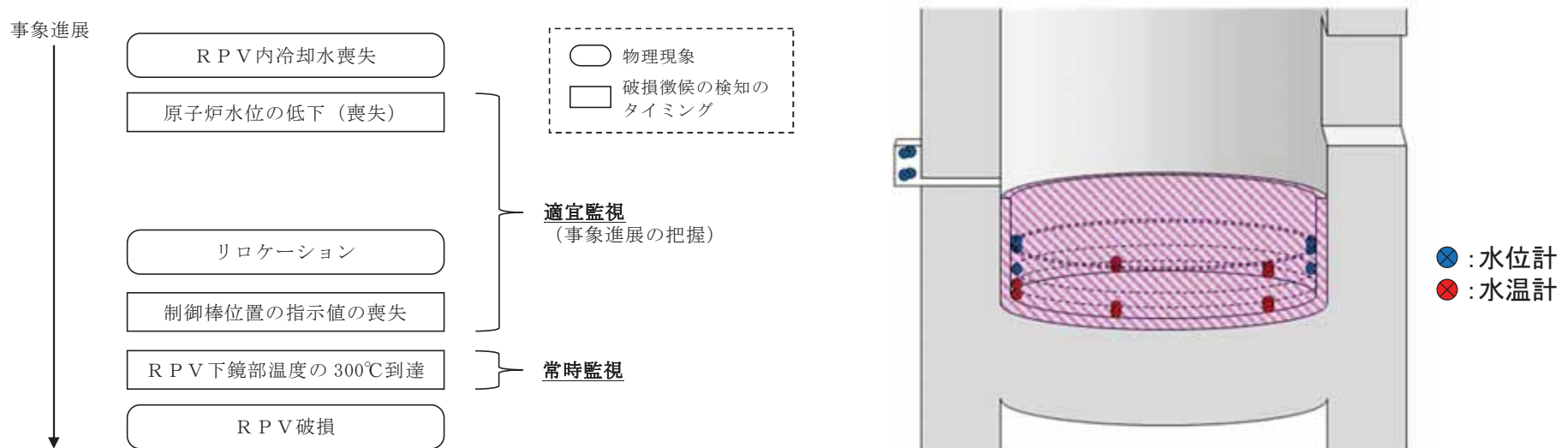


8. 原子炉圧力容器の破損判断



- 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°C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



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

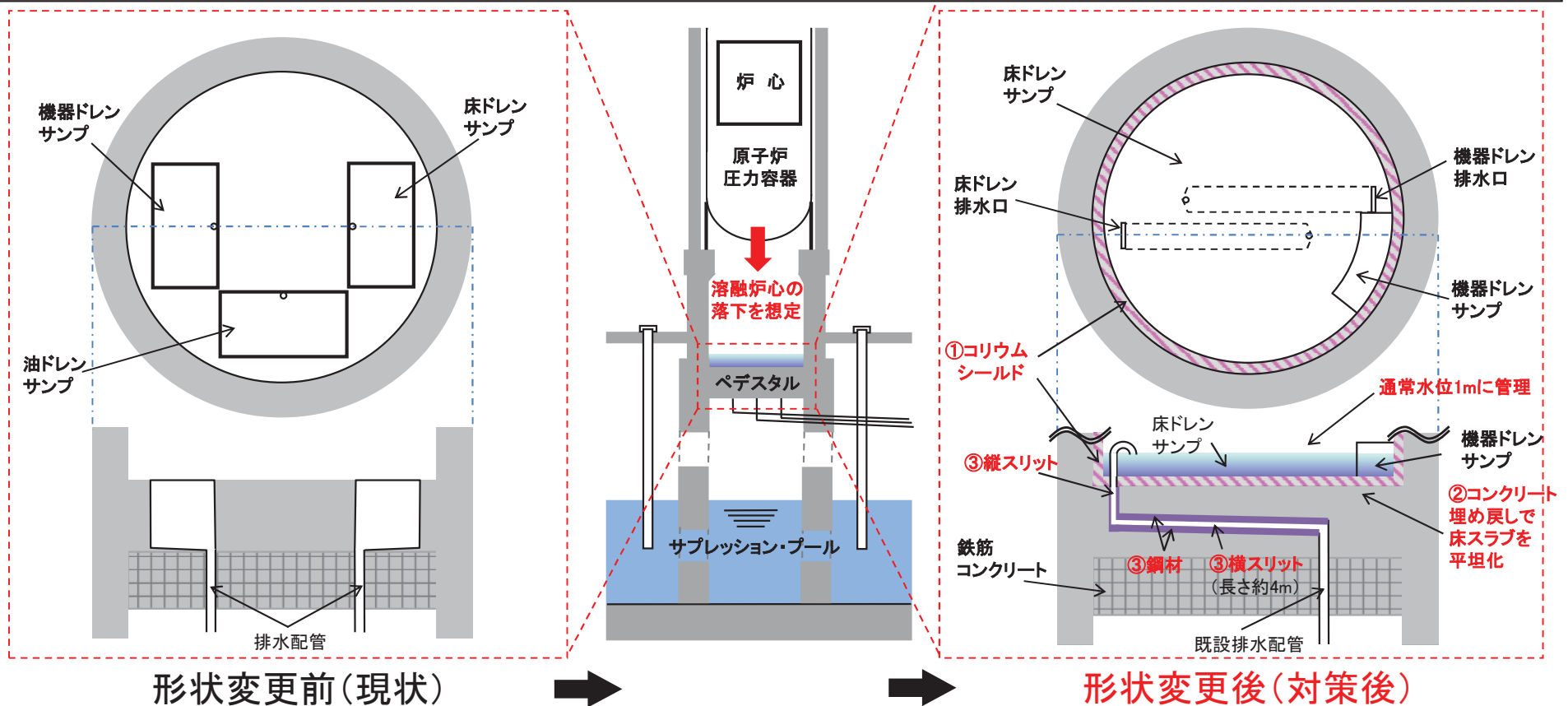
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールドを設置

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。



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

熔融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び熔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、水位がより低いと熔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

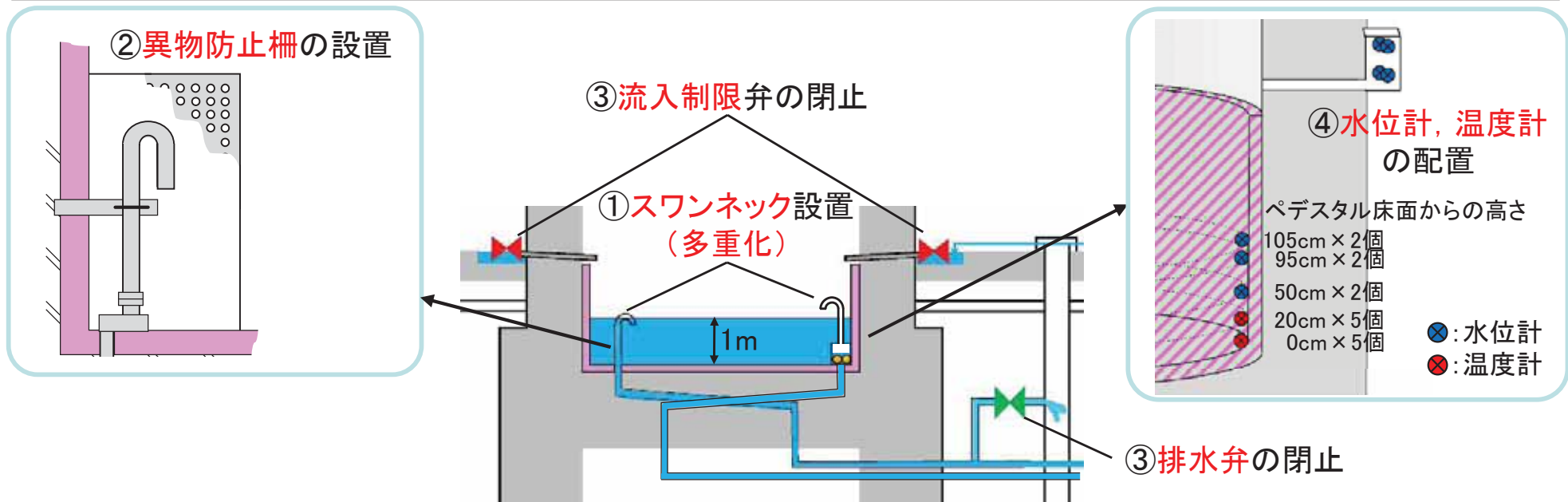
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

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、熔融炉心落下時には**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、熔融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始**を判断



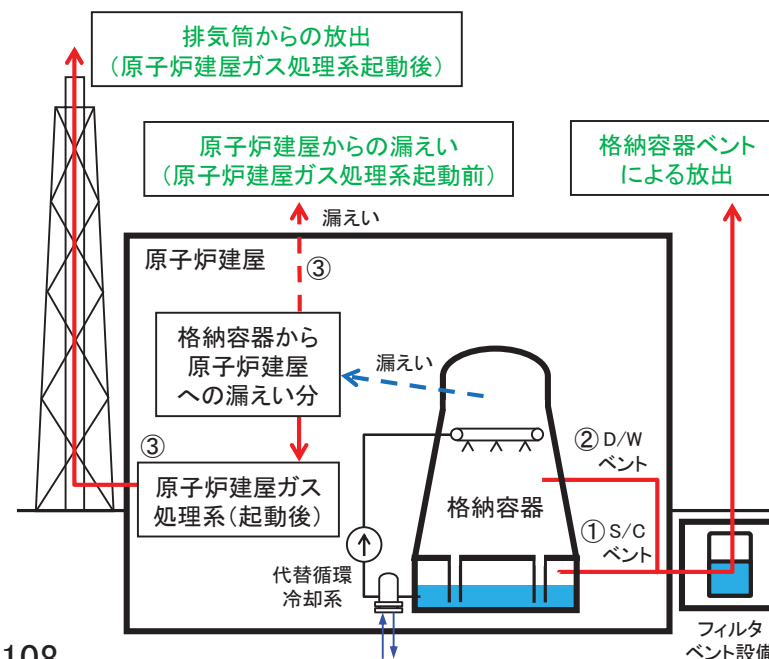
10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳

- 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)



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】

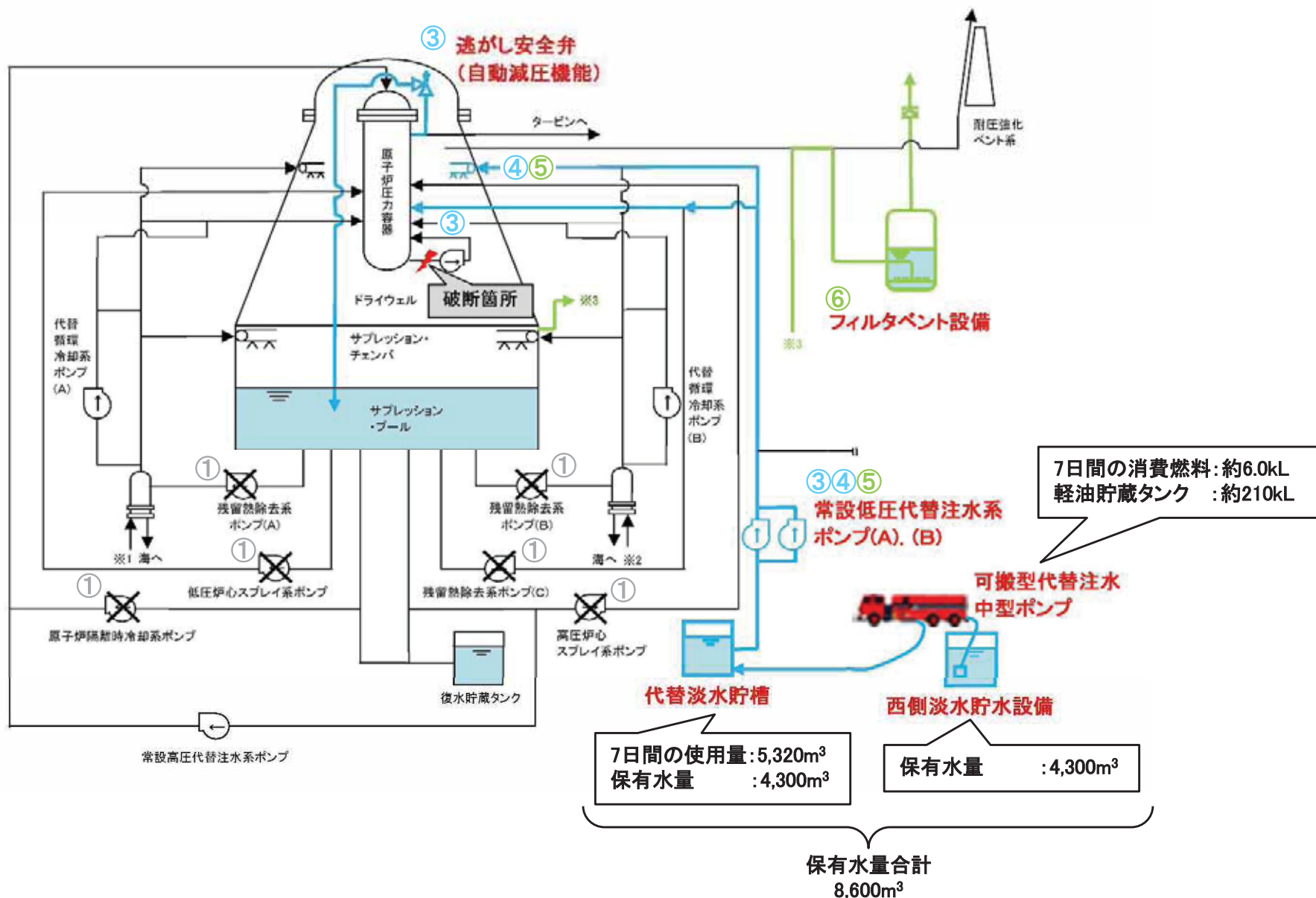
- 中小破断LOCAの発生後、ECCS等の機能の喪失を想定していることが特徴であり、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ並びに**フィルタベント設備**による格納容器ベントにより**炉心損傷を防止**できることを確認した。

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)

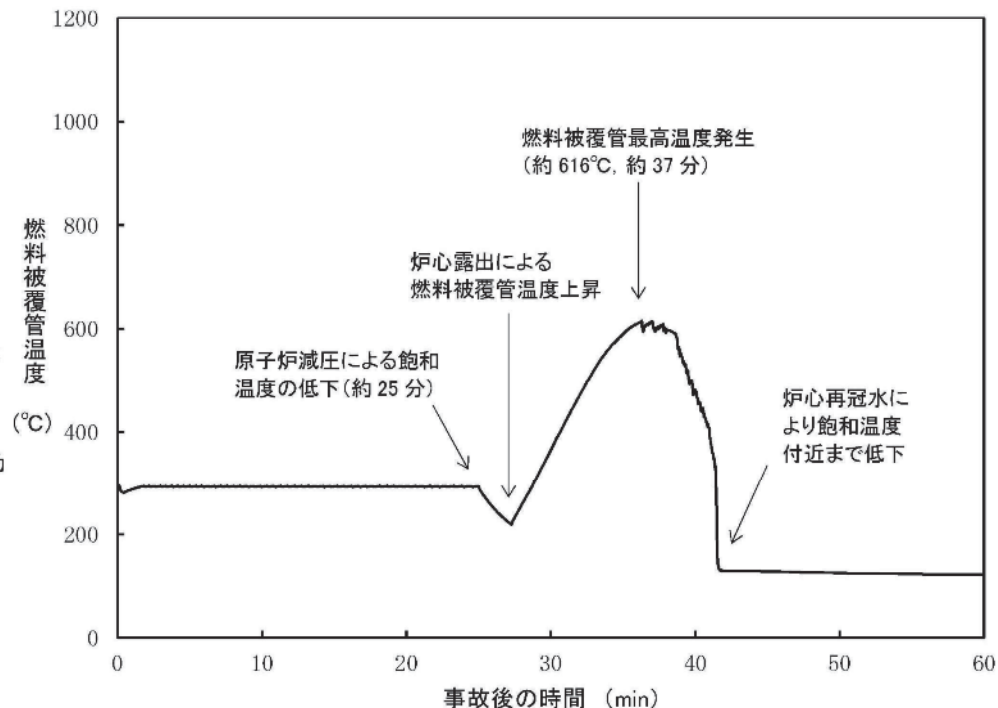
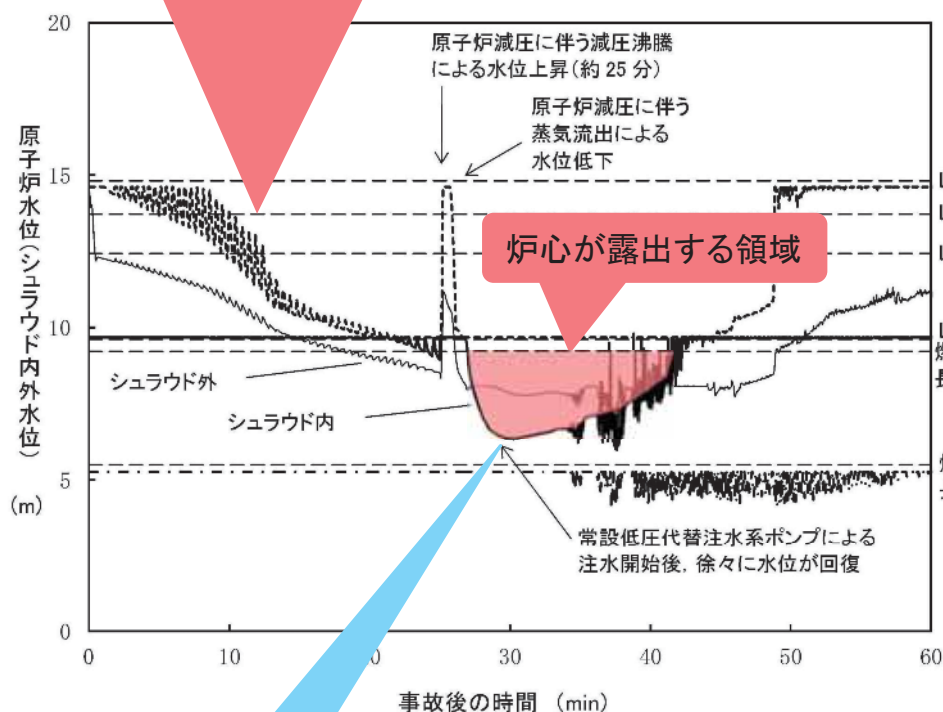
概略系統図



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)



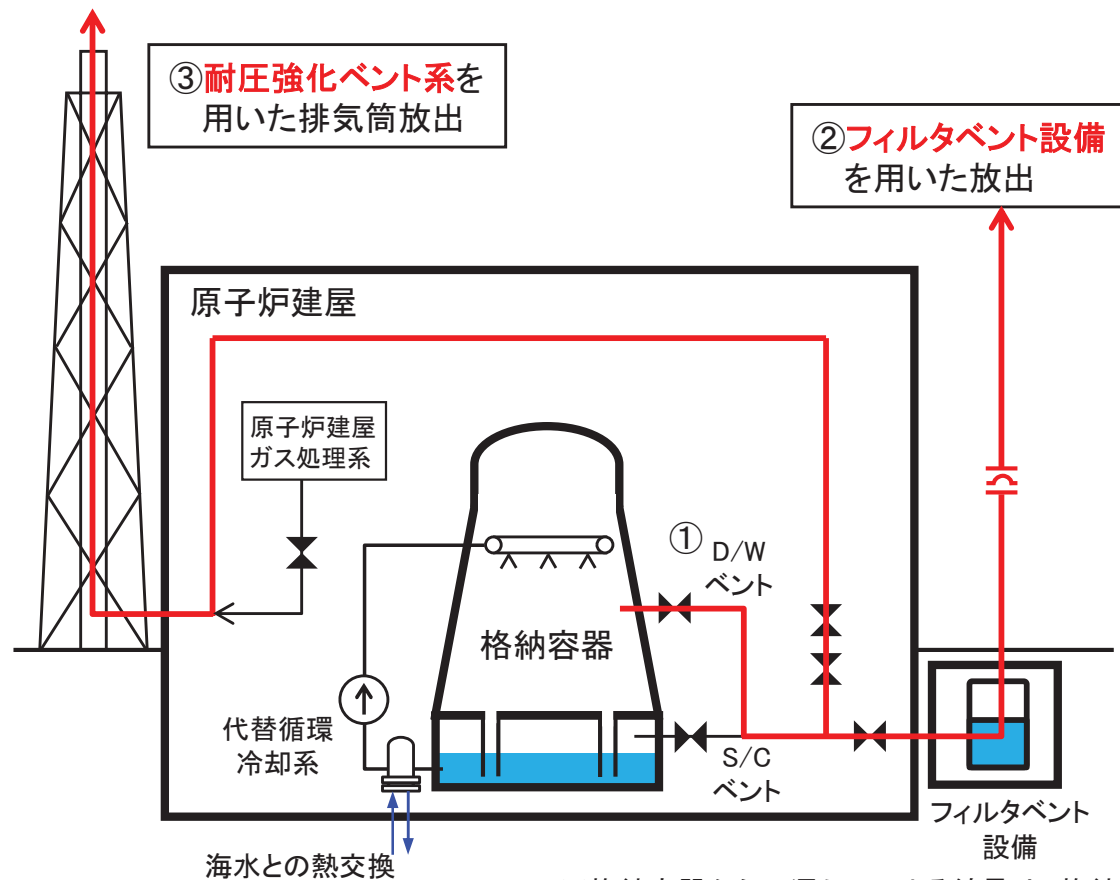
評価結果

- 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ブプレッション・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】



【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いたため、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**

