

# 中国電力資料

## 【説明順】

- ・論点項目<7>  
どのような重大事故を想定して、どのような設備で対処するのか
- ・論点項目<8>  
想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの大きい事象はないか
- ・論点項目<9>  
福島第一原子力発電所事故相当の事象が起きた場合に燃料の損傷が防止できるか
- ・論点項目<10>  
圧力容器からの溶融燃料の流出に備えコアキャッチャーのような対策は取られているか
- ・論点項目<11>  
水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか
- ・論点項目<12>  
大型航空機の衝突等のテロ対策は取られているか
- ・論点項目<20>  
フィルタベントの使用により、どの程度放射性物質の放出を低減できるのか
- ・論点項目<21>  
フィルタベント使用時の弁操作、ラプチャーディスク破裂は確実か
- ・論点項目<22>  
フィルタベントの使用を判断する条件は何か

---

- 論点項目<7>

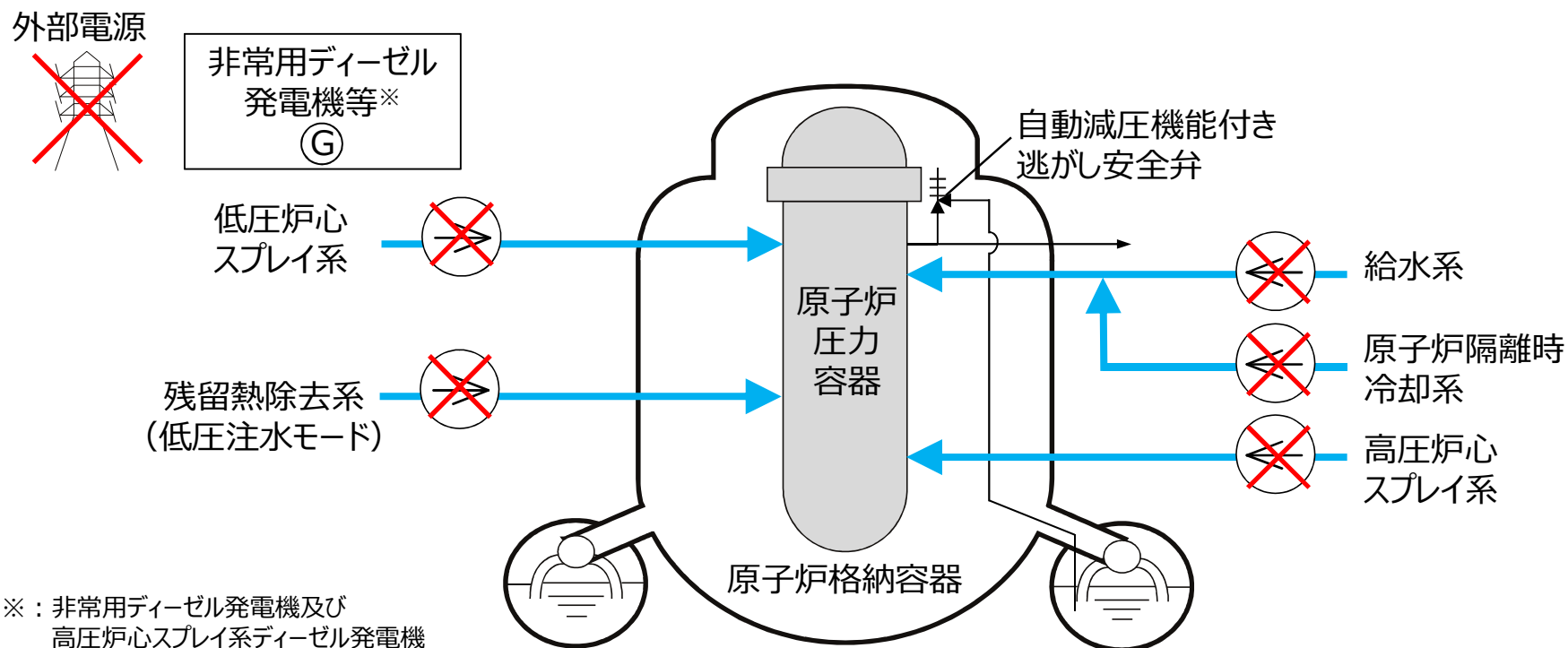
どのような重大事故を想定して、どのような設備で  
対処するのか

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

# 1-1 高圧・低圧注水機能喪失（1/2）

## ■ 事象概要

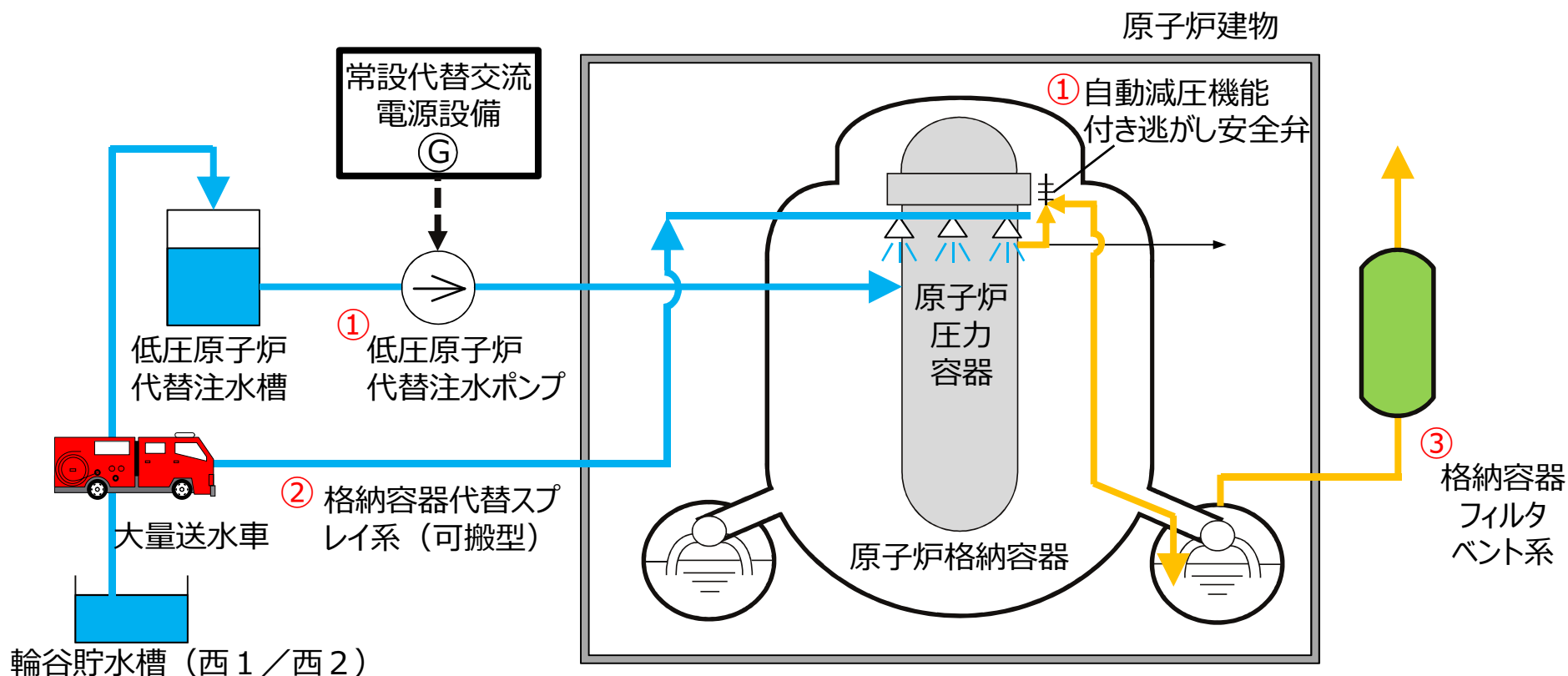
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



# 1-1 高圧・低圧注水機能喪失（2/2）

## ■ 対策概要

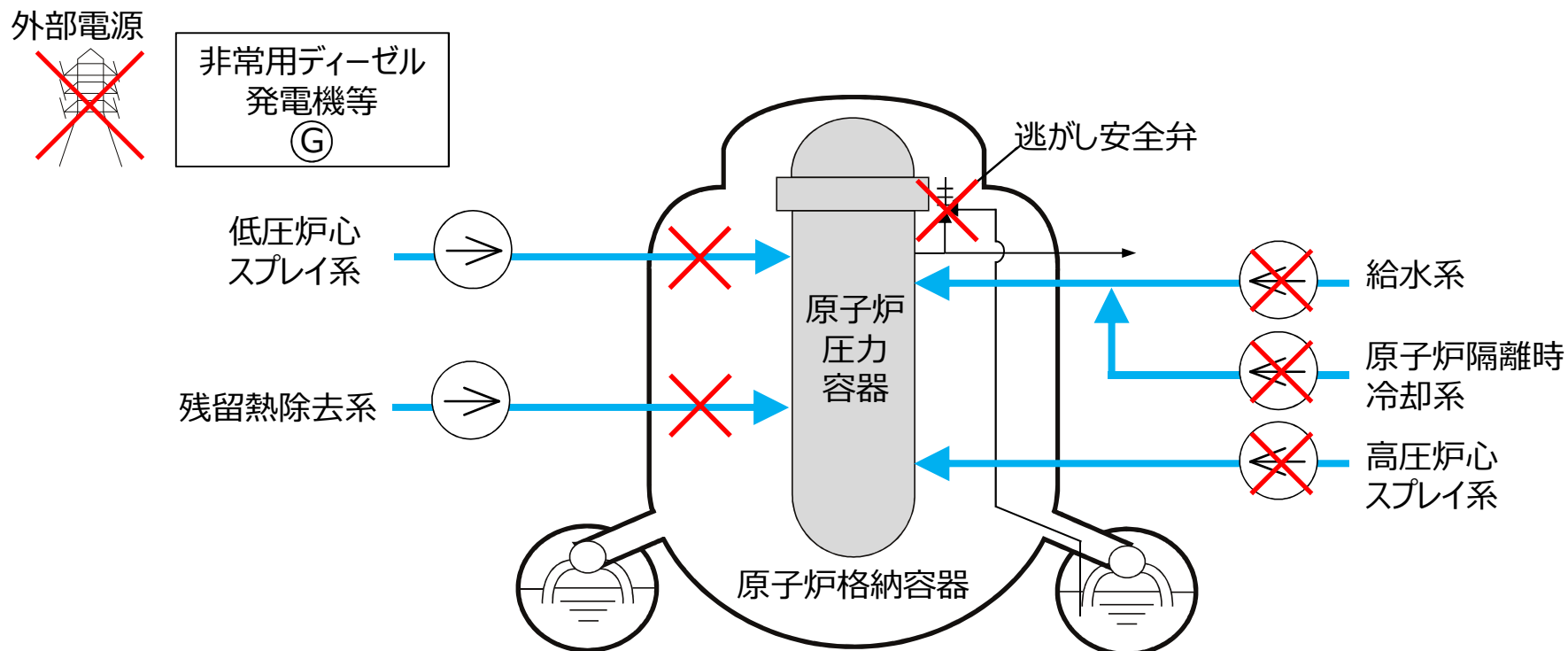
- ① 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- ③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



## 1-2 高圧注水・減圧機能喪失（1/2）

### ■ 事象概要

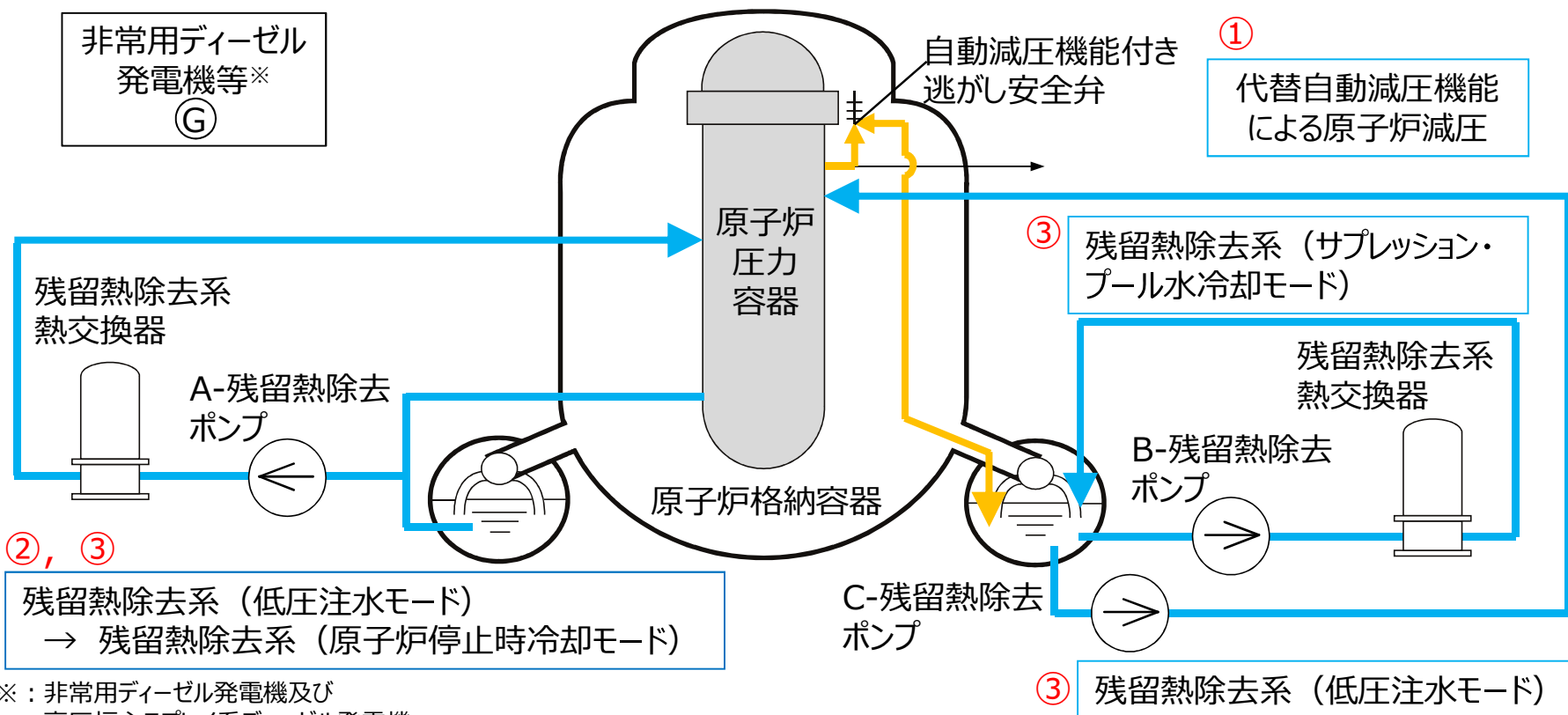
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧系）が喪失する。
- 原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



# 1-2 高圧注水・減圧機能喪失（2/2）

## ■ 対策概要

- ① 代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁により原子炉を減圧
- ② 原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却
- ③ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱。原子炉注水は残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉水位を維持

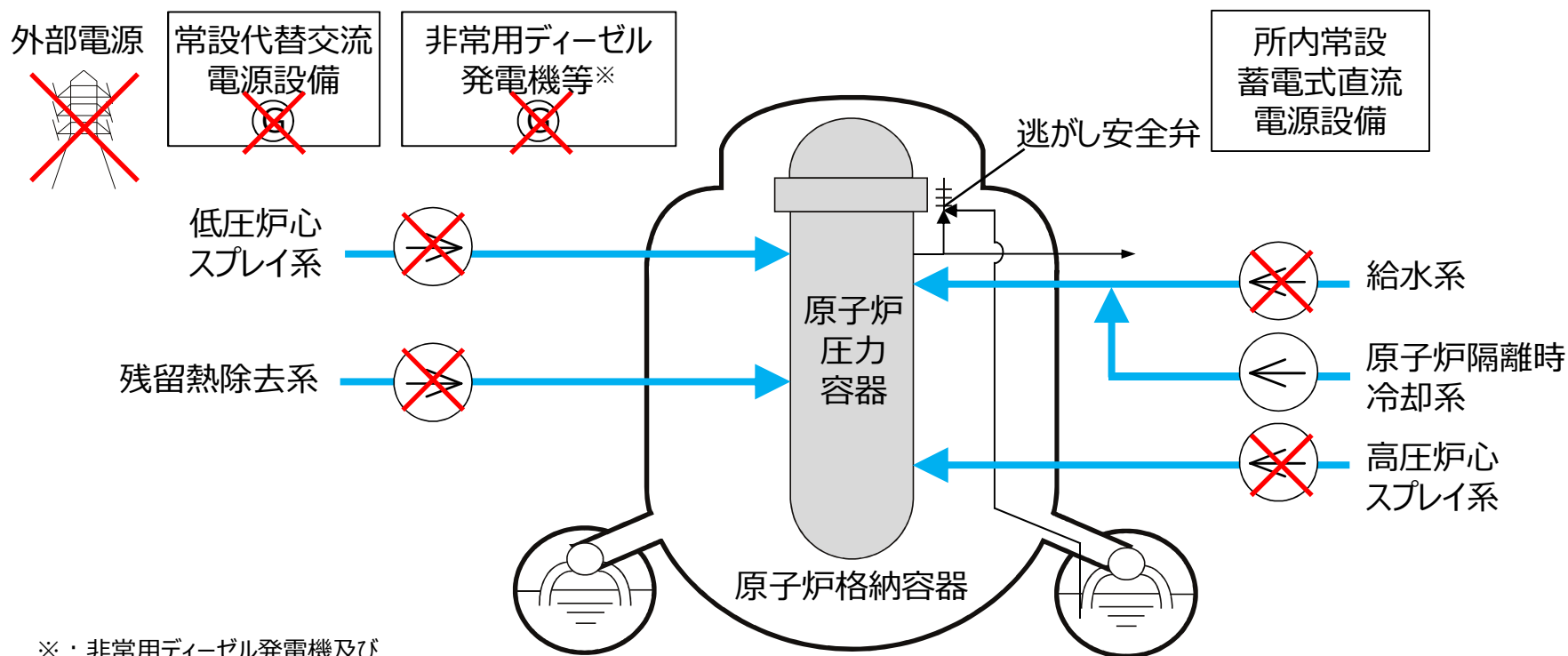


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（1/2）

## ■ 事象概要

- 全交流動力電源喪失後，原子炉隔離時冷却系が自動起動するが，直流電源の枯渇により原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



