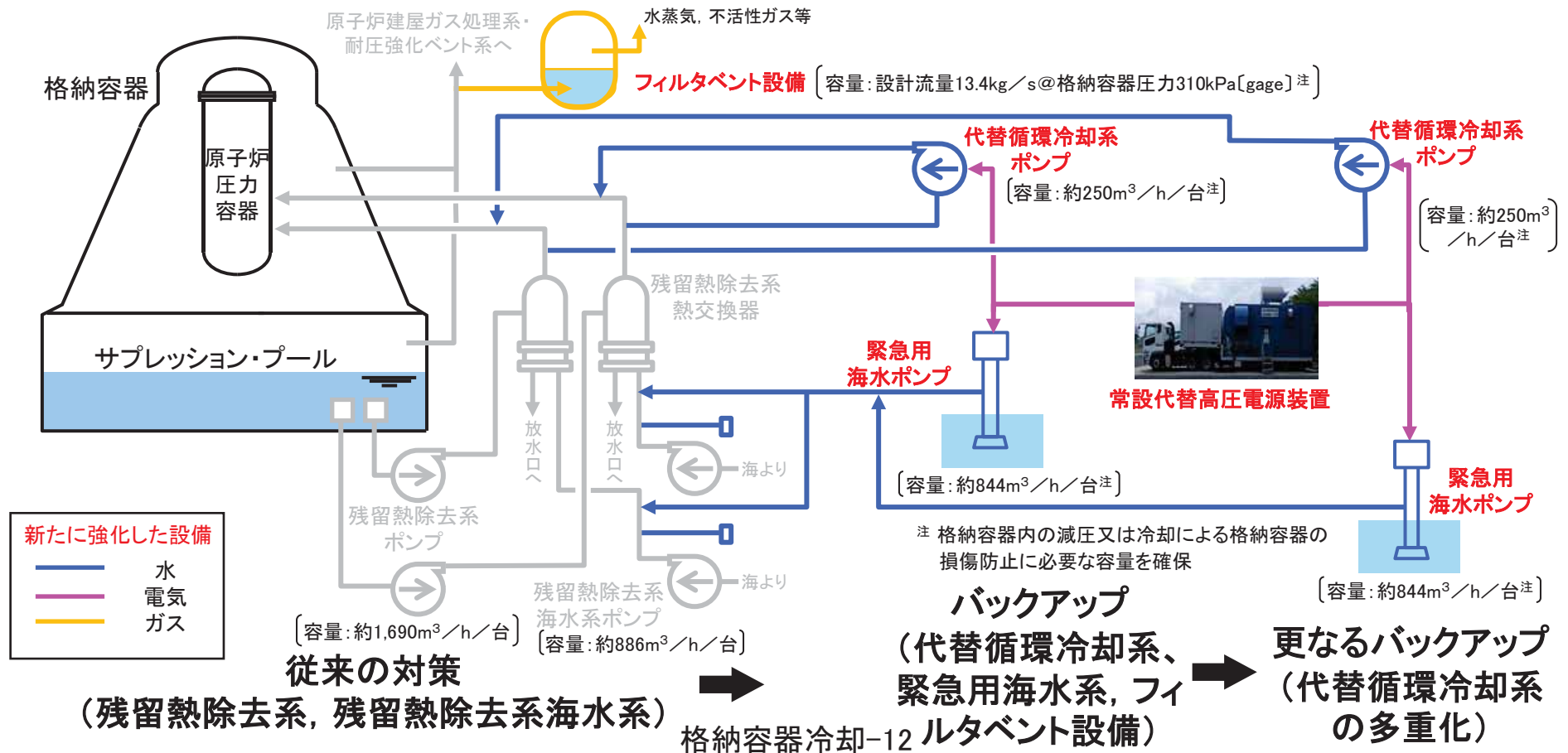
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/4)



【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化する。
- **フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- 代替循環冷却系は、システムを**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**



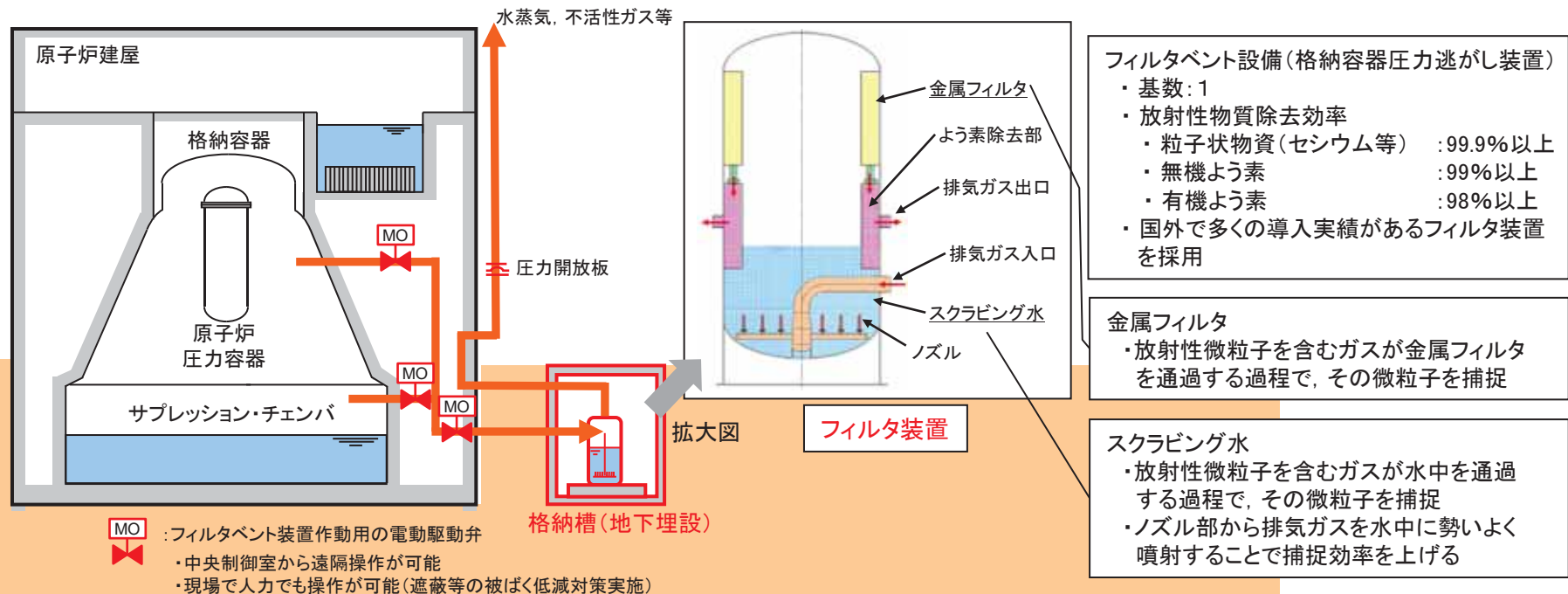
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(3/4)



【フィルタベント設備の設置効果】

- 原子炉・格納容器への注水・除熱機能は強化されるが、万が一それらの機能が十分発揮できない場合でも、放射性物質放出を可能な限り低減させ、セシウム等による**大規模な土壤汚染を防止**する。
- ベント操作を行い水蒸気を格納容器外へ放出することで、**格納容器の過圧破損を防止**でき、**原子炉への注水の信頼性を高める**ことができる。(ベント操作は中央制御室から遠隔操作可能。また現場で人力でも操作が可能)
- 炉心から放出されるよう素を除去しつつベントを実施することで、**公衆被ばくを抑制**できる。また、セシウム除去効率の高いフィルタ装置を介しベントすることで、**発電所敷地外の土壤汚染を抑制**できる。
- フィルタ装置は地下の格納槽に設置する。(遮蔽効果, 航空機衝突時の使用可能性を考慮)



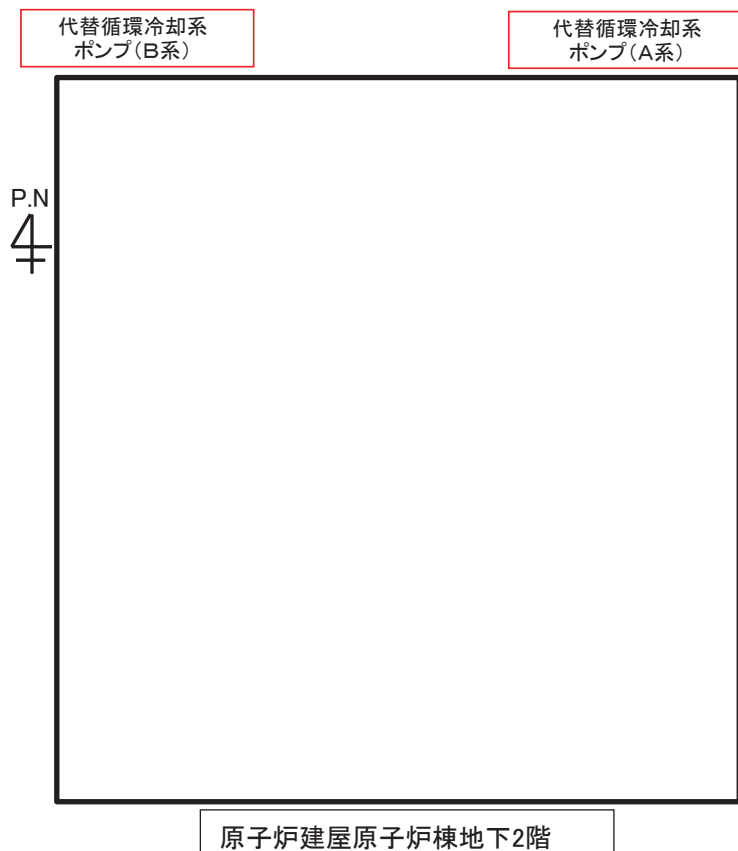
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(4/4)