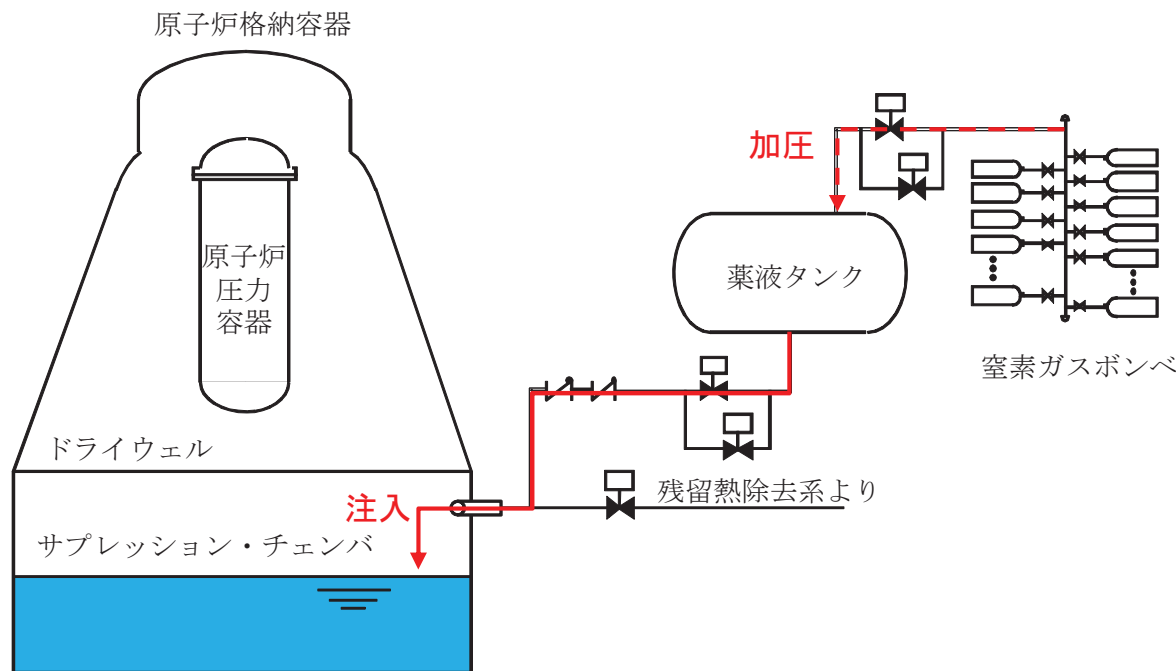
※**代替循環冷却系**は評価上期待していない。

※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。

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



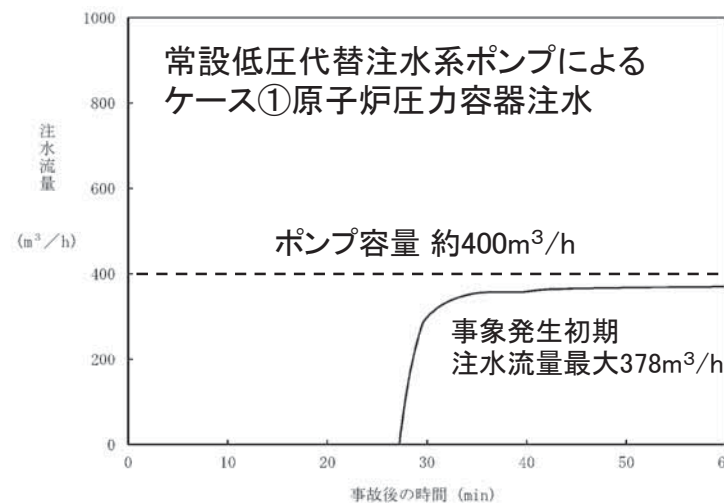
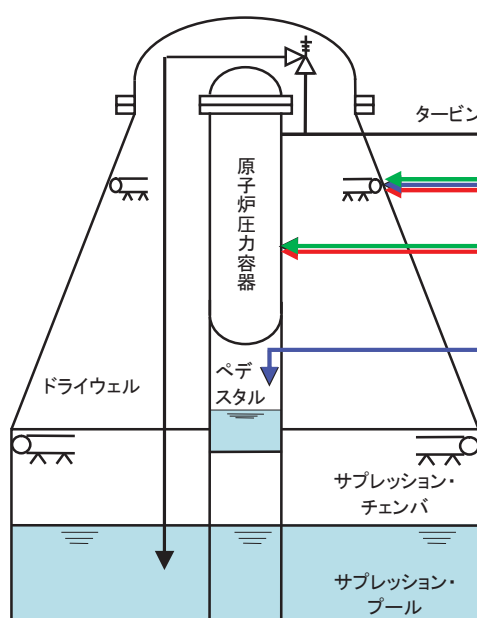
格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**

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容量:
約400m³/h(約200m³/h×2台)

手順・有効性-114 常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B) 代替淡水貯槽

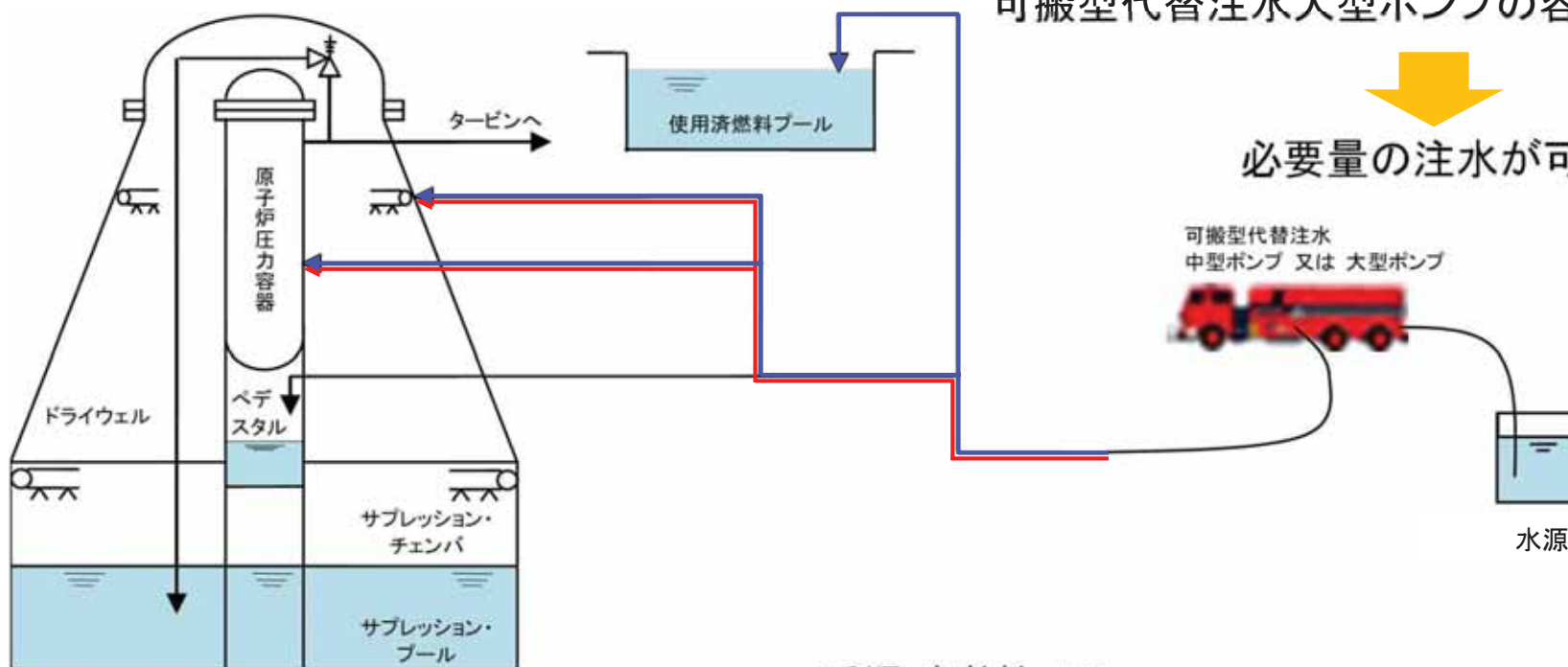
必要量の注水が可能

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)

可搬型代替注水中型ポンプの容量: 約210m³/h
 可搬型代替注水大型ポンプの容量: 約1320m³/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)

15. アクセスルートの成立性について(1/4)

- 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

15. アクセスルートの成立性について(3/4)

- 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

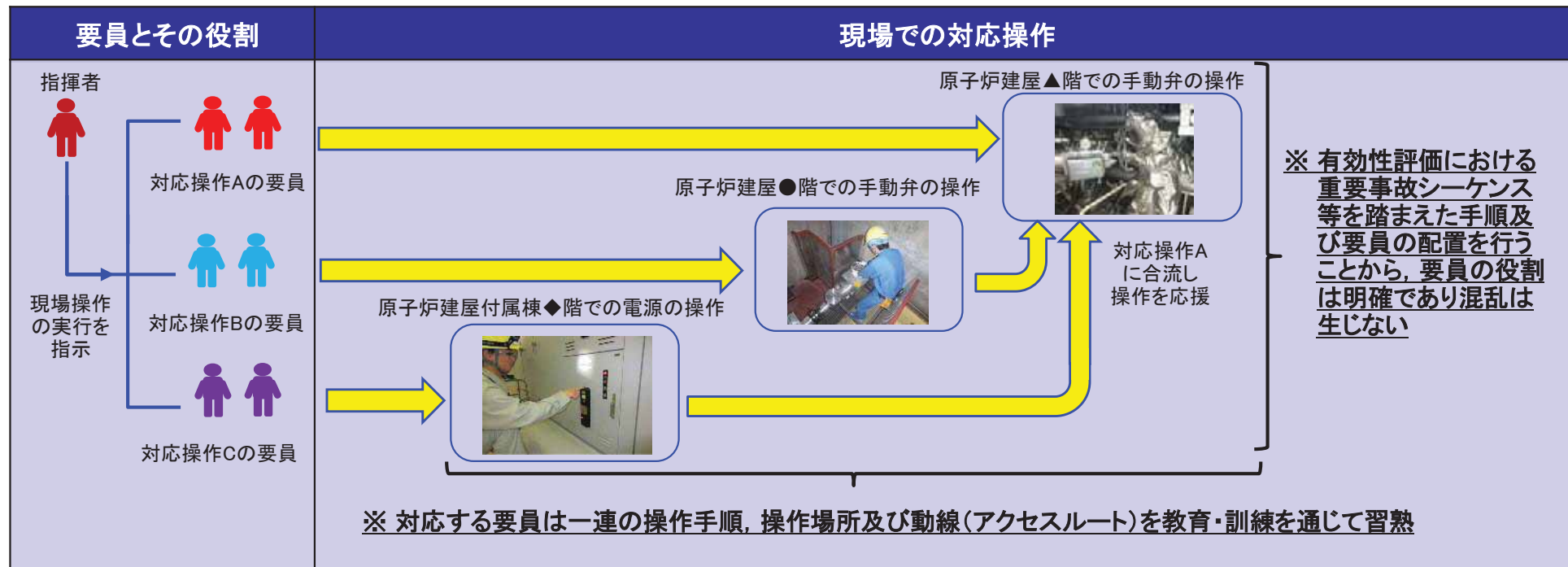
*アクセスルートの状態に応じて要員が必要な防護装備を装備した条件での移動や作業性を考慮している。

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

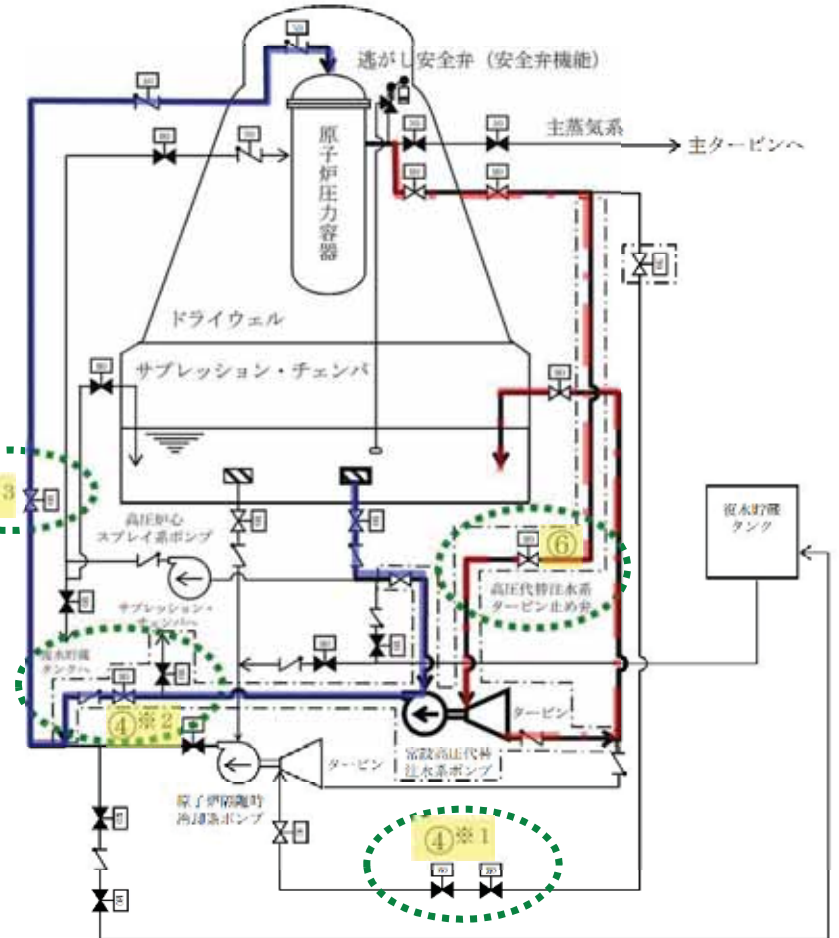
<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1/2)



○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

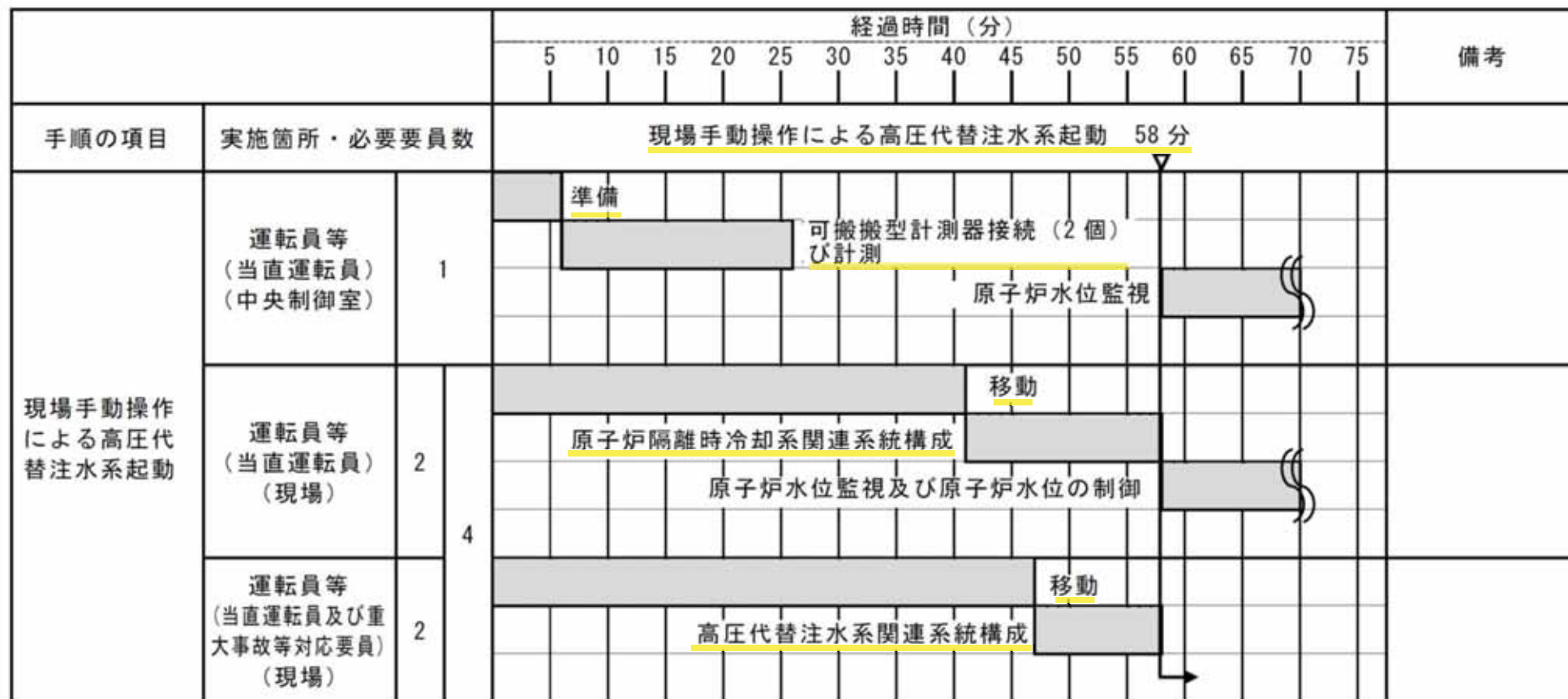
操作手順	弁名称
④※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
④※2	高圧代替注水系注入弁
④※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑥	高圧代替注水系タービン止め弁

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

<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(2/2)



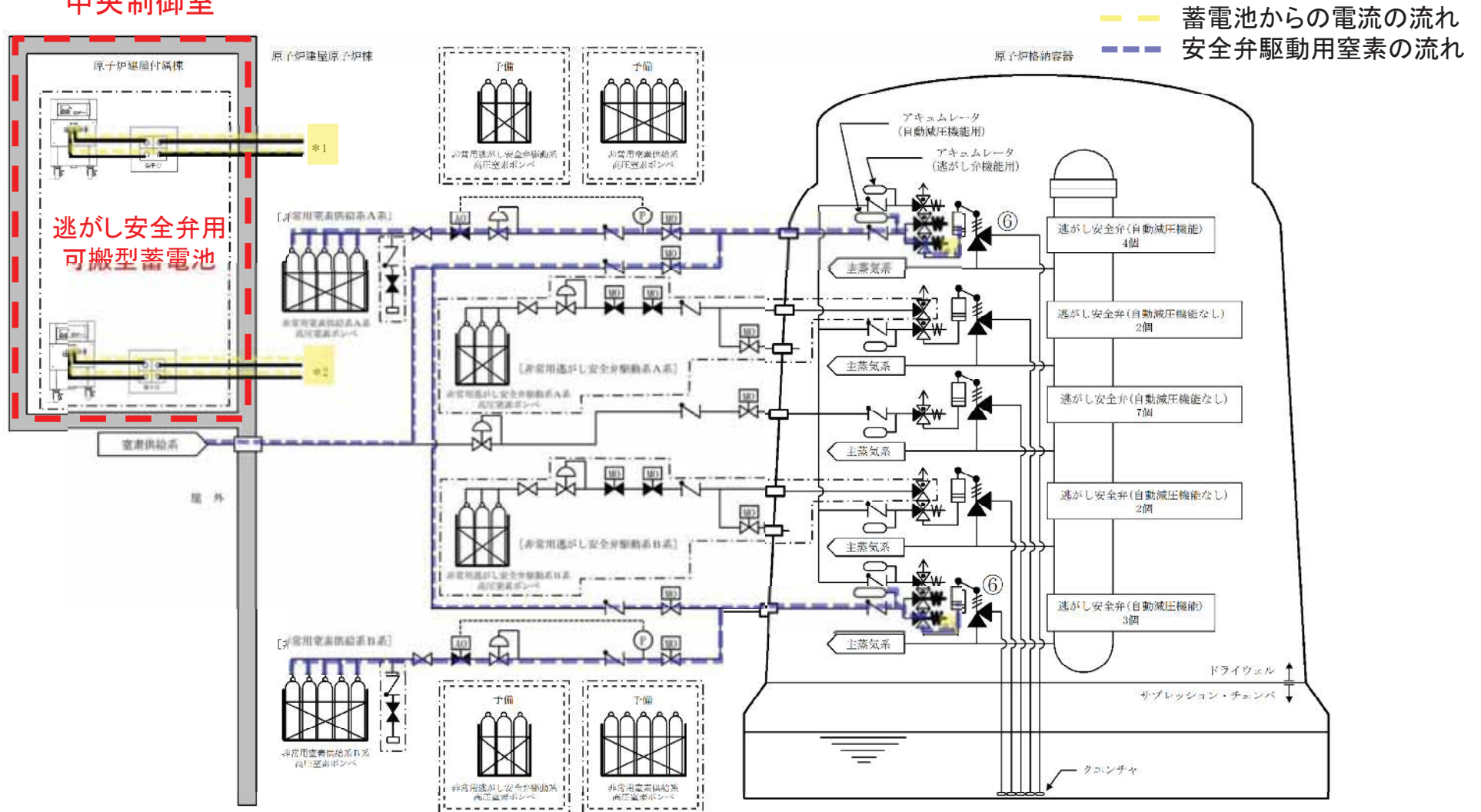
○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合, **作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。**



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

○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

<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(2/2) 