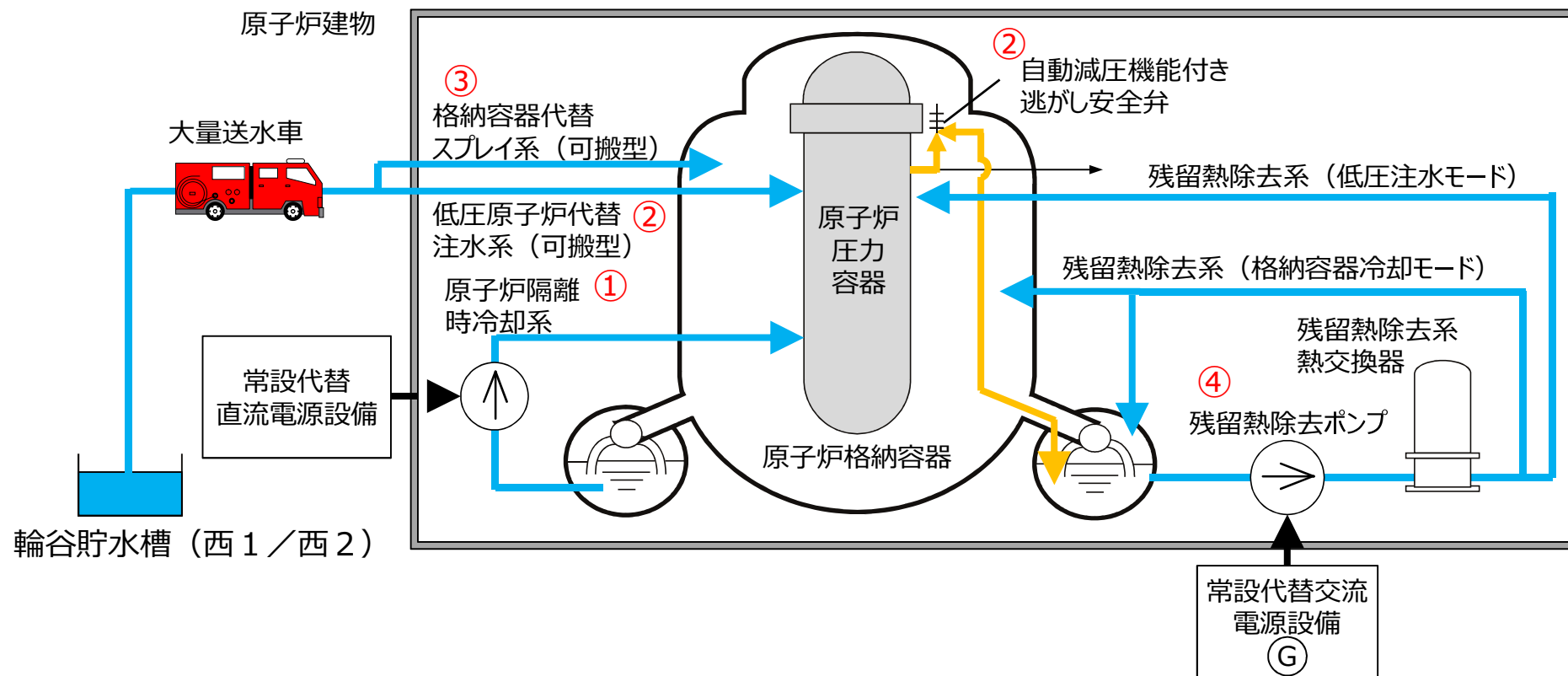
※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機



# 1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（2/2）

## ■ 対策概要

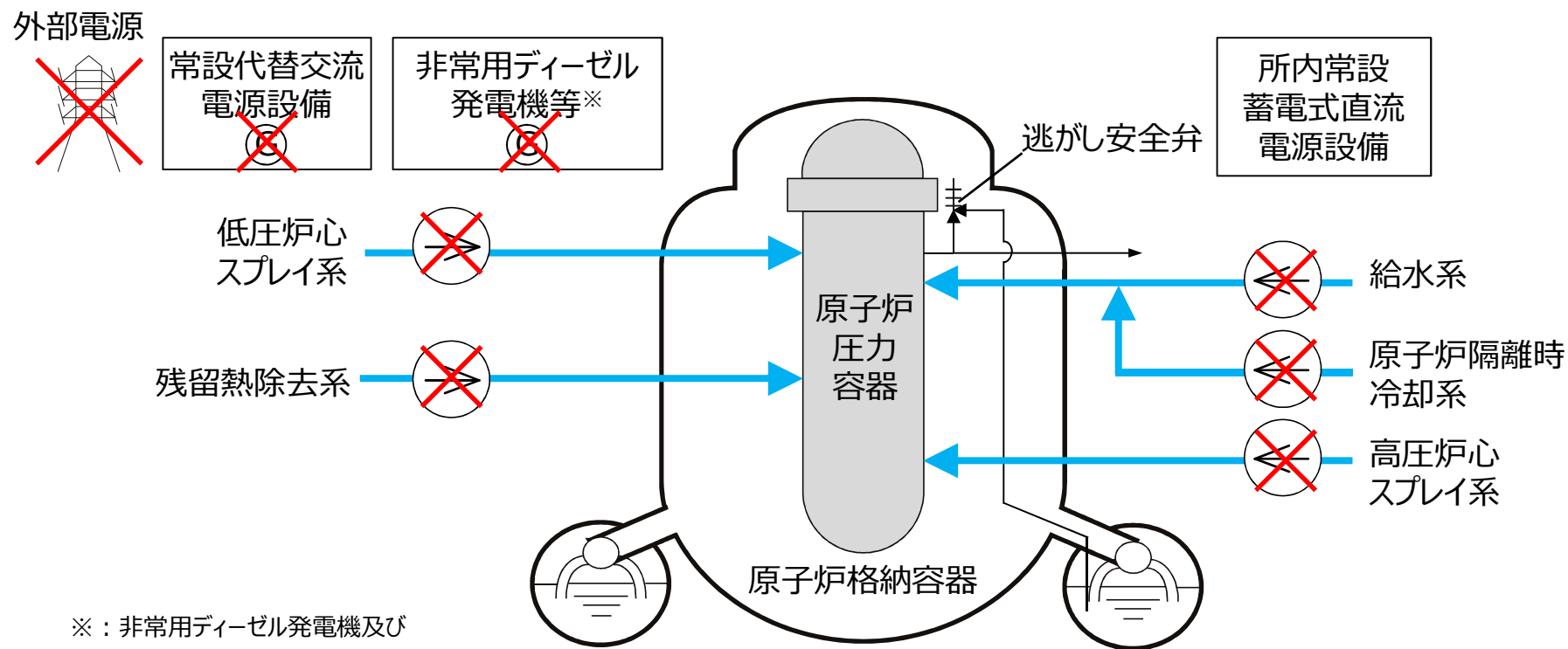
- ① 常設代替直流電源設備の蓄電池から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生約8時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却【事象発生約8時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器を除熱【事象発生約19時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施



# 1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (1/3)

## ■ 事象概要 (TBU)

- 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

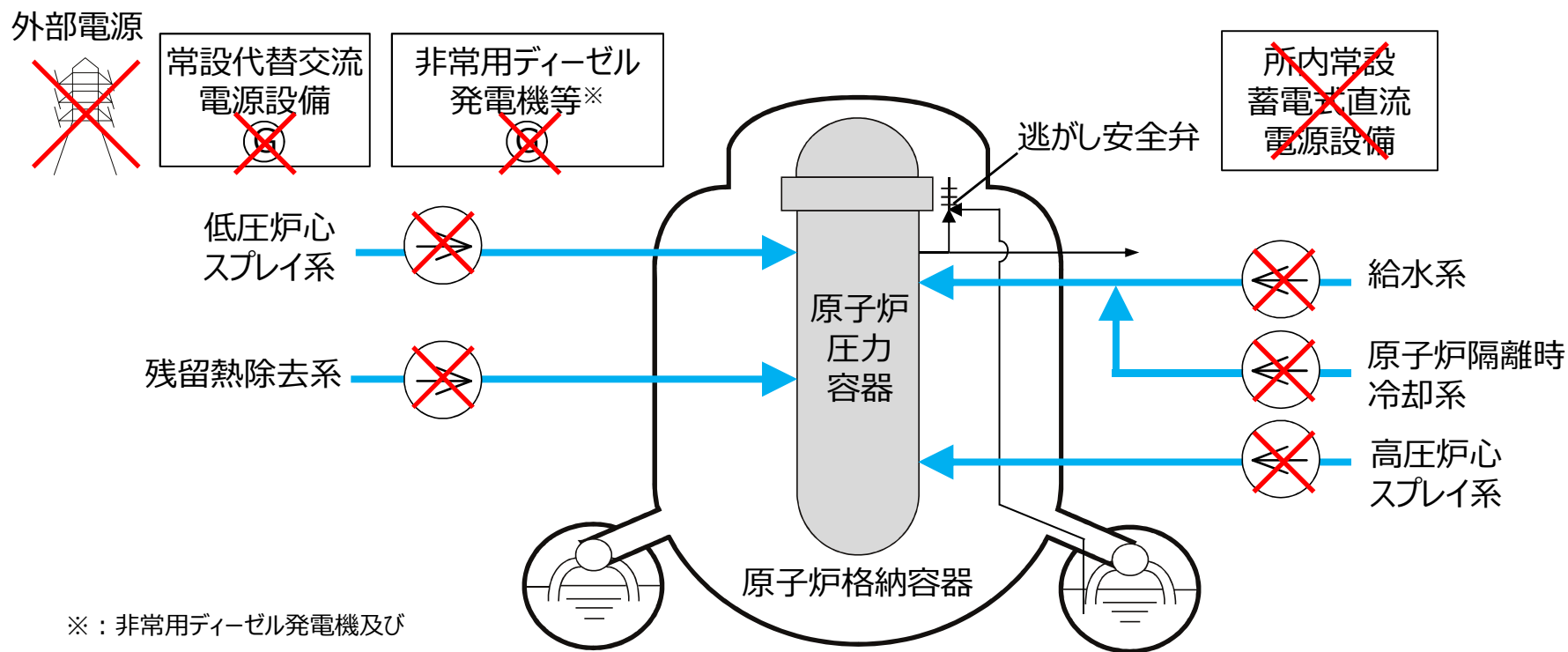


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

## 1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (2/3)

### ■ 事象概要 (TBD)

- 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失することを想定する。
- 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

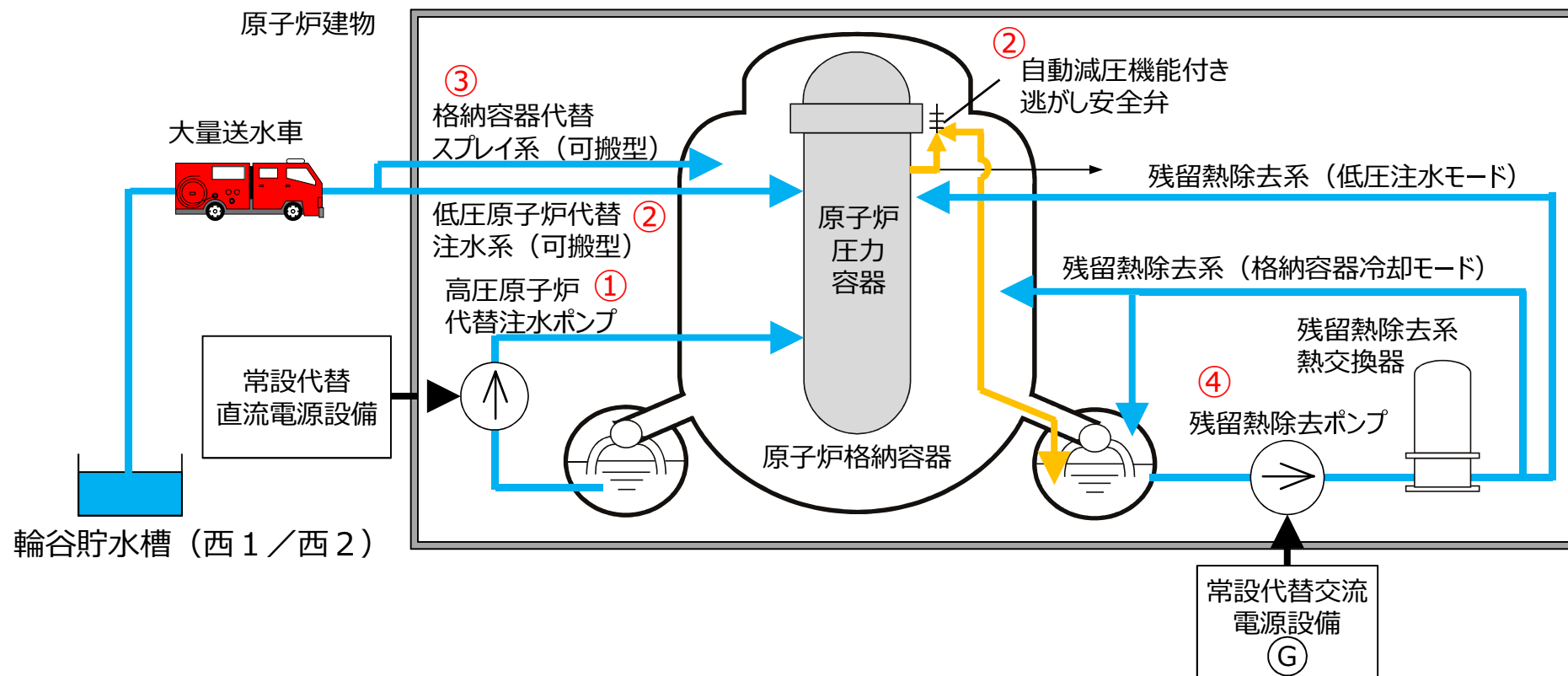


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (3/3)

## ■ 対策概要

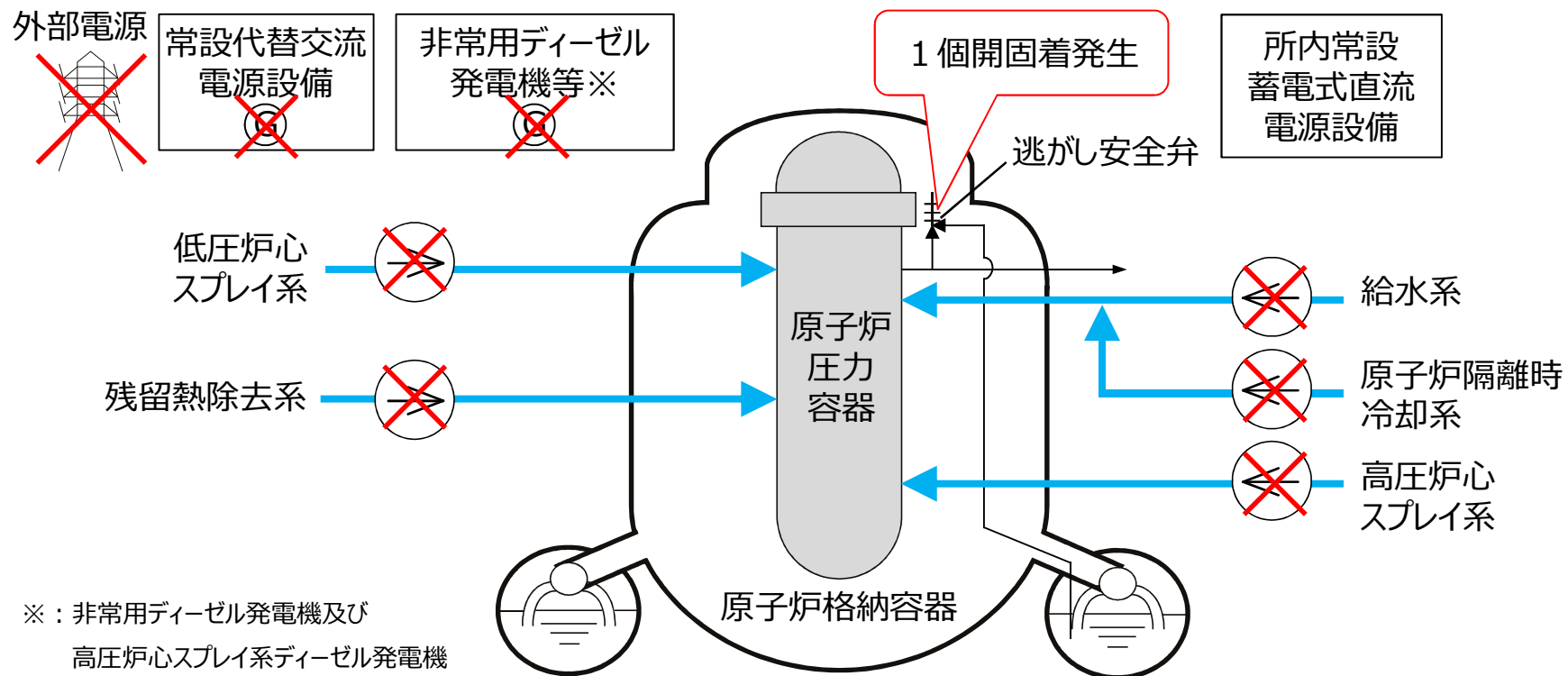
- ① 常設代替直流電源設備の蓄電池から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生約8.3時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却【事象発生約8.3時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器を除熱【事象発生約19時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施【事象発生約24時間後から】



### 1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (1/2)

#### ■ 事象概要

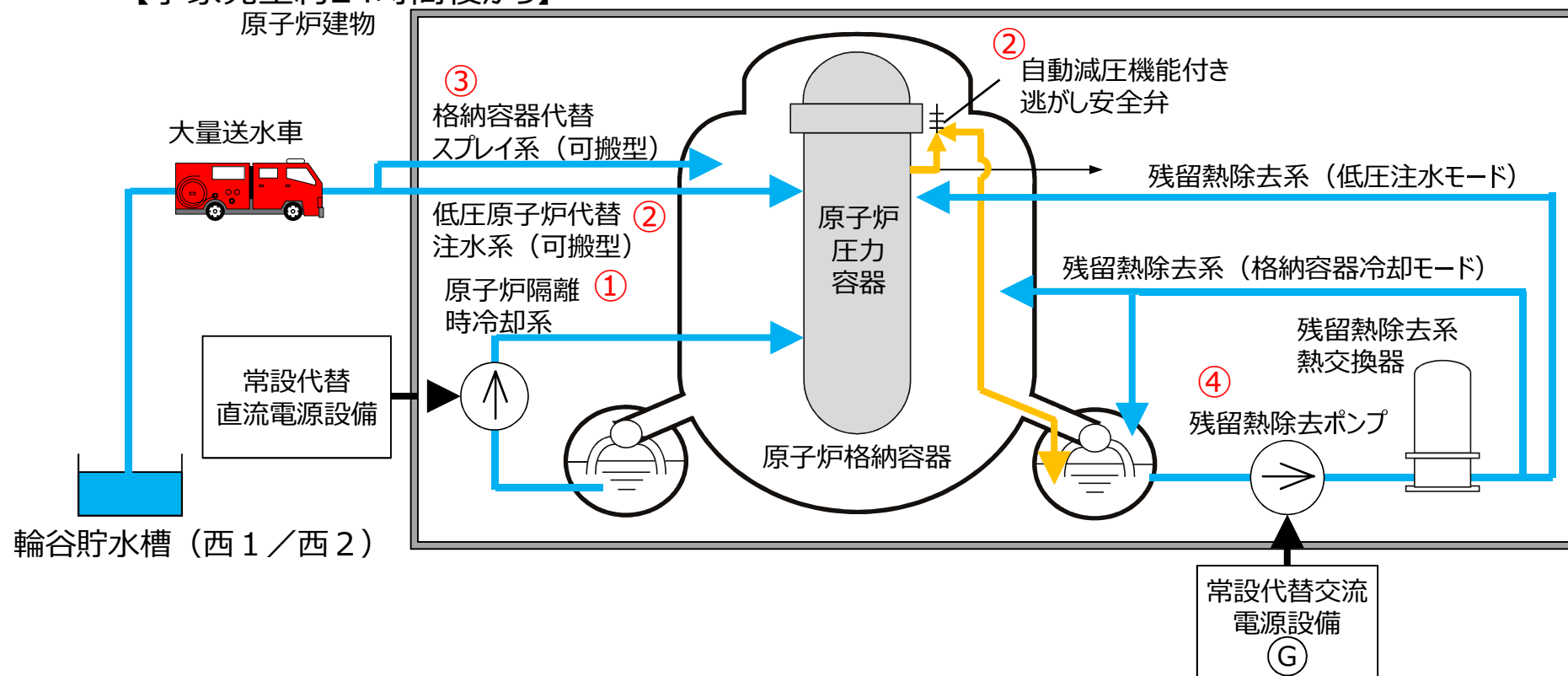
- 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁が開状態のまま固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。
- 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。