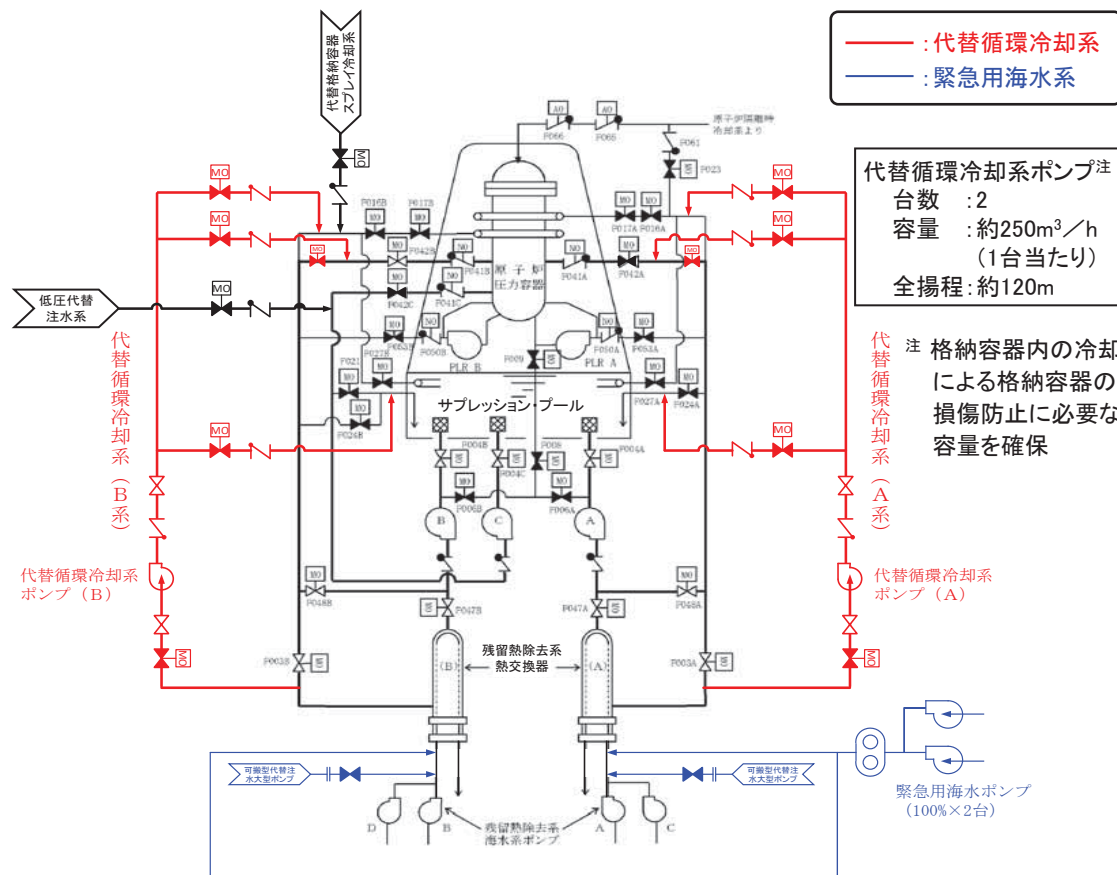


【代替循環冷却系による格納容器からの除熱】

- **代替循環冷却系**はサブプレッション・プールを水源として、残留熱除去系(A)及び(B)の一部を流路として活用
- **代替循環冷却系ポンプ**により送水されたサブプレッション・プール水は、残留熱除去系熱交換器(A)及び(B)で海水との熱交換により冷却され、原子炉圧力容器への注水や格納容器内にスプレィし、格納容器からの除熱を行う。
- **代替循環冷却系の作動**により格納容器内の温度及び圧力を低下させ、また格納容器ベントに至るまでの時間を遅延させることで、放射性物質放出開始の遅延・放出量の低減を図る。また、代替循環冷却系はシステムを多重化して離隔して設置することで高い信頼性を確保する。



【代替循環冷却系ポンプ 配置図】



【代替循環冷却系 系統概要図】

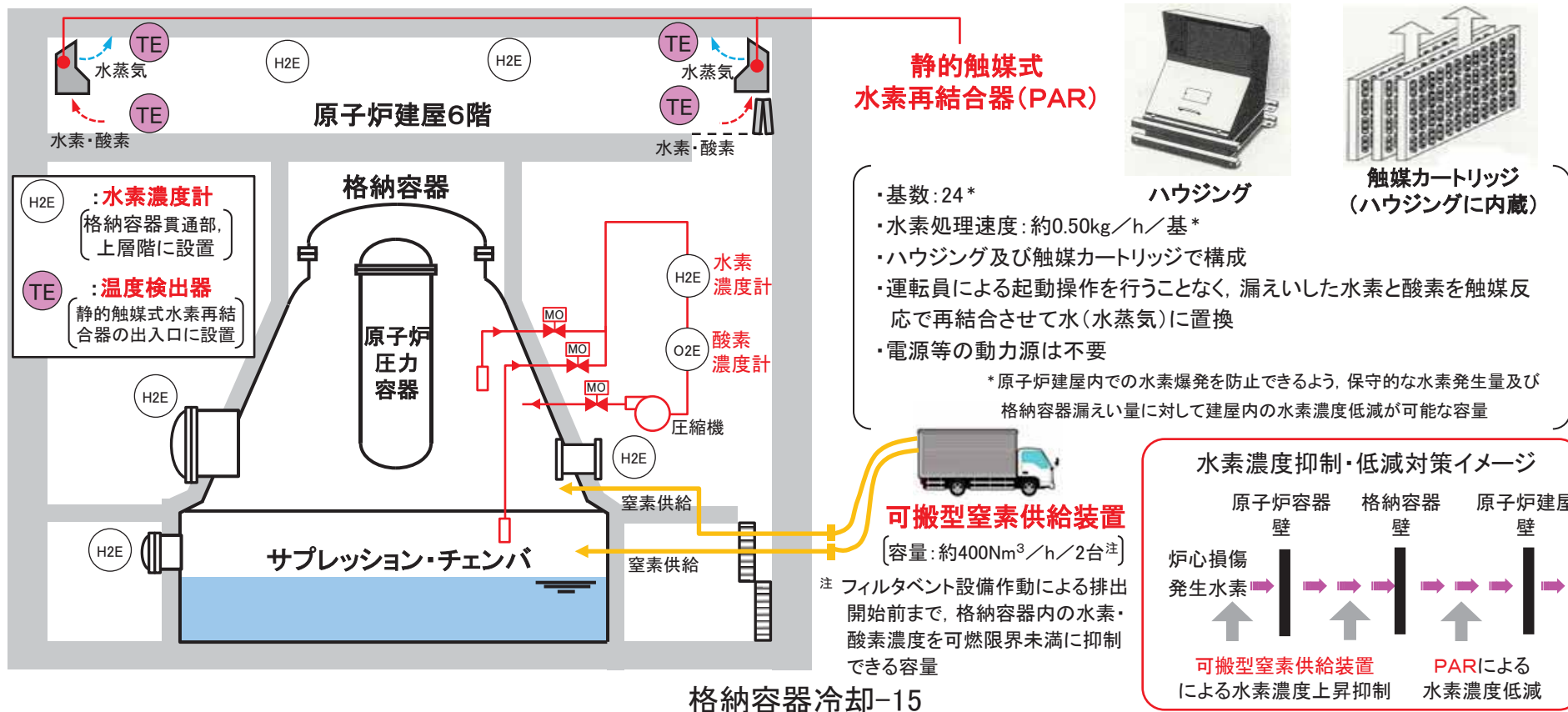
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/4)



【水素爆発防止設備の設置】

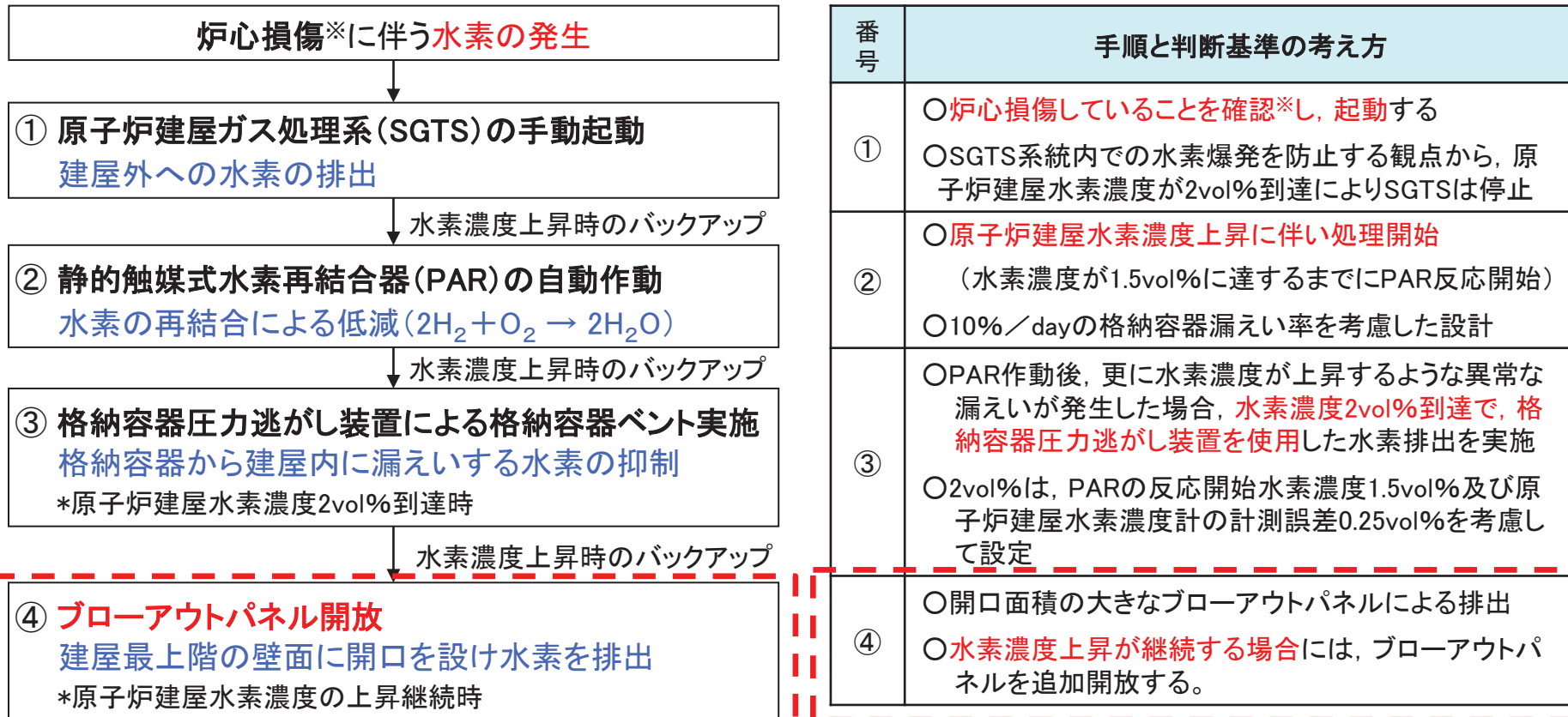
- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏れいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(2/4)

- 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応等で発生する水素が原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするおそれがある。このため、原子炉建屋内に滞留した水素による爆発を防止する対策を以下のように複数設けている。
- 原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)開放による水素排出は、後段の対策として、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する手順となる。

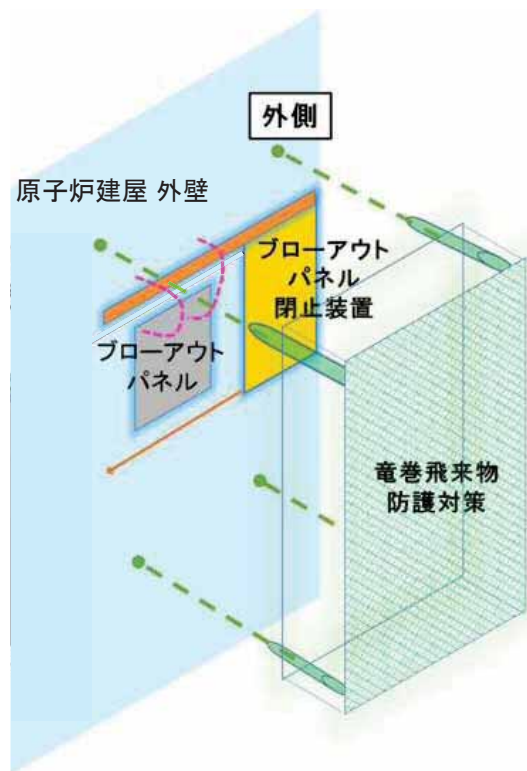


※ 炉心損傷の判断: 格納容器雰囲気放射線モニタによるガンマ線線量率の確認又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合は原子炉圧力容器温度で確認