○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										

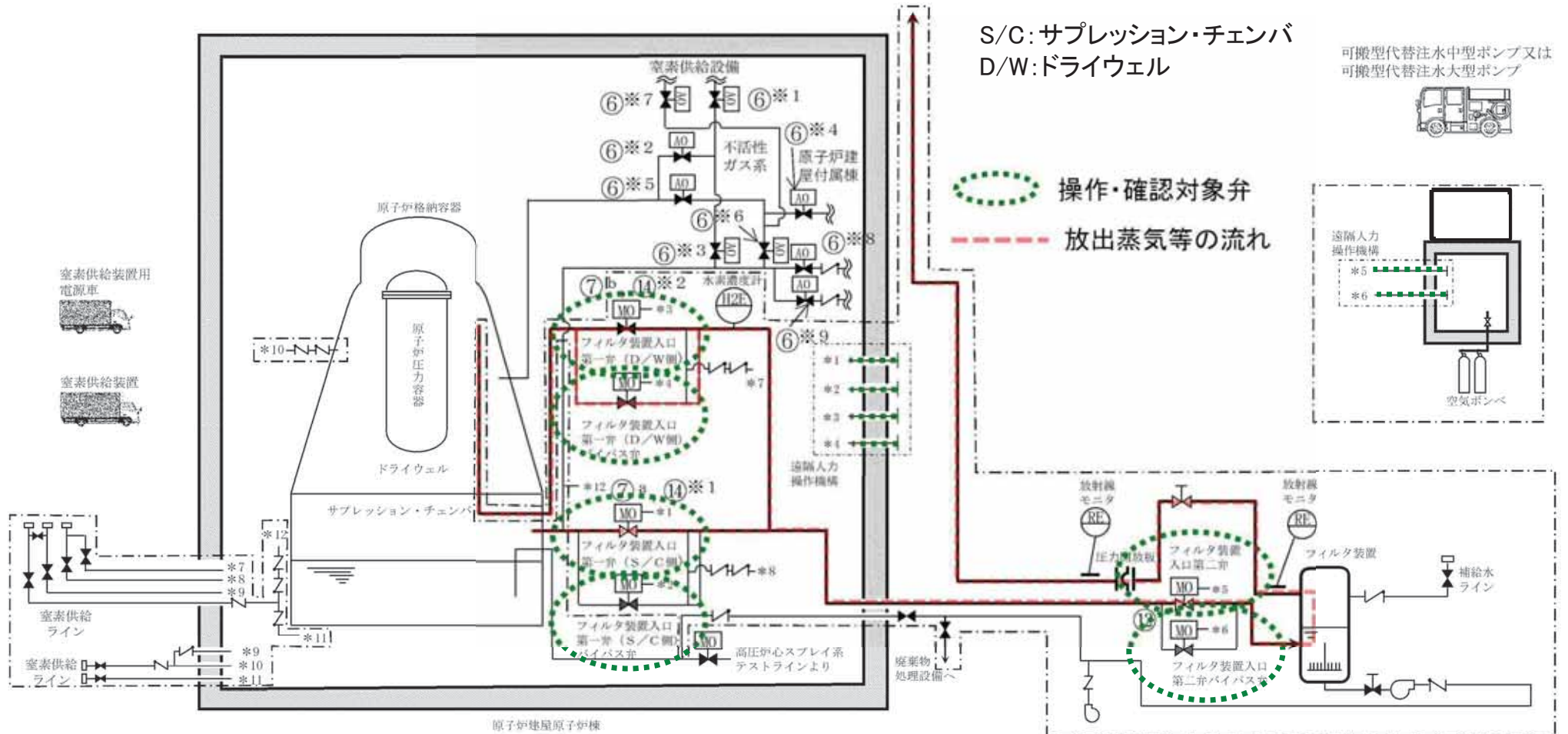
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放タイムチャート

- ・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
 手順・有効性-124



<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) 

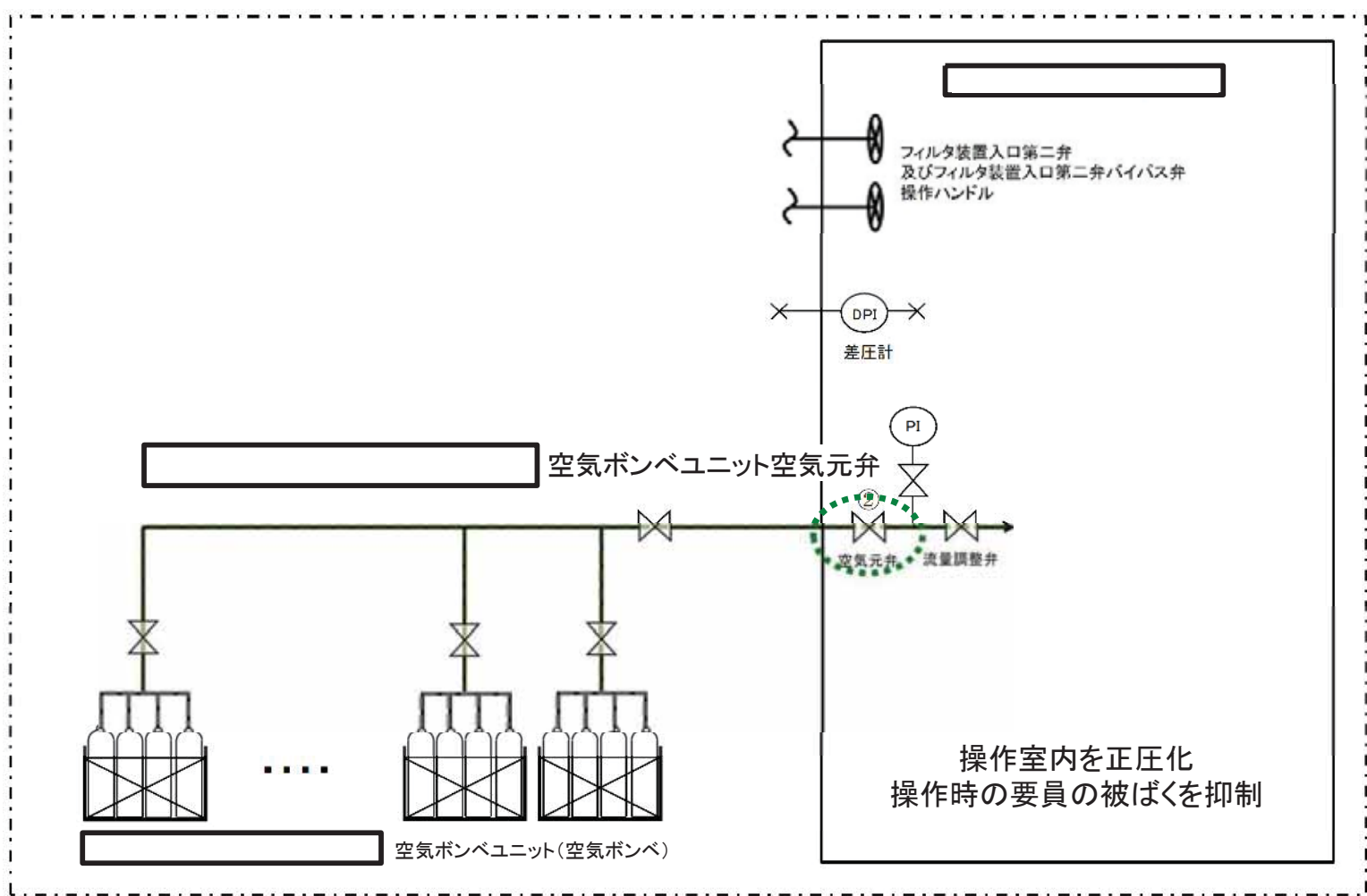
- 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
全交流動力電源喪失等により中央制御室から弁操作ができない場合は、現場操作を行う。
- 運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、**フィルタ装置入口第一弁(S/C側)**を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。
フィルタ装置入口第一弁(S/C側)が開できない場合は、**フィルタ装置入口第一弁(D/W側)**を遠隔人力操作機構で全開とする。
- 重大事故等対応要員は にて、**フィルタ装置入口第二弁**を遠隔人力操作機構にて全開とし、**格納容器ベントを開始**する。*第二弁操作に先立ち、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

○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。

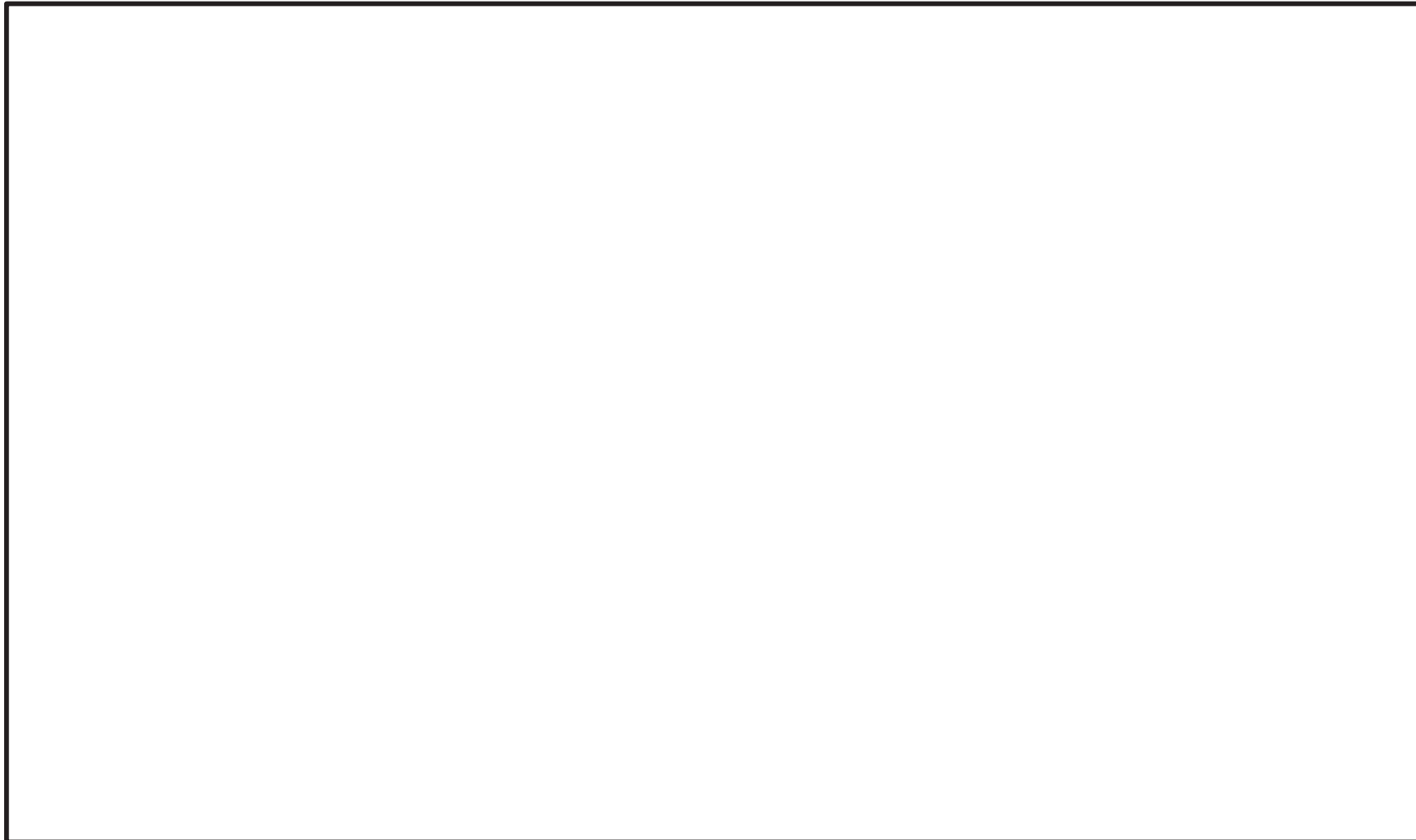
 操作・確認対象弁
 正圧化用空気の流れ



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)



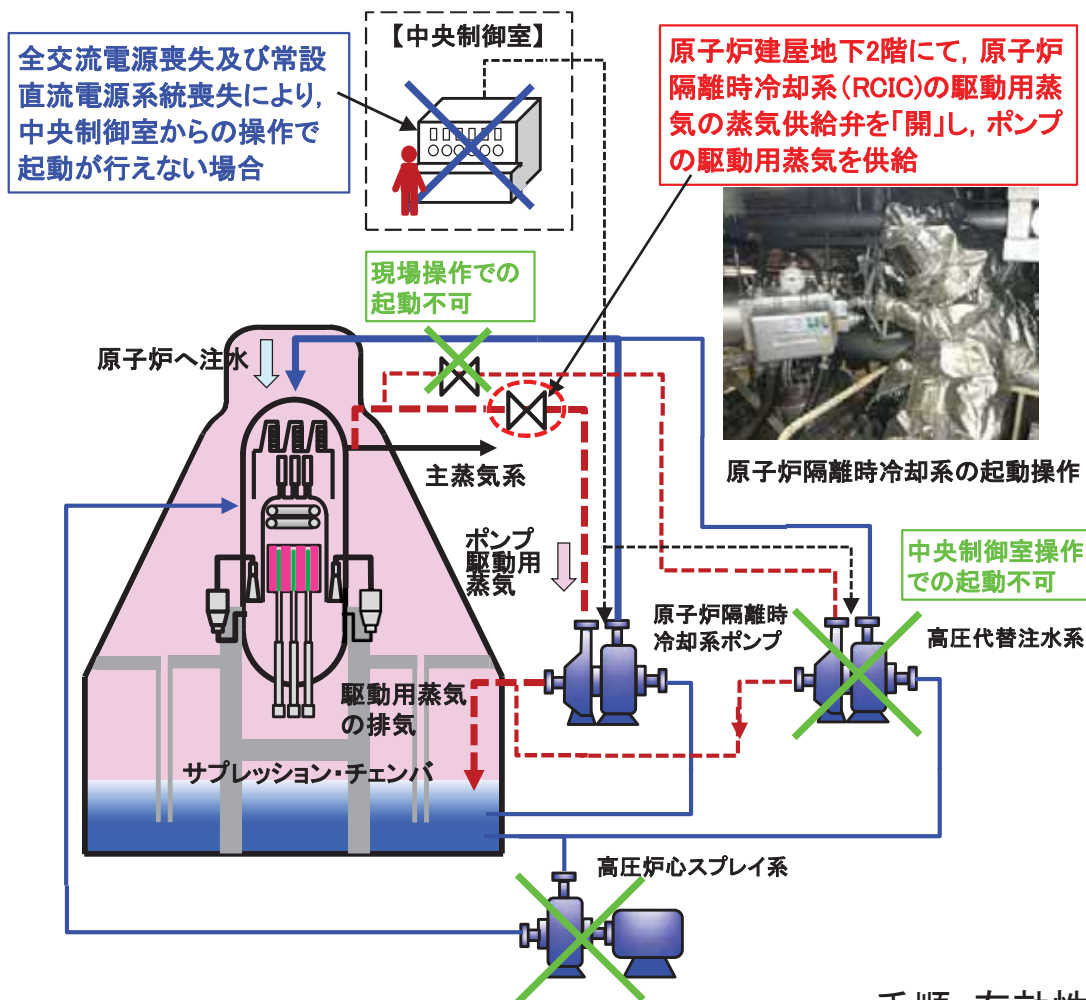
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)タイムチャート

【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
空気ポンベ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
 空気ポンベユニットによる 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。**



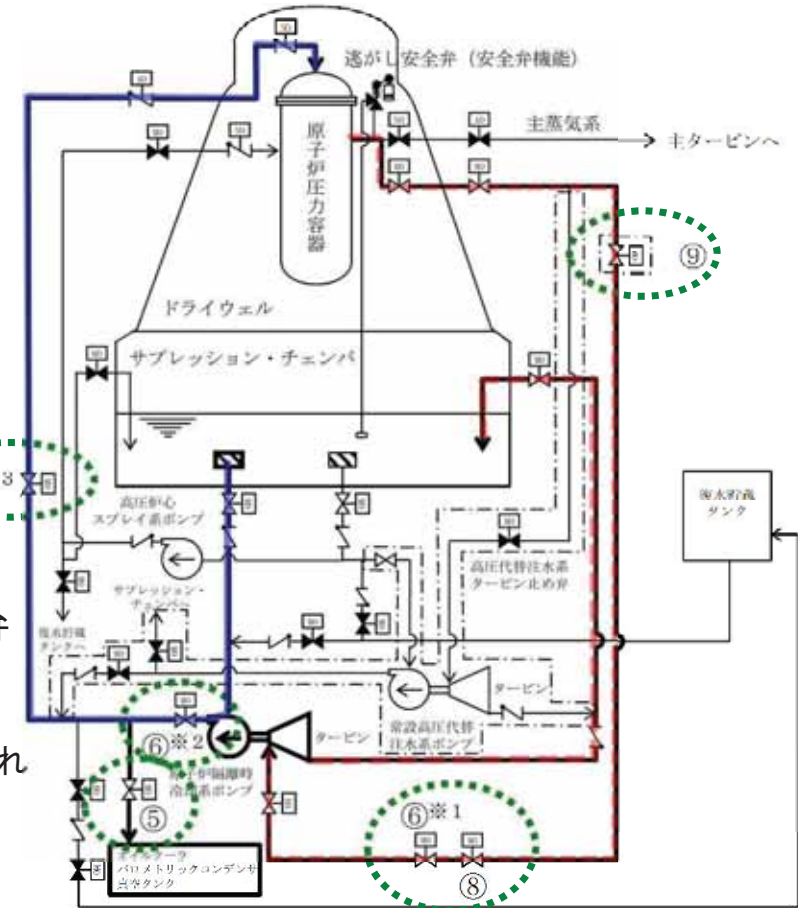
- 原子炉建屋内で原子炉隔離時冷却系を起動する際は、操作する要員は**防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)**を確実に装着
- **照明及び通信連絡設備を整備**し、操作を確実にできる環境の確保及び指示が確実に伝達される体制を整備
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の室温は、通常運転時と同程度と評価され、**同室への入室は可能**
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室への入室はポンプ起動時のみで、その後**速やかに退室する手順**
- 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持するように**原子炉水位計及び可搬型計測器により監視**
- 直流電源喪失時においても、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

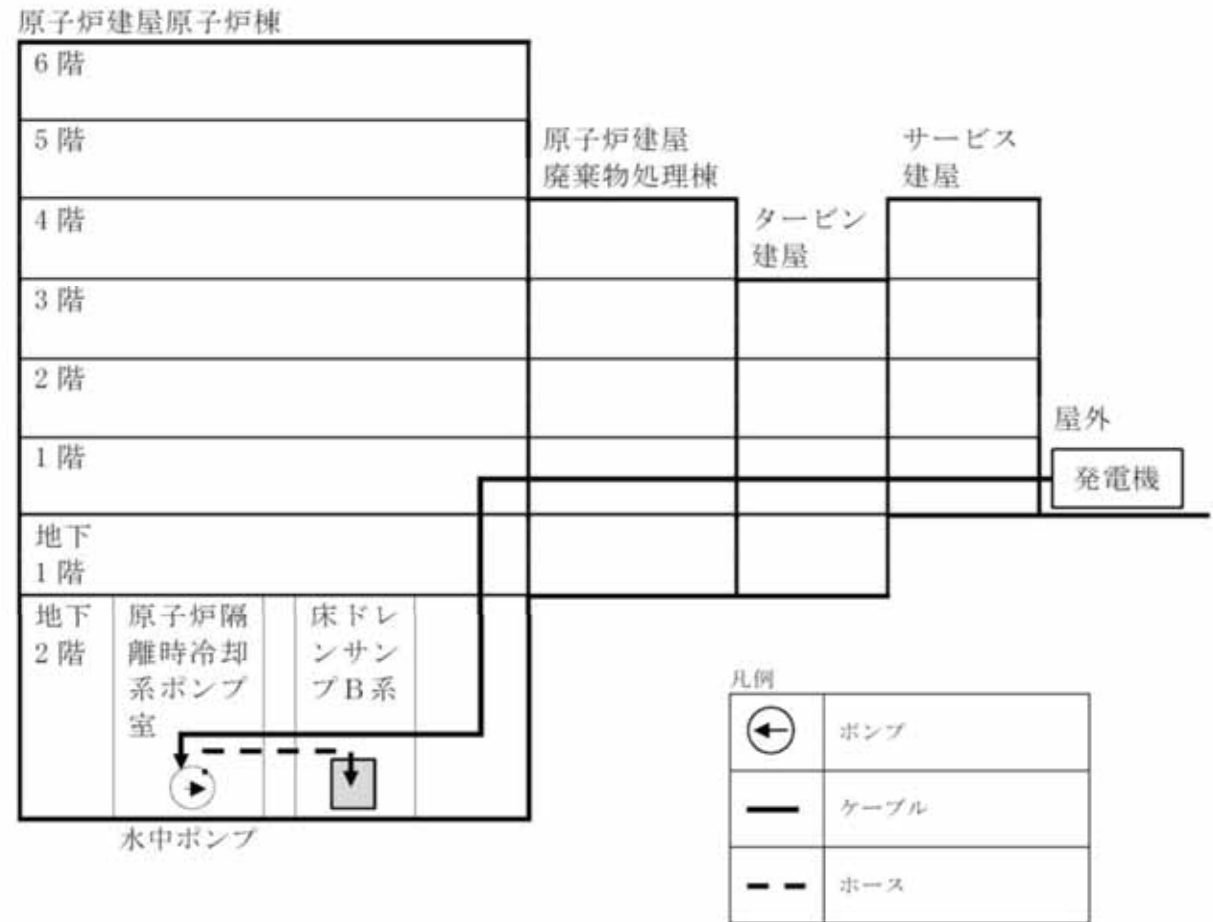
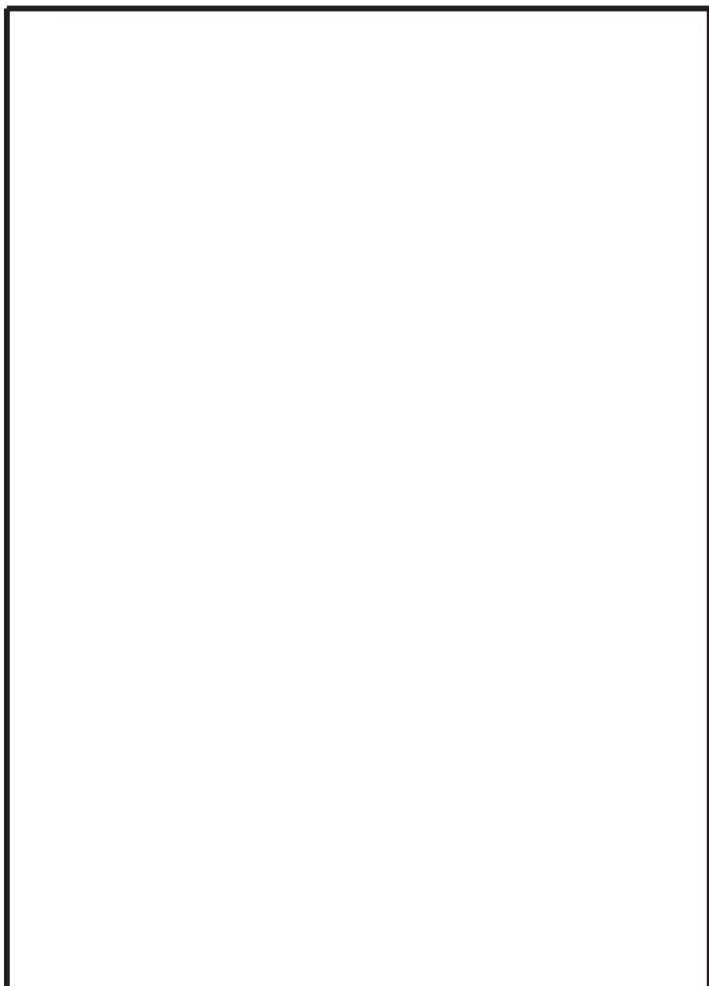
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～④, ⑦は操作指示とプラント状態確認等
○※1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は