### 1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (2/2)

■ 対策概要

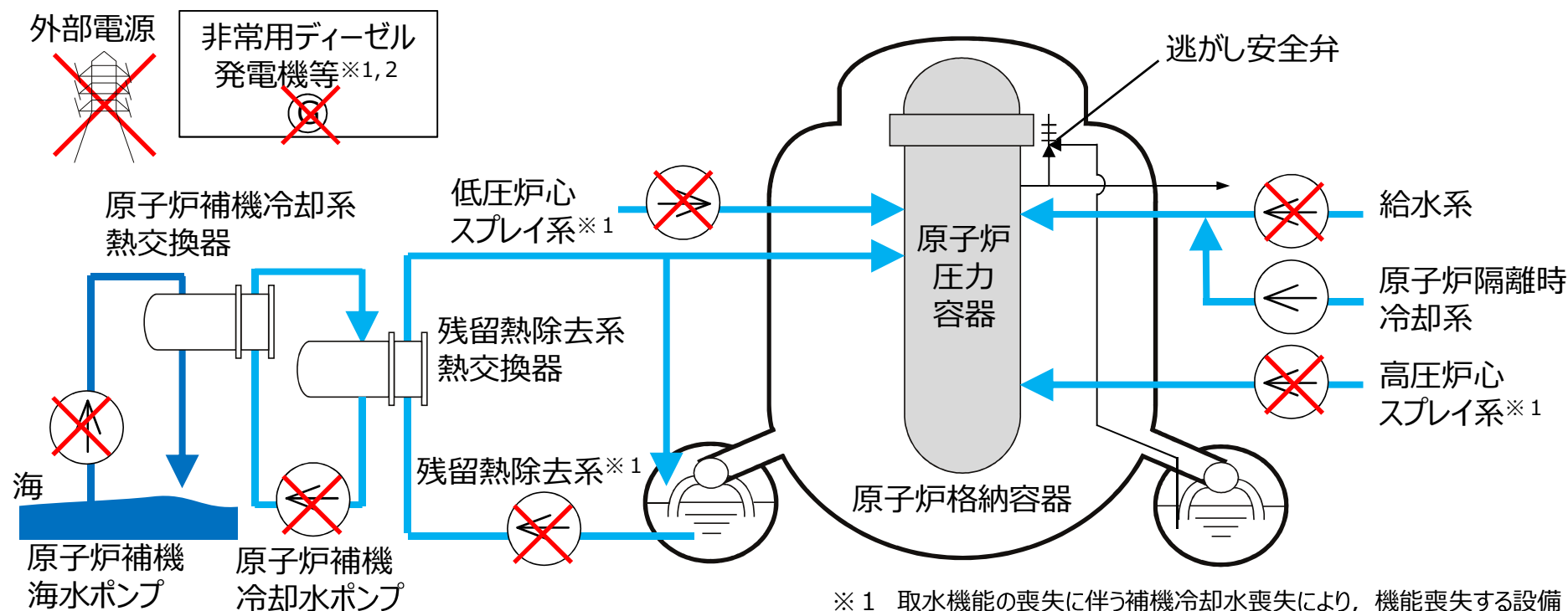
- ① 原子炉圧力が0.74MPa未満に低下するまで，原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却  
【事象発生約1.4時間後まで】
- ② 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後，自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却  
【事象発生2時間20分後以降】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱【事象発生約21時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後，残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施  
【事象発生約24時間後から】



# 1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（1 / 2）

## ■ 事象概要

- 過渡事象（給水流量の全喪失）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。
- 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され，格納容器圧力が上昇することから，緩和措置が取られない場合には，炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

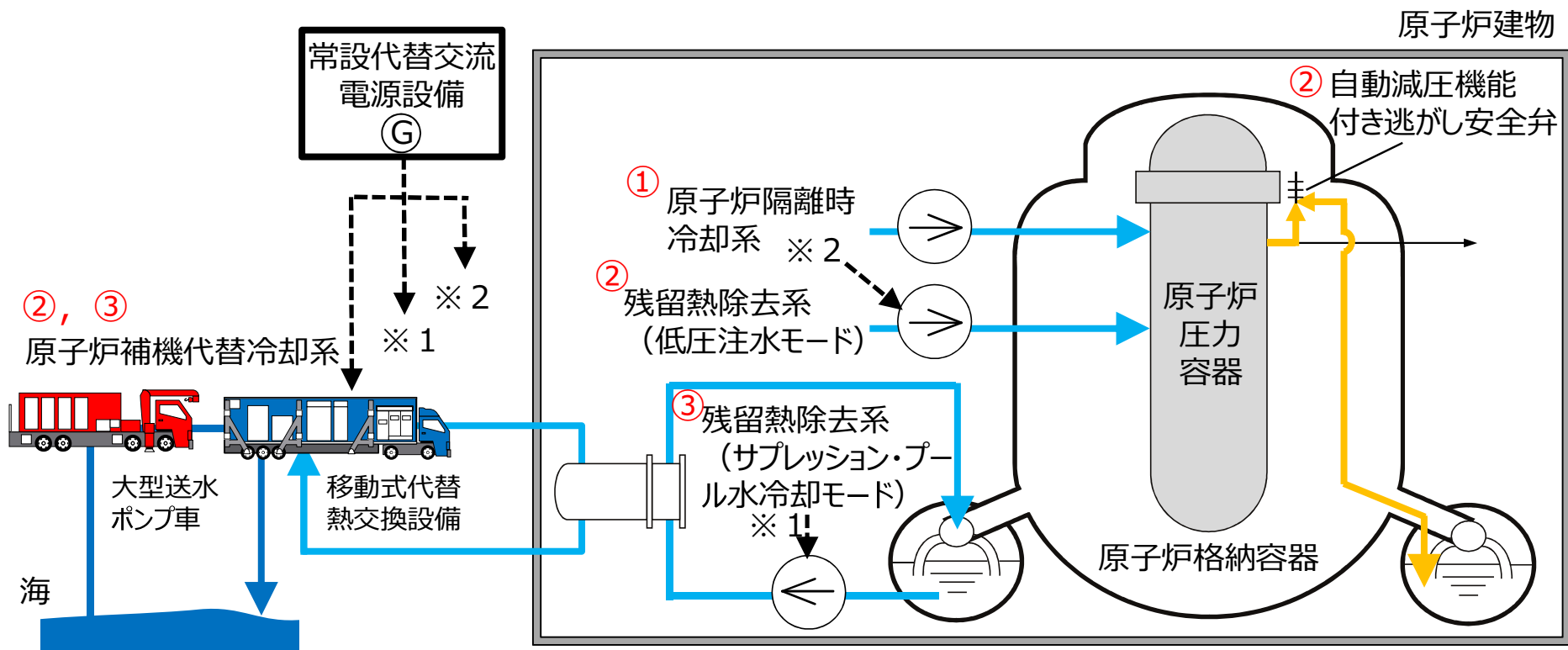


※1 取水機能の喪失に伴う補機冷却水喪失により，機能喪失する設備  
 ※2 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（2 / 2）

## ■ 対策概要

- ① 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生 8 時間後まで】
- ② 原子炉補機代替冷却系を起動後，自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却【事象発生 8 時間後から】
- ③ 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器を除熱

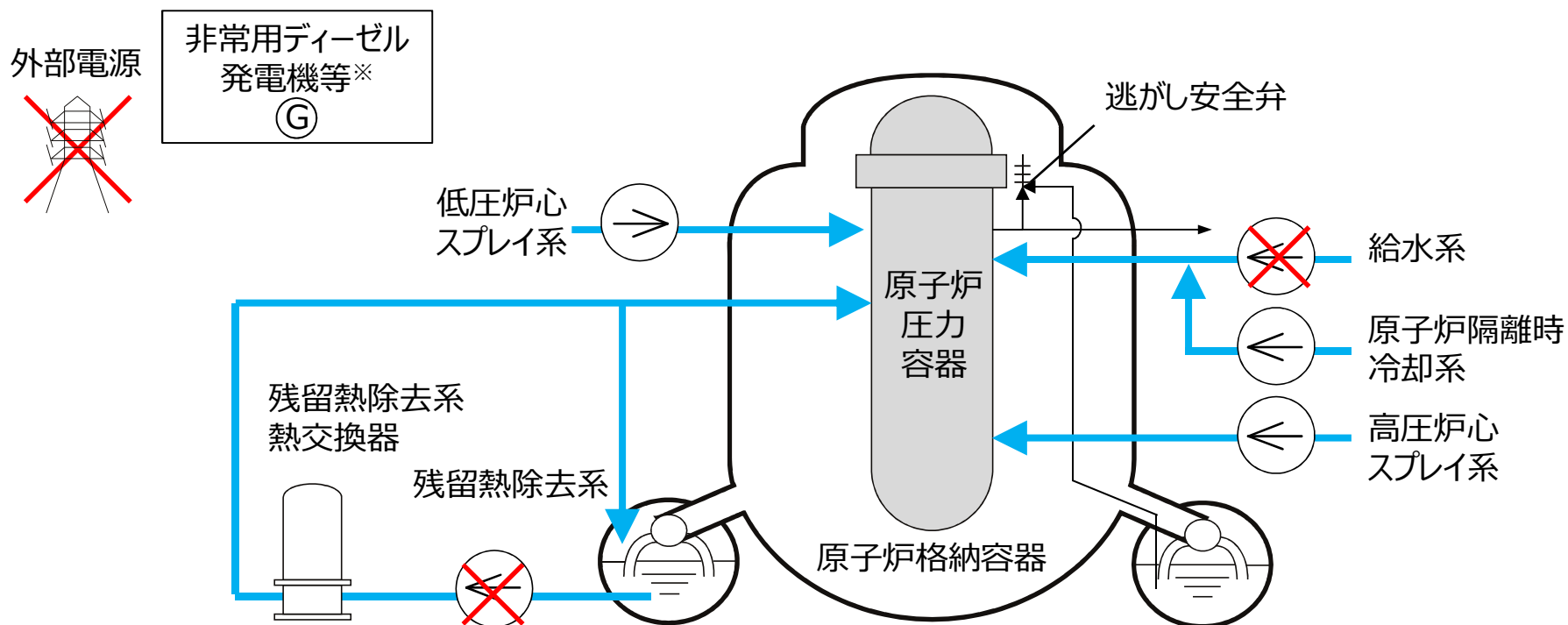




## 1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（1/2）

### ■ 事象概要

- 過渡事象（給水流量の全喪失）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ことを想定する。
- 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

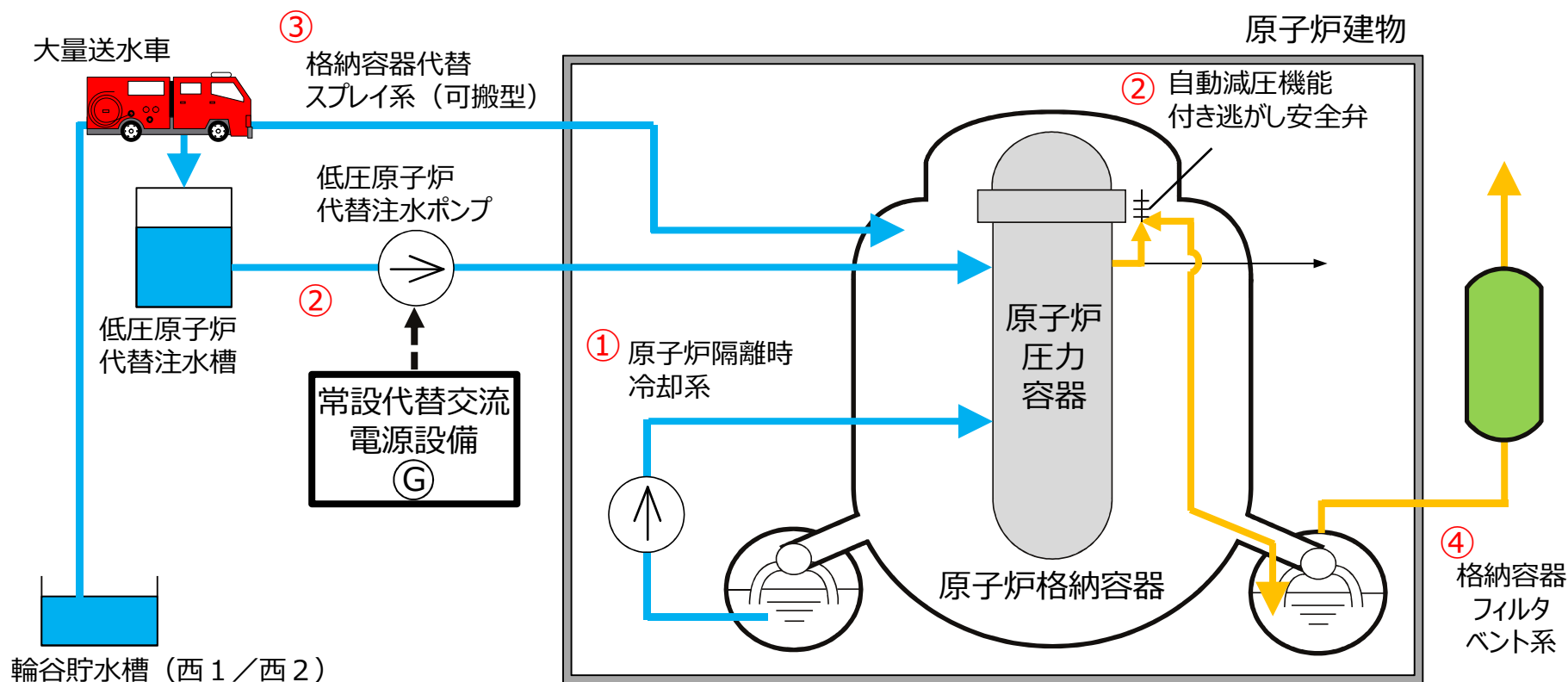


※ 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（2/2）

## ■ 対策概要

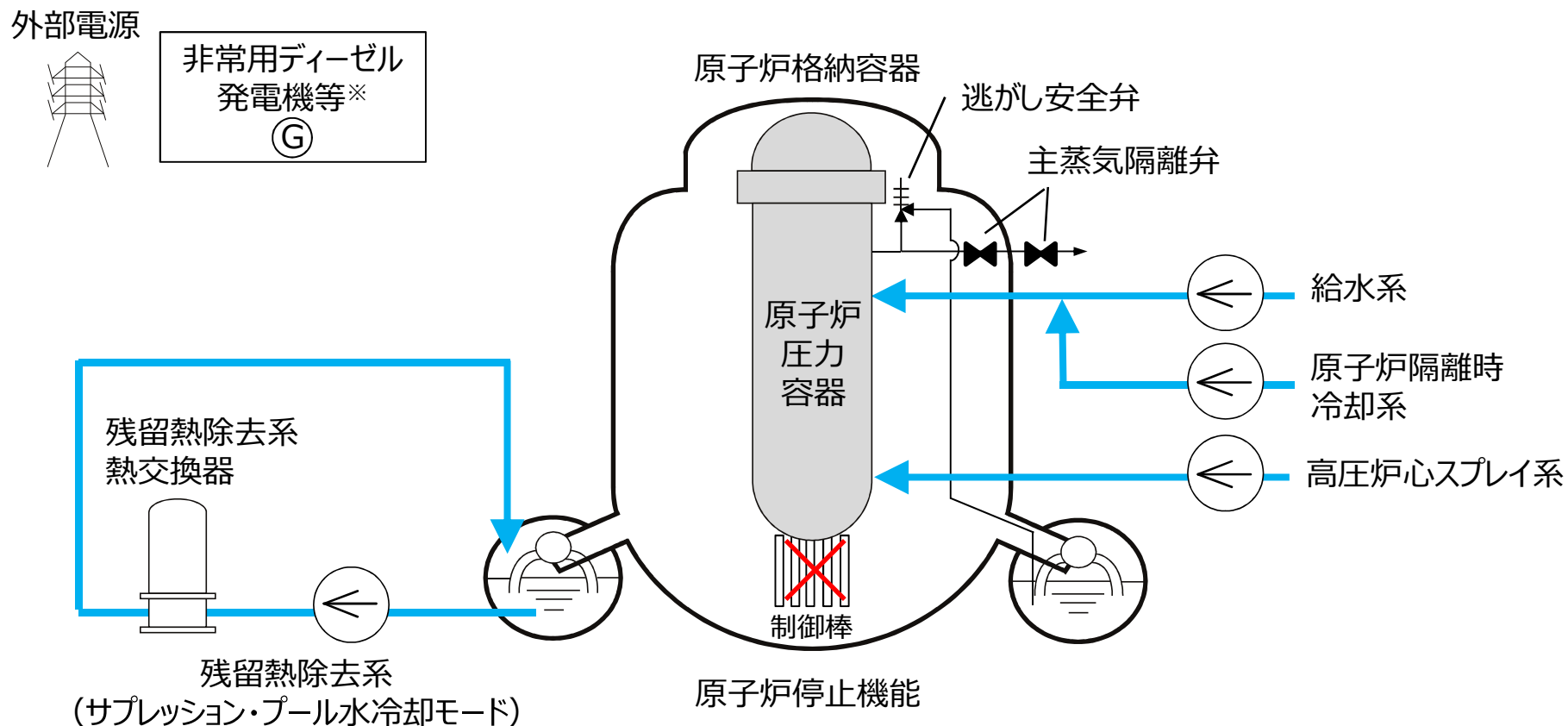
- ① 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生8時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却【事象発生8時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱
- ④ 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器を除熱



## 1-5 原子炉停止機能喪失（1/2）

### ■ 事象概要

- 過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）の発生後，原子炉停止機能が喪失する。
- 原子炉は臨界状態を継続し，原子炉出力が高い状態が維持されることから，緩和措置がとられない場合には，炉心損傷に至る。

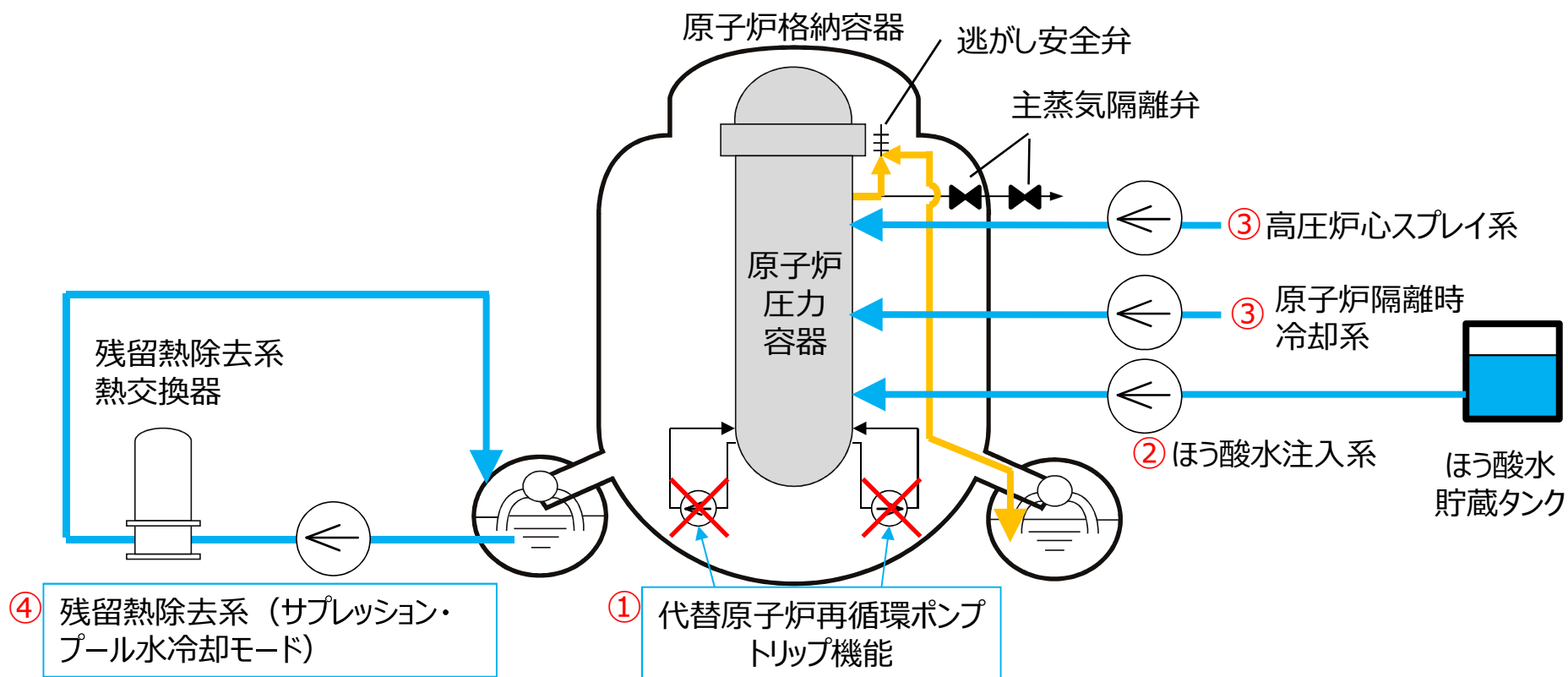


※ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-5 原子炉停止機能喪失 (2/2)