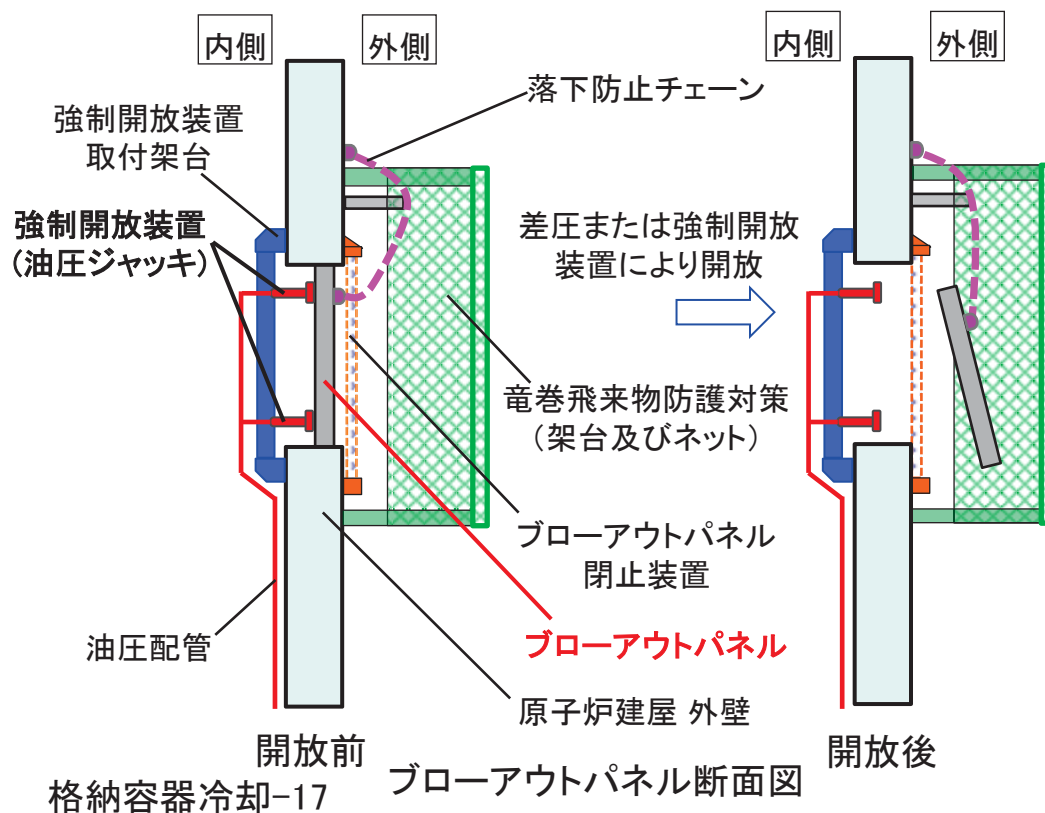
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(3/4)

- 原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋の最上階(6階)まで上昇し、滞留することが予想されるため、同階層に設置されているブローアウトパネルを開放することにより、建屋外に水素が排出される。
- 原子炉建屋6階には、開口面積の大きいブローアウトパネル(約4m×4m)が計8枚設置されているため、ブローアウトパネルを開放することにより、滞留した水素を放出することが可能である。
- ブローアウトパネルは差圧での開放の他、建屋内側から強制開放装置(油圧ジャッキ)による開放も可能である。



ブローアウトパネルイメージ図



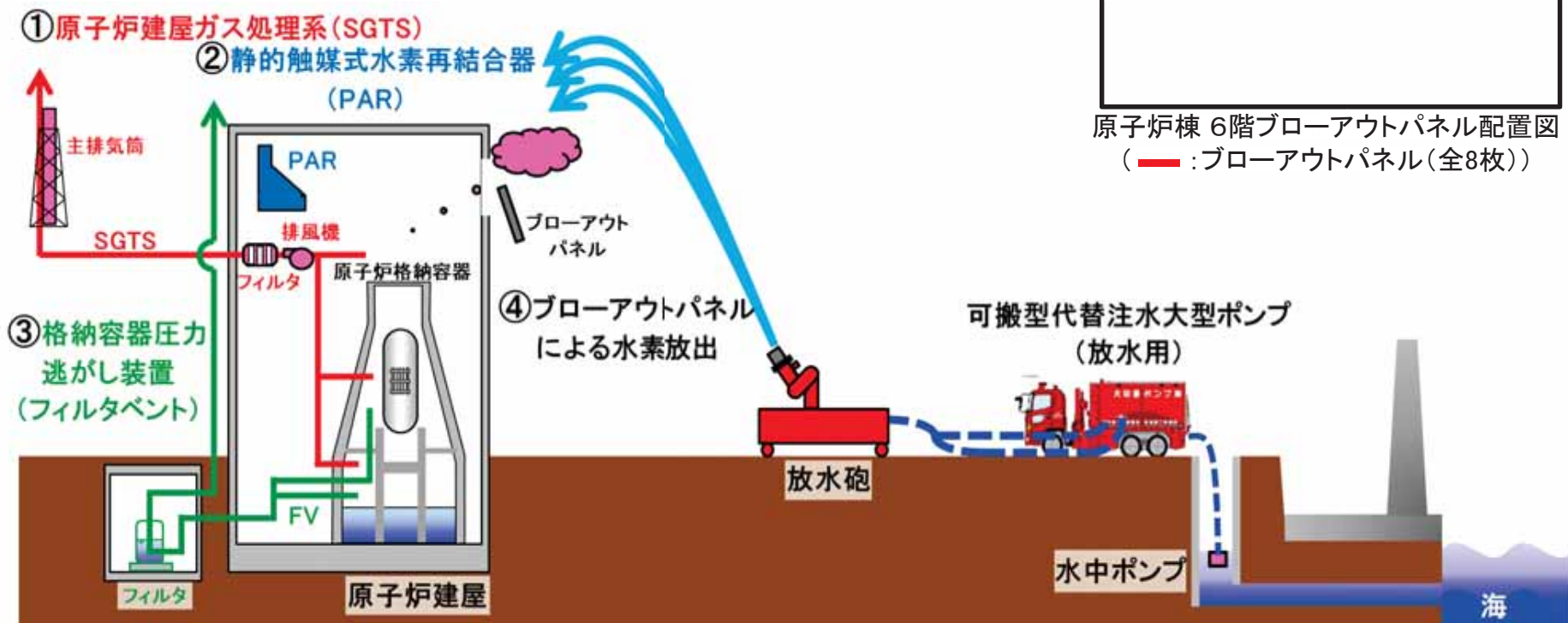
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(4/4)



- 炉心損傷時に発生した水素による原子炉建屋内での水素爆発防止対策を下図①～④に示す。
- ④のブローアウトパネルの開放による原子炉建屋からの水素排出時、同時に建屋内の放射性物質も放出される可能性がある。
- ブローアウトパネル開放時の**大気への放射性物質放出低減方策については、速やかな水素排出に対して悪影響を及ぼさない方策として、開口箇所に向けた放水砲による放水を行う。***

※ 放水砲による原子炉建屋からの放射性物質の放出低減対策効果の詳細については、拡散抑制対策の説明資料参照



原子炉棟 6階ブローアウトパネル配置図
(—:ブローアウトパネル(全8枚))

水素排出時の放射性物質低減イメージ図
格納容器冷却-18

○格納容器内の冷却・除熱，破損防止の信頼性向上

- ・格納容器注水に必要な水源の強化として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びSA用海水ピットを設置。また，既設の各種淡水タンクを利用
- ・格納容器への低圧の注水手段の強化として，常設低圧代替注水系を設置。
- ・格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため，代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系を設置
- ・溶融炉心落下時の格納容器健全性維持のため，原子炉圧力容器の直下のペDESTALを形状変更し，溶融炉心を保持できるコリウムシールドを設置
- ・格納容器内の冷却及び破損防止の更なる信頼性向上対策として，常設の代替設備に加えて，可搬型の代替設備（可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ）を配備
- ・最終ヒートシンクによる格納容器からの除熱手段の強化として，緊急用海水系，フィルタベント設備及び代替循環冷却系を設置

○水素対策の信頼性向上

- ・炉心損傷時の格納容器内の水素濃度上昇を抑制するため，可搬型窒素供給装置を配備。また，格納容器から漏えいした場合の原子炉建屋内の水素濃度を低減するため，静的触媒式水素再結合器を設置
- ・原子炉建屋水素濃度の上昇が継続する場合等を想定し，ブローアウトパネル手動開放装置を設ける。また，ブローアウトパネル開放状態で炉心損傷が発生した場合に速やかに閉止できるように，ブローアウトパネル閉止装置を設置

以下参考

1. 東海第二発電所のブローアウトパネルについて



- ◆ 東海第二発電所では、原子炉建屋原子炉棟の外壁に合計12枚のブローアウトパネル（大きさ 約4m×4m, 重さ 約1.5t）が設置されている。
 - ・原子炉建屋6階(オペレーティングフロアー)： 東西南北の壁面に各2か所の合計8か所
 - ・原子炉建屋5階： 東西南北の壁面に各1箇所の合計4か所
- ◆ ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。

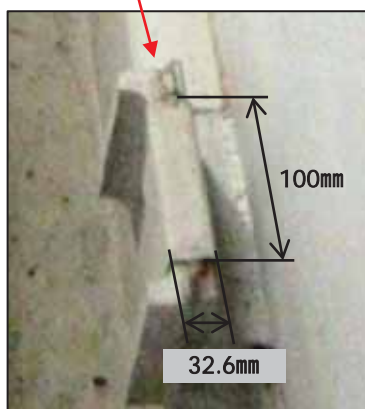


原子炉棟 6階
(— :パネル(全8枚))