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。**

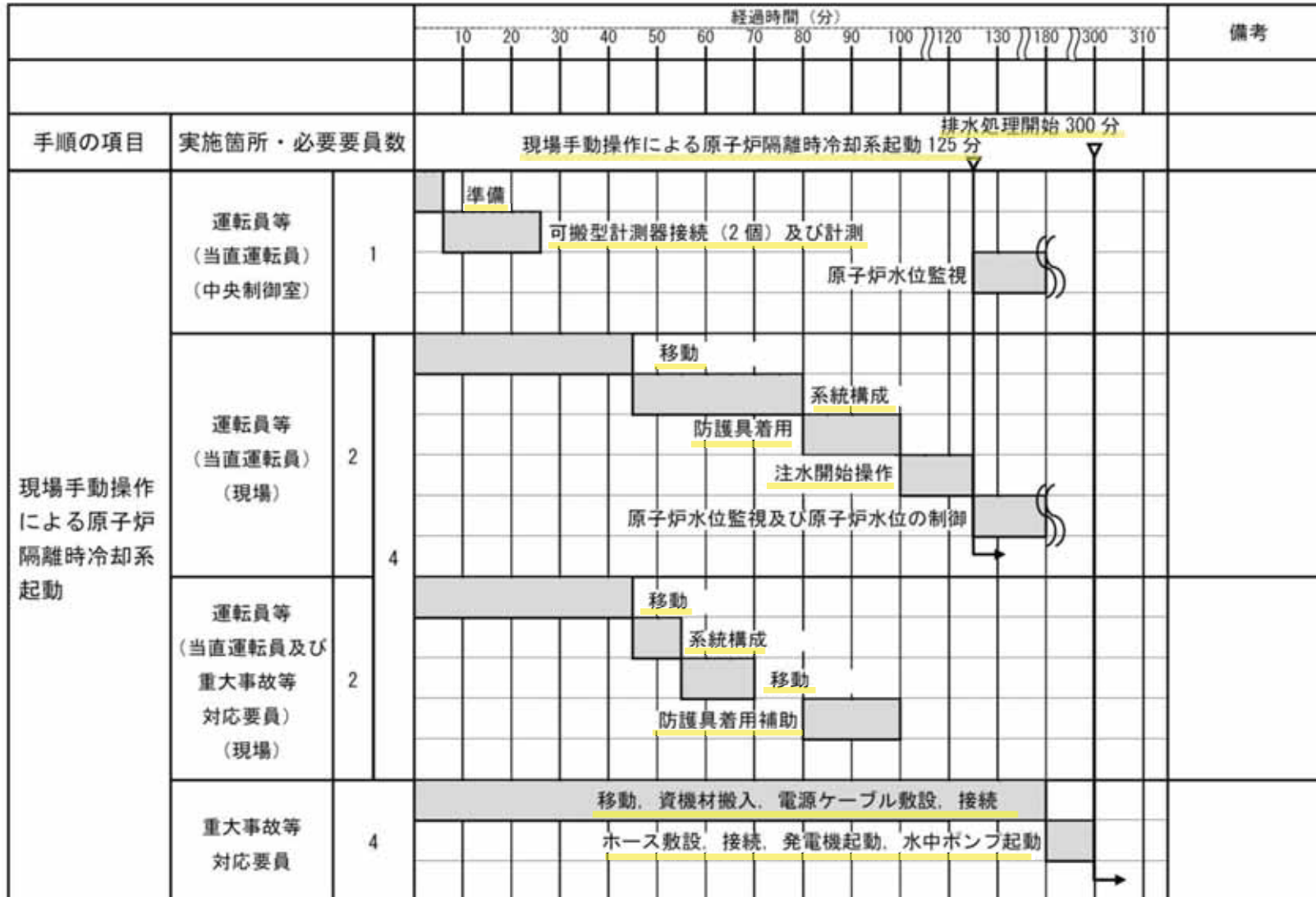


現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理)概要図

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）



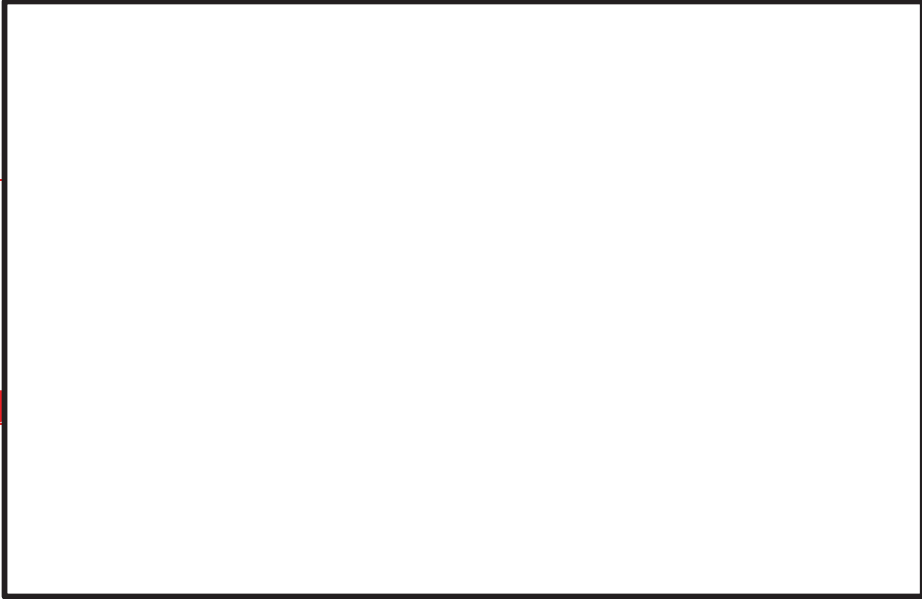
1. 重大事故等発生時の発電所構内の道路の被害状況把握

➤ 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。



緊急時対策所までの参集ルート

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

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	設計電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)



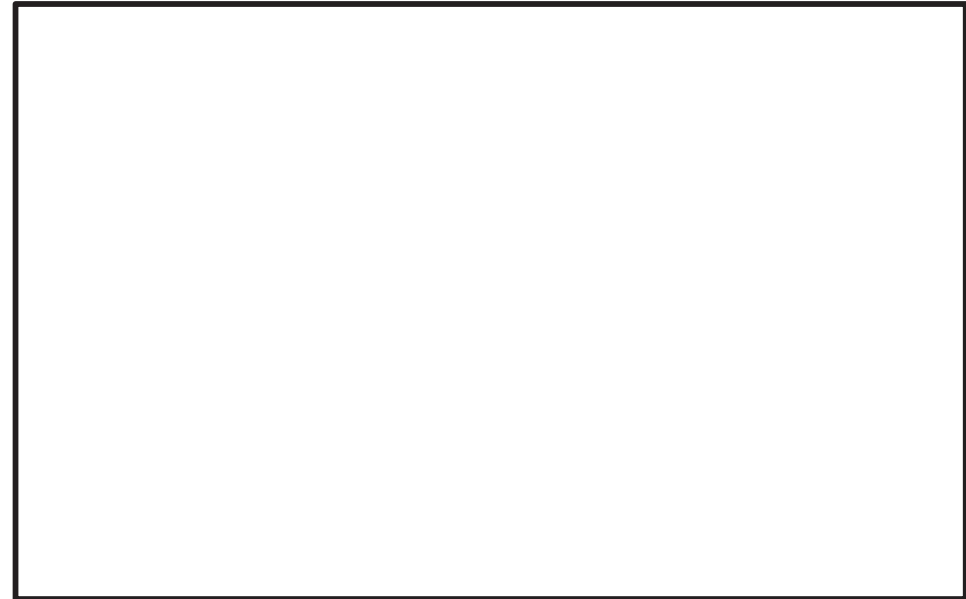
2. 自然災害, 外部事象等への耐性を持つアクセスルートの確保

➤ 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

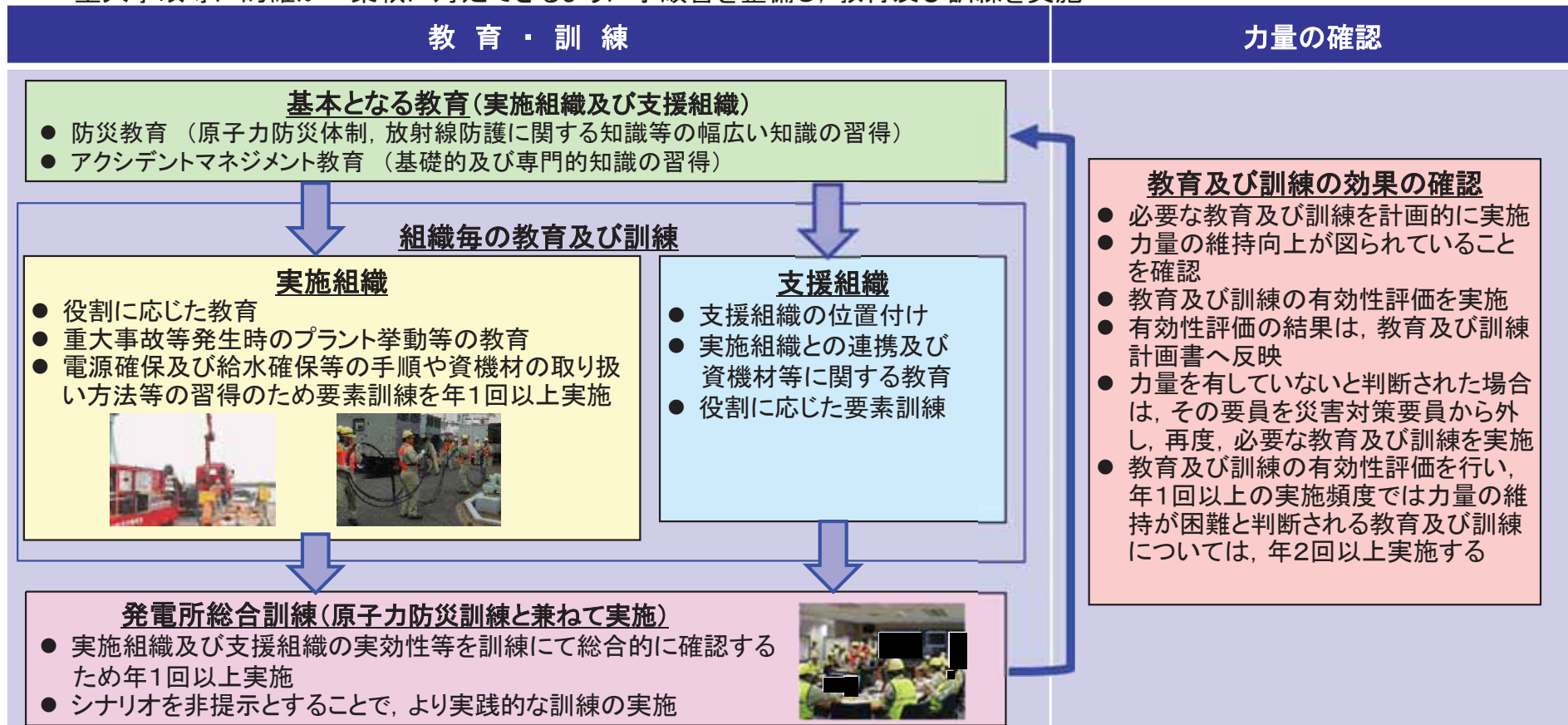


17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びにアクセスルートの頑健性及び冗長性（3／3）



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	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

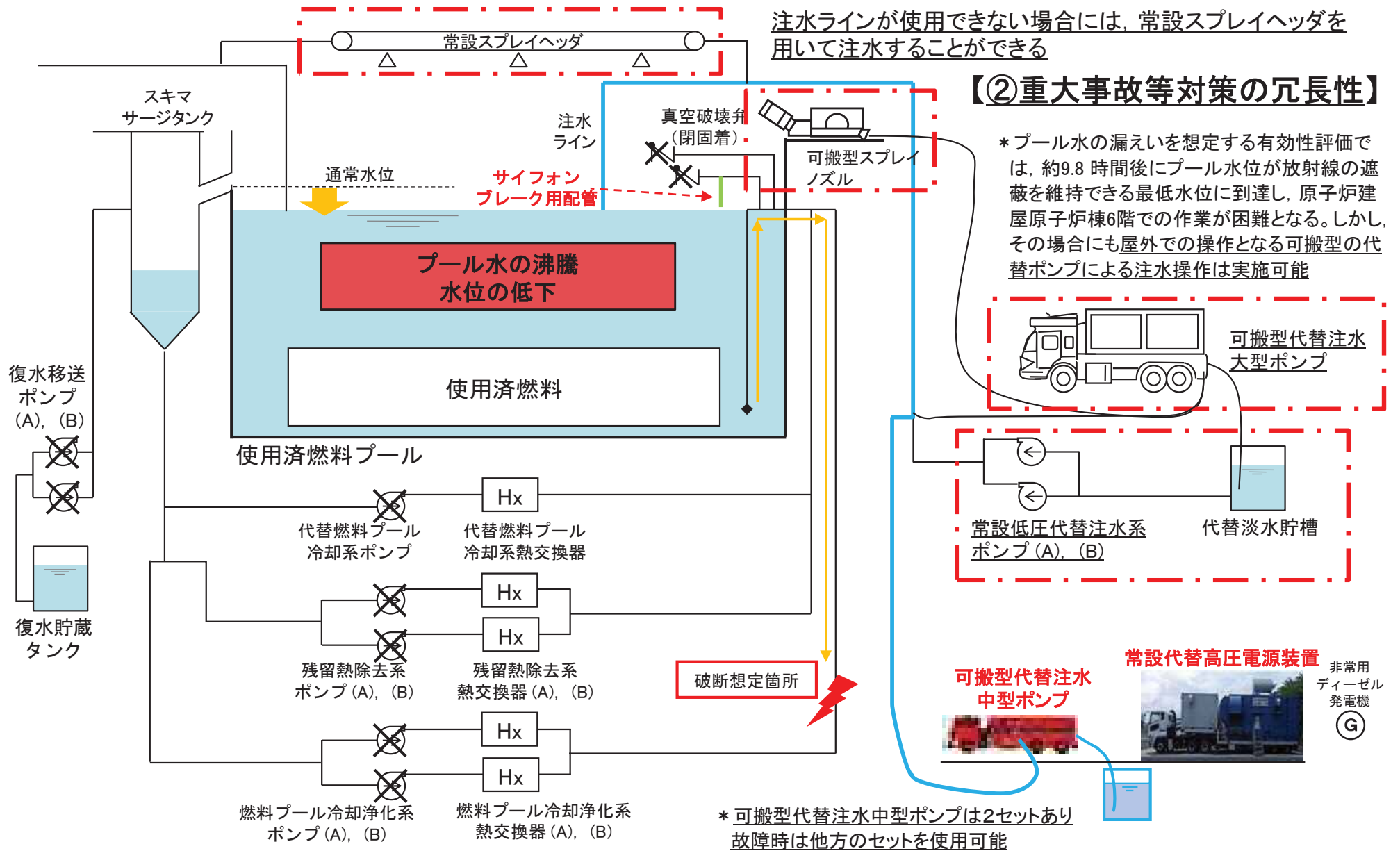
有効性評価上は8時間で注水開始

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)

- 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	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

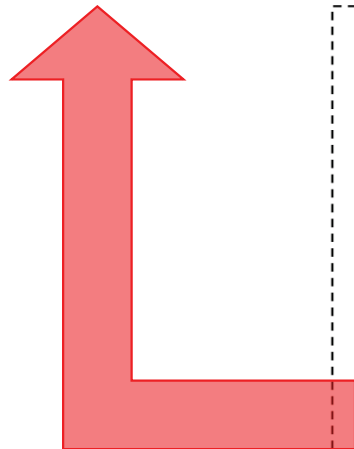
有効性評価を実施する事故シーケンス

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/サボート系喪失(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/サボート系喪失(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 サボート系喪失(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 サボート系喪失(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	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/サボート系喪失(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+高圧炉心冷却失敗+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	1.6E-06
		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	2.3E-03	3.4E-07
	区分Ⅱ	1.5E-04	2.3E-03	3.4E-07	
サポート系喪失 (直流電源故障)	タービン・サポート系故障	7.2E-04	1.5E-04	1.1E-07	
		直流電源故障	区分Ⅰ	2.8E-04	9.6E-03
LOCA	区分Ⅱ	2.8E-04	9.6E-03	2.7E-06	
	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	
格納容器バイパス	小破断LOCA	3.0E-04	1.5E-04	4.5E-08	
	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	4.6E-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		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	○*	○*	○	○*	○	-	○*
炉圧力容器 (安全弁含む)	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	-	-	-	-	○	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-
	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

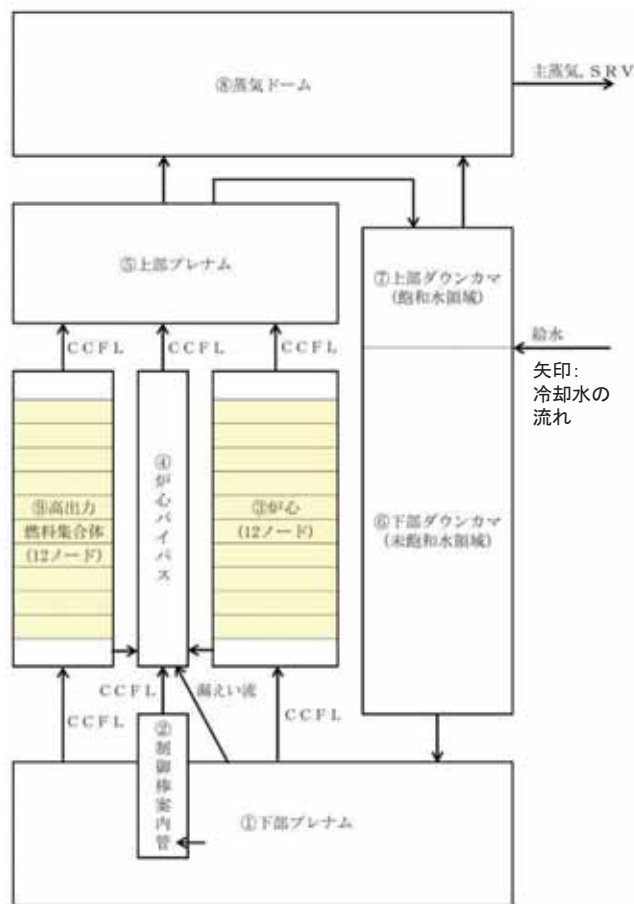
次ページで例示するSAFERコードやMAAPコードでは、構造材が保有する熱の冷却材への移行を考慮している。なお、運転中の中性子照射に伴う炉内構造物の発熱量は燃料の崩壊熱(事故発生直後に数十～数百MW)に比べて十分小さい。

【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

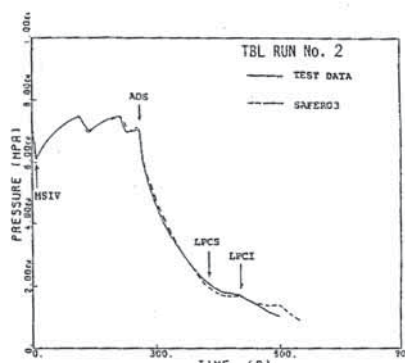
●有効性評価に用いる各解析コードの妥当性確認

- 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

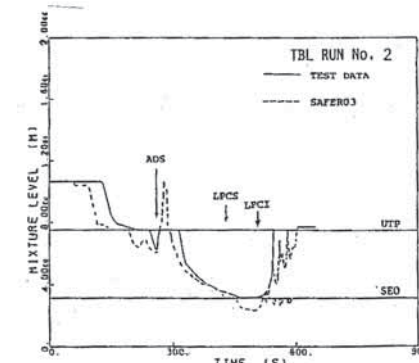


評価モデルにおけるノード分割図

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。

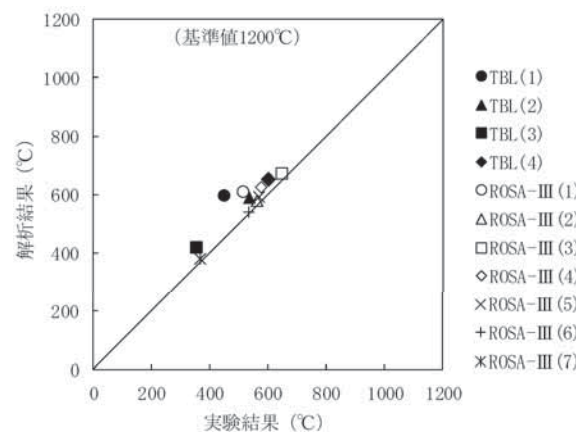


圧力変化



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

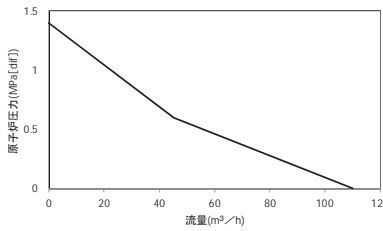
20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 解析評価の妥当性・保守性と不確かさの考慮