## ■ 対策概要

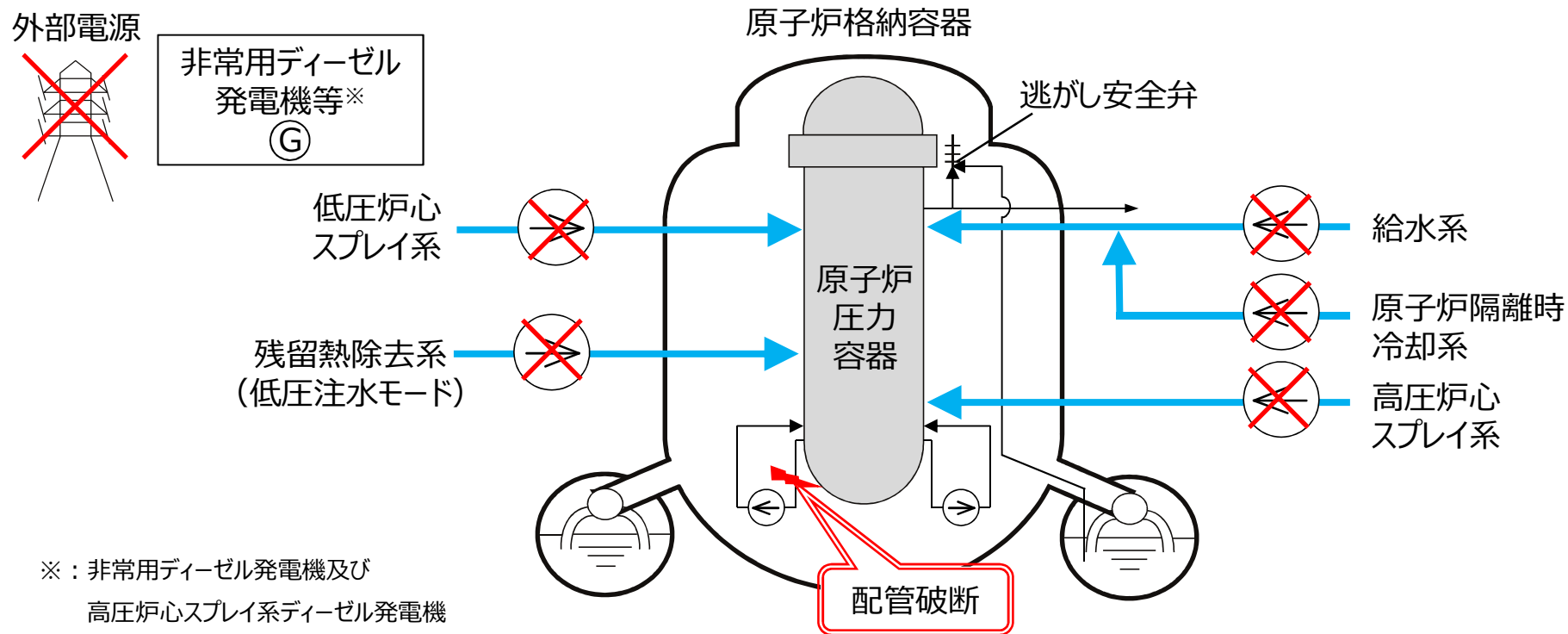
- ① 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
- ② ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入による原子炉停止及び未臨界の維持
- ③ 原子炉隔離時冷却系（サプレッション・プール水温度100℃到達まで）及び高圧炉心スプレイ系  
プレイ系による炉心冷却
- ④ 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器を除熱



# 1-6 LOCA時注水機能喪失（1 / 2）

## ■ 事象概要

- 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破断の発生後、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）、低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

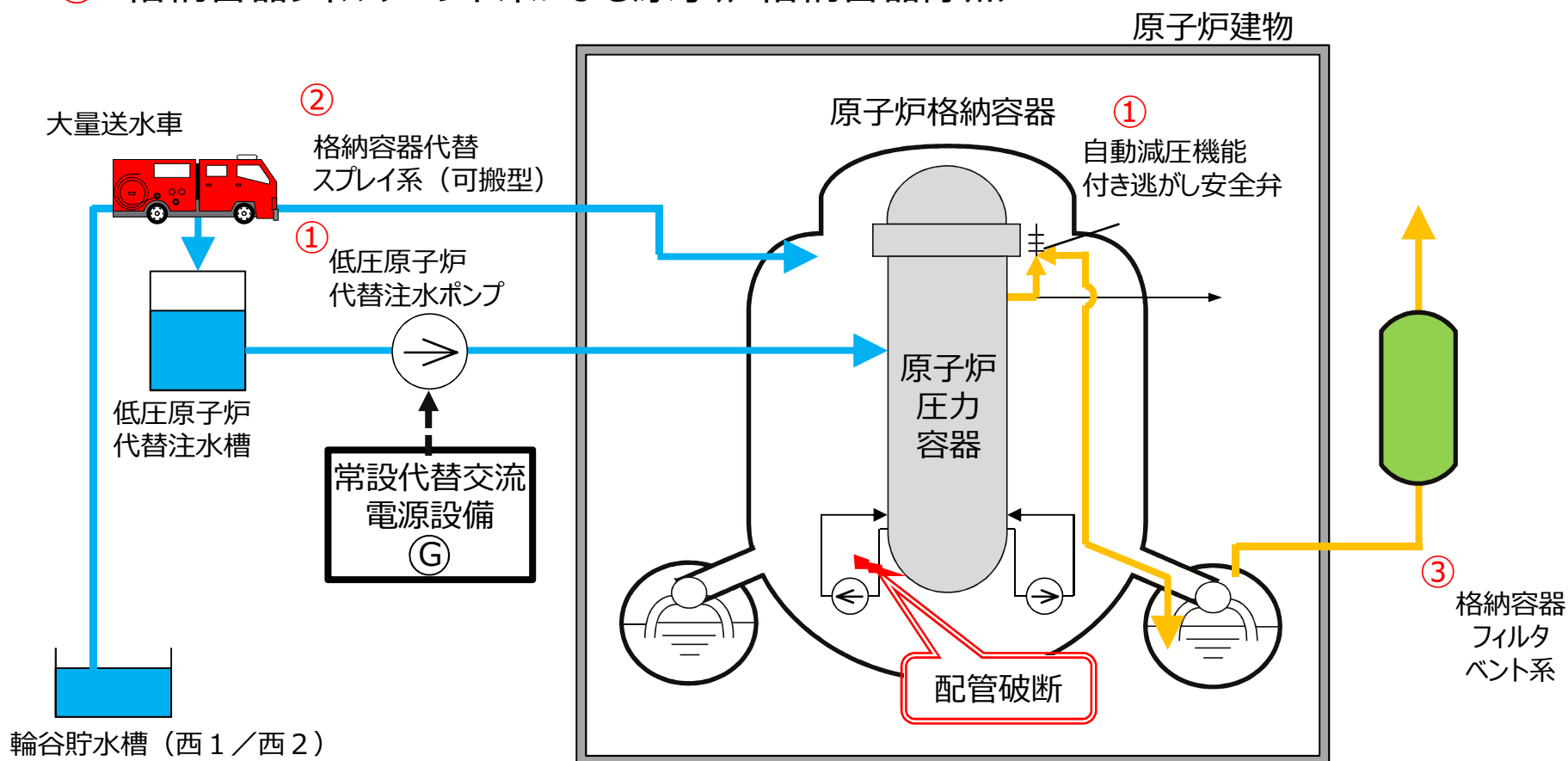


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 1-6 LOCA時注水機能喪失（2/2）

## ■ 対策概要

- ① 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低压原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱
- ③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



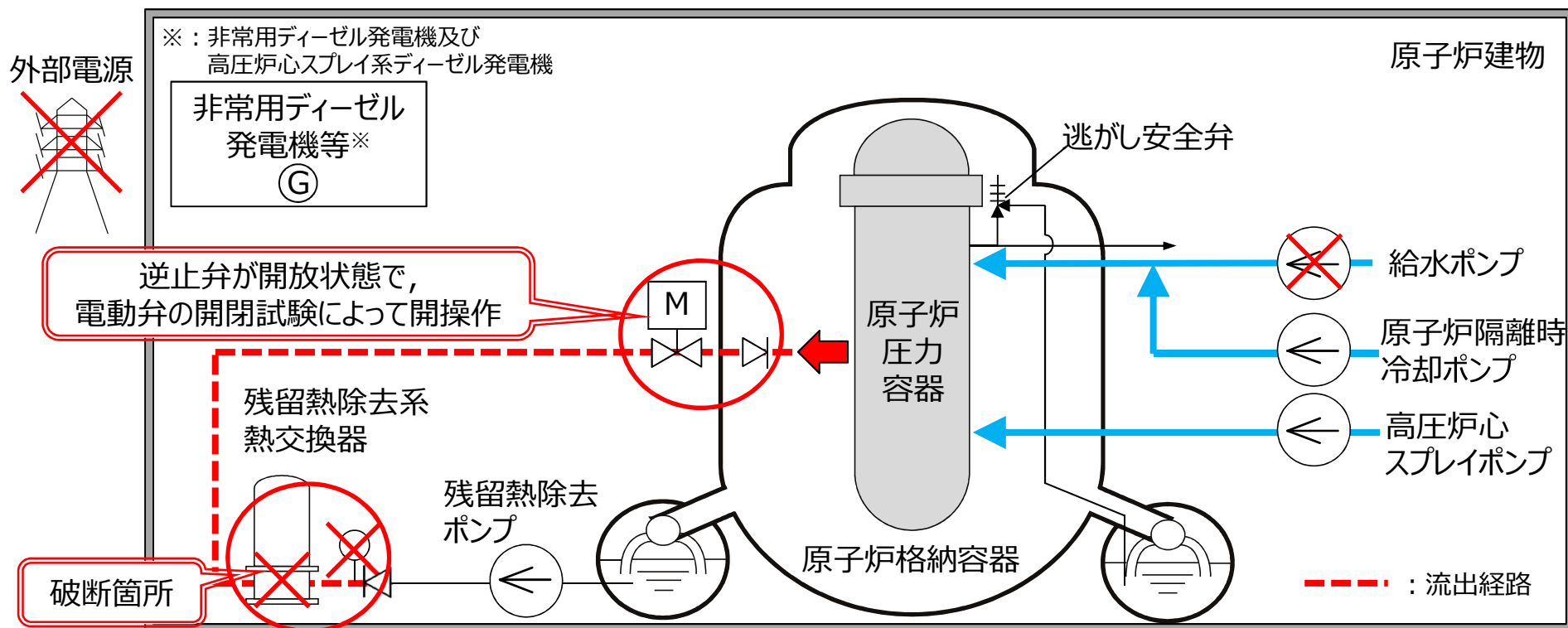
# 1-7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（1 / 3）

## ■ 事象概要

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失（隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断）に伴い，原子炉格納容器外への漏えいが継続することで，原子炉水位が低下し，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）のシナリオ】

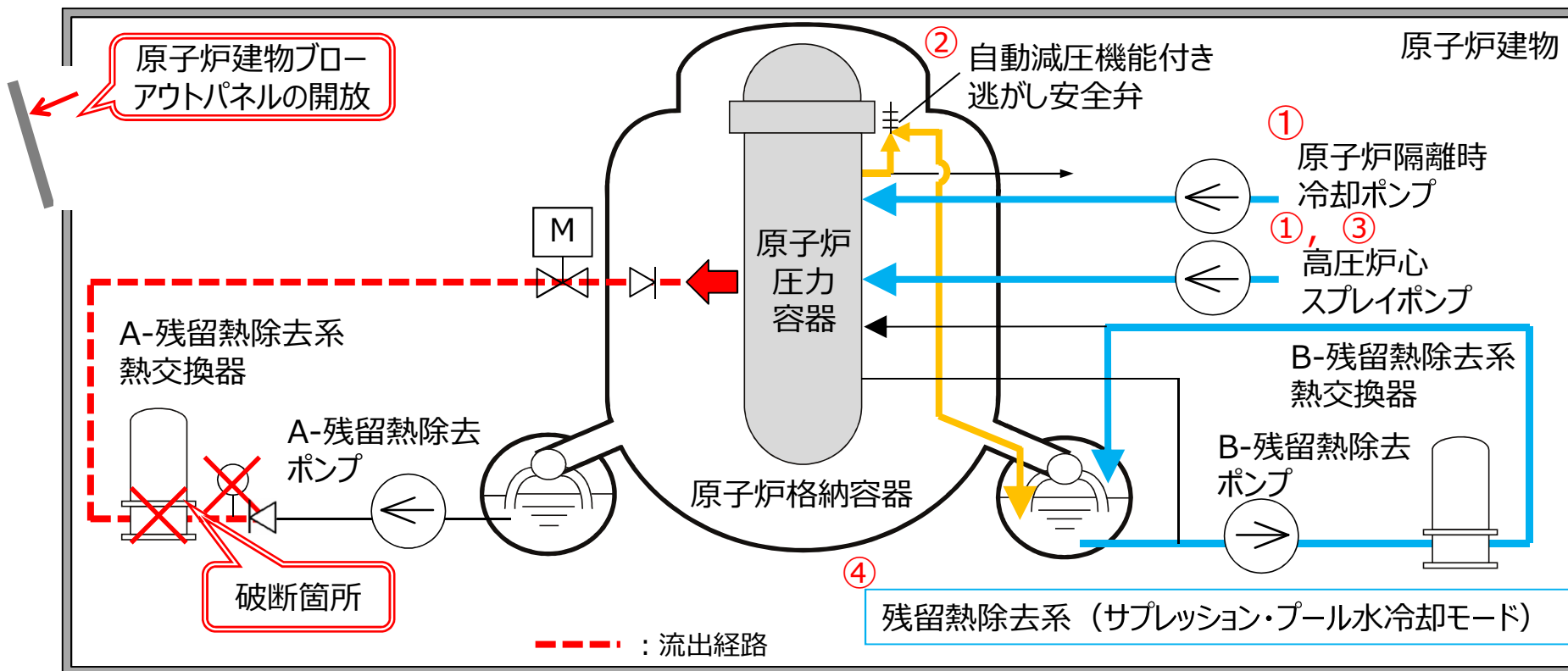
- 残留熱除去系（低圧注水モード）の逆止弁が開放状態で，電動弁の開閉試験によって開操作し，低圧設計部分が過圧され破断



# 1-7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (2/3)

## ■ 対策概要 (1/2)

- ① 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水によって炉心を冷却
- ② 破断箇所からの漏えい量抑制のため、自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し原子炉を急速減圧 (原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失)
- ③ 漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を低めに維持
- ④ 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) により原子炉格納容器を除熱

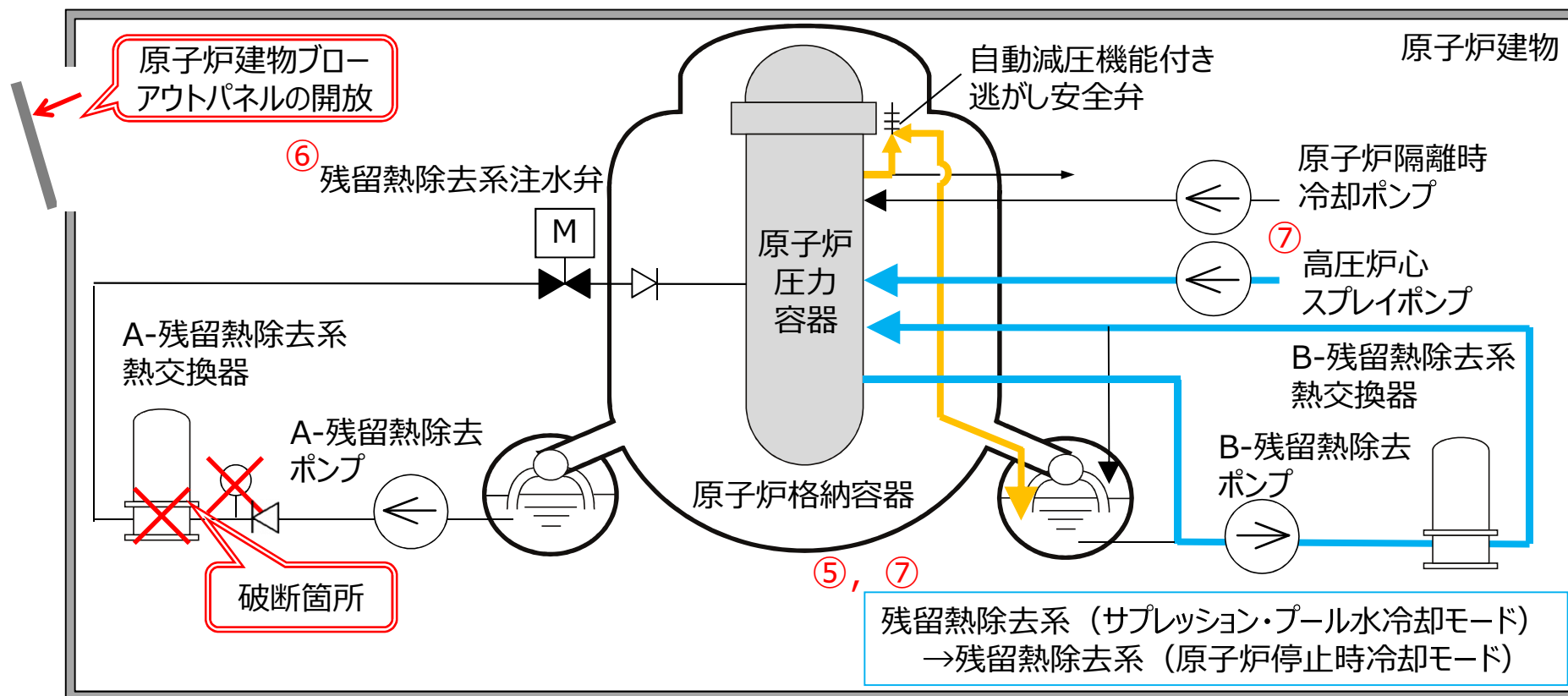




# 1-7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (3/3)

## ■ 対策概要 (2/2)

- ⑤ 破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため, 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) から残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) に切り替え
- ⑥ 現場操作により残留熱除去系注水弁の全閉操作を実施し, 破断箇所を隔離
- ⑦ 破断箇所の隔離後, 高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を維持。以降, 残留熱除去系により炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を継続的に実施



# 1-8 有効性評価結果まとめ

事故シーケンスグループ	項目	燃料被覆管温度(℃)	燃料被覆管の酸化量	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値(MPa[gage])	原子炉格納容器バウンダリに係る最大圧力(kPa[gage])	原子炉格納容器バウンダリに係る最大温度(℃)	敷地境界での実効線量結果※(mSv)
	判断基準	1,200以下	15%以下	10.34 未満	853未満	200未満	5mSv以下
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)		約509	1%以下	約7.89	約384	約153	LOCA未満(約30時間後)
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)		約728	1%以下	約7.89	約54	約85	—
全交流動力電源喪失(長期TB)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約151	—
全交流動力電源喪失(TBU/TBD)		約309(初期値)	1%以下	約8.04	約384	約151	—
全交流動力電源喪失(TBP)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約151	—
崩壊熱除去機能喪失(TW)	取水機能喪失	約309(初期値)	1%以下	約7.89	約132	約117	—
	残留熱除去系故障	約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約153	LOCA未満(約30時間後)
原子炉停止機能喪失(TC)		約818	1%以下	約8.98	約167	約110	—
LOCA時注水機能喪失(LOCA)		約779	1%以下	約7.89	約384	約153	約 $1.7 \times 10^{-2}$ (約27時間後)
格納容器バイパス(ISLOCA)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	—	—	—