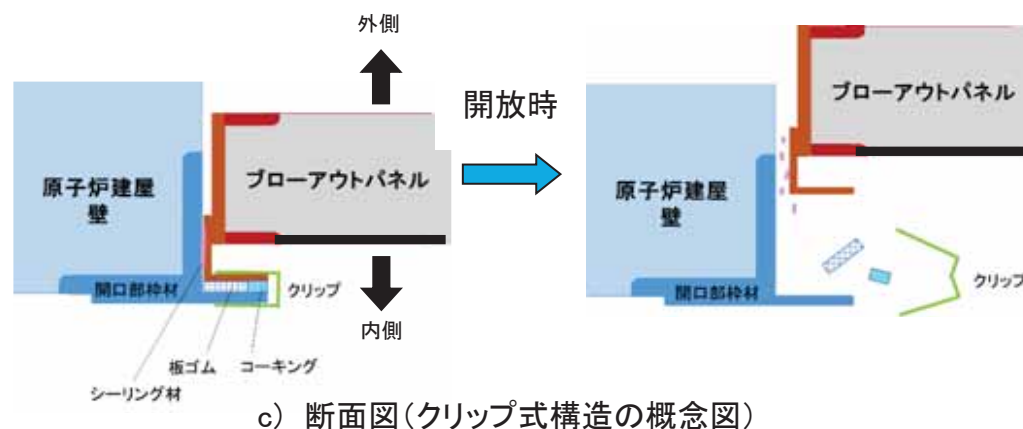
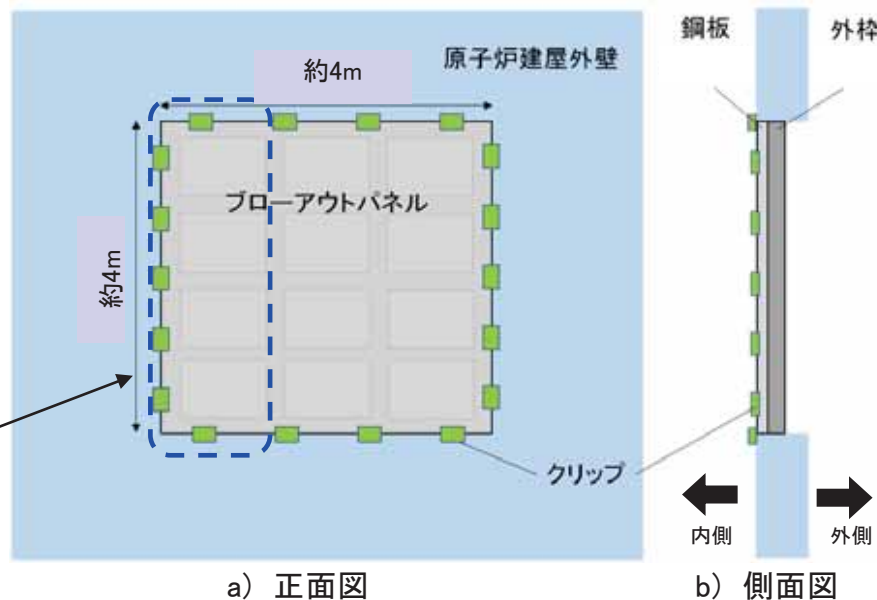
原子炉棟 5階
(— :パネル(全4枚))

2. 東海第二発電所のブローアウトパネルの構造について

- ◆ 東海第二発電所のブローアウトパネルは、厚さ2.3mmのクリップと呼ばれる装置18個で原子炉建屋外壁に設置されており、格納容器の設計上の最高使用外圧2psiに対し、1psiで開放するように設計されている。



A-A' 矢視 (クリップ部拡大)



- ◆ 設計差圧1psi(6.9kPa)によりクリップが壊れ、差圧によりパネルが外側に押し出され外れる仕組み
格納容器冷却-22

3. ブローアウトパネルに対する要求事項



【要求事項】

- ◆ 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として、ブローアウトパネルに関連し要求される事項と対応方針を以下に整理した。

No	DB/SA	要求事項	具体的な検討内容
①	DB	主蒸気管破断事故(MSLBA)時には開放し、建屋内環境を維持すること	必要枚数が内圧により開くこと
②	DB	基準竜巻で開放した場合、建屋内防護対象設備を防護できること	設計竜巻の差圧で開かないこと、もしくは、建屋内機器を竜巻の風速等から防護できること
③	SA	開放状態で炉心損傷した場合には、速やかに閉止できること	開放した場合は、速やかに閉止(遠隔及び手動)できること
④	SA (大規模損壊)	放水砲による使用済燃料プールへの放水のため、必要な箇所を開放できること	必要箇所が手動で開放できること

【対応の基本方針】

- ◆ 建設時の設計※を極力踏襲し、可能な限りブローアウトパネル枚数を多く確保した上で、3次元流体解析により、主蒸気管破断事故(MSLBA)時の建屋内温度、圧力が設計条件内にあることを確認し、この結果を踏まえ、竜巻に対する対応、重大事故等発生時の要求を考慮し、ブローアウトパネル枚数の最適化を図る。
 - ◆ 上記対策を実施することで、従来の評価に影響を与える場合は、再評価を行い影響の無いことを確認するとともに、対策が必要な場合は、必要な対策を実施する。
 - ・添付十(安全解析)のMSLBA時の被ばく評価は、全量の地上放出を仮定しており、ブローアウトパネル枚数に影響しないため、ブローアウトパネル枚数変更の影響なし
 - ・内部溢水の蒸気影響評価(環境温度の影響確認と必要な場合の防護対策)
 - ・IS-LOCA時の環境条件(同上)
- ※ 建設時設計の12枚設置については、建屋内圧力の上限值に対して裕度を持った枚数としており、必要と評価された面積(約90m²)の約2倍(約185m²)の開口面積を有している。

4. ブローアウトパネルへの要求事項と対応方針



【原子炉棟 6階面 のブローアウトパネル 全8枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案		
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲	
		気圧低下	飛来物				
東面 (2枚)	全8枚中4枚 以上開放で、 MSLBA時の 設計条件(温 度, 圧力)を 満足するため、 各壁面で1枚 以上を確保 根拠： GOTHICによ る解析結果 (内部火災で の隔壁等を反 映)	開放を許容	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定する パネルは、速や かに再閉止(遠 隔及び手動)	何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放	・ブローアウト機能維持 +再閉止装置の設置 ・竜巻飛来物防止対策 ・強制開放装置の設置 (万一パネルが完全に開放せず、再 閉止できない状態の対応を含む)	
南面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放		同上
西面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放		同上
北面 (2枚)					— (放水砲の設置 が想定されない ため)		同上

4. ブローアウトパネルへの要求事項と対応方針



【原子炉棟 5階面 のブローアウトパネル 全4枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案	
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲
		気圧低下	飛来物			
東面 (1枚)	GOTHIC解析 結果によれば、 開放は必須で はない	5階東側には安全 機能を有する SGTS/FRVSが設置 されており、風荷重 から防護	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定す るパネルは、速 やかに再閉止 (遠隔及び手 動)	— (5階面への放水 の必要性なし)	・竜巻対策を優先し、 ブローアウトパネルは 閉鎖
南面 (1枚)						
西面 (1枚)		5階西側には安全 機能を有するほう酸 水注入ポンプ等が 設置されているが、 パネルの配置から 風の影響なし				・ブローアウト機能維持 +再閉止装置の設置 ・竜巻飛来物防止対策 ・強制開放装置の設置 (万ーパネルが完全に開放せず、 再閉止できない状態の対応)
北面 (1枚)		同 上				

5. ブローアウトパネル対応方針 まとめ



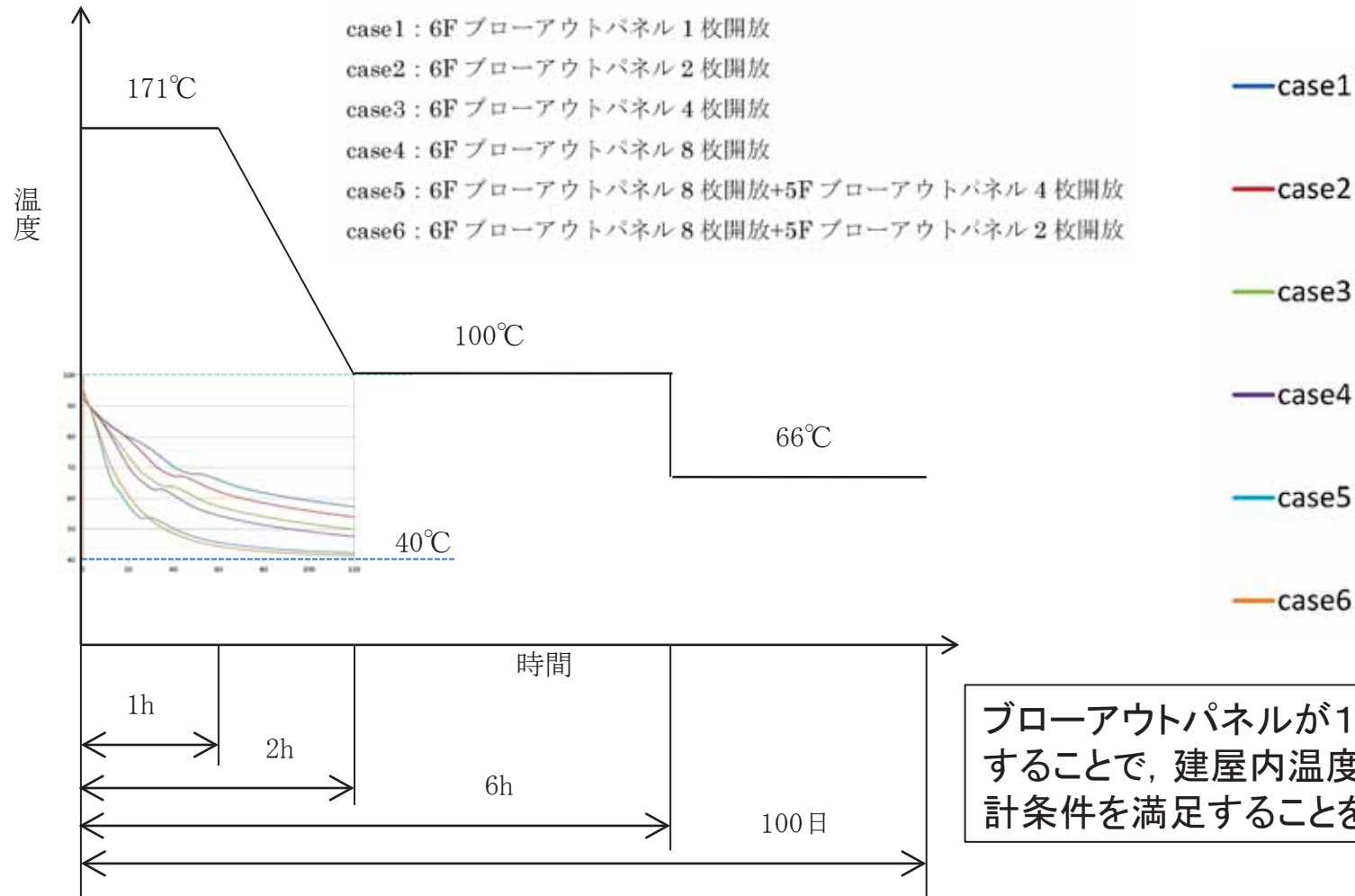
- ◆ ブローアウトパネル毎に要求事項を満足させるための対応方針を以下にまとめる。
 - ① ブローアウトパネルの機能(設計温度, 圧力)を確保するため, 4枚以上のブローアウトパネル機能を確保する
 - ② 竜巻対策として, 開放可能性があるブローアウトパネル部には, 竜巻防護対策(防護ネット)を設置する
 - ③ 開放状態で炉心損傷した場合を想定し, 速やかに閉止できる機能(遠隔及び手動)を設置する
 - ④ 開放させる全てのブローアウトパネルに, 万一パネルが完全に開放せず, 再閉止できない状態を考慮して, 強制開放装置を設置する
 - ⑤ 原子炉棟6階のブローアウトパネルのうち, 東西南の各1箇所(合計3か所)は, 放水砲による使用済燃料プールへの注水のため手動による開放機能を設置(④と兼用)を設置する