● 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

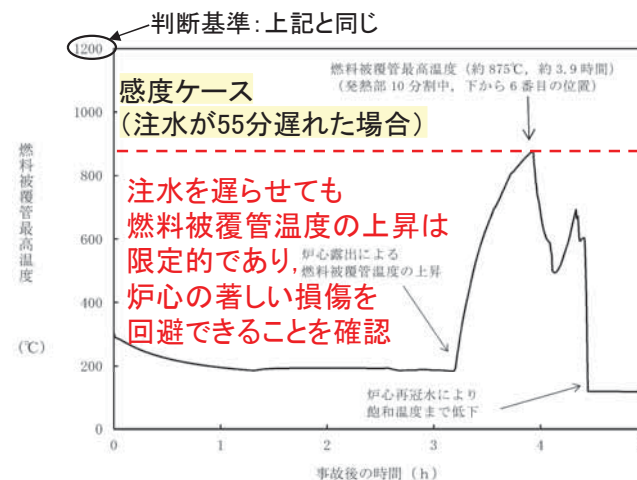
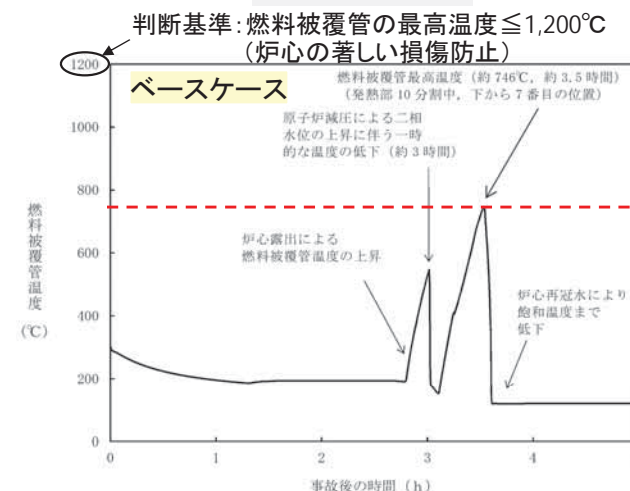
- ・解析条件として、通常運転中の圧力・水位といった初期パラメータ(初期条件)や、評価の対象となる発生事象(事故条件)、設備の形状・寸法といった設計値(機器条件)等を入力
- ・安全設備の性能(ポンプの注水特性、熱交換機の容量、水源温度等)は、設計値や適切な保守性を持たせた値を設定
- ・運転員等による操作時間については、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要の時間に対し、適切な保守性を考慮して設定
- ・各解析コードや解析条件が有する不確かさについても検討し、評価結果が厳しくなり得るような不確かさについては、傾向分析や感度解析等により影響を確認

解析評価における入力条件の例

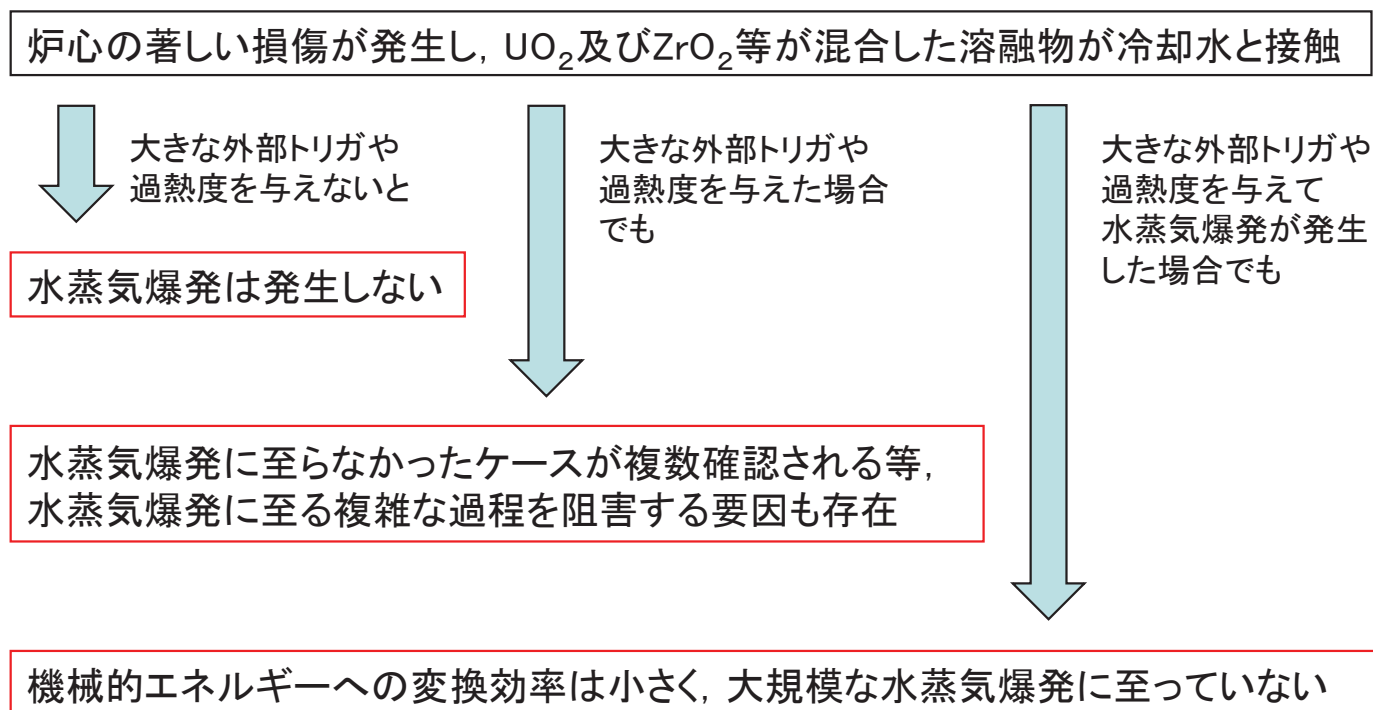
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析条件	低圧代替注水系(可搬型)	最大110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  (可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性)
		50m ³ /h(格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき、併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	130m ³ /hにて格納容器内へスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	熱交換器1基当たり約43MW(サブプレッション・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

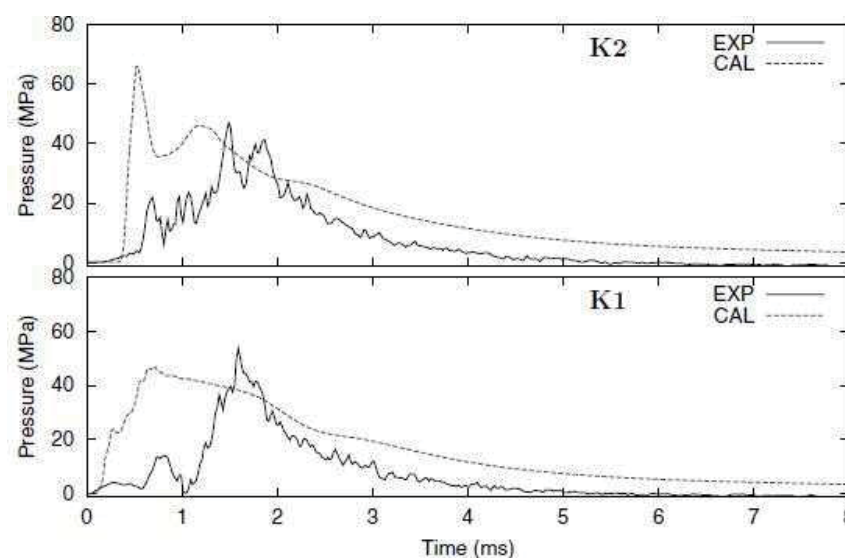
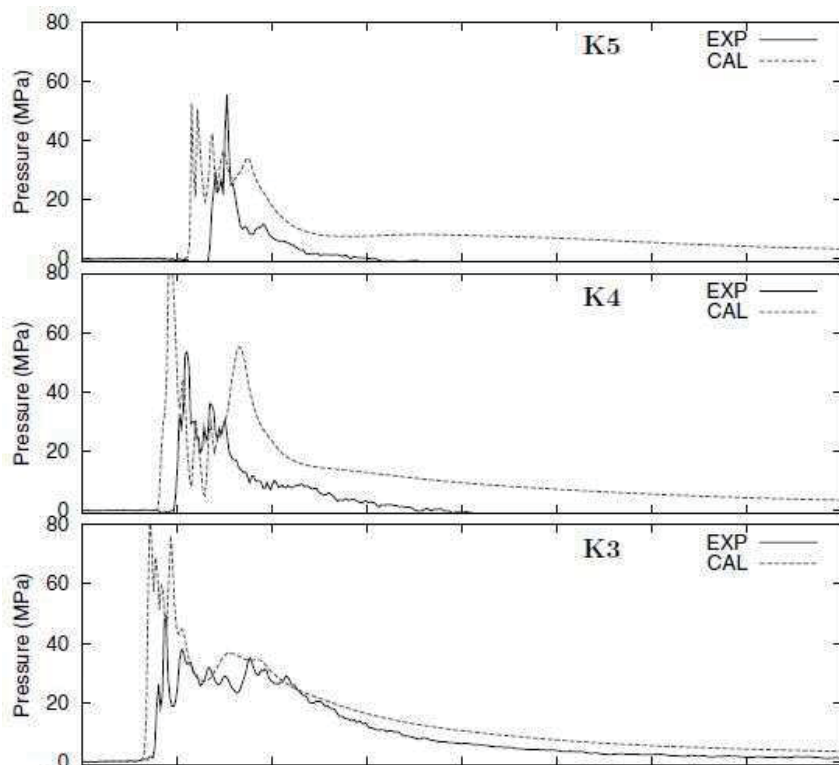


- 水蒸気爆発については国内外で複数の実験が行われており、それらの結果より、**実機において大規模な水蒸気爆発が生じる可能性は極めて低い**と考えられる。〈別紙1参照〉
 - ・ 実機における溶融物(UO₂及びZrO₂の混合物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS, TROI等の実験が存在
 - ・ 上記のうち、水蒸気爆発が発生した一部実験では、**実機では想定されない外部トリガ(圧縮ガス等による圧力波)や大きな過熱度**を加えており、水蒸気爆発を発生させやすくする条件
 - ・ 水蒸気爆発が発生した一部実験においても、溶融物の**熱エネルギーから機械的エネルギー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

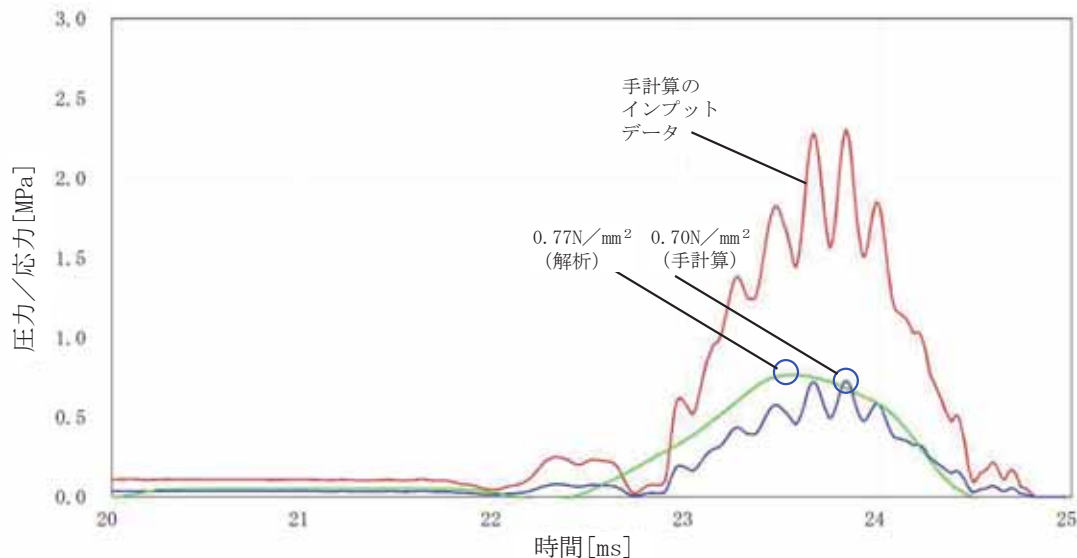
(出典: Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA)

【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)

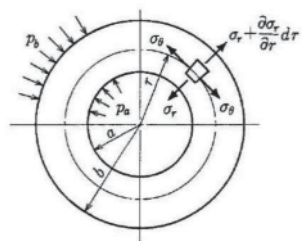


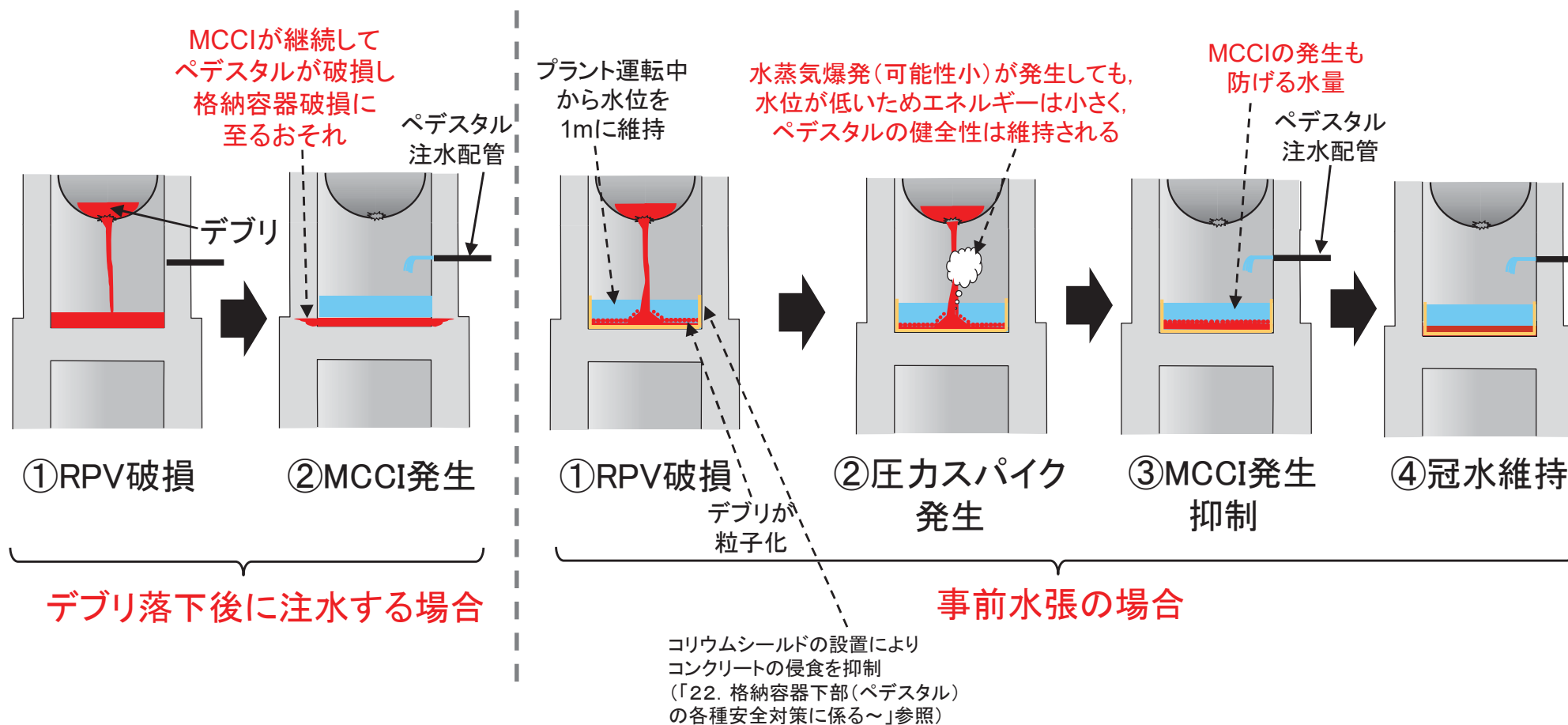
図6-9 内外圧を受ける円筒
 (機械工学便覧 基礎編a3 材料力学)

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

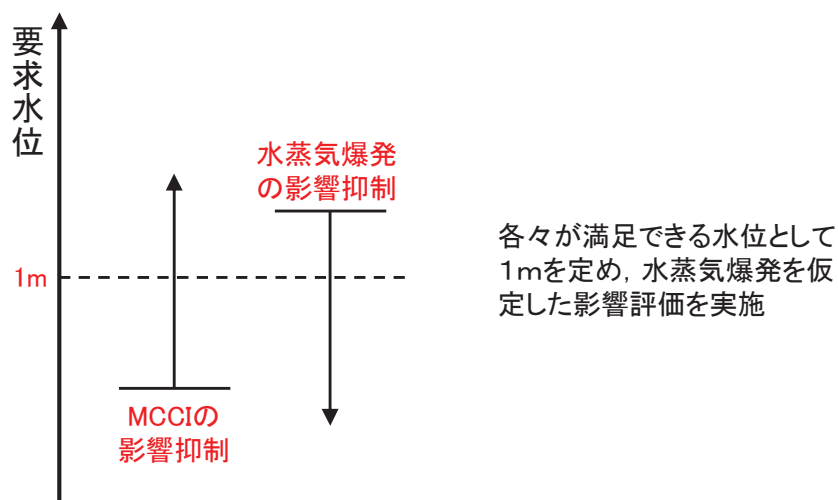
- σ_r : 面外方向応力
- k : b/a により計算した値
- R : r/a により計算した値
- a : 内半径 (mm)
- b : 外半径 (mm)
- r : 半径方向の座標 (mm)
- P_a : 内圧(下部側壁に作用する圧力) (MPa)

- 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トとして堆積し、デブリ冷却性の向上が期待される。

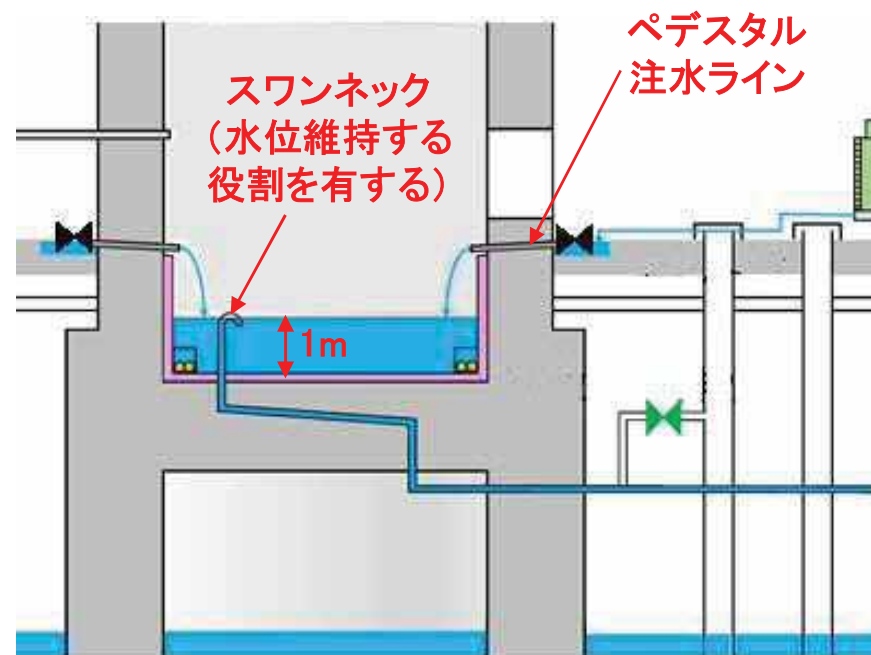


- 圧力容器の破損を前提とした場合において、**ペDESTALにおける水位設定**を検討する上では、格納容器への影響の観点から以下を考慮。
 - ・MCCIの影響抑制 …**溶融炉心の冷却のため、水位は高いほうが良い(前ページのとおり)**
 - ・水蒸気爆発の影響抑制…**発生を仮定した場合のエネルギー抑制のため、水位は低いほうが良い(ただし、P2のとおり発生の可能性は極めて小さい)**
- **これらを満たす水位として1mを定め、この水位において「水蒸気爆発の影響抑制」ができる(発生を仮定した場合でも、格納容器の健全性に影響がない)ことをP3のとおり確認。**



＜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(ペデスタル)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

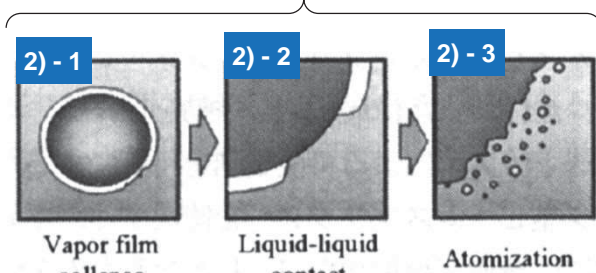
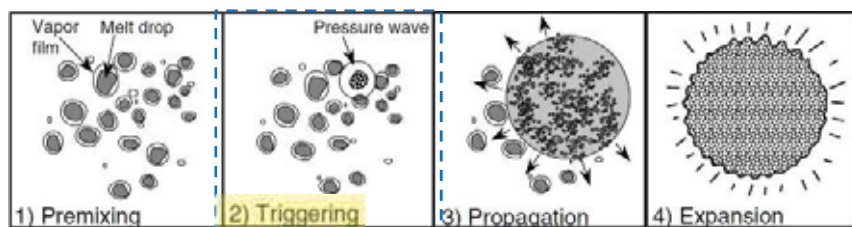