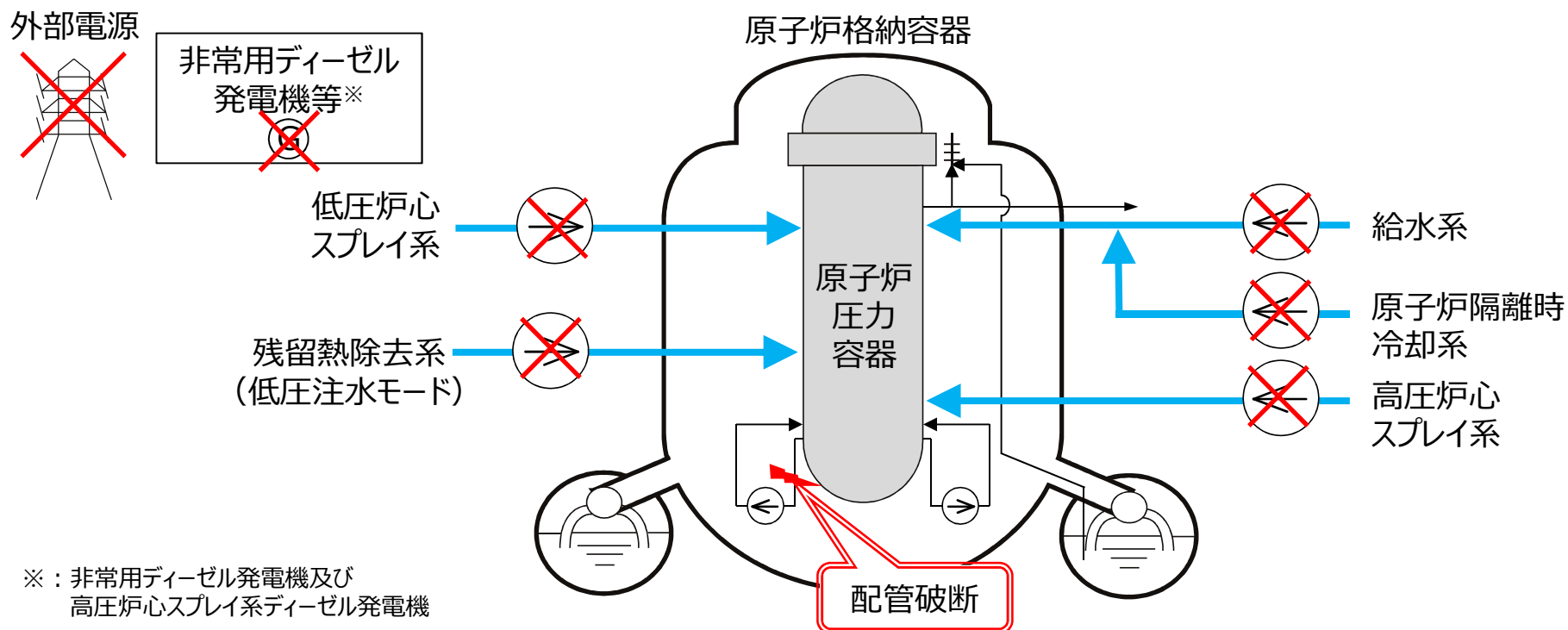
※ カッコ内はベント時間を記載

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

## 2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（1 / 3）

### ■ 事象概要

- 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。
- 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，原子炉格納容器内の雰困気圧力・温度が上昇し，緩和措置が取られない場合には，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

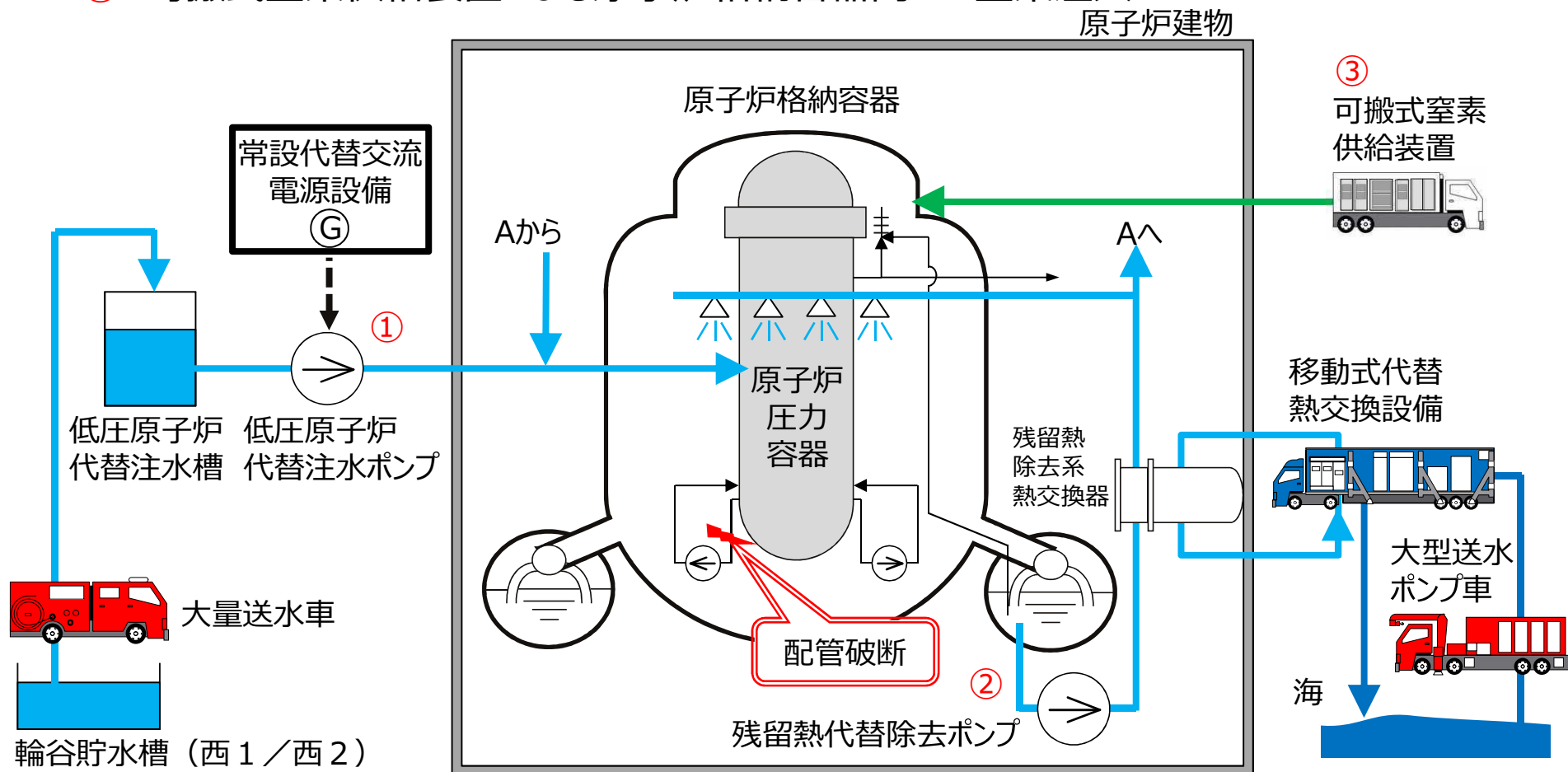


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

## 2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（2/3）

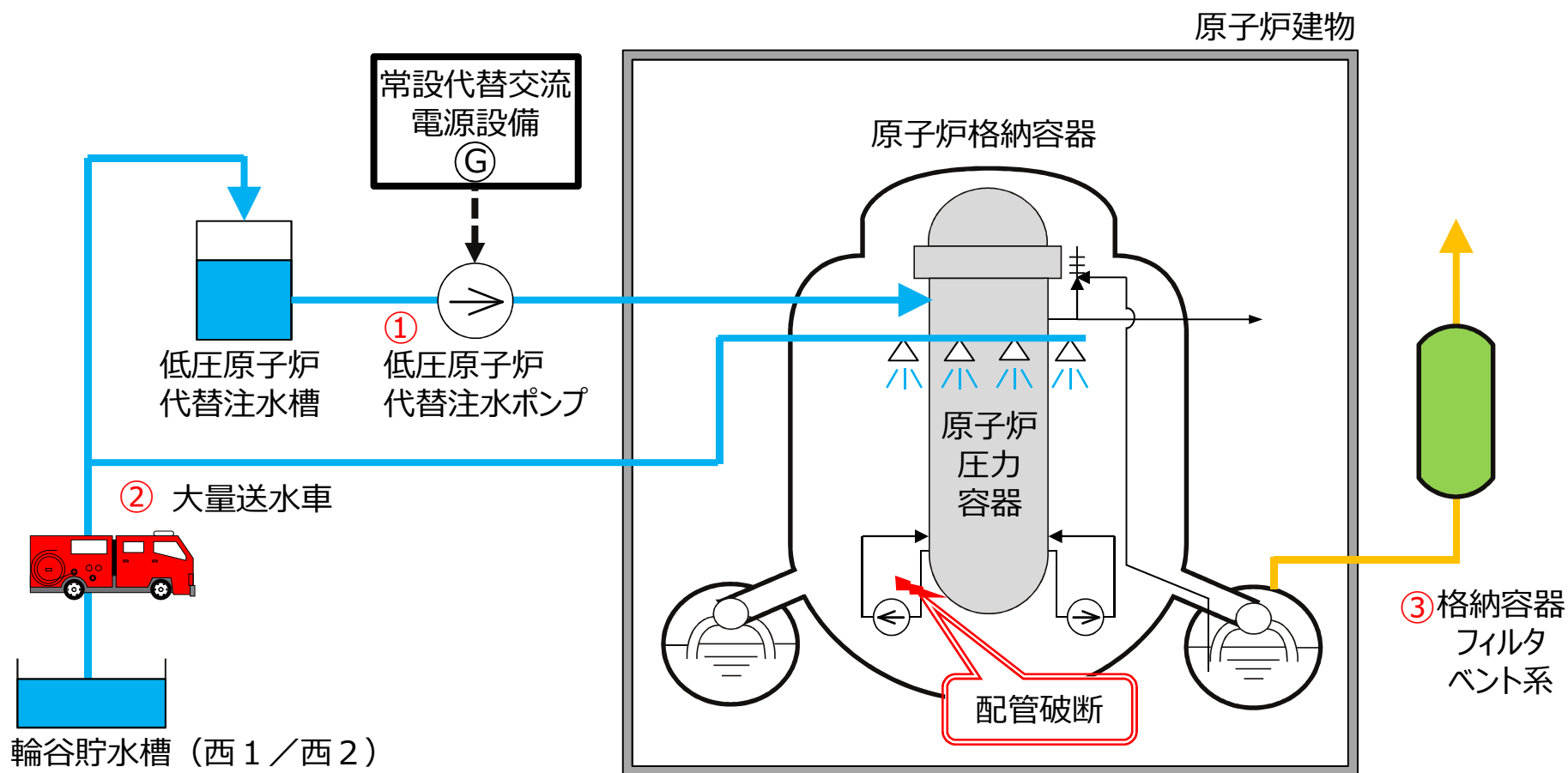
■ 対策概要（雰困気圧力・温度による静的負荷（残留熱代替除去系を使用する場合），水素燃焼）

- ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- ② 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱
- ③ 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入



## 2-1 霧困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（3 / 3）

- 対策概要（霧困気圧力・温度による静的負荷（残留熱代替除去系を使用しない場合））
  - ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
  - ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
  - ③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

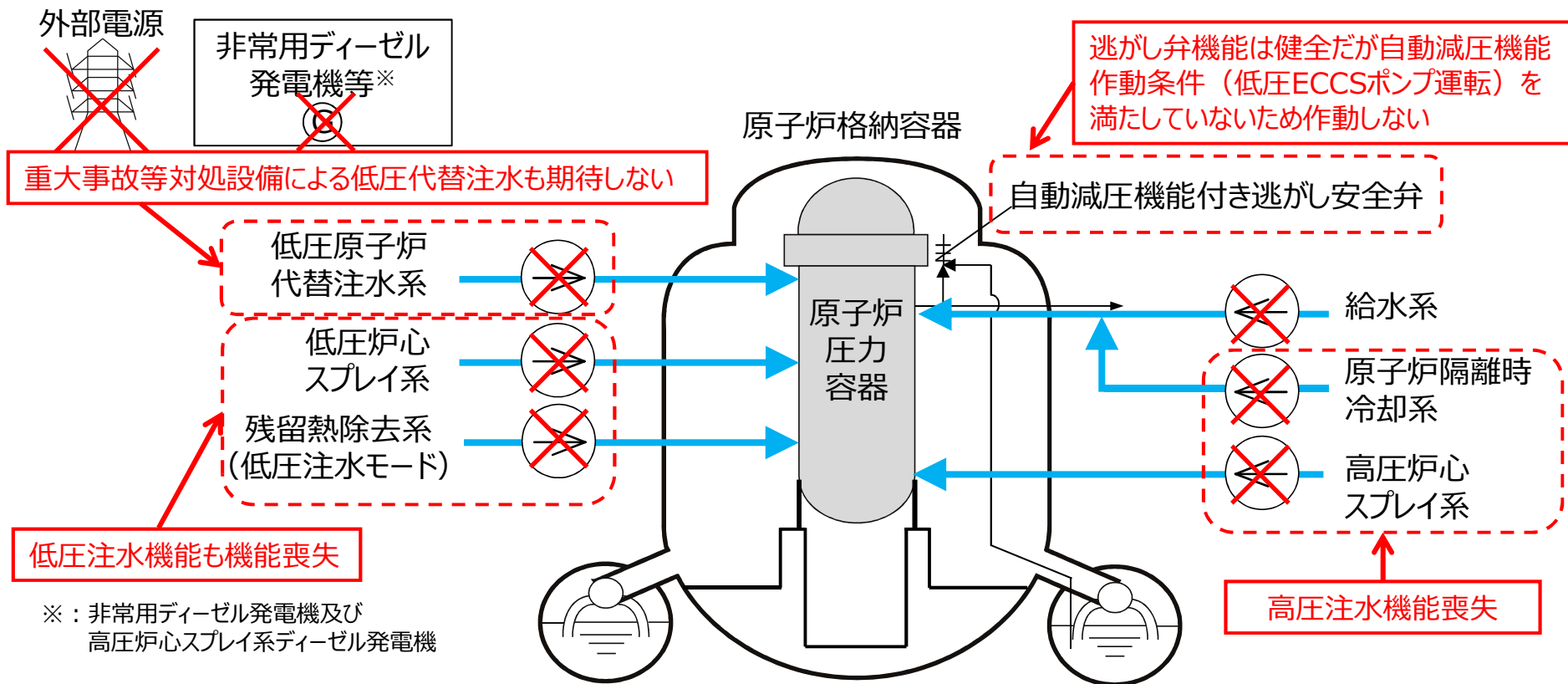


### ■ 事象概要

- 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

#### 【DCH他のシナリオ】

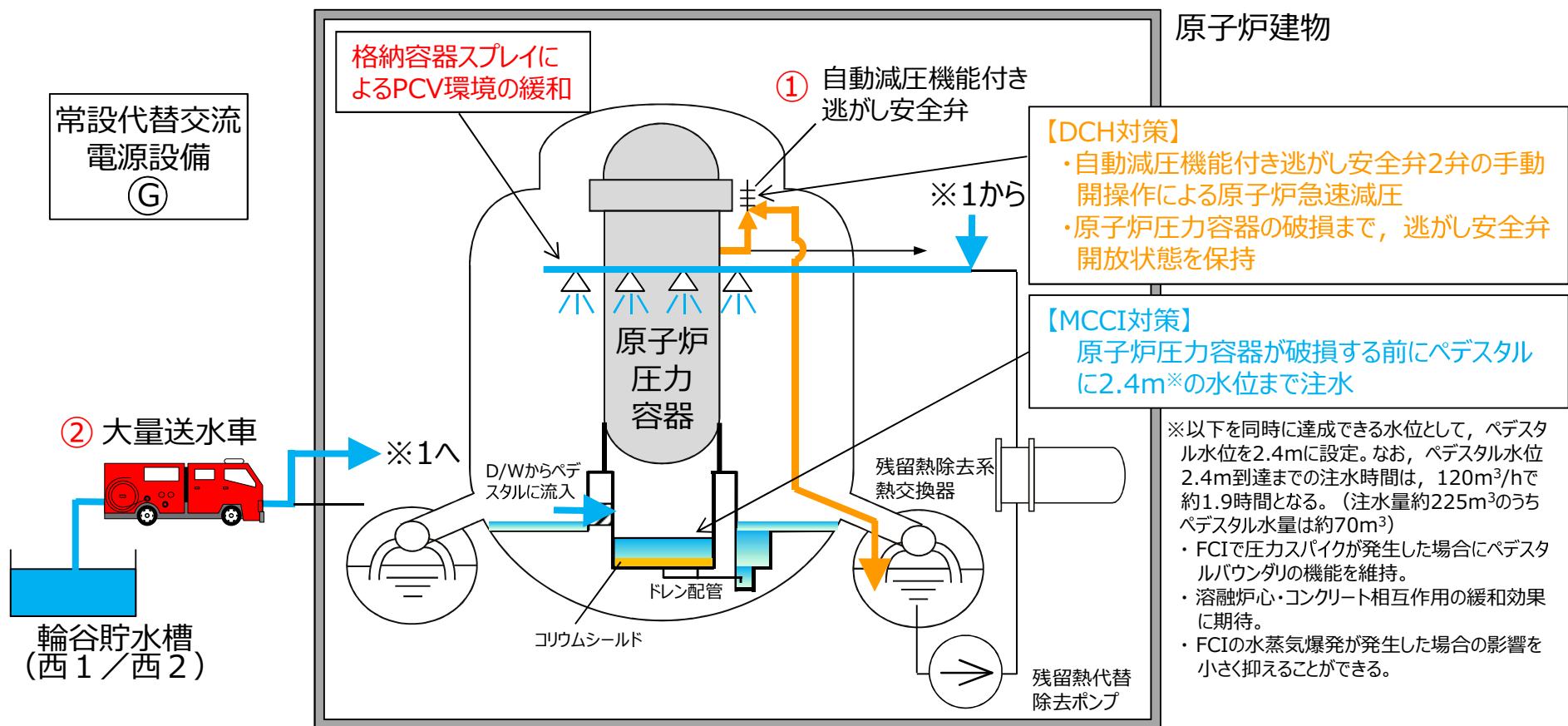
- プラント損傷状態を高圧注水・減圧機能喪失とする。
- 低圧注水機能も喪失するものとし、さらに重大事故等対処設備による低圧代替注水にも期待しないものとする。
- 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。