設置エリア		対策方針					備考
		①差圧開放機能	②竜巻飛来物防護機能	③閉止機能(SA時)	④強制開放機能	⑤手動開放機能(大規模損壊)	
6階	北1	開	有	閉	開	—	
	北2	開	有	閉	開	—	
	東1	開	有	閉	開	—	
	東2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	西1	開	有	閉	開	—	
	西2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	南1	開	有	閉	開	—	
	南2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
5階	東	閉止	—	—	—	—	竜巻による風荷重からのSGTS等の防護
	南	閉止	—	—	—	—	
	西	開	有	閉	開	—	
	北	開	有	閉	開	—	

6. 蒸気影響評価におけるブローアウトパネル必要枚数の検証



- ◆ 建設時設計で想定する主蒸気管破断事故時の原子炉棟内の環境条件に対し、3次元流体解析により検証を行い以下を確認



第1図 MSLBA時の原子炉棟内温度状態と解析結果の比較

6. 蒸気影響評価におけるブローアウトパネル必要枚数の検証

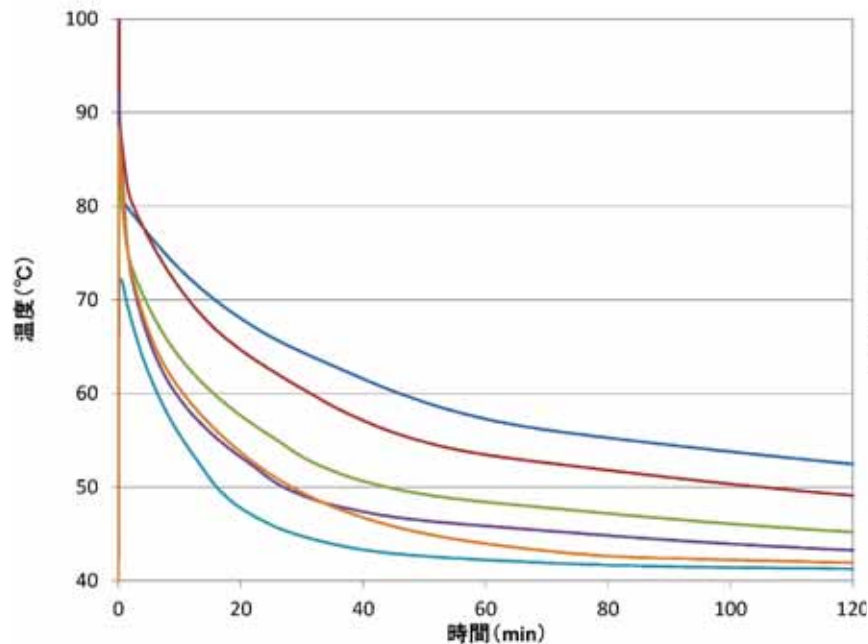


原子炉棟6階の温度及び圧力評価結果を示す。

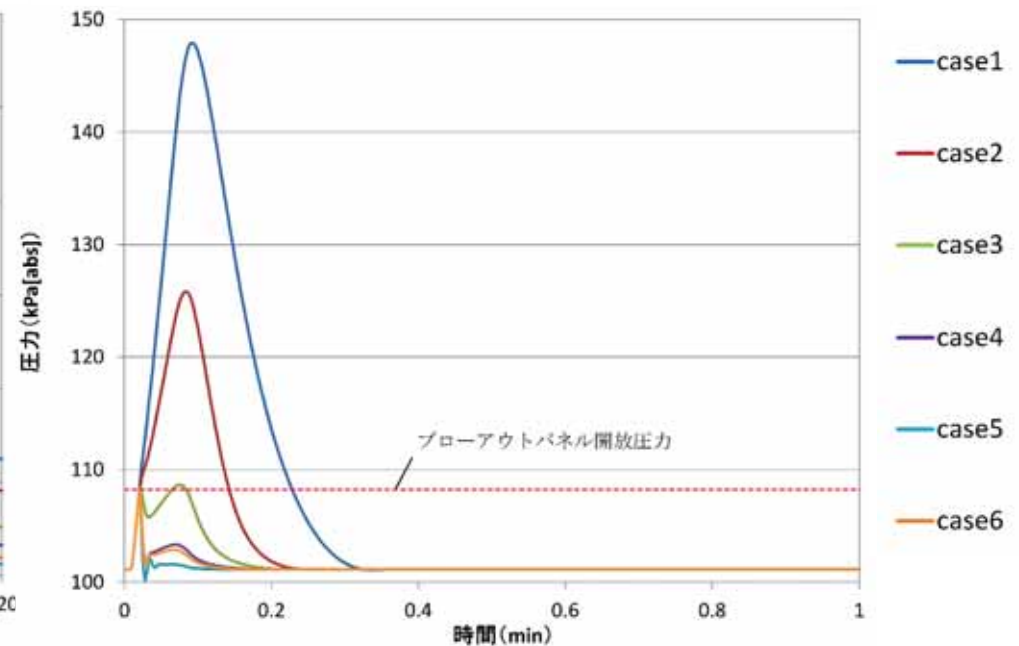
- case1 : 6F ブローアウトパネル 1 枚開放
- case2 : 6F ブローアウトパネル 2 枚開放
- case3 : 6F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case4 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放
- case5 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case6 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放

圧力解析結果より以下を確認した

- ・MSLBA時には、ブローアウトパネル開放に必要な設定圧力に達すること
- ・6階に設置された4枚が開放することで、格納容器の設計外圧を越えないこと



温度状況比較



圧力状況比較

(原子炉棟 6階)

第2図 ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

(補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について)

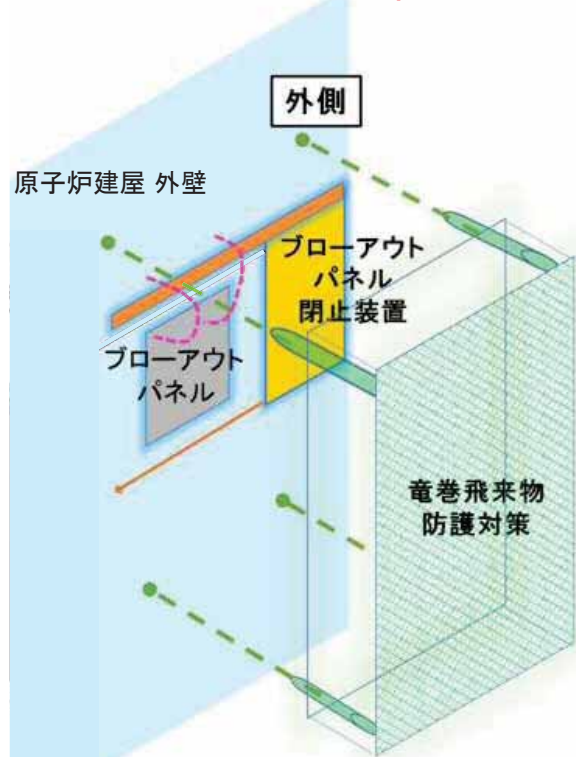
補足説明資料 目 次

1. ブローアウトパネル閉止装置の具体的な構造, 設計方針及び運用	31
2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた 格納容器破損防止対策の有効性	36
3. 格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について.....	40
4. 静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の 劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応 について.....	41
5. ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量	42

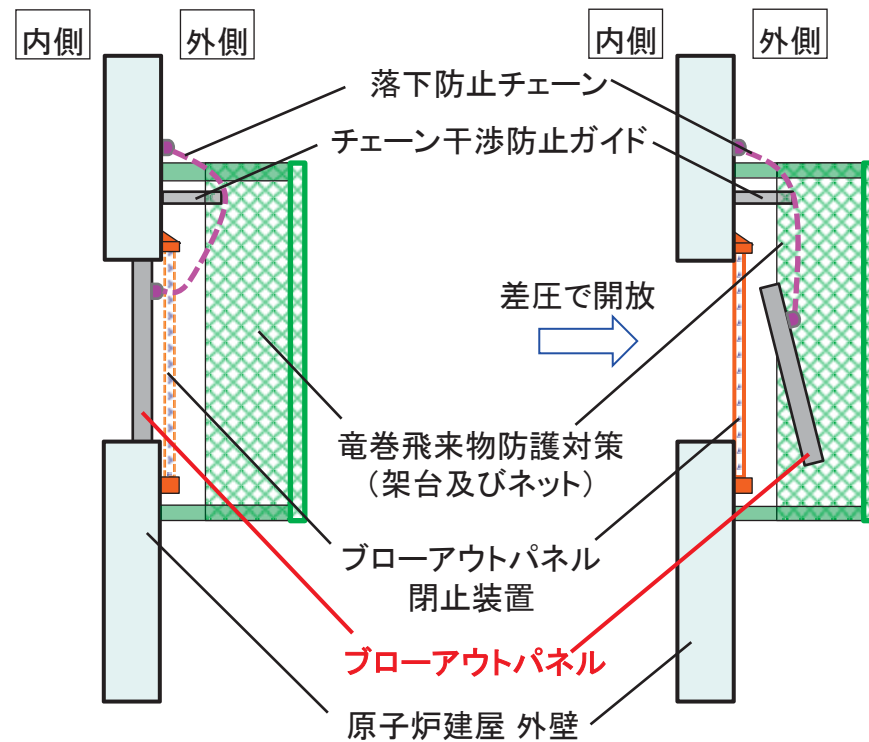
1. ブローアウトパネル閉止装置の構造，設計方針及び運用(1/5)

(参考)原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)について

- ブローアウトパネルは，主蒸気管破断事故時等において，原子炉建屋内外の**差圧により自動的に開放**し，放出蒸気による**圧力等から原子炉建屋等を防護**する目的で設置している。
- ブローアウトパネルは，開放時に他設備へ影響を与えないよう，**落下防止チェーンにてブローアウトパネル開放時の動きを制限させ干渉を回避**する設計としている。
- 通常運転時にブローアウトパネルが**開放した場合には，保安規定に従い原子炉を停止**する運用としている。なお，開放することを考慮し，ブローアウトパネル付近の外部事象防護対象施設のうち**設計竜巻荷重の影響を受ける設備は安全機能を損なわない**設計としている。



ブローアウトパネル関連設備配置概略図



ブローアウトパネル開放前
格納容器冷却-31

ブローアウトパネル開放後

1. ブローアウトパネル閉止装置の構造，設計方針及び運用(2/5)