●水蒸気爆発の発生に係るメカニズムについては、以下の4段階で説明される。

- 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)】

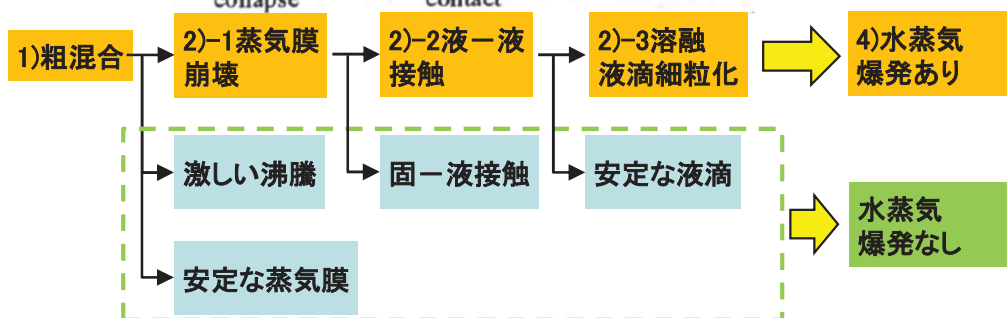
トリガプロセスにおける各段階

<水蒸気爆発発生までの流れ>

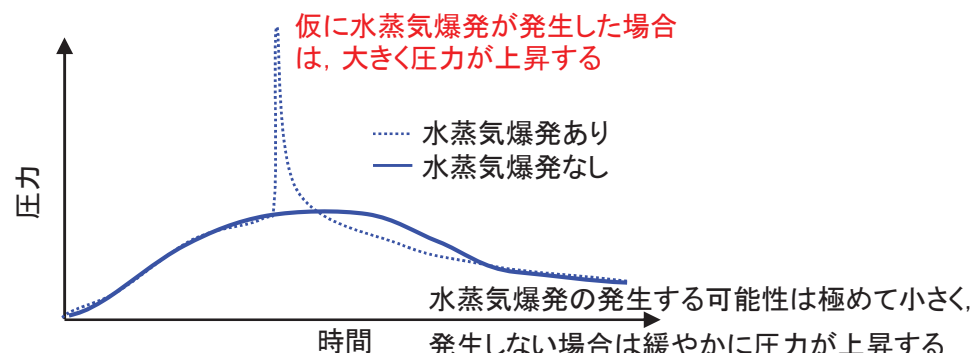


※阿部 他, ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究

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。



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



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)】

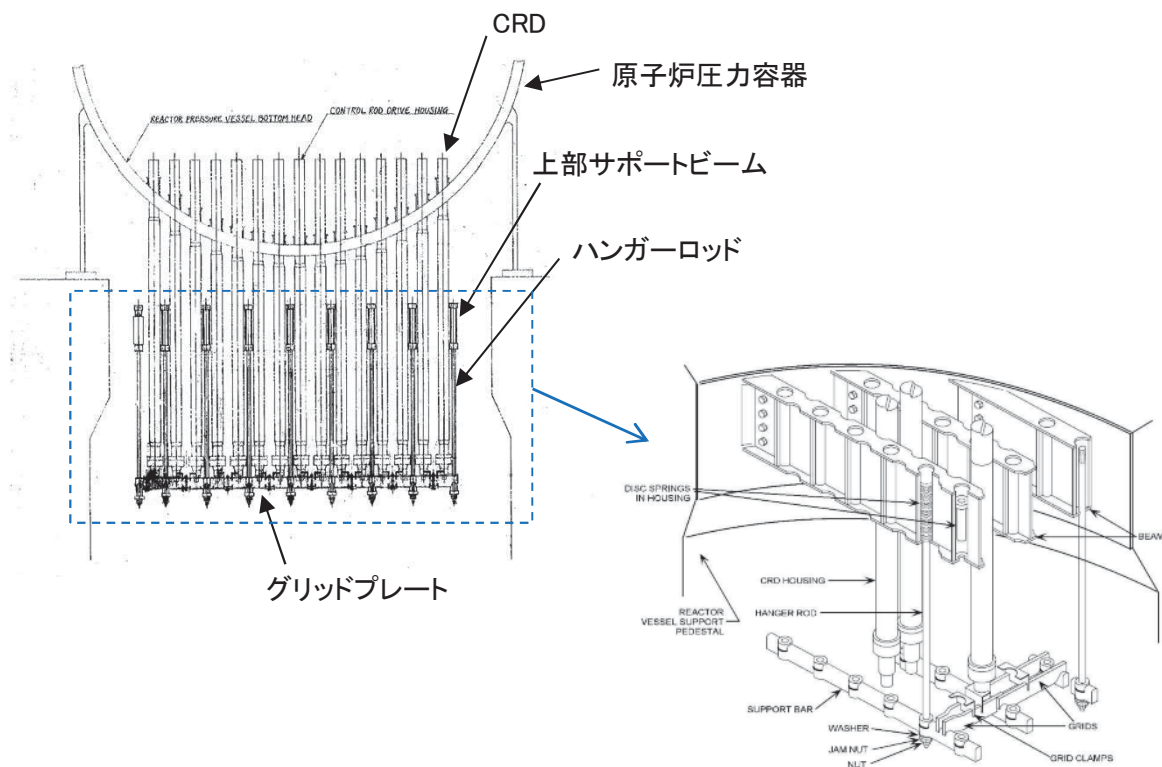
- NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015

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(ペデスタル)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



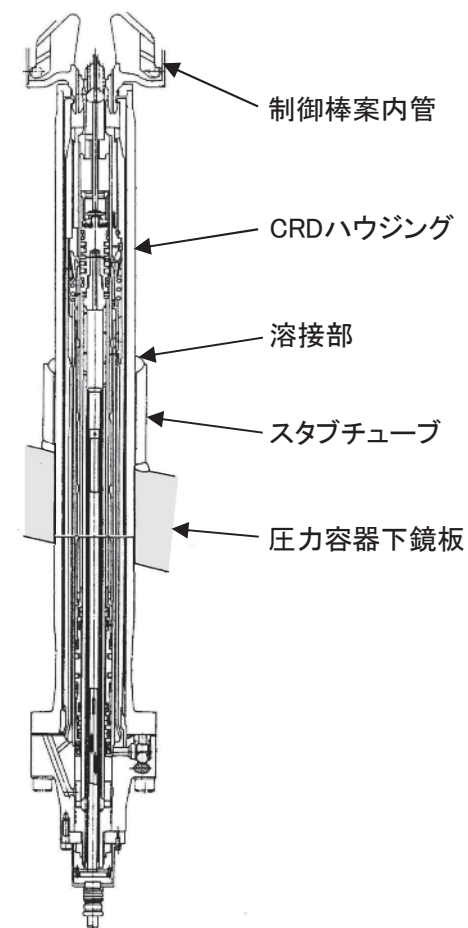
- 水蒸気爆発による影響評価においては、溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件とするため、制御棒駆動機構(CRD)ハウジング一本が一気に落下するような状態を想定。
- 一方、CRDハウジングは圧力容器外の下側でサポートにより支持されているため、初期の溶融炉心の流出は、CRDハウジングと圧力容器との溶接部といった間隙より生じると考えられる。
 (実機圧力容器を模擬した試験でも、貫通溶接部の間隙より溶融物の流出が確認されている^[1])

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



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

CRDハウジングサポート構造図



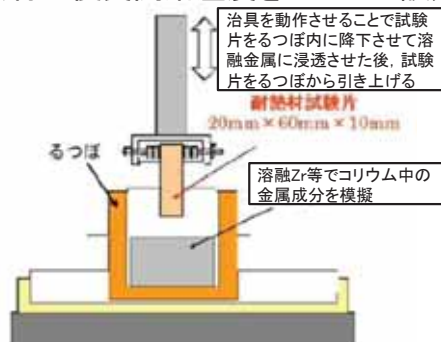
CRD概要図

●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、溶融炉心に対する耐熱性や耐侵食性を確認している。**

<溶融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の模擬溶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

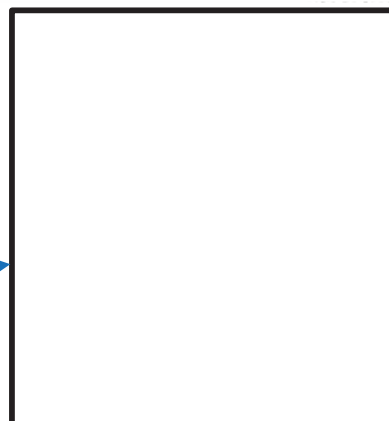
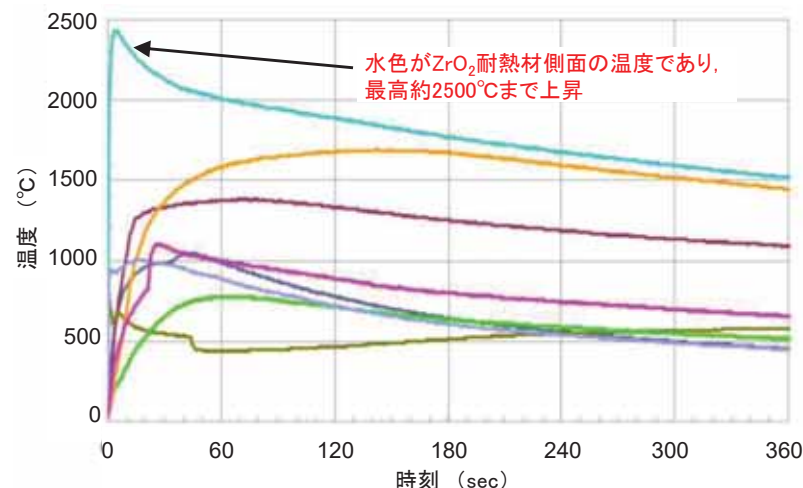
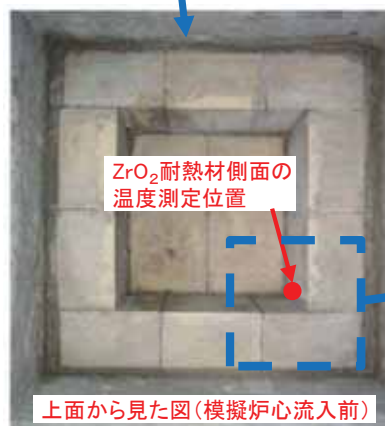


<模擬溶融炉心の落下試験>

高温で溶融させた模擬溶融炉心を ZrO_2 耐熱材の上に落下させ、侵食の深さや性状を確認

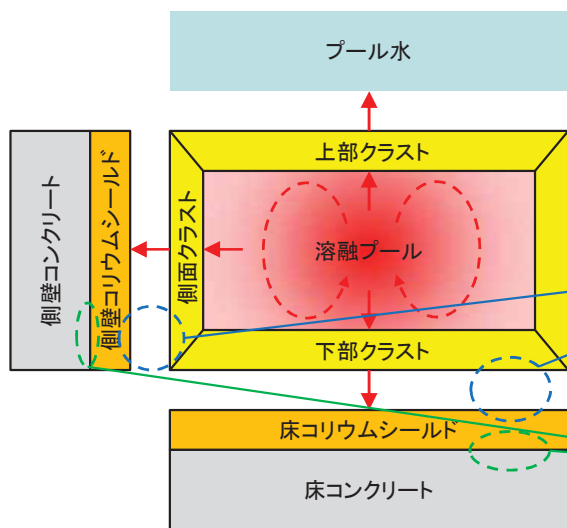
2500°C付近まで昇温した模擬溶融炉心を落下させた場合でも、 ZrO_2 耐熱材は若干黒色化したものの、顕著な侵食やひび割れはなし

→ ZrO_2 耐熱材の耐熱性・耐侵食性を確認



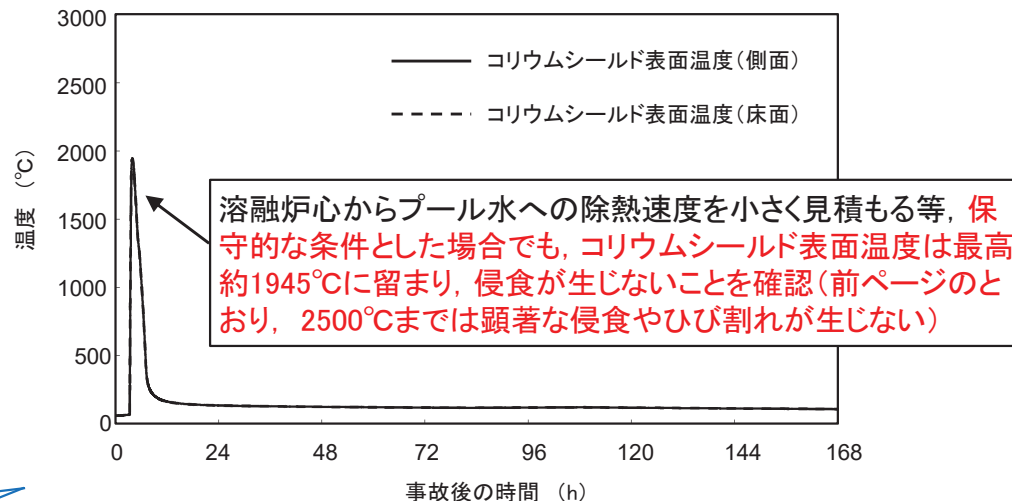
本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

●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。**

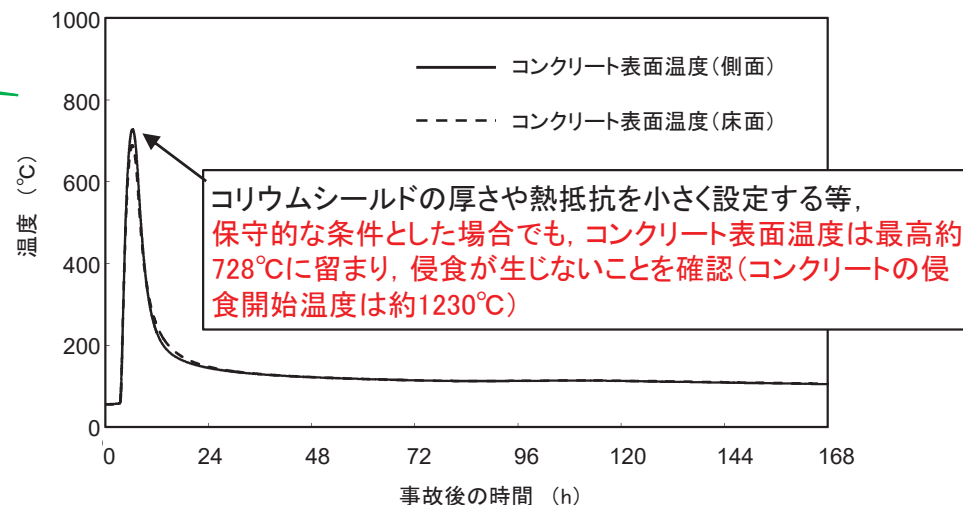


MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデル

- ・炉心溶融物がペDESTAL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DESTAL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・影響抑制の効果が見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。

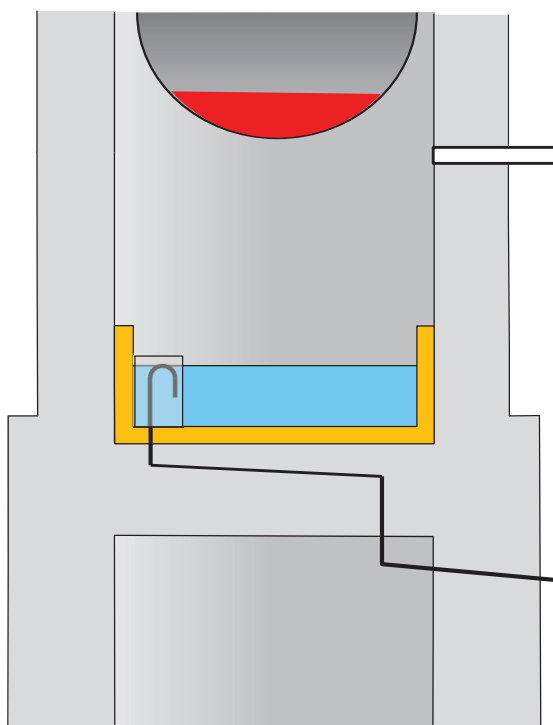


MAAPコードにおけるコリウムシールド表面温度の評価結果

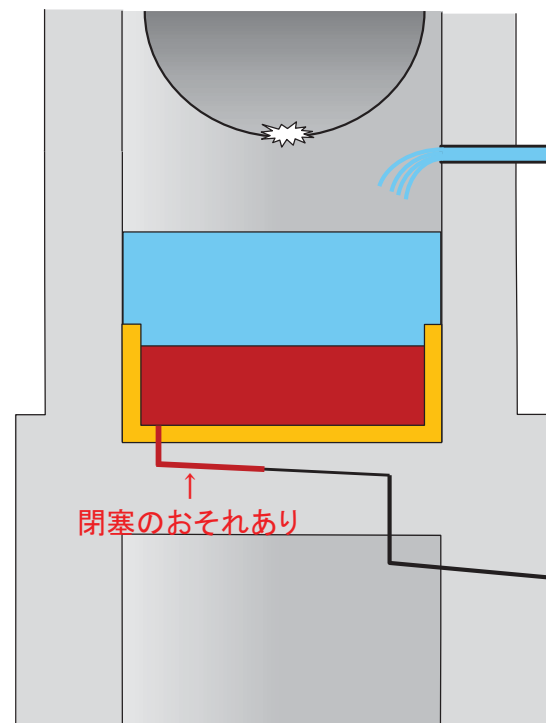


MAAPコードにおけるコンクリート表面温度の評価結果

- 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

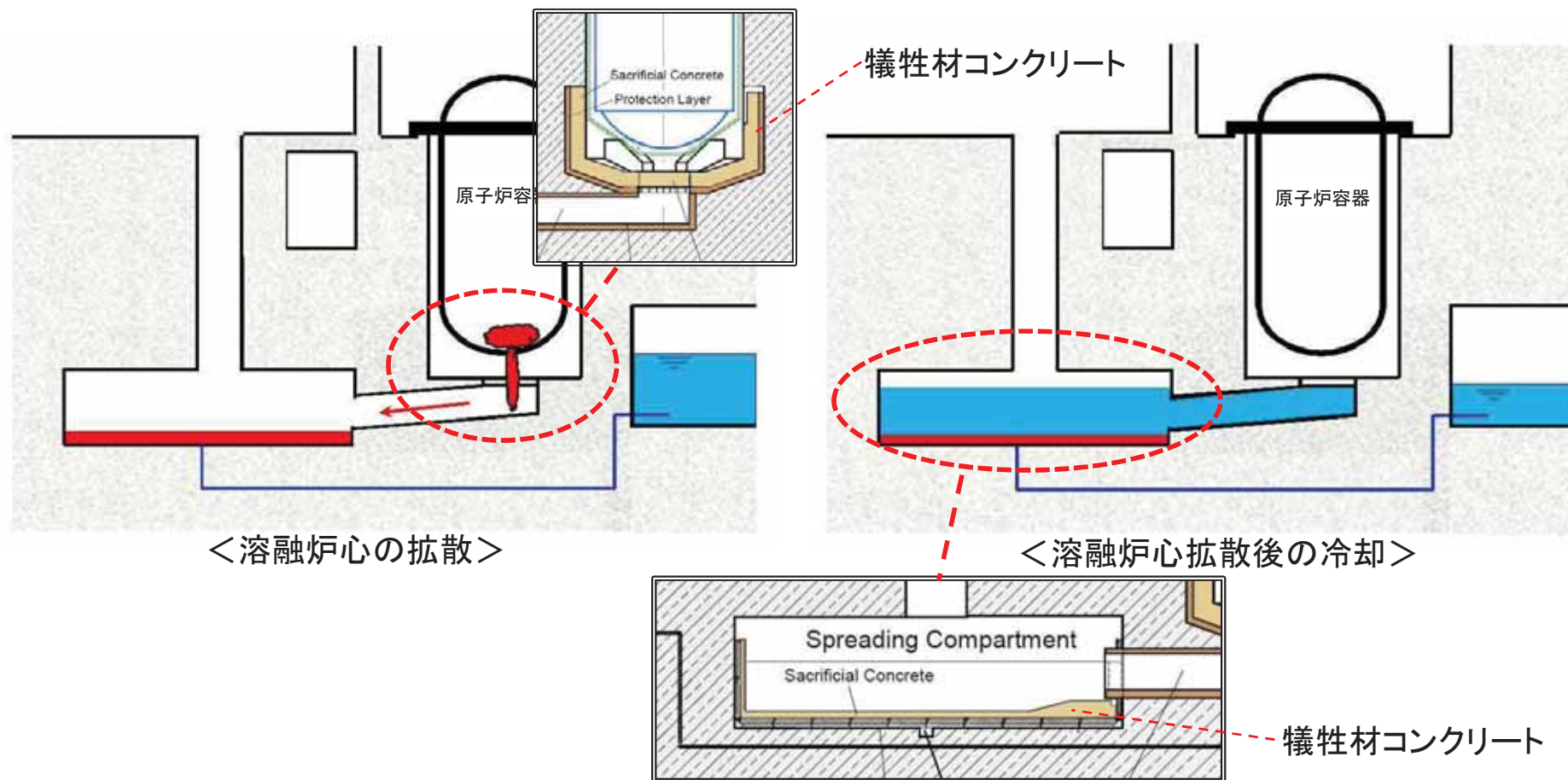


圧力容器破損後

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。

<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



- 原子力発電所においては、リスク源に対する不確実さに対処して顕在化を着実に防ぐため、**深層防護**の考え方に基づく多重的・多層的な安全対策を講じている。

▶ 原子力発電所における安全の目的

- 人と環境を放射線リスクから防護すること

▶ 原子力発電所の安全確保上の特徴

- 多種・多様の放射性物質を内蔵しており、人と環境に対するリスク源が存在
- 脅威となる自然現象の規模など、どのようなリスクが顕在するかの不確かさが存在

▶ 深層防護の考え方(概要)