■ 対策概要

対策① 原子炉圧力容器が破損するまで

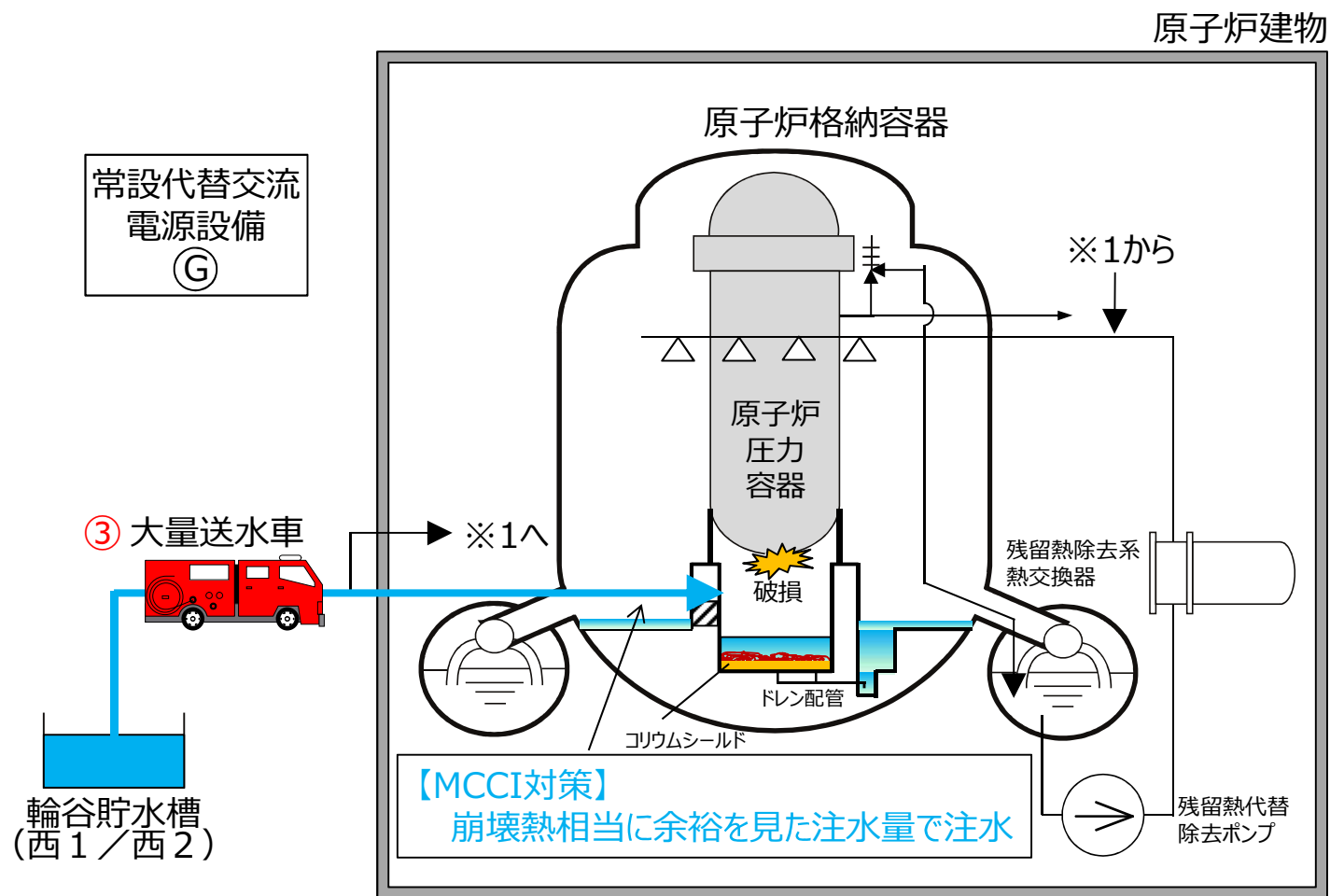
- ① 原子炉水位が燃料棒有効長底部(BAF)から燃料棒有効長の20%上の位置(BAF+20%)に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。以降、開放状態を維持する。
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により、原子炉圧力容器破損前にペDESTALに2.4mの水位まで注水する。





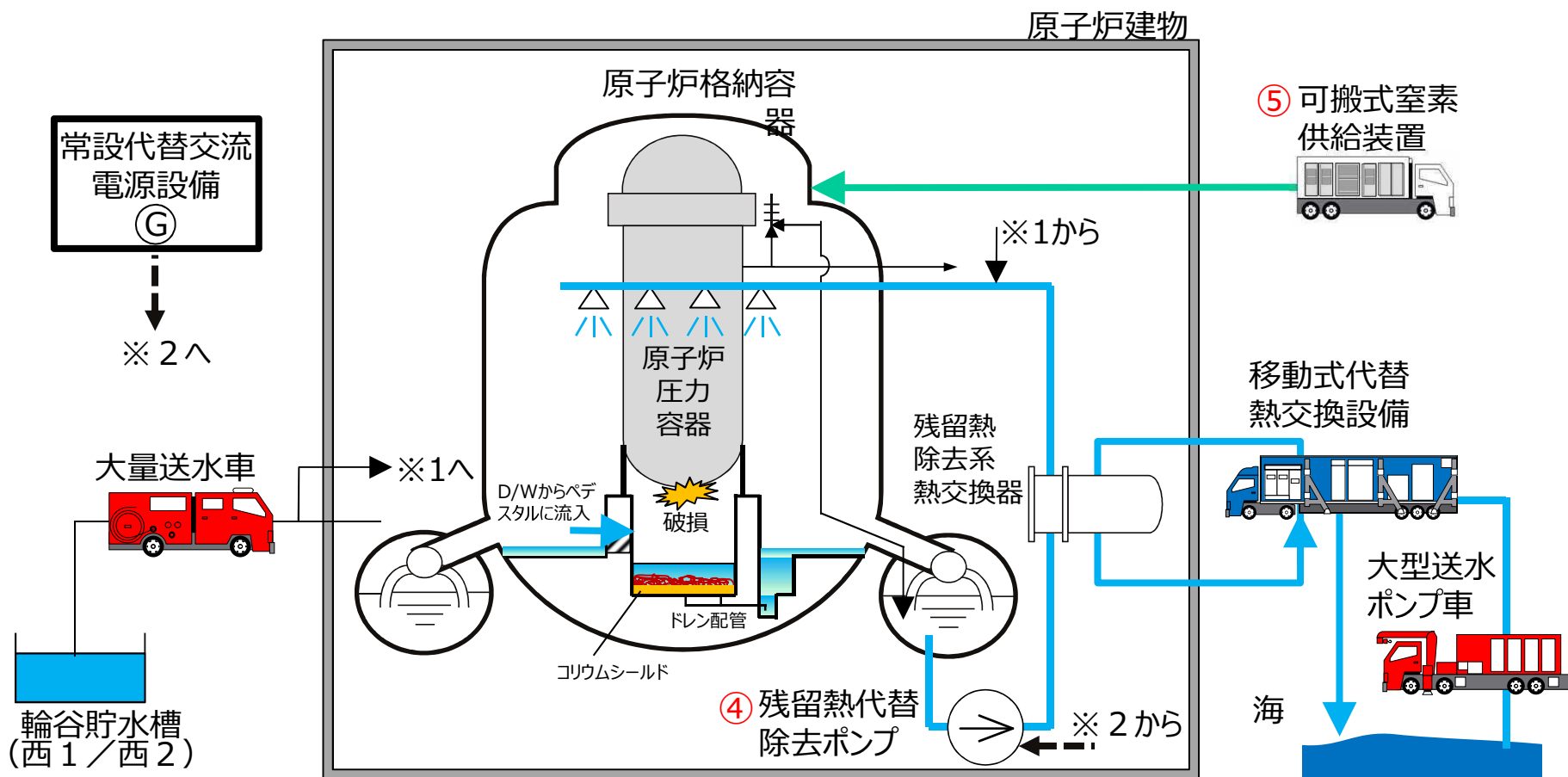
対策② 原子炉圧力容器破損後から残留熱代替除去系の運転開始後まで

③ ペDESTAL代替注水系(可搬型)により, 崩壊熱相当に余裕を見た注水量で注水する。



## 対策③ 残留熱代替除去系の運転開始後

- ④ 残留熱代替除去系による溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器除熱
- ⑤ 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入



## 2-3 有効性評価結果まとめ

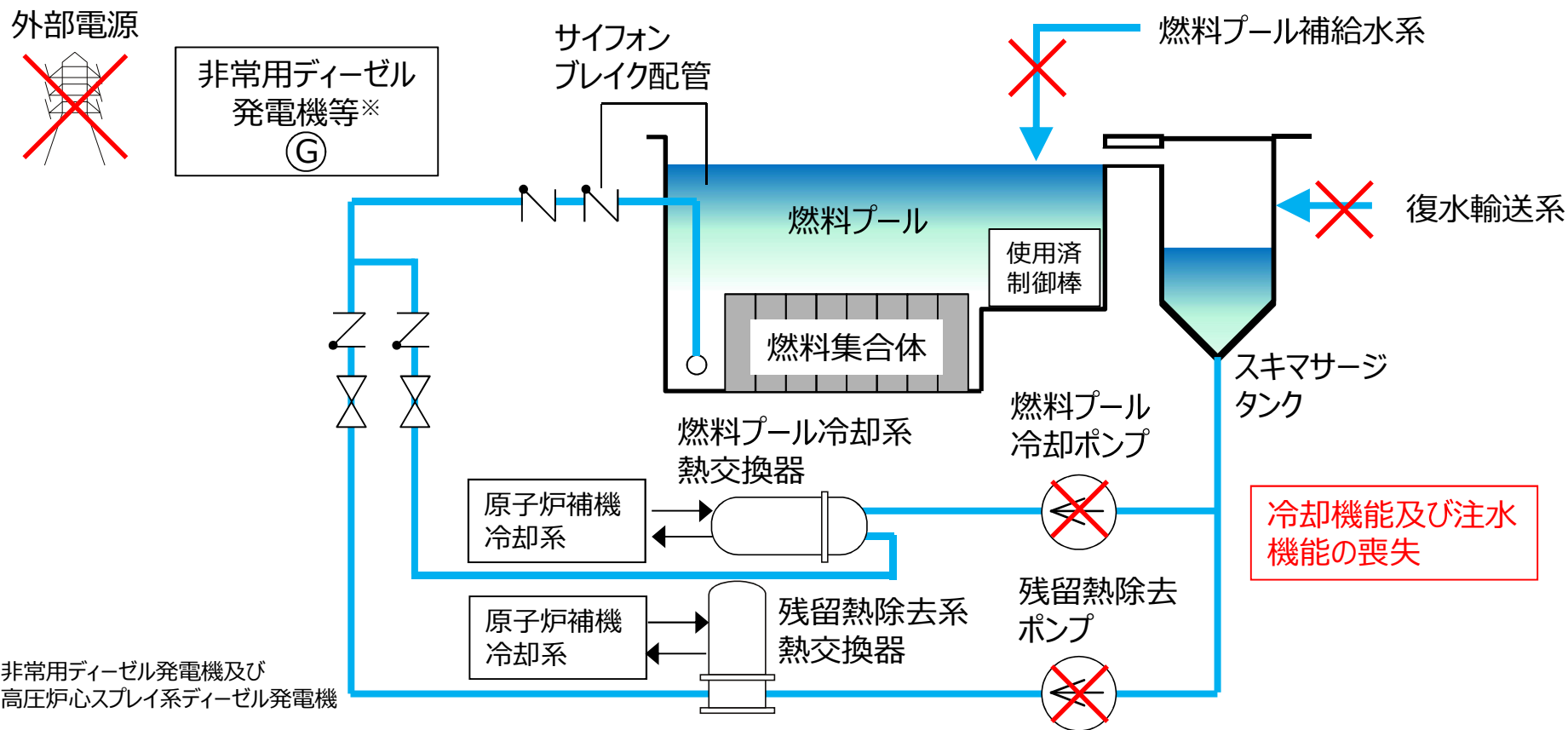
格納容器破損モード		評価項目	評価結果の概要	判断基準	Cs-137放出量評価結果（7日間）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	残留熱代替除去系を使用する場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約370kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約1.1TBq
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
	残留熱代替除去系を使用しない場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約659kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約4.8TBq
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）		原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	約0.1MPa [gage]	2.0MPa [gage]以下	約0.56TBq
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）		原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約193kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約123℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
水素燃焼		酸素濃度（ドライウエル）	約1.1vol%（ウェット条件） 約1.2vol%（ドライ条件）	5 vol%	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様
		酸素濃度（サプレッション・チェンバ）	約1.9vol%（ウェット条件） 約2.8vol%（ドライ条件）	5 vol%	
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）		ペDESTAL床面のコンクリート侵食量	0 m （コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じない）	約 4 m	「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様
		ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量	約0.04m	約1.6m	

### 3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策

### 3-1 想定事故 1 (1/2)

#### ■ 事象概要

- 燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。
- 燃料プールの水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プールの水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

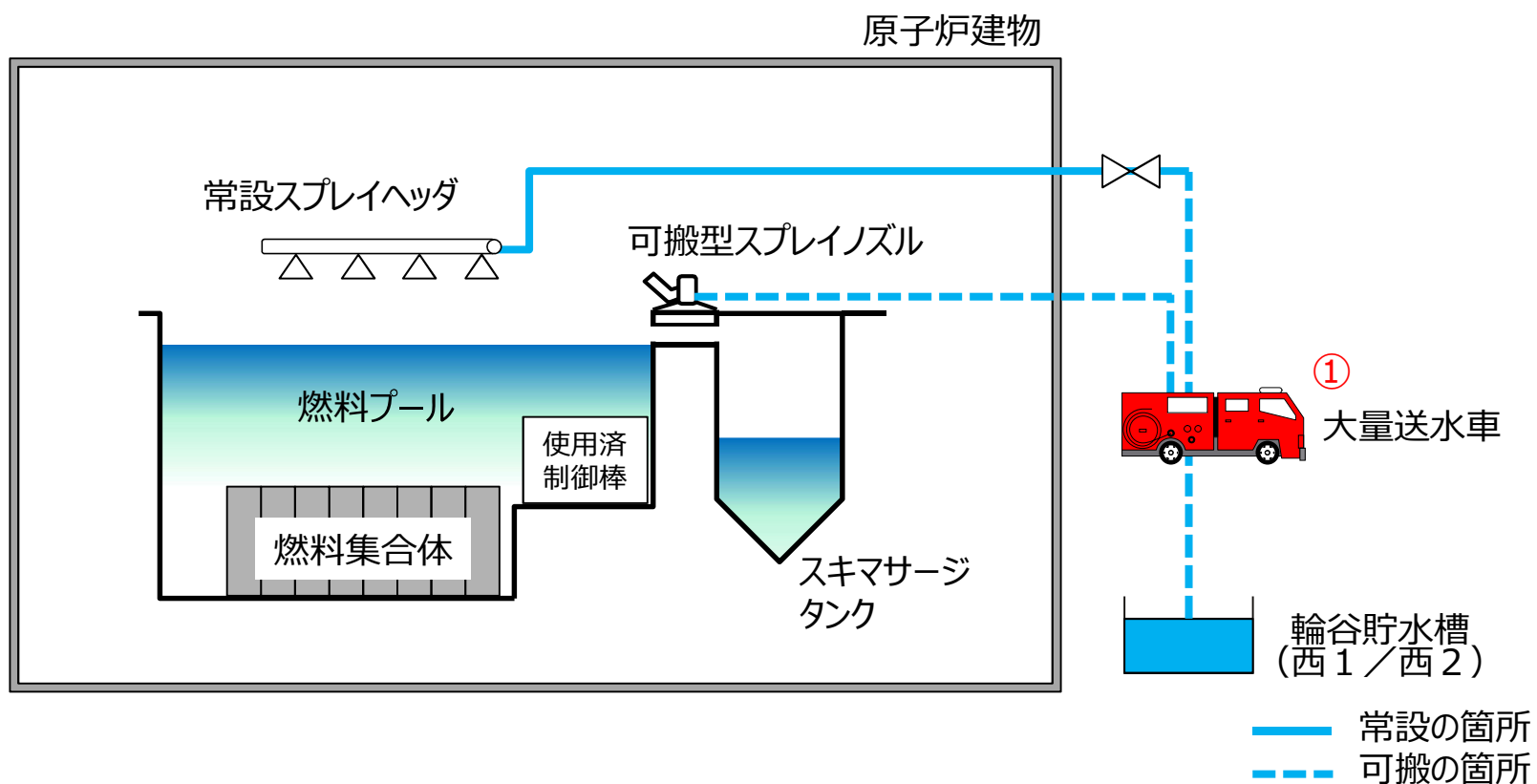


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

■ 対策概要

- ① 燃料プールスプレイ系※による燃料プール注水によって、燃料損傷の防止及び燃料プール水位を維持。

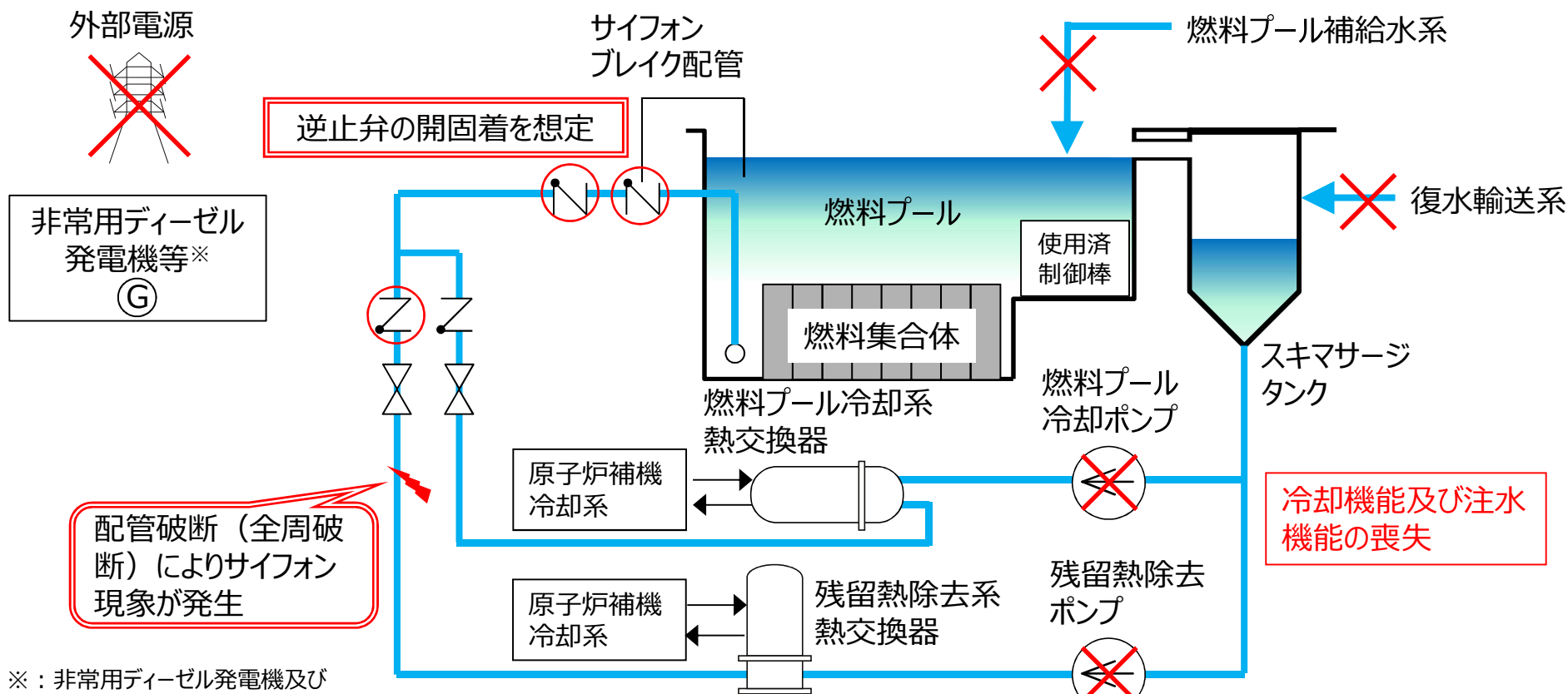
※燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）を想定  
 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）の注水手段が使用できない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による対応が可能



### 3-2 想定事故2 (1/2)

#### ■ 事象概要

- 燃料プール冷却系等の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、燃料プール注水機能が喪失することを想定する。
- 燃料プール水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。