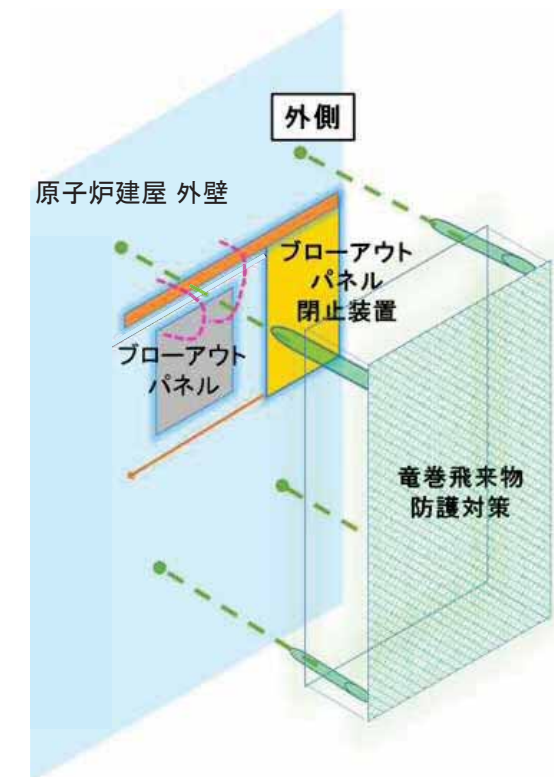
●ブローアウトパネル閉止装置(以下「閉止装置」という。)の設置目的

- 閉止装置は，重大事故等後において，原子炉建屋制御室の居住性を確保するためブローアウトパネル開放による開口部を閉止する必要がある場合，この**開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的**に設置する。
(実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及び規則の解釈の第74条で要求される設備)

●閉止装置の設計方針

- 中央制御室から操作し，容易かつ確実に**開口部を閉止(再開放)**できる。
- 閉止後においては，原子炉建屋の放射性物質の閉じ込め機能を維持できる**気密性を保持**できる。
- 閉止装置の開閉動作が他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- 全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備(**SA設備の電源**)からの**給電が可能**とする。
また，電源供給ができない場合は，現場で人力により操作できる。
- 閉止装置の**開閉状態を中央制御室で監視可能**とする。(ブローアウトパネルの開閉状態も監視可能)
- 自然現象(基準地震動 S_s *等)及び人為事象を考慮しても必要な機能を損なわない**設計とする。

※閉止後の設計要求は S_d 。ただし，実力は S_s 機能維持

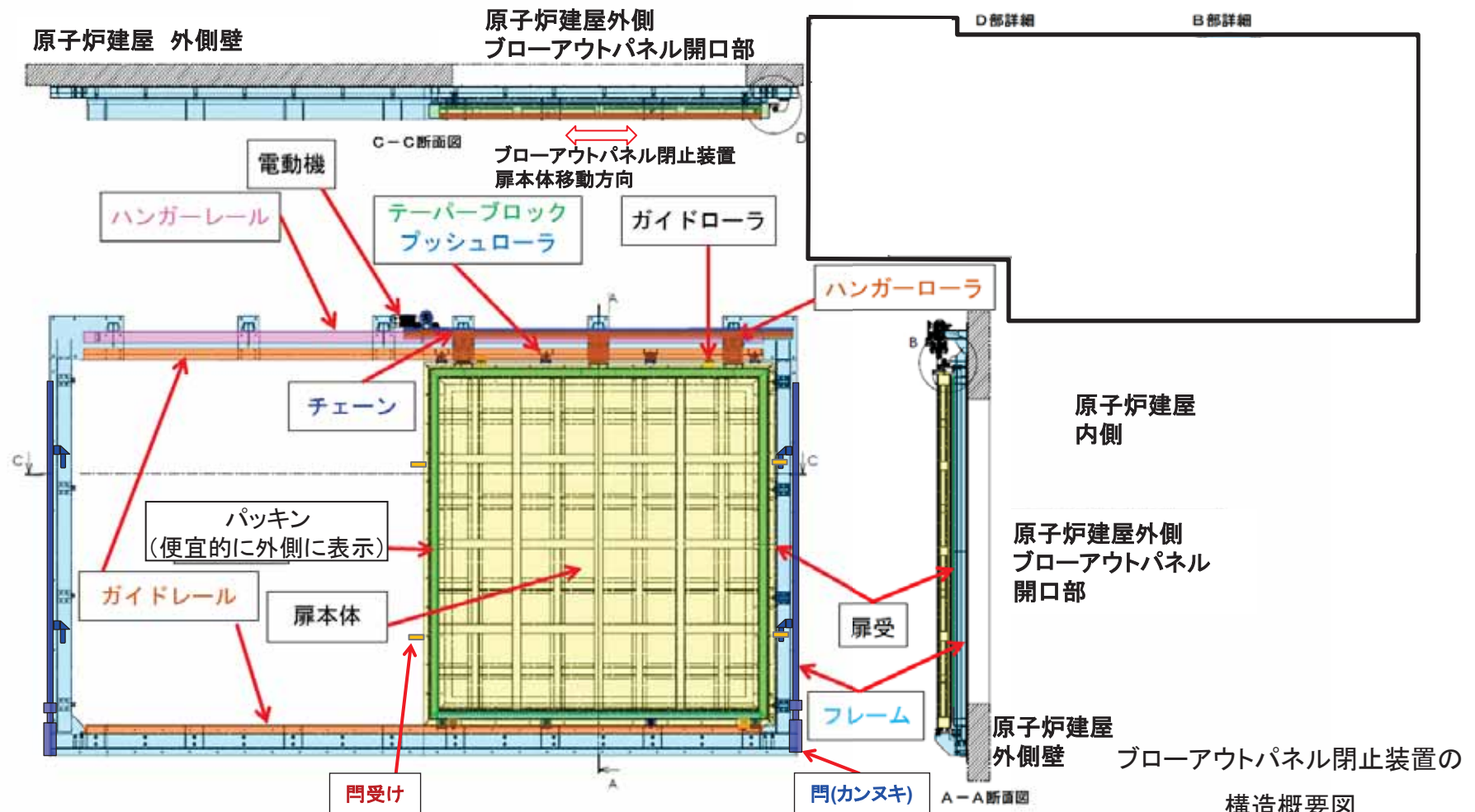


ブローアウトパネル関連設備配置概略図

1. ブローアウトパネル閉止装置の構造, 設計方針及び運用(3/5)

●ブローアウトパネル閉止装置の構造(1/2)

- 原子炉建屋に据付し, 扉本体はハンガーローラによりハンガーレールに支持される構造
- 扉本体は上部の電動機の回転をチェーンにより開閉方向(横方向)の動作に変換を行い開閉する構造
- 扉は, 開状態又は閉状態での扉の面内方向の動きを拘束する門(カンヌキ)により扉を固定する構造
- テーパブロックとプッシュローラにより扉本体をパッキンに押し付けることにより高い気密性を確保する構造

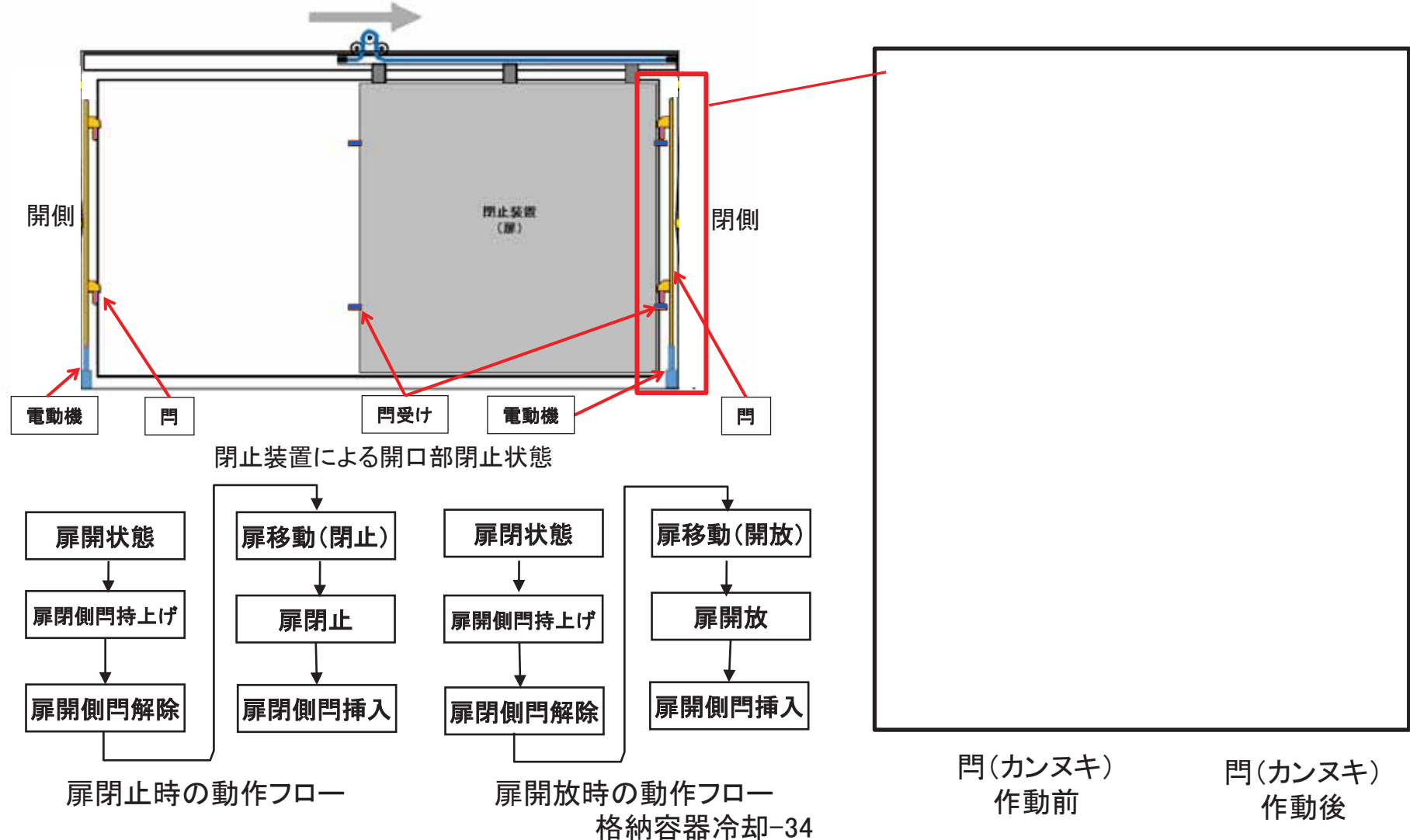


構造概要図

1. ブローアウトパネル閉止装置の構造, 設計方針及び運用(4/5)

●ブローアウトパネル閉止装置の構造(2/2)

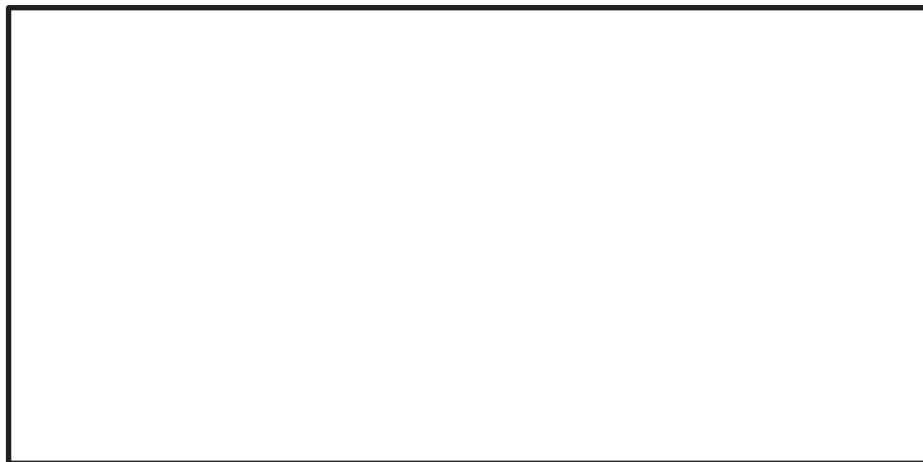
- 電動機により両側の門(カンヌキ)を持ち上げ, 扉が所定位置まで移動し, その後, 電動機により閉側の門を下げる
ことにより, 扉側の門受けに門を差し込む構造とする。
- 現場にて人力による手動操作も可能な構造とする。