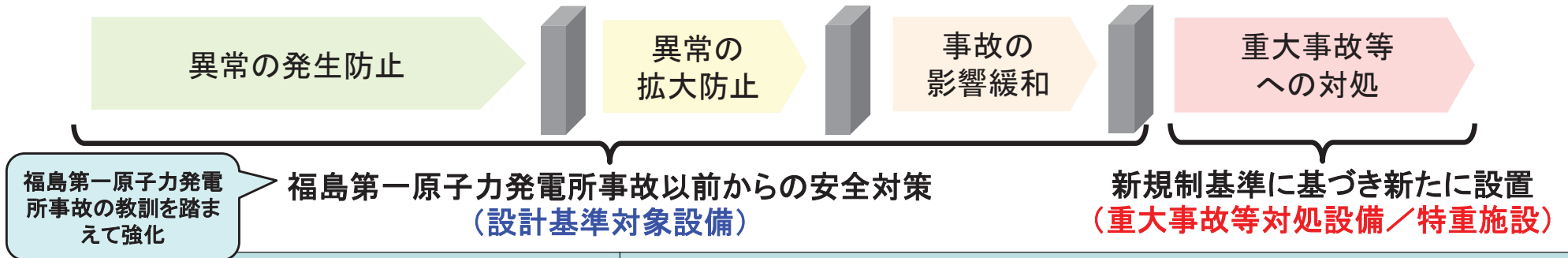
- 安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁(防護レベル)を用意する(原子力分野以外にも活用)
- 前段否定を原則とし、各々の障壁が独立して有効に機能することにより、安全に対する高度の信頼性ないし確実性を確保する考え方

23. 安全対策における深層防護の考慮について

深層防護の考え方に基づく多層的・多重的な安全対策



- 設備の故障や運転員の誤操作の可能性を念頭に、炉心損傷防止／格納容器破損防止のための多層的・多重的な対策を講じる。
(東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全対策の抜本的強化を実施)

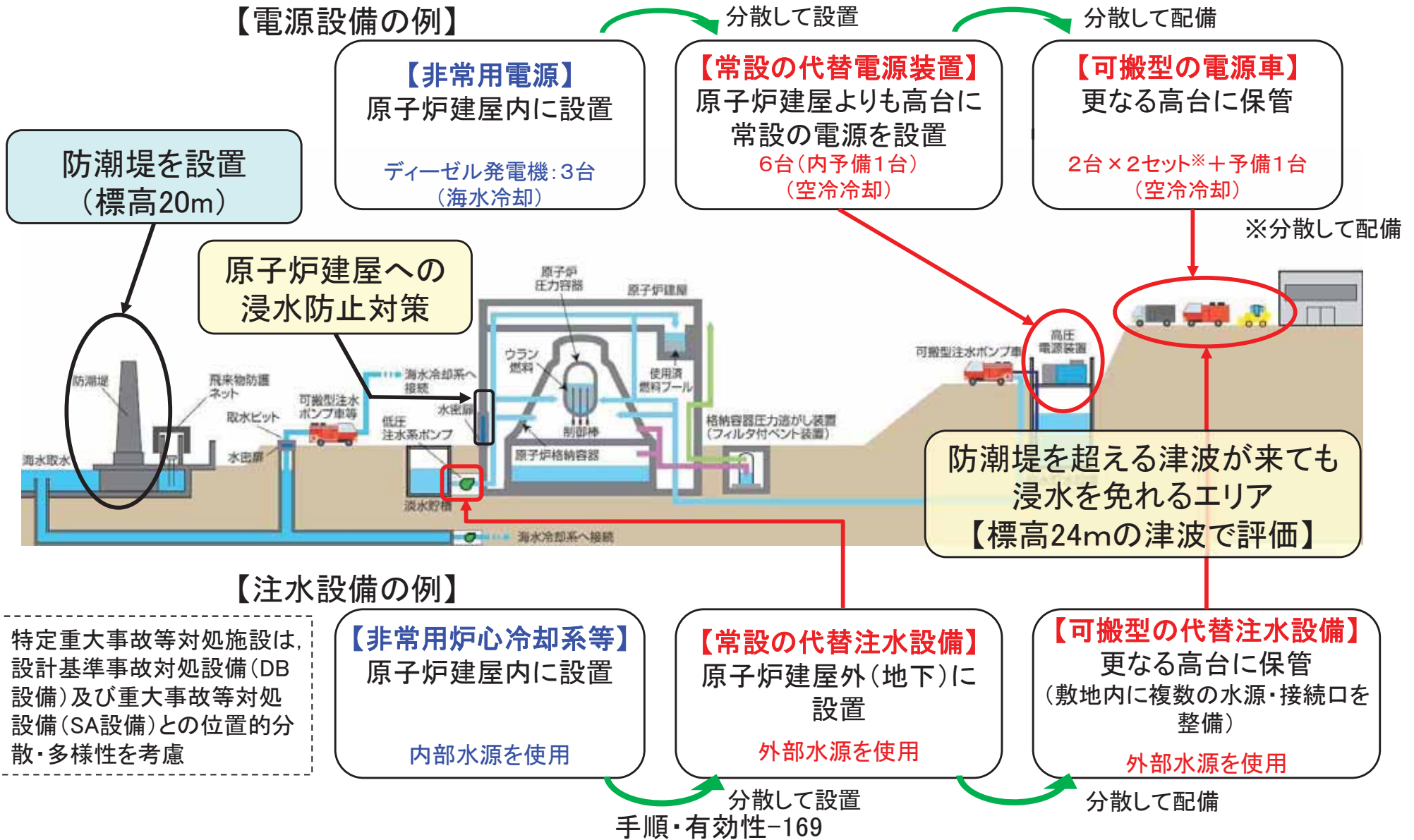


安全対策の種類		概要
異常の発生防止		✓ 設備の故障や運転員の誤操作を防止するための対策 例) 計画外の制御棒の引き抜きを防止するインターロック等
異常の拡大防止		✓ 設備の故障や運転員の誤操作によって異常な状態が発生した場合に、燃料の損傷を防止する対策 例) 炉内パラメータを監視し、異常時にそれを検知して原子炉を停止する。
事故の影響緩和	設計基準事故対処設備 (福島第一原子力発電所事故以前からの安全対策設備) 【設計基準対象設備】	✓ 冷却材喪失事故(LOCA)のような設計基準事故が発生した場合にも、著しい炉心の損傷を防止し、放射性物質を閉じ込めることで敷地外への影響を抑制するための対策 例) 非常用炉心冷却系による「冷やす」、格納容器による「閉じ込める」の維持
重大事故等への対処	重大事故等対処設備 (新たに設置する安全対策設備) 【重大事故等対処設備】	✓ 一部の設計基準事故対処設備が機能喪失した場合でも著しい炉心損傷を防止するための対策(設計基準事故対処設備との位置的分散を考慮) 例) 原子炉建屋外に設置した代替ポンプによる外部水源からの注水手段の確保 ✓ 燃料が熔融するような事故が発生した場合も、放射性物質の放出を抑制するために格納容器の健全性を維持する対策 例) コリウムシールドによる熔融炉心-コンクリート反応の防止
	特定重大事故等対処施設 (更なるバックアップ設備) 【特重施設】	✓ 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮した上で、格納容器の健全性を維持するための更なるバックアップ設備

23. 安全対策における深層防護の考慮について

深層防護の考え方に基づく多層的・多重的な安全対策

- 重大事故等対処設備(赤字)は、設計基準事故対処設備(青字)と共通の要因で同時に故障することがないように、位置的分散や多様性を考慮した設計とすることで信頼性を確保している。

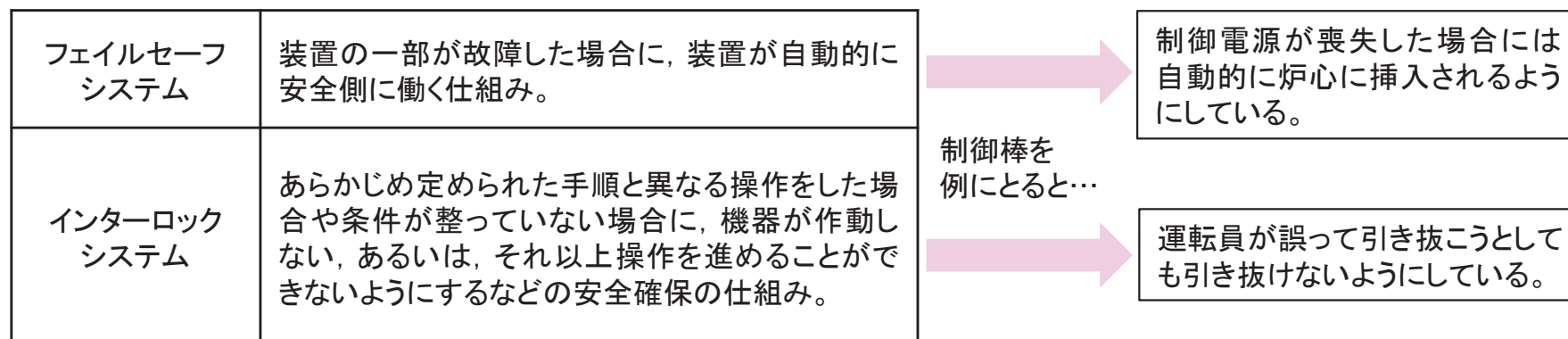


23. 安全対策における深層防護の考慮について 異常の発生防止



主に通常運転に係る設備において、**機器の故障／誤操作等によって異常が発生することを防止**するために、以下を配慮した設計としている。

- 確立された規格，基準に基づく設計（適切な余裕の確保，耐震設計）
- 運転員の誤操作を防止する設計（インターロック，マン・マシンインターフェイス配慮等）
- 機器故障等が直ちに異常に繋がらない設計（フェイルセーフ，固有の安全性等）



23. 安全対策における深層防護の考慮について 異常の拡大防止

前段の対策をとっても異常・故障の発生を皆無にできないと考える

異常や故障が生じたとしても、異常を早期に検知し、異常が拡大しないうちに原子炉の停止等の必要な措置を講じて、事故への拡大を防止する

- 異常を早期検知する監視・警報システムの設計(計装)
- 異常を検知した場合に、原子炉を緊急に「止める」設計(安全保護系, 原子炉停止系)

地震動の感知による原子炉の緊急停止

原子炉建屋内で大きな揺れが感知された場合、原子炉停止系により自動的かつ速やかに原子炉を停止する

※ 基礎盤上端で水平動250ガル又は鉛直動120ガル以上を感知した場合

※ 地震動は、まずP波が対象地点に到達して初期微動が始まり、その後にS波が到来して主要動が始まる

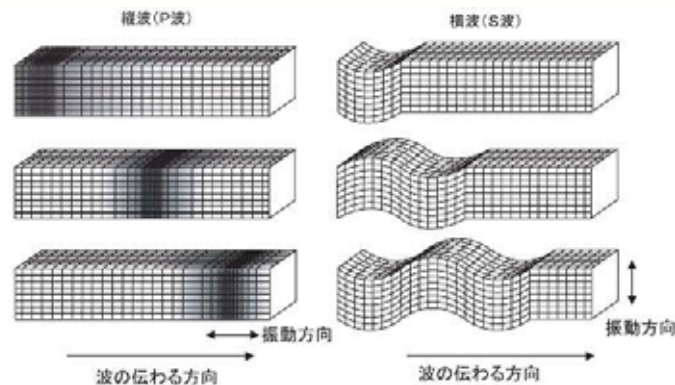
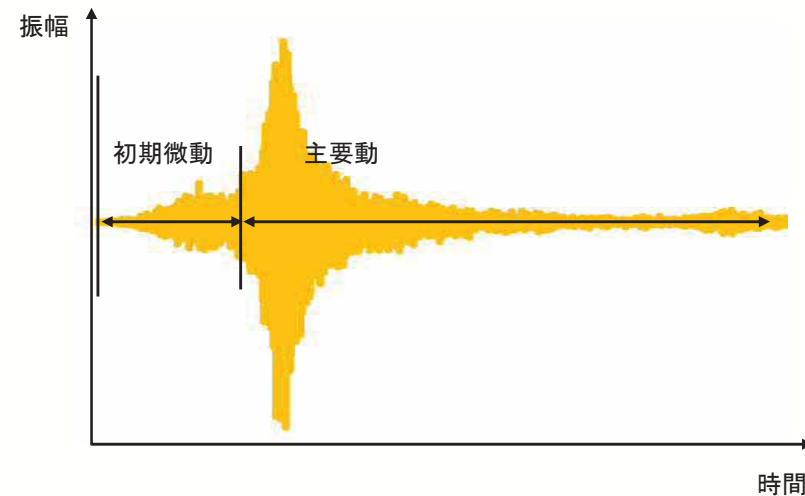


図2-2 地震波(実体波)の伝わりかた

縦波(P波)は進行方向と同じ向きに振動する。横波(S波)は進行方向に対して直交する向きに振動する。



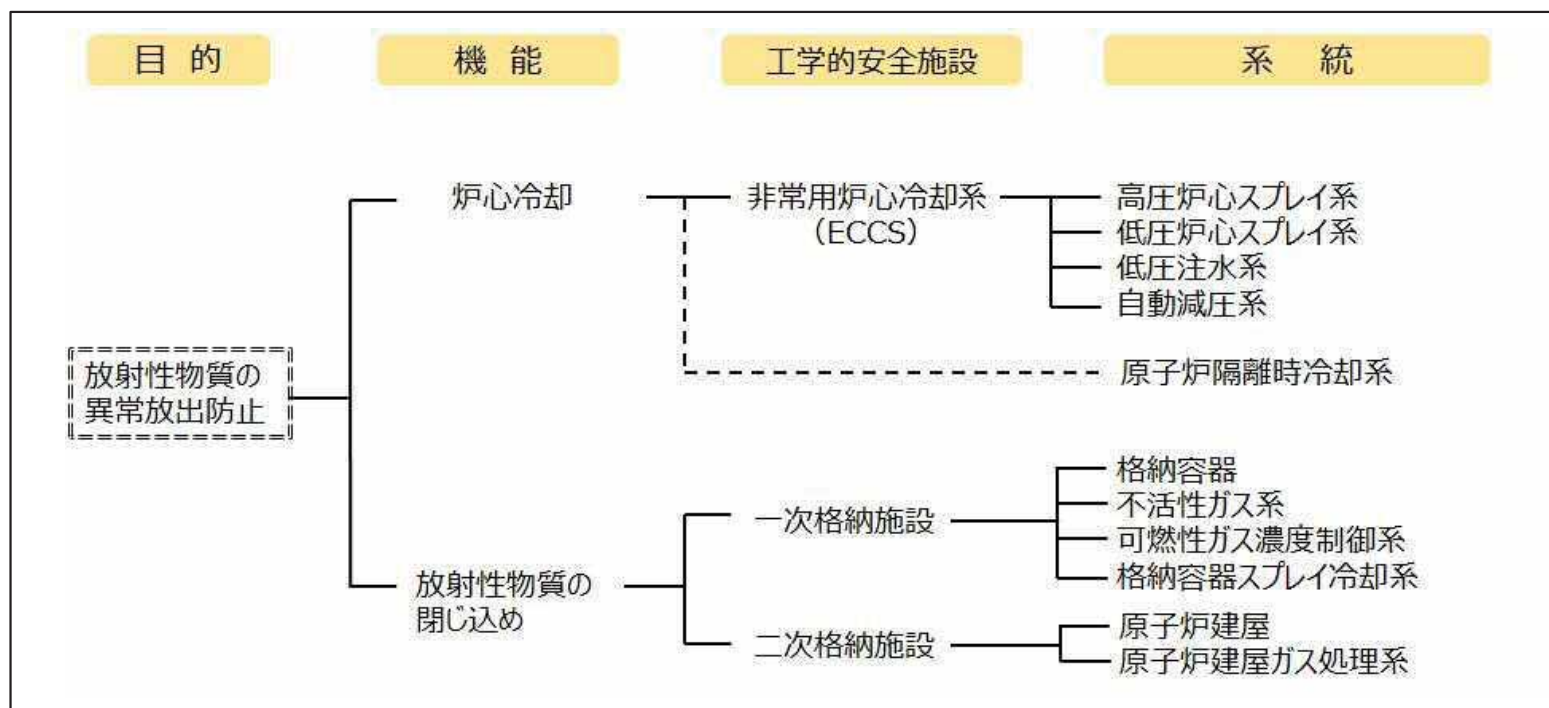
23. 安全対策における深層防護の考慮について 事故の影響緩和

前段の対策をとっても異常・故障の拡大(事故の発生)があると考える

原子炉冷却材喪失事故(LOCA)など設計基準において想定する事故(設計基準事故)に対して、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する

- ✓ 事故時に原子炉を「冷やす」設計(非常用炉心冷却系(ECCS))
- ✓ 放射性物質を「閉じ込める」設計(格納容器, 格納容器スプレイ等)

設計基準内の外部事象(自然現象)に対して安全機能を維持する設計とする



※ 設計基準事故は、非常用炉心冷却系などの安全上特に重要な安全施設の設計の妥当性を確認するために想定する事故のこと。

23. 安全対策における深層防護の考慮について 重大事故等への対処(著しい炉心損傷の防止)

前段の対策をとっても重大事故に至る可能性があると考える

想定を超える事故によって、前段までで整備した安全機能の一部が喪失した場合に対しても、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する

- 多重故障・共通要因故障等により、設計基準事故の発生とその緩和設備の安全機能が喪失することを想定し、炉心損傷を防止するための対策を検討

設計基準を超える外部事象(自然現象)が発生した場合の検討も実施する

共通原因による安全機能の一斉喪失などを想定した事故シーケンスの分析

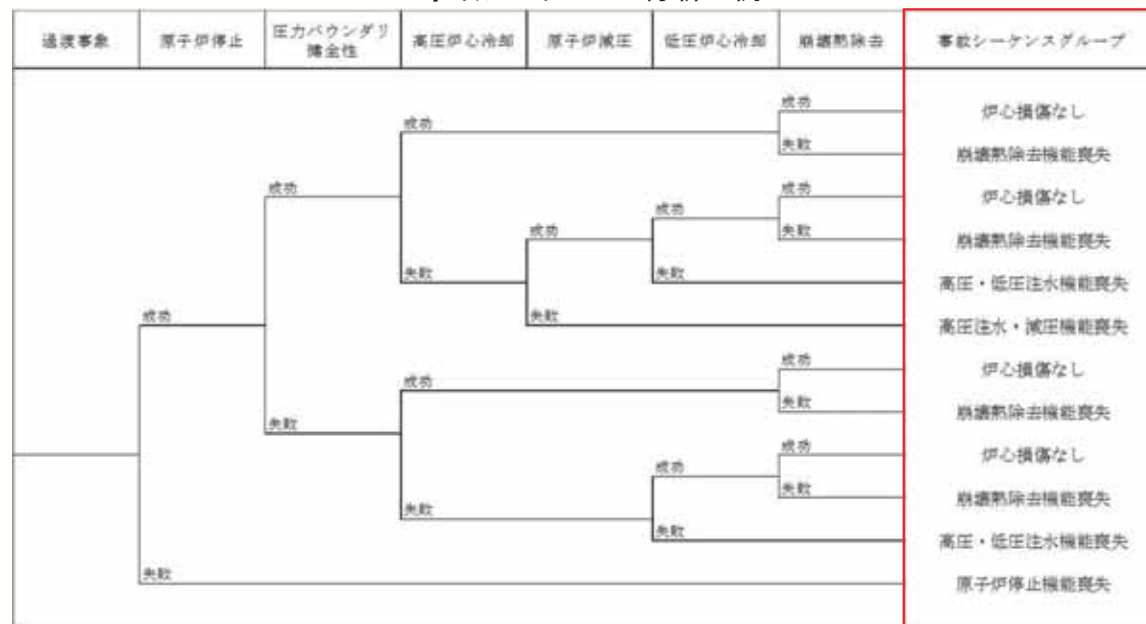
確率論的リスク評価等による網羅的な事故シーケンスの分析※



炉心損傷防止／格納容器破損防止のための対策

※ 確率論的リスク評価手法が確立していない自然現象についても、設計基準を超える場合の定性的な分析を実施

事故シーケンスの分析の例



23. 安全対策における深層防護の考慮について 重大事故等への対処(格納容器破損防止)