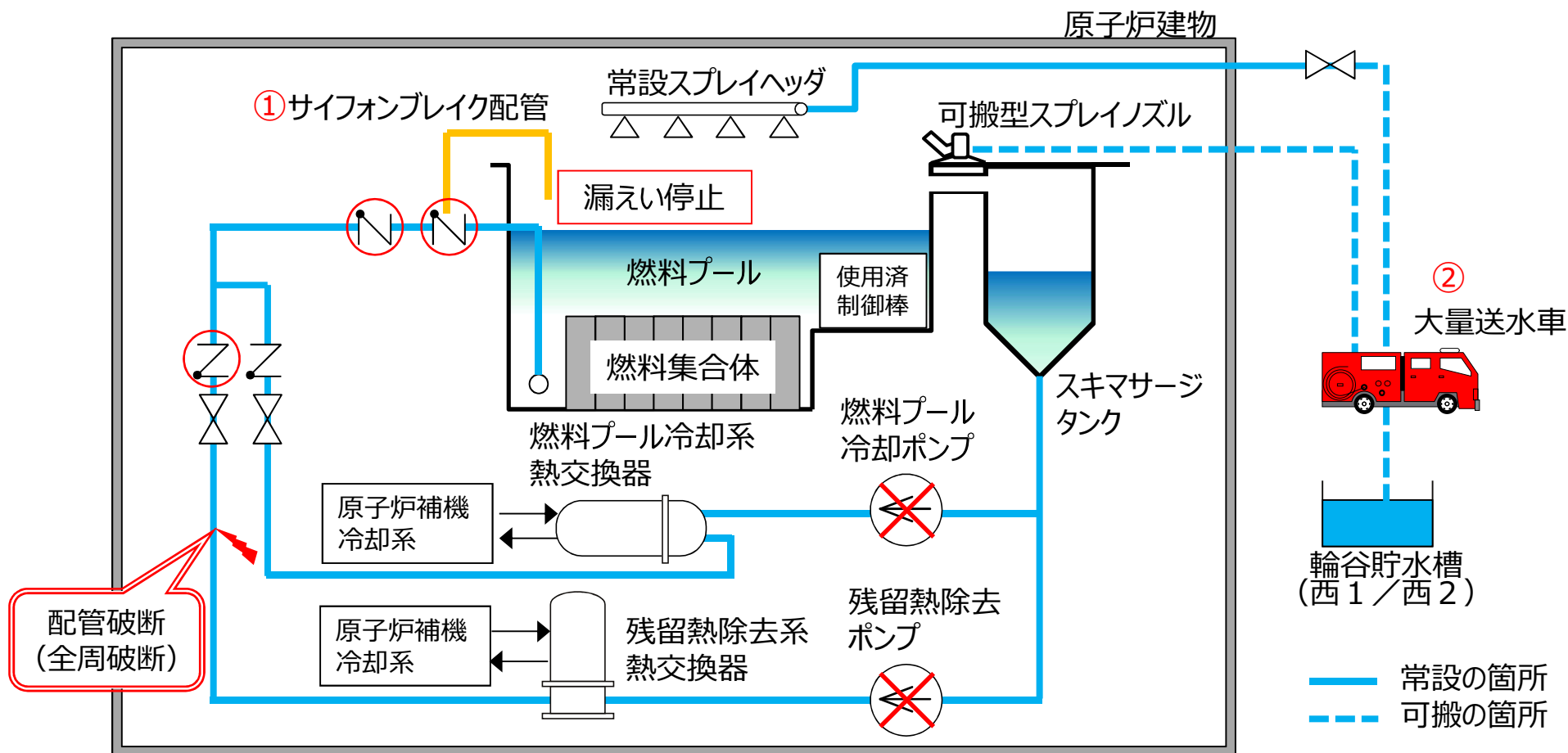
※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

### 3-2 想定事故2 (2/2)

#### ■ 対策概要

- ① サイフォンブレイク配管による燃料プール水の漏えいの停止。
- ② 燃料プールスプレイ系※による燃料プール注水によって、燃料損傷の防止及び燃料プール水位を維持。

※燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）を想定  
 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）の注水手段が使用できない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による対応が可能





### 3-3 有効性評価結果まとめ

事故シーケンス グループ	評価項目		
	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を確保すること	未臨界が維持されていること
想定事故 1	冠水を維持 (通常水位を維持)	放射線の遮蔽が維持される水位※ を確保 (通常水位を維持)	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持
想定事故 2	冠水を維持 (通常水位から約0.35m低下)	放射線の遮蔽が維持される水位※ を確保 (通常水位から約0.35m低下)	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる燃料プール水位は、通常水位から約2.6m下の位置

## 4. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

## 4-1 崩壊熱除去機能喪失（1/2）

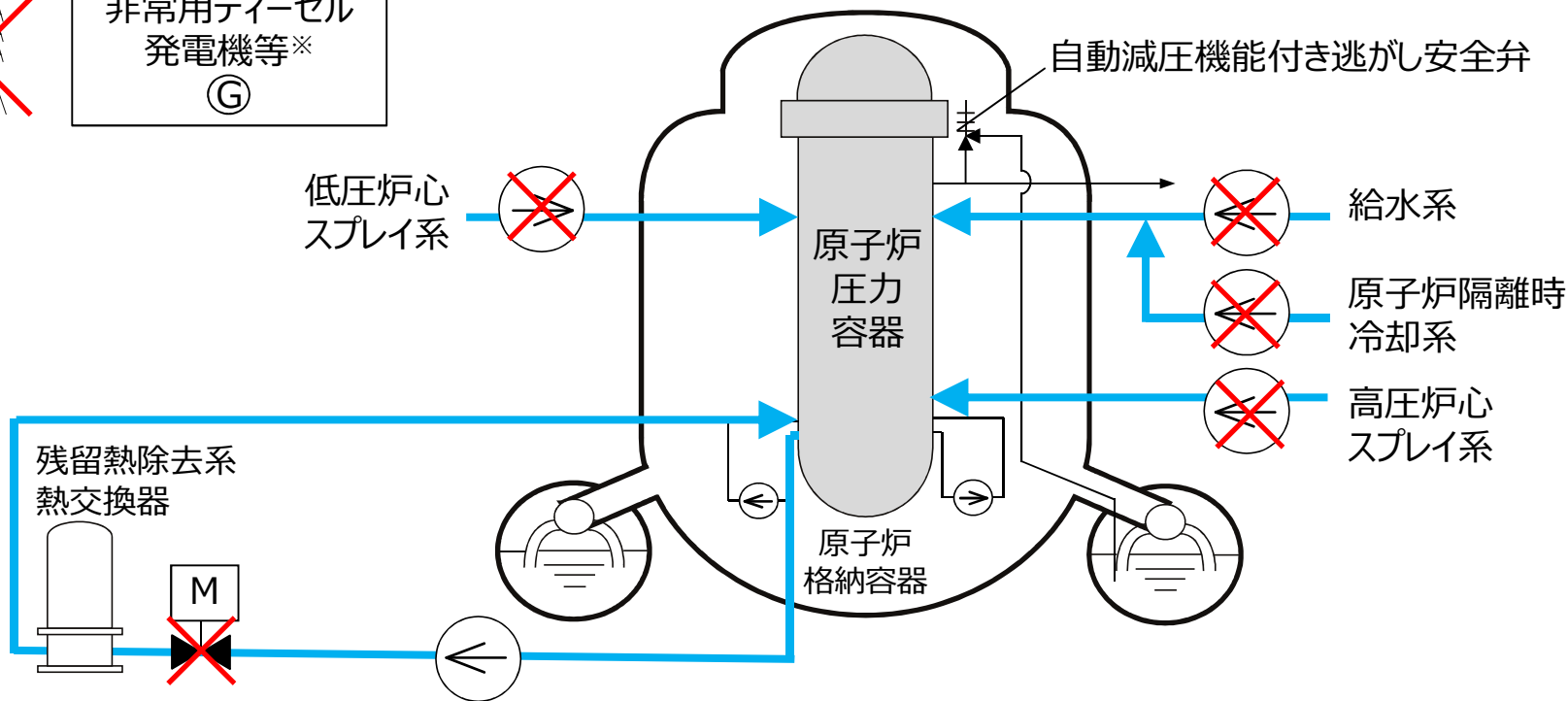
### ■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

外部電源



非常用ディーゼル  
発電機等※  
Ⓒ



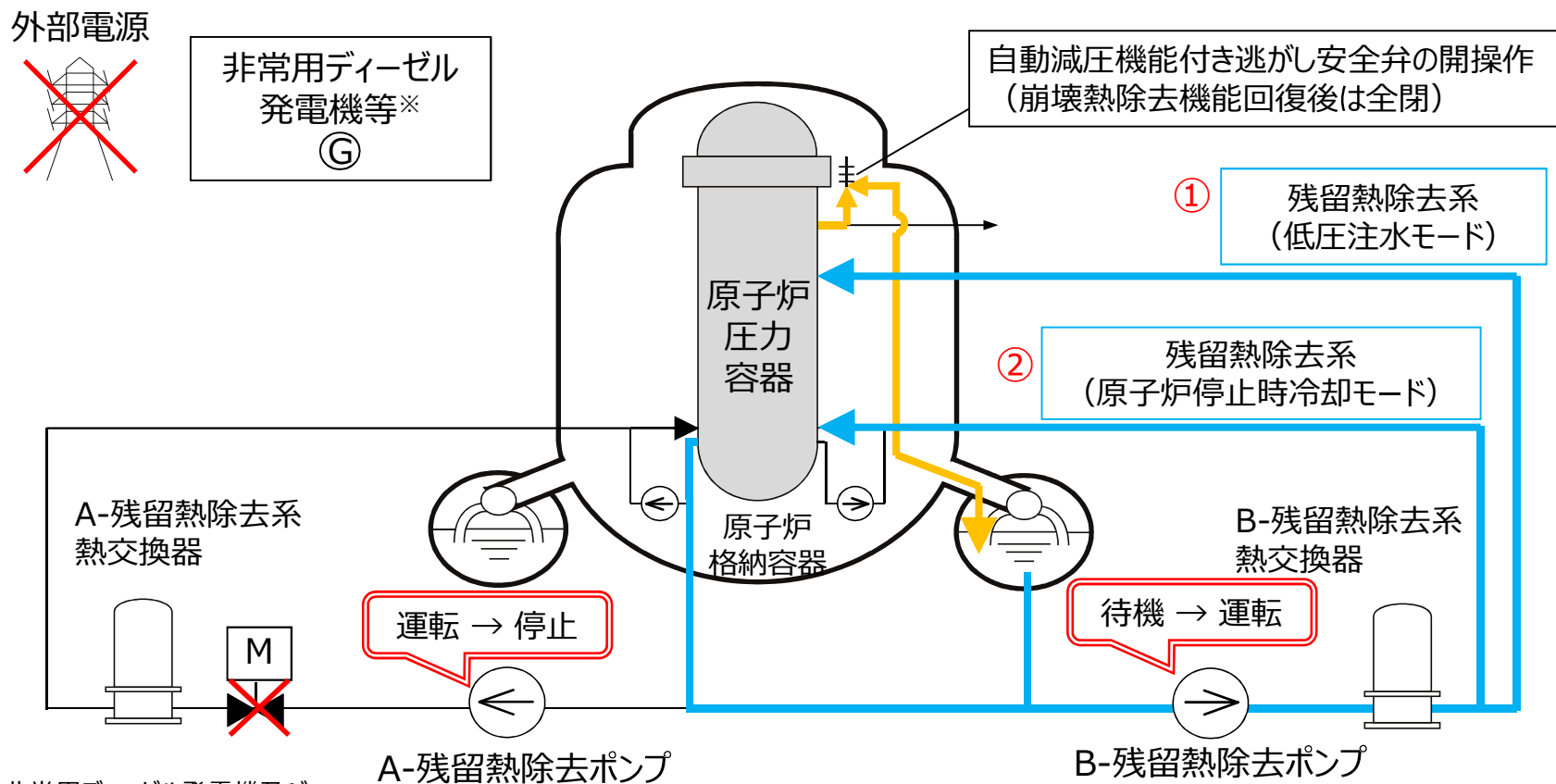
※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

# 4-1 崩壊熱除去機能喪失 (2/2)

## ■ 対策概要

- ① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水。
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉除熱。

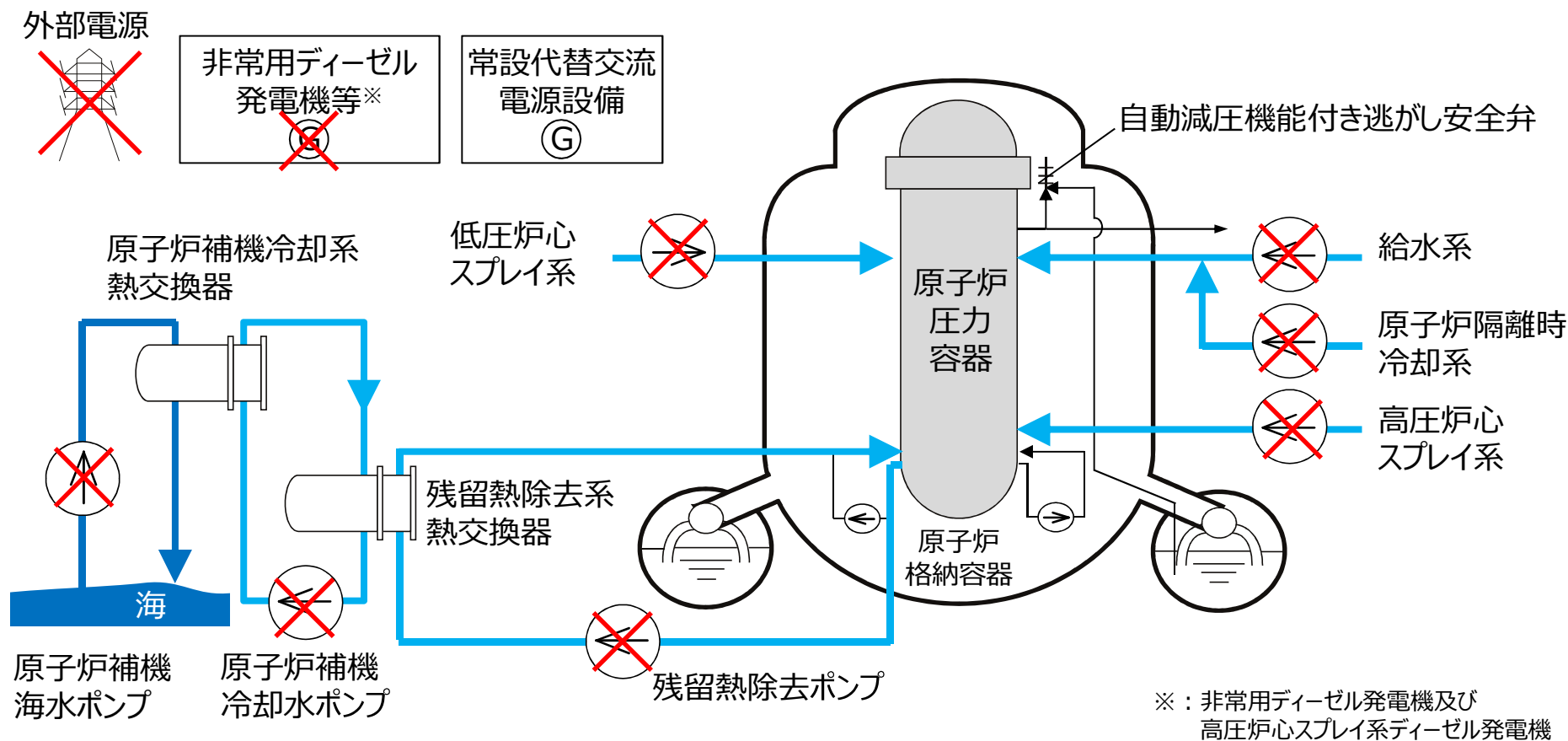


※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

## 4-2 全交流動力電源喪失（1/2）

### ■ 事象概要

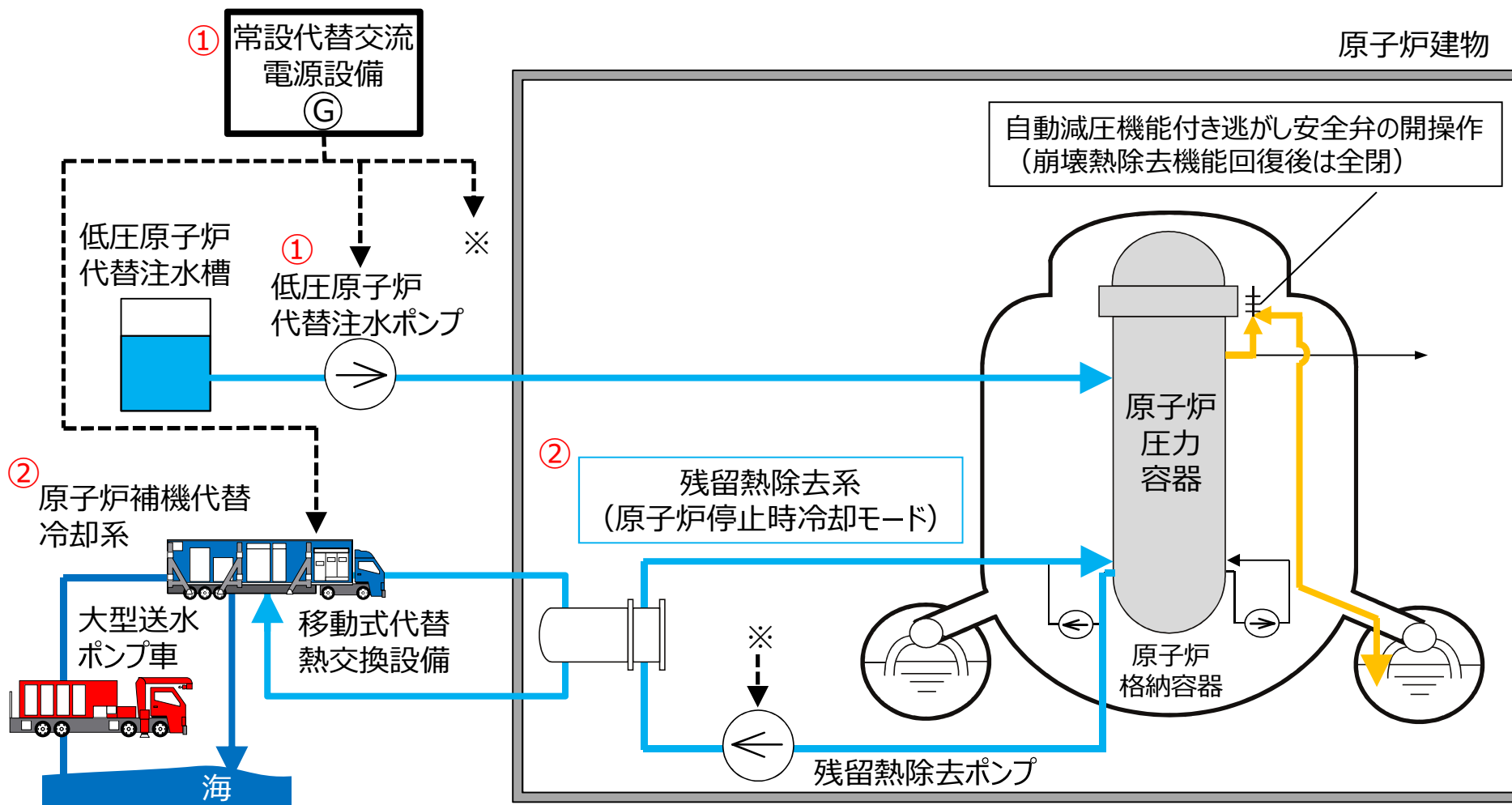
- 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより，原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。



## 4-2 全交流動力電源喪失（2/2）

### ■ 対策概要

- ① 常設代替交流電源設備による受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水。
- ② 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱。