1. ブローアウトパネル閉止装置の構造，設計方針及び運用(5/5)

●ブローアウトパネル閉止装置の運用

- 通常運転中は，閉止装置は開状態とし**ブローアウトパネルの開放に干渉しない**。
- ブローアウトパネルが開放された状態で炉心損傷した場合において，ブローアウトパネルの開口部を閉止する必要がある場合には，閉止装置の門(カンヌキ)及び扉を電動機又は手動により動作させ，ブローアウトパネルの**開口部を閉止**する。
- 閉止装置による閉止後において，ブローアウトパネルを復旧する場合等により閉止装置を開放する必要がある場合には，**閉止装置を動作させ開放**する。
- 閉止装置は，原子炉の運転中又は停止中に**外観検査が可能**とし，停止中においては機能・性能検査として**動作状態の確認**を行う。



原子炉建屋6階

原子炉建屋5階

ブローアウトパネルの配置図



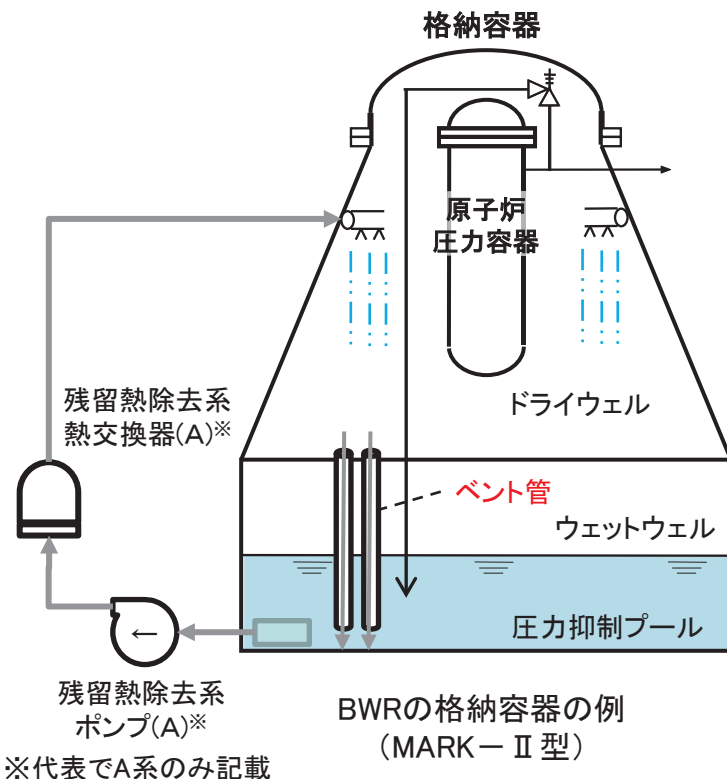
【参考】閉止装置加振試験装置

2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器の設計



○PWR/BWRプラントにおいては、冷却材喪失事故を代表事象として、格納容器が最高使用圧力を超えないよう、格納容器及び格納容器除熱系を設計している。

一般的に、BWRの格納容器は圧力抑制プールを有する圧力抑制方式を採用しており、下記のように圧力抑制プールで格納容器内の蒸気を凝縮して圧力を抑制することができるため、PWRプラントの格納容器よりも自由体積が小さくなっている。



＜格納容器の設計(自由体積等)について＞

- ・冷却材喪失事故時は、ドライウェル内に放出された蒸気と水の混合物がベント管を通して圧力抑制プール水中に導かれ、蒸気が冷却されて凝縮する(格納容器内の圧力上昇は抑制される)。
- ・その後、残留熱除去系などの格納容器除熱機能により格納容器内の圧力は安定な状態に導かれる。
- ・格納容器の設計(自由体積, 耐圧等)は、格納容器除熱機能が動作するまでの荷重(圧力等)に耐えるものとしている。

→ドライウェル圧力13.7kPa[gage]到達以降に格納容器除熱機能を動作させるのに対し、格納容器最高使用圧力は310kPa[gage]

○東海第二発電所のMARK-II型格納容器の特徴として、他の国内BWRプラントよりも原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく、従来からの格納容器除熱機能が喪失した場合に格納容器ベントまでの時間が短いという点があり、次ページ以降に示す対策を行っている。

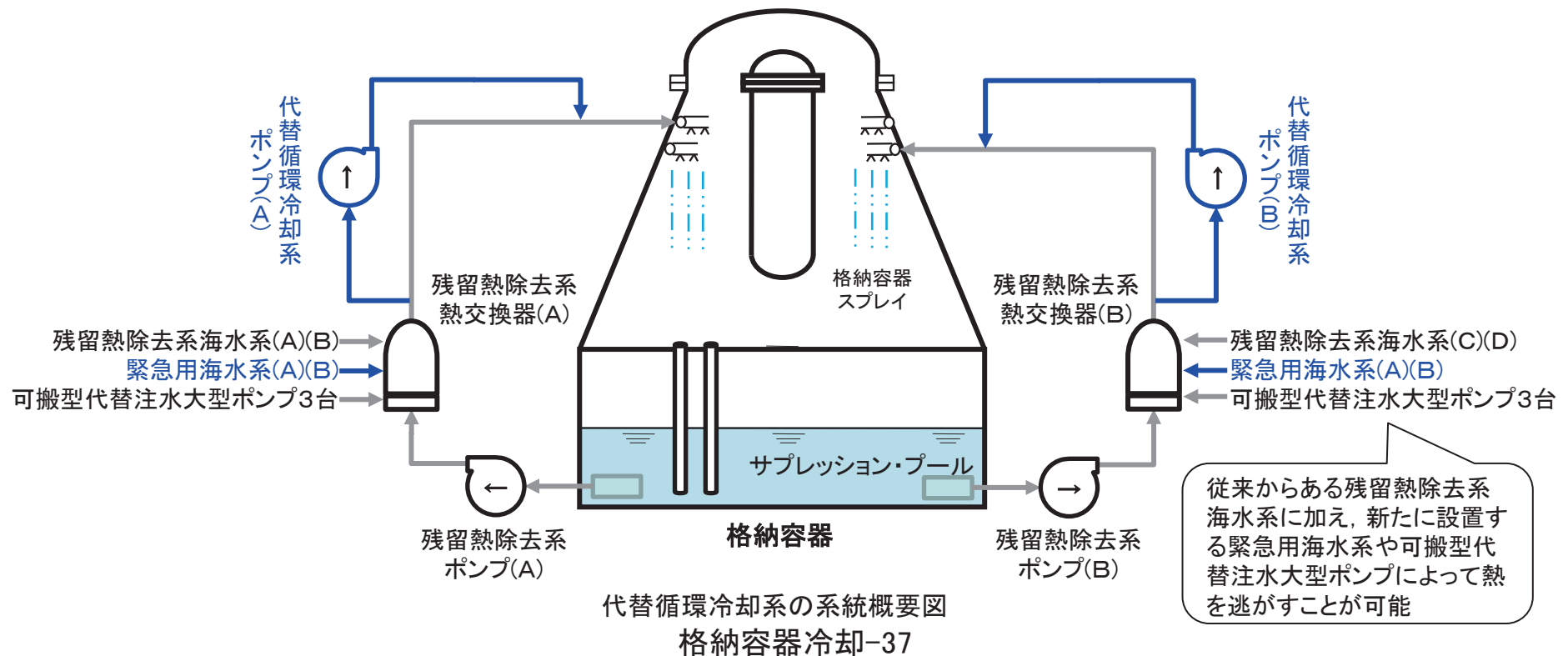
2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器破損防止対策



○東海第二発電所の重大事故等対策では、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないように、代替循環冷却系※を設置し、格納容器ベントよりも優先的に使用することとしている。また、設置許可基準規則の要求以上の対応として以下を実施することとしている。

- ・代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化
- ・格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するため、代替窒素封入系(可搬型窒素供給装置)を設置(37ページ参照)

※代替循環冷却系: 格納容器内(サブレーション・プール)の水を熱交換器で冷却した上で、再び格納容器内に戻す系統



2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器破損防止対策



- ・ 従来からある残留熱除去系(A系・B系)を使用できない場合、同等の機能を有する代替循環冷却系によって格納容器の除熱を行う(下図・左)。
- ・ 上記に加え、代替循環冷却系を使用できない場合、格納容器ベントによって格納容器の除熱を行う(下図・右)。

※東海第二発電所では、代替循環冷却系を使用できずに事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないように、自主的に代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている。

代替循環冷却系を使用する場合

- ・ 代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため、格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要
- ・ 放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により、いずれは格納容器内での水素爆発の恐れあり
⇒水素爆発を防止するため、可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に格納容器ベントを実施し、格納容器内の水素及び酸素を排出

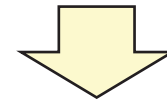


炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合
⇒格納容器ベントの実施は約40日後

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し、この速度が早い想定をした場合
⇒格納容器ベントの実施は約5日後

代替循環冷却系を使用できない場合

- ・ 格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要



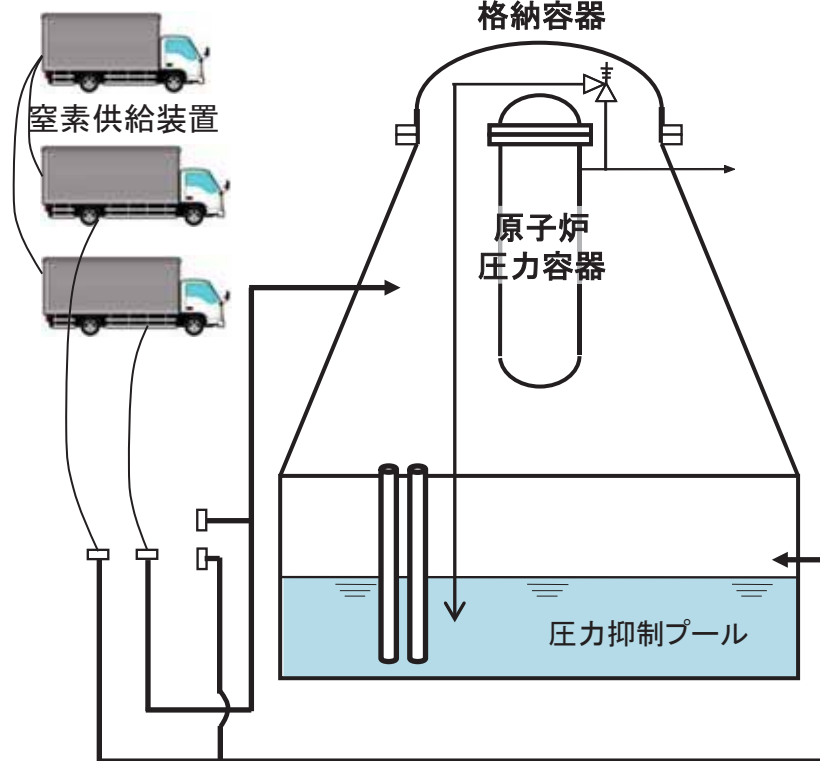
⇒格納容器ベントの実施は約19時間後

2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器破損防止対策



○格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系(可搬型窒素供給装置)を設置

窒素供給装置用電源車



窒素供給装置

容量	約200 [Nm ³ /h]
台数	4台(うち予備2台)