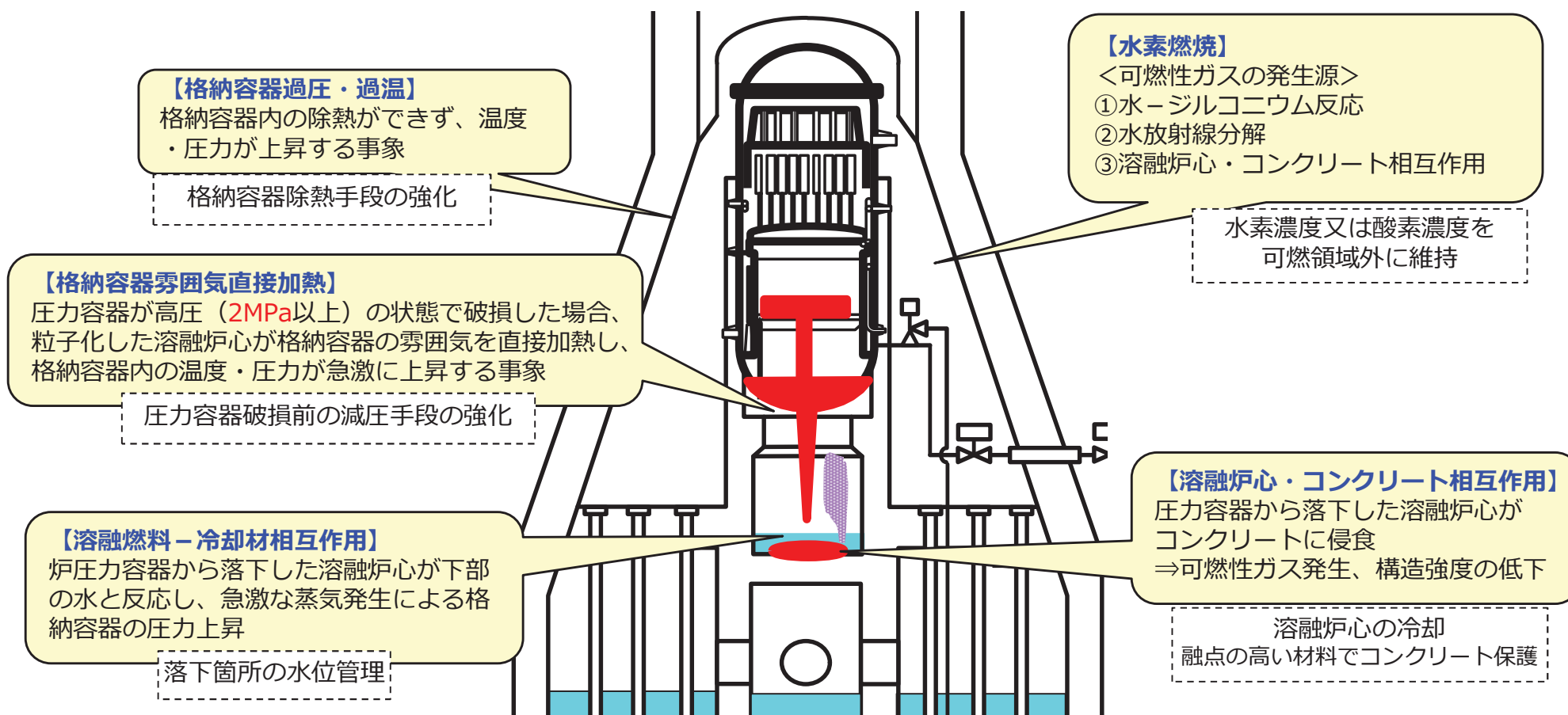


前段までの対策をとっても著しい炉心損傷が発生する可能性があると考える

格納容器の健全性を維持し、大規模な放射性物質の放出を防止するための対策を講じる

- 著しい炉心損傷が発生した場合に想定される格納容器の健全性維持の観点から脅威となる物理・化学現象に対する対策を実施(重大事故時の環境条件に対する耐性を考慮)

※更に過酷な状況に陥った場合も想定し、大規模損壊に対する手順を整備



23. 安全対策における深層防護の考慮について (参考)IAEAにおける深層防護



深層防護レベル(INSAG-10)

「原子力安全の基本的考え方について」第 I 編 別冊 深層防護の考え方, AESJ-SC-TR005(ANX):2013, p.51より抜粋

	防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段
当初設計 プラントの	レベル 1	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・運転における高い品質
	レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御, 制限及び防護系, 並びにその他のサーベランス特性
	レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順
設計基準外	レベル 4	事故の進展防止及びシビアアクシデントの影響緩和を含む, 過酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護を含めたアクシデントマネジメント
計画 緊急時	レベル 5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
1	第11回	資料2-6	4	・備考欄の参照ページを修正	記載適正化	敦賀発電所2号機審査資料の不適切事案による東海第二発電所への影響確認により一部修正
2	第11回	資料2-6	5	・「加入電話設備（加入電話機・加入FAX）【有線、衛星】」を「加入電話設備（加入電話機・FAX）【有線、衛星】、加入電話設備（PHS端末）」へ修正	記載適正化	同上
3	第11回	資料2-6	6	・「専用電話」を「専用電話設備」へ修正	記載適正化	同上
4	第11回	資料2-6	8	・「テレビ会議（社内）」を「テレビ会議システム（社内）」へ修正	記載適正化	同上
5	第11回	資料2-6	11	・「非常用ディーゼル発電機」を「非常用ディーゼル発電機等」へ修正	記載適正化	同上
6	第11回	資料2-6	14	・通信設備（発電所内）の多様性の表中、「携行型有線通話装置」を「携行型優先通話装置」へ修正	記載適正化	同上
7	第11回	資料2-6	15	・「自治体」を「地方公共団体」へ修正	記載適正化	同上
8	第11回	資料2-6	18	・「[2-5-8再掲]」を「[2-6-9再掲]」へ修正	記載適正化	同上
9	第11回	資料2-6	19	・「[2-5-9再掲]」を「[2-6-10再掲]」へ修正	記載適正化	同上
10	第11回	資料2-6	20	・図中の黒枠となっていた充電池を赤枠の充電池へ修正 ・ページ番号の上、「中央制御室における通信連絡設備の電源構成」に「[2-6-7再掲]」を追記	記載適正化	同上
11	第11回	資料2-6	21	・ページ番号の上、「緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成」に「[2-6-8再掲]」を追記	記載適正化	同上
12	第11回	資料2-7	5	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上
13	第11回	資料2-8	24	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上
14	第15回	資料1-2補足説明	26	・「外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失（RCIC成功）」を「外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後RCIC停止）」へ修正	記載修正	同上
15	第15回	資料1-2補足説明	42	・<原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー>において、格納容器破損モード欄の下から3行目の「後続事象（原子炉圧力容器破損）」を「過温破損」へ修正	記載修正	同上
16	第15回	資料1-2補足説明	52	・重要事故シーケンス選定の考え方において、「炉心損傷防止」を「燃料損傷防止」へ修正	記載適正化	同上
17	第16回	資料3	論点 No. 60- 23	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
18	第21回	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）	7	・「燃料被覆管の最高温度<1200℃」を「燃料被覆管の最高温度≤1200℃」へ修正	記載適正化	同上
19	第21回	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）	12	表の着眼点欄の記載を修正。 ・高圧・低圧注水機能喪失の⑤、⑥ ・高圧注水、減圧機能喪失の③	記載修正	同上
20	第21回	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）	26	・「年超過確率は 10^{-6} を下回り」を「年超過確率は 10^{-6} 程度」へ修正	記載修正	同上
21	第21回	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）	82	「<」を「≤」へ修正。 炉心損傷防止対策 ・燃料被覆管の最高温度≤1,200℃ ・燃料被覆管の酸化量≤15% ・敷地境界での実効線量≤5mSv 格納容器破損防止対策 ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力≤2.0MPa[gage] ・格納容器内酸素濃度≤5vol%	記載適正化	同上
22	第21回	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）	83	①事故シーケンスの記載修正 全交流動力電源喪失 ・「RCIC成功」を「蓄電池枯渇後RCIC停止」へ修正 ・外部電源喪失+非常用D/G失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗に（HPCS失敗）を追加 ②主な炉心損傷防止対策の記載修正 崩壊熱除去機能喪失 ・「フィルタベント設備」を「格納容器圧力逃がし装置」へ修正	記載修正	同上
23	第21回	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）	84	主な炉心損傷防止対策の記載修正 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） ・「原子炉注水」を「手動減圧」へ修正	記載適正化	同上
24	第21回	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）	87	評価結果（判断基準）欄の記載修正 ・「①燃料被覆管温度（<1,200℃）」を「①燃料被覆管温度（≤1,200℃）」へ修正	記載適正化	同上
25	第21回	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）	95	評価結果（判断基準）の記載修正 原子炉冷却材の流出 ・「①燃料有効長頂部から約2.1m」を「①燃料有効長頂部から約15m」へ修正 ・「②確保可（・・・約1.7m上）」を「②確保可（・・・約2.6m上）」へ修正	記載修正	同上
26	第22回	東海第二発電所 地震対策への対応について（改訂版）	400	・まとめ資料（地震対策）への22回WT論点説明資料の一部（論点No. 23-14ページ）追加	記載適正化	同上
27	第23回	外部事象対策について（改訂版）・（自然事象（地震・津波を除く）及び人為事象への対応）	153～155	・日立LNG基地のガスタンクからの大量漏えいに係る検討評価を追加（論点No. 59の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
28	第23回	電源設備への対応について（改訂版）	54	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池に関して別紙を参照（論点No. 113の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
29	第23回	電源設備への対応について（改訂版）	60	・「<別紙3> 逃がし安全弁による原子炉減圧機能の強化内容」を追加（論点No. 113の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
30	第23回	電源設備への対応について（改訂版）	61	・「<別紙4> 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置」を追加（論点No. 113の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
31	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	163～165	・グラフの凡例の適正化 ・関連温度移行量が負値のデータへの中性子照射量の追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
32	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	167	・関連温度評価を全ての部位で実施した旨の追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
33	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	170	・原子炉運転期間中の温度条件の記載について追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
34	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	172	・熱影響部の監視試験結果の母材による包絡性、関連温度及び最低使用温度評価に保守性ある旨を追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
35	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	175	・グラフの凡例の追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
36	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	179	・監視試験の保守性の整理について追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
37	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	183～185	・第5回目の監視試験方法、監視試験の母材による代表性に関する知見について追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
38	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	292～293, 305	・指示、指示模様、欠陥、ひびについて用語をひび割れで統一（第22回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
39	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	345	・特別点検で溶接金属、熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかった旨を追記（第22回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
40	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	11	・要員数の図の適正化（論点No. 115の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
41	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	15	・参集要員に関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
42	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	17	・参集ルートに関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
43	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	20	・要員の運搬及び資機材等の輸送についての説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
44	第23回	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）	73～76	・手順書の体系と概要の説明ページを追加 ・手順書の作成にあたって考慮する事項の説明ページを追加（論点No. 112の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
45	第23回	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）	81	・要員数の図の適正化（論点No. 115の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
46	第23回	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）	85	・参集要員に関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
47	第23回	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）	87	・参集ルートに関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
48	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	37～43	・特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更についての説明ページを追加（論点No. 104・107の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
49	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	44～47	・格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フローの説明ページを追加（論点No. 105の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
50	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	48～56	・重大事故等対処設備の重要度の区分の説明ページを追加（論点No. 111の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
51	第23回	計装設備への対応について（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-4、第23回分のうち論点No. 107及び論点No. 121を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
52	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・(改訂版)	13	・一斉通報システムが使えない場合の対応について追記 (第23回委員指摘反映)	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
53	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・(改訂版)	18~20	新 ・発電所への外部支援に関する説明ページを更新 (論点No. 108の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
54	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・(改訂版)	49~58	・災害対策支援拠点の運用性確保に関する説明ページを追加 (論点No. 147, 148の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
55	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について (改訂版)	—	・まとめ資料として新規作成 ・第12回資料3-4, 第24回分のうち論点No. 137, 149, 150, 153, 154, 155, 158を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
56	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について (改訂版)	33, 37, 38	・発電長と災害対策本部長の権限について補足 (第23回委員指摘反映)	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
57	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について (改訂版)	36	・緊急時対応の体制等の整備スケジュールを追加 (第15回委員指摘反映)	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
58	第24回	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)	49	・代替循環冷却系の使用可否での格納容器容器ベント時間の説明ページを更新 (論点No. 122の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
59	第24回	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)	73, 77, 78	・発電長と災害対策本部長の権限について補足 (第23回委員指摘反映)	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
60	第24回	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)	74, 75	・論点説明にあたり朱書き・下線強調した箇所を反映 (論点No. 149, 150, 153, 154, 158の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
61	第24回	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)	85	・一斉通報システムが使えない場合の対応について追記 (第23回委員指摘反映)	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
62	第24回	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)	138~147	・事故シーケンスの選定方法の着眼点について説明ページを追加 (論点No. 114の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
63	第24回	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)	148~150	・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の説明ページを追加 (論点No. 118の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
64	第24回	停止・冷却設備への対応について (改訂版)	57, 58	・格納容器ベント系配管による線量影響の説明ページを追加 (論点No. 106の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
65	第24回	停止・冷却設備への対応について (改訂版)	59~61	・重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付けの説明ページを追加 (論点No. 119の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
66	第24回	停止・冷却設備への対応について (改訂版)	62, 63	・重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方の説明ページを追加 (論点No. 120の反映)	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
67	第24回	事故対応基盤について (監視測定設備への対応) (改訂版)	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-5, 第24回分のうち論点No. 102を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
68	第24回	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)	—	・まとめ資料として新規作成 ・第9回資料3-2, 第24回分のうち論点No. 103, 122を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
69	第24回	事故対応基盤について (緊急時対応資機材への対応) (改訂版)	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-8, 第24回分のうち論点No. 123, 135を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
70	第24回	事故対応基盤について（緊急時対応資機材への対応）（改訂版）	12	・放射性物質吸着材の写真を更新（論点No. 149, 150, 153, 158の反映）	当該WTの個別論点資料からの新規追加分	
71	第25回	内部溢水への対応について（改訂版）	16, 39	・スロッシングによる使用済燃料プールの水位低下の評価における溢水量の扱いについて※1に追加	記載適正化	
72	第25回	内部溢水への対応について（改訂版）	28	・溢水の評価を行い安全機能の確保を確認した旨に記載を修正（第18回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
73	第25回	内部溢水への対応について（改訂版）	28	・安全機能を有する系列A系、B系の独立性とそれぞれの溢水対策について追加（第18回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
74	第25回	内部溢水への対応について（改訂版）	38	・溢水量として約付きの二桁表記を追加（第18回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
75	第25回	内部溢水への対応について（改訂版）	40～44	・使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性、基準地震動Ss-32iによる溢水量の見通しの説明ページを追加（論点No. 72, 73の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
76	第25回	電源設備への対応について（改訂版）	16	・鉄塔移設場所の決定予定時期（2018年3月末頃）を削除	安全性向上対策工事の進捗に伴い、設置変更許可申請や設工認変更認可申請の内容、許認可範囲外の工事進捗による内容の変更	
77	第25回	電源設備への対応について（改訂版）	60	・窒素喪失時の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベからの供給先の逃がし安全弁の数について補足（第23回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
78	第25回	電源設備への対応について（改訂版）	69～71	・電源車等の負荷の起動順序と負荷の優先順位・重要度との関係を追加（論点No. 85の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
79	第25回	電源設備への対応について（改訂版）	74	・自主対策設備として緊急時対策所用に電源車を1台確保する旨を追加	安全性向上対策工事の進捗に伴い、設置変更許可申請や設工認変更認可申請の内容、許認可範囲外の工事進捗による内容の変更	
80	第25回	電源設備への対応について（改訂版）	86～93	・高エネルギーアーク損傷（HEAF）と発生抑制対策について追加（論点No. 89の反映）	当該WTの個別論点資料からの新規追加分	
81	第25回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・（改訂版）	31～35	・平時からの医療機関との連携強化のための取組について追加（論点No. 146の反映）	当該WTの個別論点資料からの新規追加分	
82	第25回	放射性物質の拡散抑制対策への対応について（改訂版）	5～17	・放射性物質の拡散抑制対策（放水）の定量的な抑制効果、汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制のメカニズム及び放射性物質吸着材に関する検討の詳細を追加（論点No. 124～126の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
83	第25回	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）	16～18	・ブローアウトパネル開放による原子炉建屋内の水素滞留防止策の効果及び開放時の放射性物質拡散の影響について追加（論点No. 133の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
84	第25回	地震対策への対応について（改訂版）	22, 92～118	・震源を得せず策定する地震動の章に、標準応答スペクトルを用いた評価の節を追加（論点No. 18の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
85	第25回	地震対策への対応について（改訂版）	24	・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド抜粋の記載を修正（審査ガイドの改正による）	記載修正	
86	第25回	地震対策への対応について（改訂版）	131	・震源を特定せず策定する地震動に標準応答スペクトルに基づき策定した地震動を追加したことに伴う修正	記載修正	
87	第25回	事故対応基盤について（監視測定設備への対応）・（改訂版）	8, 16	※「雰囲気圧力・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）」 下線部の括弧抜けの修正	記載適正化	
88	第25回	事故対応基盤について（監視測定設備への対応）・（改訂版）	20, 25～28	・平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び環境放射線モニタリングのページを追加（論点No. 95の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
89	第25回	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）	30, 42, 43	・ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量のページを追加（論点No. 134の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
90	第25回	事故対応基盤について（放射線防護具類等への対応）	2-7-10	・災害対策要員の現場作業における放射線防護具類【参考】のページを追加（論点No. 203の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
91	第25回	事故対応基盤について（放射線防護具類等への対応）	2-7-15, 20～24	・特例緊急被ばく線量の考え方、放水砲による放射性物質の拡散抑制と要員の確保のページを追加（論点No. 201の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
92	第25回	事故対応基盤について（放射線防護具類等への対応）	2-7-15, 2-7-25～28	・長期保守管理や特別な保全等、追加的に行う保守管理に伴う作業員の被ばく量等に関する評価についてのページを追加（論点No. 202の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
93	第25回	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）	152～162	・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を追加（論点No. 128の反映） ・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を追加（論点No. 129の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
94	第25回	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）	163～166	・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を追加（論点No. 130の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
95	第25回	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）	40	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を追加（論点No. 131の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
96	第25回	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）	41～43	・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（論点No. 132の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
97	第26回	外部事象対策について（改訂版） （自然事象（地震・津波を除く）及び人為事象への対応）	85～91	・事前予測できず竜巻が襲来した場合も含めた竜巻対策の成立性や時間的余裕等について追加（論点No. 226の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
98	第26回	外部事象対策について（改訂版） （自然事象（地震・津波を除く）及び人為事象への対応）	154	・LNG基地のLNGタンクの増設を反映し、評価ケースの記載を「現行施設の条件」から「従来の施設条件」に見直し	記載適正化	
	第26回	外部事象対策について（改訂版） （自然事象（地震・津波を除く）及び人為事象への対応）	161, 163～164	・LNG基地のガスタンクからの大量漏えいに係る検討評価について、必要な離隔距離に係る評価の内容を追加	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
99	第26回	外部事象対策について（改訂版） （自然事象（地震・津波を除く）及び人為事象への対応）	217	・有毒ガスに係る対応について、評価を実施して対策を策定し、原子炉設置変更許可を取得した旨を記載	安全性向上対策工事の進捗に伴い、設置変更許可申請や設工認変更認可申請の内容、許認可範囲外の工事進捗による内容の変更	
100	第26回	内部溢水への対応について（改訂版）	67～68	・水密扉の開閉状態の表示及び運用管理について追加 （論点No. 76の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
101	第26回	内部溢水への対応について（改訂版）	69～71	・火災防護計画において具体的に定める事項及び溢水対策との関係について追加 （論点No. 77の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
102	第26回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	39～40	・協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価について追加 （論点No. 156の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
103	第26回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	41～52	・発電所員及び協力会社員も含めた安全文化育成・維持活動について追加 （論点No. 216の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
104	第26回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	53～60	・発電所の安全確保等に係る技術伝承等を含めた教育・訓練について追加 （論点No. 157の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
105	第26回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	61～66	・当社の人材確保の取組・工夫について追加 （論点No. 159の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
105	第26回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	67～80	・安全確保活動におけるヒューマンファクターの考慮について追加 （論点No. 160の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
106	第26回	燃料有効長頂部位置データの不整合等に係る原因・対策及び水平展開について（改訂版）	5～61	各種安全評価、特別点検等の点検範囲、各種規定等への影響について纏めて整理 （論点No. 209の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
107	第26回	燃料有効長頂部位置データの不整合等に係る原因・対策及び水平展開について（改訂版）	5, 8	燃料有効長頂部位置の適正化前後の線源位置及び線量率評価点について追加 （論点No. 210の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
108	第26回	燃料有効長頂部位置データの不整合等に係る原因・対策及び水平展開について（改訂版）	5～7, 9, 10, 13～41	原子炉水位計設定根拠書の不整合による影響、運転停止中の有効性評価の適正化による再評価結果、原子炉圧力容器の特別点検の追加点検について追加 （論点No. 211の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
109	第26回	燃料有効長頂部位置データの不整合等に係る原因・対策及び水平展開について（改訂版）	5, 11, 12, 42～61	問題点の抽出と背後要因・根本原因の分析、再発防止策の検討を経て、安全文化の観点を踏まえたQMSの改善について追加 （論点No. 212, 214の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
110	第26回	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）	53～57	安全対策工事の設計の仕様や思想を反映した施工、検査等について追加 （論点No. 200の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加	
111	第26回	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）	13	特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更を踏まえ、図を差替え。特重兼用につき、配置場所をマスキング （論点No. 104・107の反映）	記載適正化	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
111	第26回	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）	44～49	・格納容器下部（ペDESTAL）の水位管理方法について追加（論点No. 127の反映）	今回WTの個別論点資料からの新規追加分	
112	第26回	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）	50～52	・緊急用海水系の信頼性の評価について追加（論点No. 151の反映）	今回WTの個別論点資料からの新規追加分	
113	第26回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	48～55	・安全機能の分類及び多重性・多様性・独立性の定義について追加（論点No. 194の反映）	今回WTの個別論点資料からの新規追加分	
114	第26回	有毒ガス防護対策について	—	・まとめ資料として新規作成（論点No. 229の反映）	今回WTの個別論点資料からの新規追加分	
115	第26回	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）	167～175	・安全対策における深層防護の考慮について追加（論点No. 196の反映）	今回WTの個別論点資料からの新規追加分	
116	第26回	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）	23～37	・参考資料のうち、ブローアウトパネル閉止装置関係資料を「補足説明資料1」として集約	記載適正化	