窒素供給装置用電源車

容量	約500 [kVA]
台数	2台(うち予備1台)
電圧	440 [V]

窒素供給装置の系統概要図

○以上により、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が比較的小さいことによる悪影響はない。

3. 格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について 格納容器内のガス濃度の分布について



- 格納容器内の水素濃度は、格納容器スプレイの攪拌効果、格納容器雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化によりほぼ均一となる(図1, 2参照)。
- 格納容器内のガス濃度は均一であることから、水素濃度計サンプリングシステムのサンプリング位置による影響はない。

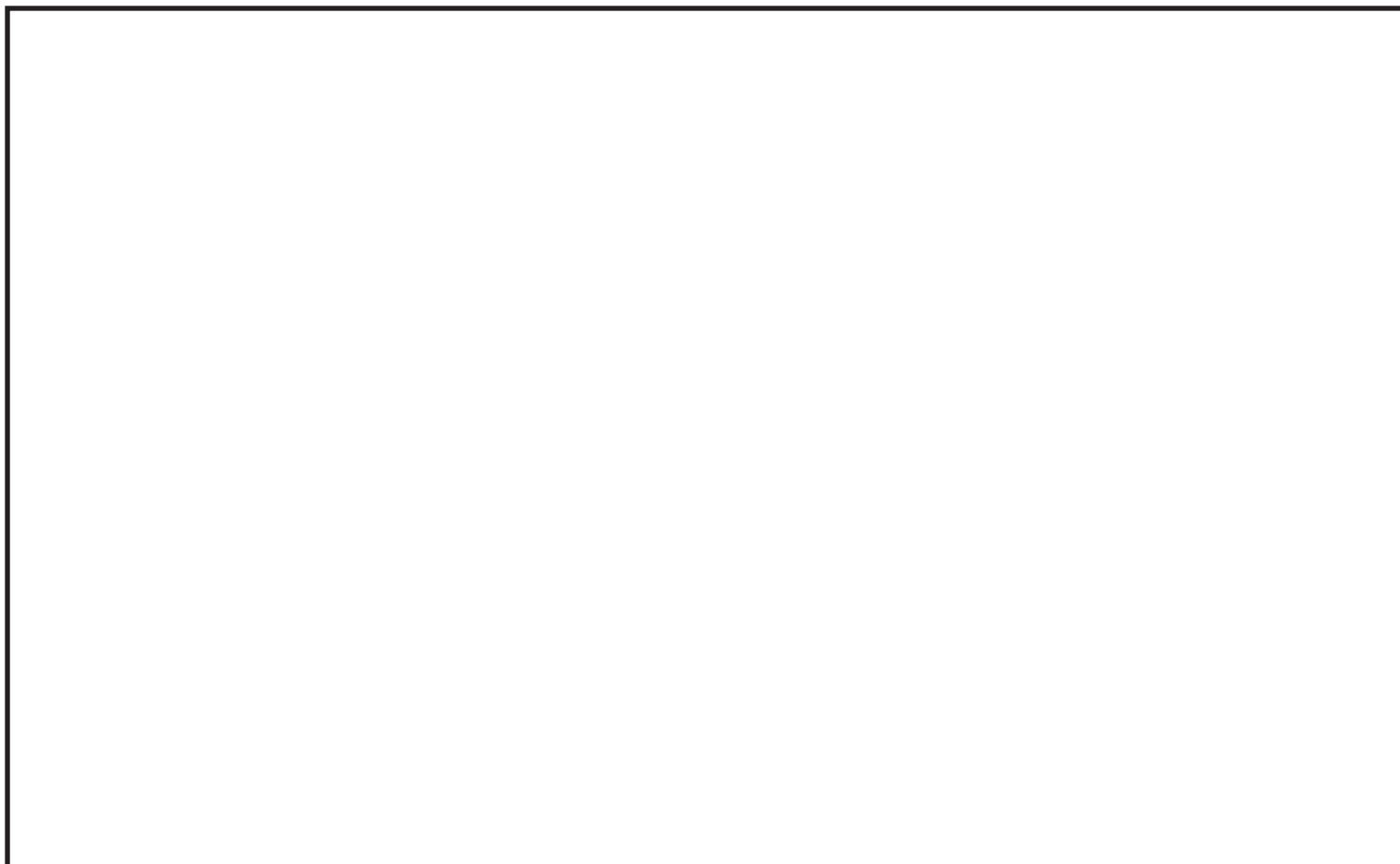


図1 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

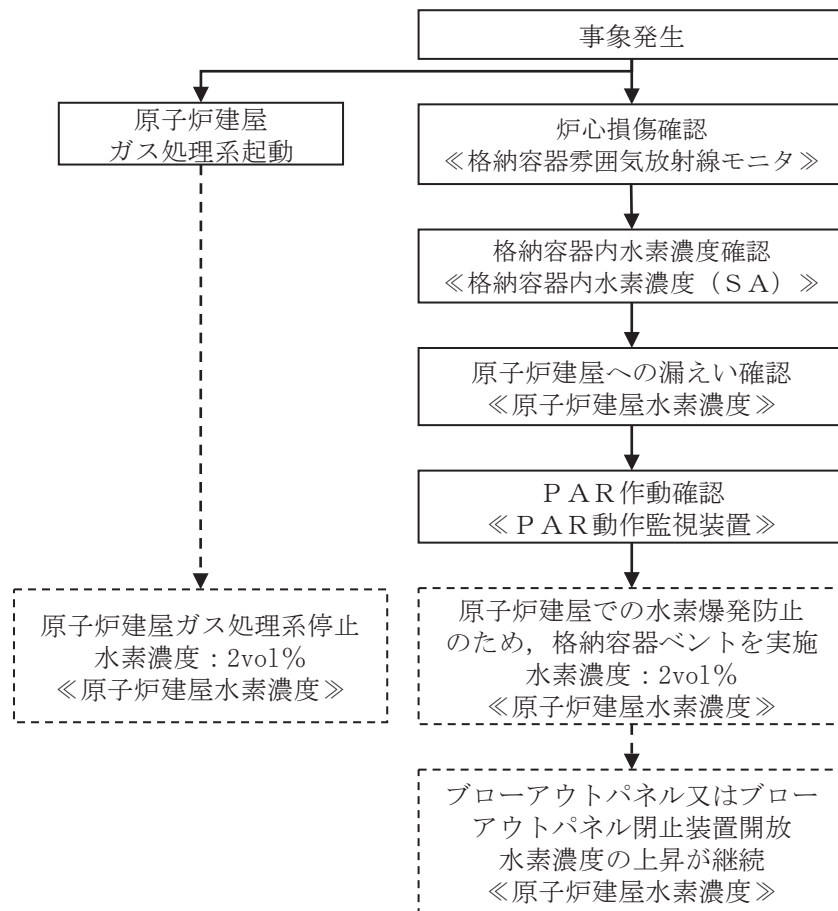
図2 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化

出典：共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

4. 静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について
原子炉建屋内の水素対策について



- 静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えい(格納容器健全時の設計圧力下では0.5%/day)を考慮して設計しており、原子炉建屋ガス処理系と相まって原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制。
- 上記に関わらず、原子炉建屋内の水素濃度が2vol%まで上昇した場合には、格納容器ベントの実施や原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、原子炉建屋内の水素濃度を低減させることで、水素爆発の発生を防止。



格納容器健全の場合

- ・原子炉建屋に設置した静的触媒式水素再結合器(PAR)及び原子炉建屋ガス処理系により、原子炉建屋水素濃度上昇を抑制

後段の対策(その1)

- ・格納容器からの漏えい量が、静的触媒式水素再結合器(PAR)の処理能力を超えた場合は、原子炉建屋水素濃度が上昇する
- ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する
- ・格納容器ベント実施に伴って、格納容器内の水素が排出され、原子炉建屋へ漏えいする水素量が極めて小さくなるため、原子炉建屋水素濃度は低下する

後段の対策(その2)

- ・格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋水素濃度上昇が継続する場合は、原子炉建屋ブローアウトパネル(最大8枚)を開放する
- ・原子炉建屋から水素を排出することにより、原子炉建屋水素濃度は低下する

5. ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量

- 水素排出のためのブローアウトパネル開放に伴い、原子炉建屋から漏洩される放射性物質の量は表1のとおり。
- これは表2に示す **東京電力福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度**である。本評価には放水砲による拡散抑制効果は見込んでおらず、**実際の放出量はさらに少なくなる。**

表1 漏洩される放射性物質の評価

放射性物質の種類	放出量(評価条件は表3の通り)
希ガス類(Xe-133等)	約 5.5×10^{15} Bq
よう素類(I-131等)	約 2.5×10^{14} Bq
CsOH類(Cs-137等)	約 3.5×10^{11} Bq
Sb類(Sb-127等)	約 1.2×10^{10} Bq
TeO ₂ 類(Te-132等)	約 2.2×10^{11} Bq
SrO類(Sr-90等)	約 9.7×10^{10} Bq
BaO類(Ba-140等)	約 1.3×10^{11} Bq
MoO ₂ 類(Ru-103等)	約 4.6×10^{10} Bq
CeO ₂ 類(Ce-144等)	約 2.8×10^{10} Bq
La ₂ O ₃ 類(Nb-95等)	約 7.4×10^9 Bq

表2 福島第一原子力発電所事故時の実績放出量

放射性物質の種類	放出量
希ガス類	約 5.0×10^{17} Bq
I-131	約 5.0×10^{17} Bq
Cs-134	約 1.0×10^{16} Bq
Cs-137	約 1.0×10^{16} Bq
(備考) 「福島原子力事故調査報告書(H24.6.20東京電力株)」中に記載の3/12～3/31の全号機からの放出量推定値。このうち、2号機はブローアウトパネルが1号機爆発により脱落開放した。	

表3 放出量の評価に用いた評価条件

項目	条件
シナリオ	「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日 原子力規制委員会決定)に基づく運転員の中央制御室の居住性評価において、ベント実施後に原子炉建屋からSGTSを通して放出されるとしていた放射性物質が、全てブローアウトパネル開口部から大気に漏洩されると仮定した。
期間	ベント実施後から事故後7日間経過するまで仮にブローアウトパネルを開放し続けた場合の合計値
その他の条件	第11回WT「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」にてご説明した、中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件(次ページ参照)を用いた。

5. ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量



その他の評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出量評価	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定
	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント: 事象発生から約19時間後	MAAP解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
	事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価	放出源及び放出源高さ	放出源: 原子炉建屋からの放出(地上高0m) 格納容器圧力逃がし装置排気口放出(地上高57m) 非常用ガス処理系出口(地上高140m)	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高0mで設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高57mに設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上140mに設定

※第11回WT資料「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」の中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件から抜粋