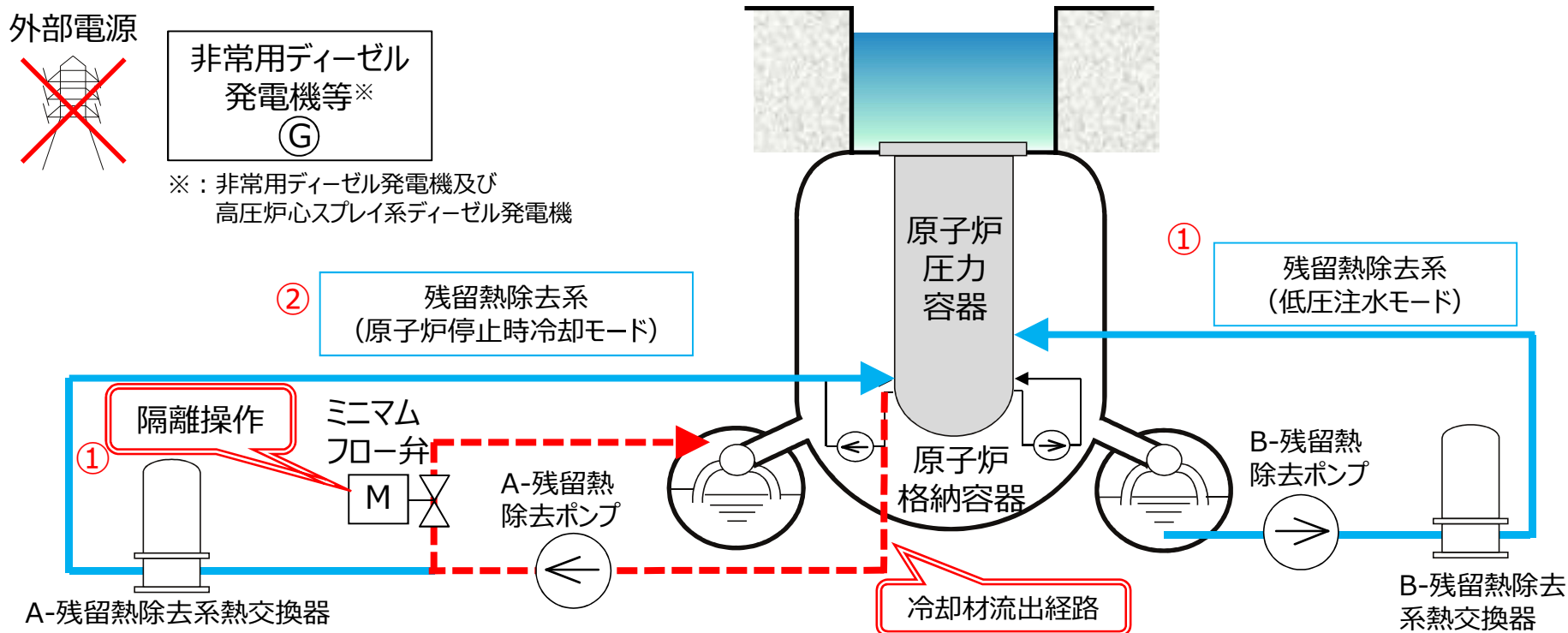
### 4-3 原子炉冷却材の流出

■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。
- 原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

■ 対策概要

- ① 運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱



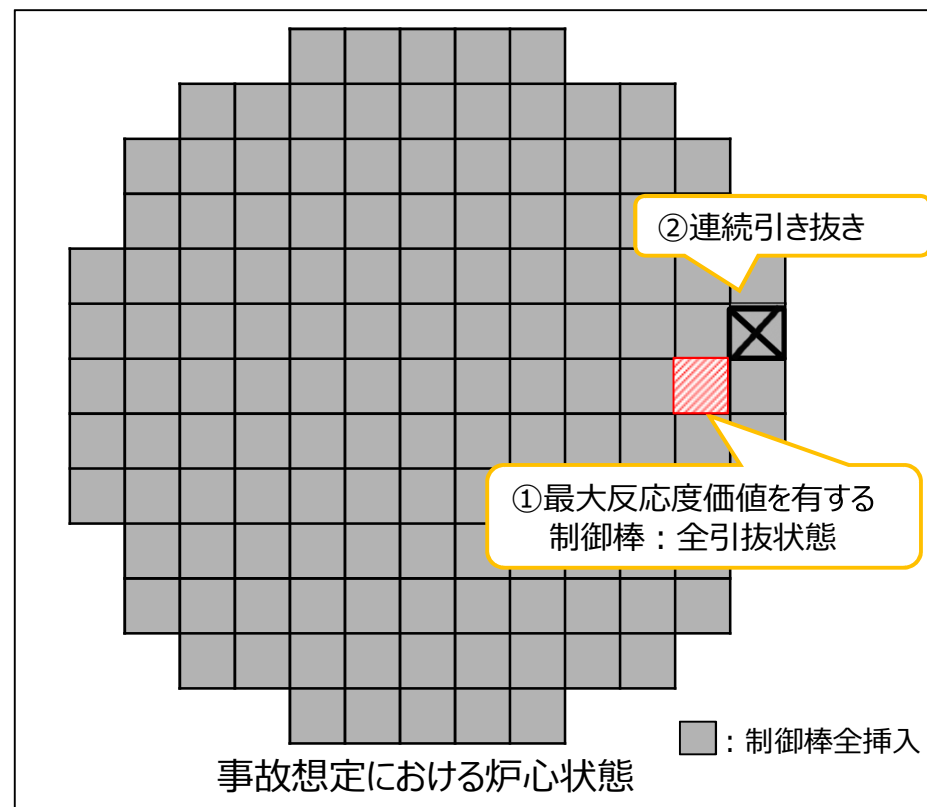
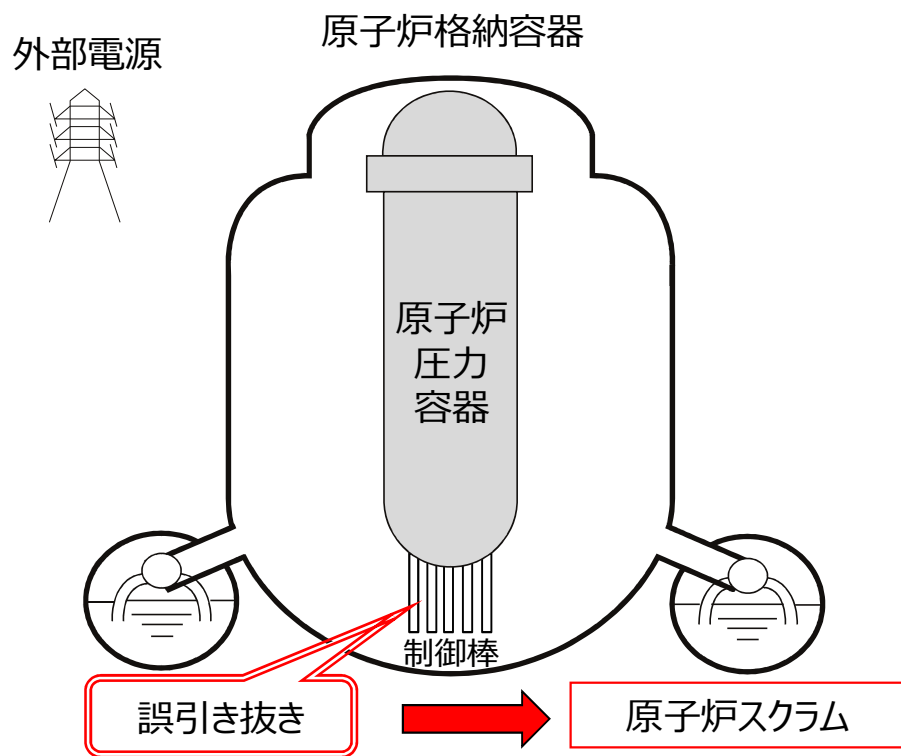
## 4-4 反応度の誤投入

### ■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることを想定する。
- 緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

### ■ 対策概要

- 中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号による原子炉スクラム





## 4-5 有効性評価結果まとめ

事故シーケンス グループ	評価項目		
	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を確保すること	未臨界が維持されていること
崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位 <sup>※1</sup> を確保 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)
原子炉冷却材の流出	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位 <sup>※2</sup> を確保 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)
反応度の誤投入	原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される	原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持される	制御棒の誤引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される

※1：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

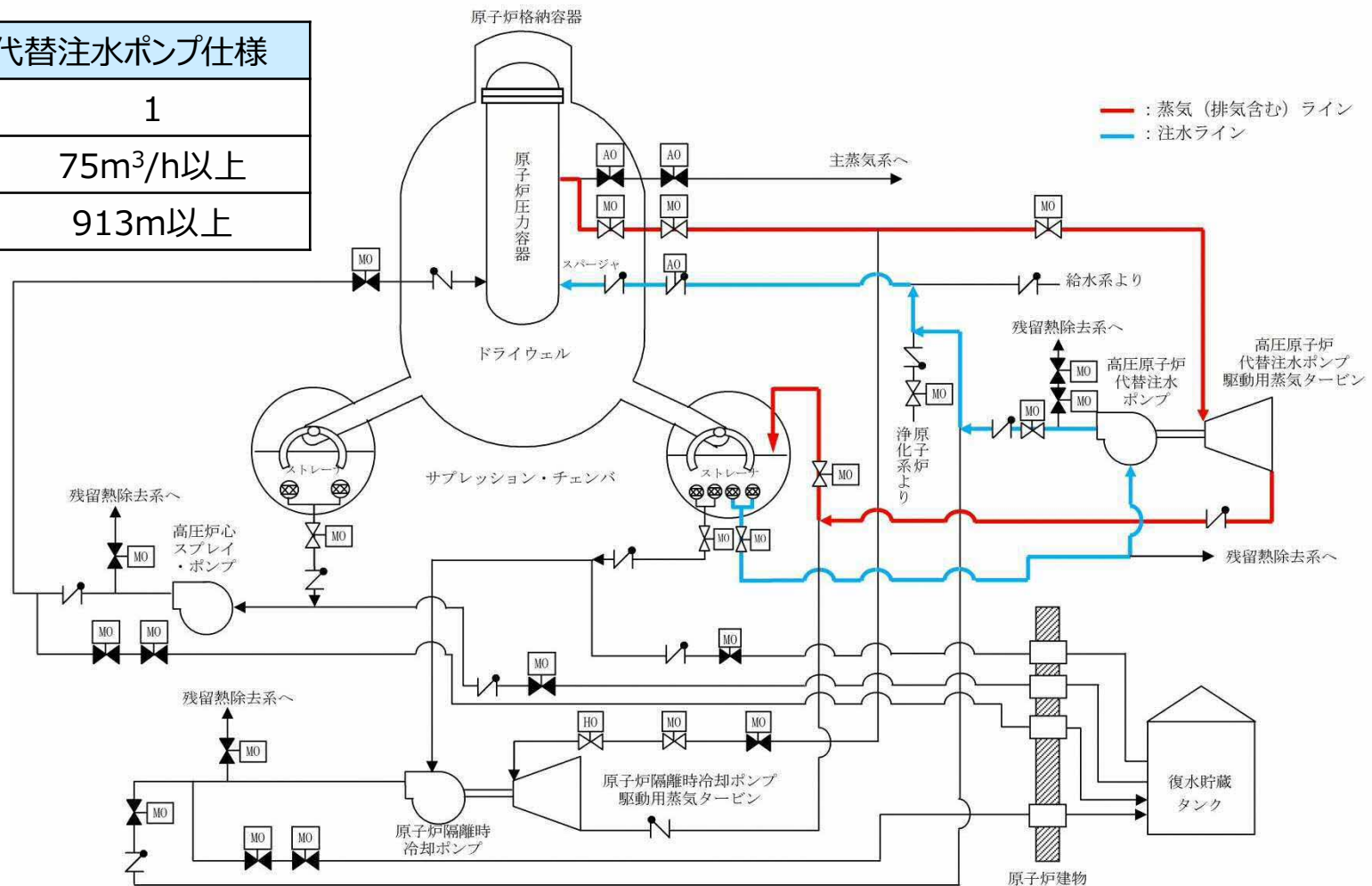
※2：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約2.5m上の位置

## 5. 主な重大事故等対処設備

## 5-1 高圧原子炉代替注水系【高圧注水】

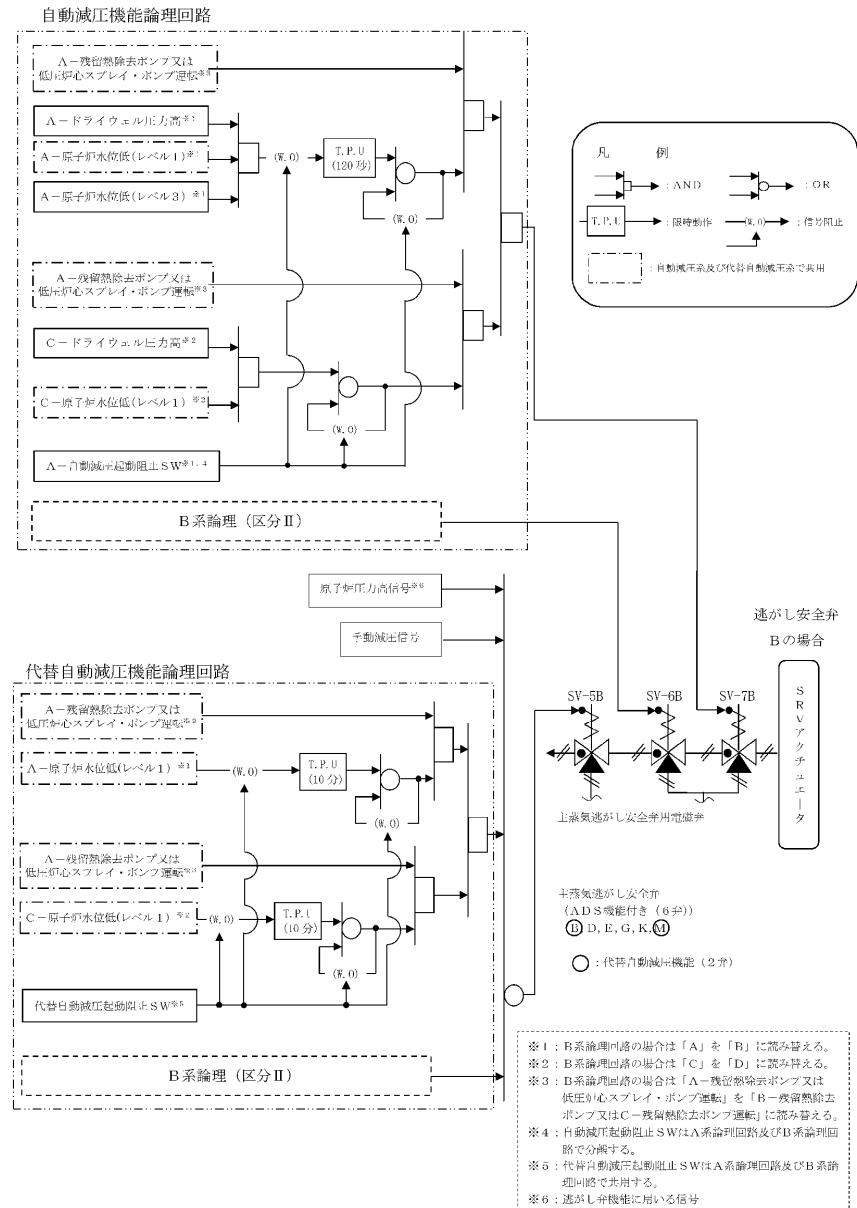
- 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、原子炉を冷却するための設備として高圧原子炉代替注水系を設置する。
- 高圧原子炉代替注水ポンプは蒸気タービン駆動ポンプであり、流量調整等をポンプ自身が行うことで、外部電源を必要とせず運転することが可能である。

高圧原子炉代替注水ポンプ仕様	
台数	1
容量	75m <sup>3</sup> /h以上
全揚程	913m以上



## 5-2 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【減圧】

■ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に，逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより，逃がし安全弁を強制的に開放し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる。

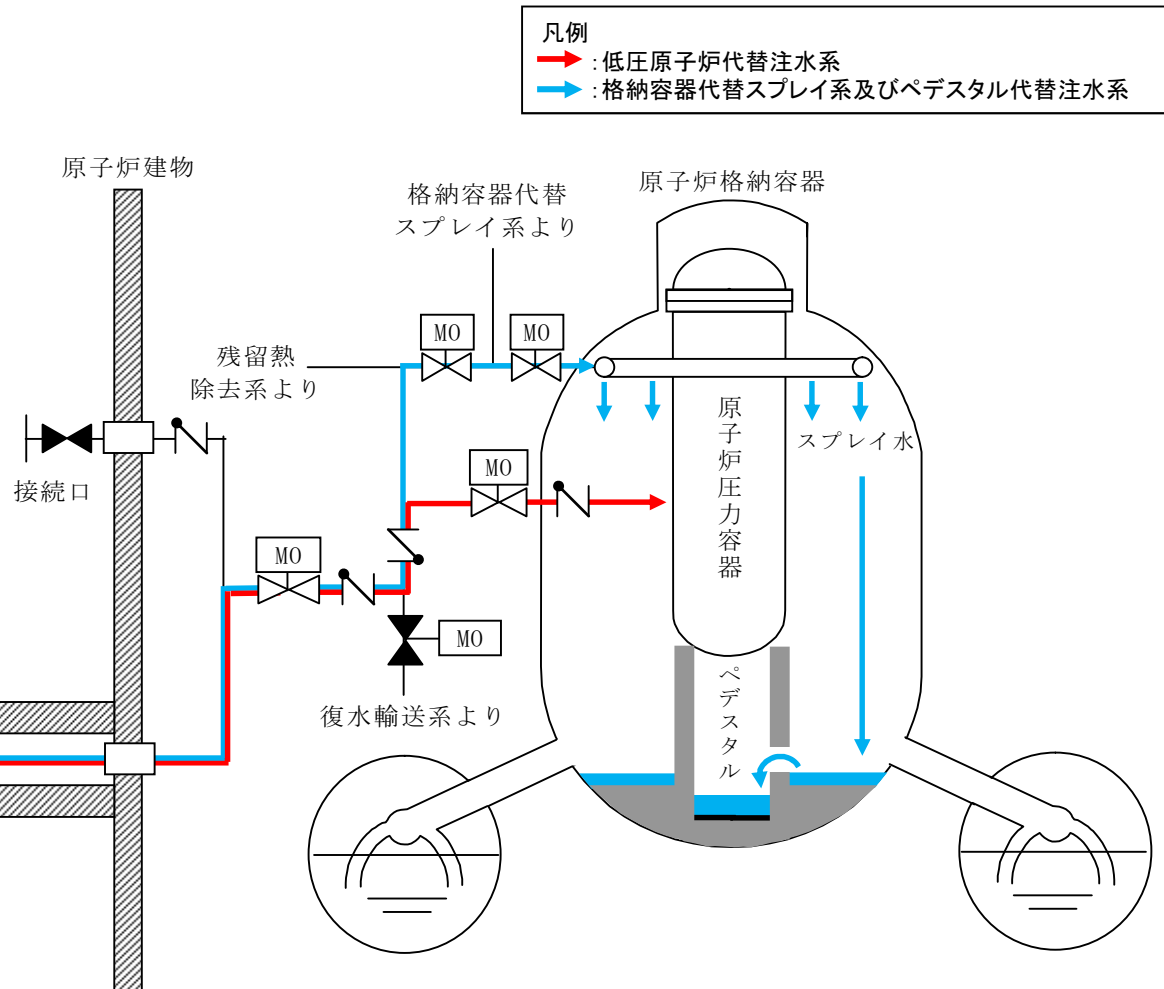
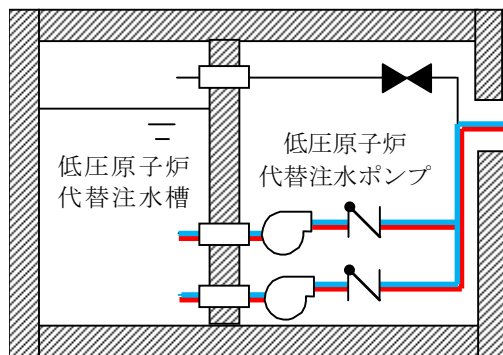


## 5-3-1 低圧原子炉代替注水系（常設）【低圧注水】

- 低圧原子炉代替注水ポンプにより，原子炉への注水が可能な設計とする。その他，格納容器スプレイ及びペDESTAL注水が可能な設計とする。



低圧原子炉代替注水ポンプ仕様	
台数	1（予備1）
容量	約230m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約190m



## 5-3-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型） 【低圧注水】（1/2）

- 可搬型重大事故等対処設備として大量送水車を配備。
- 輪谷貯水槽を水源として，大量送水車をホースにより，原子炉建物の屋外接続口等に接続し，残留熱除去系（A系又はB系）を介して原子炉圧力容器（炉心シュラウド内）への注水機能を確保。
- その他，大量送水車は原子炉格納容器及び燃料プールへの注水機能を確保。
  - ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）  
残留熱除去系（A系又はB系）を介して，原子炉格納容器内にスプレイする。
  - ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）  
復水輸送系及び補給水系を介して，ペDESTAL内に注水する。
  - ・ 燃料プールスプレイ系（可搬型）  
燃料プール内に注水またはスプレイする。



大量送水車仕様	
台数	2（予備1）
容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力0.85MPa [gage]） 120m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力1.4 MPa [gage]）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

## 5-3-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型） 【低圧注水】（2/2）

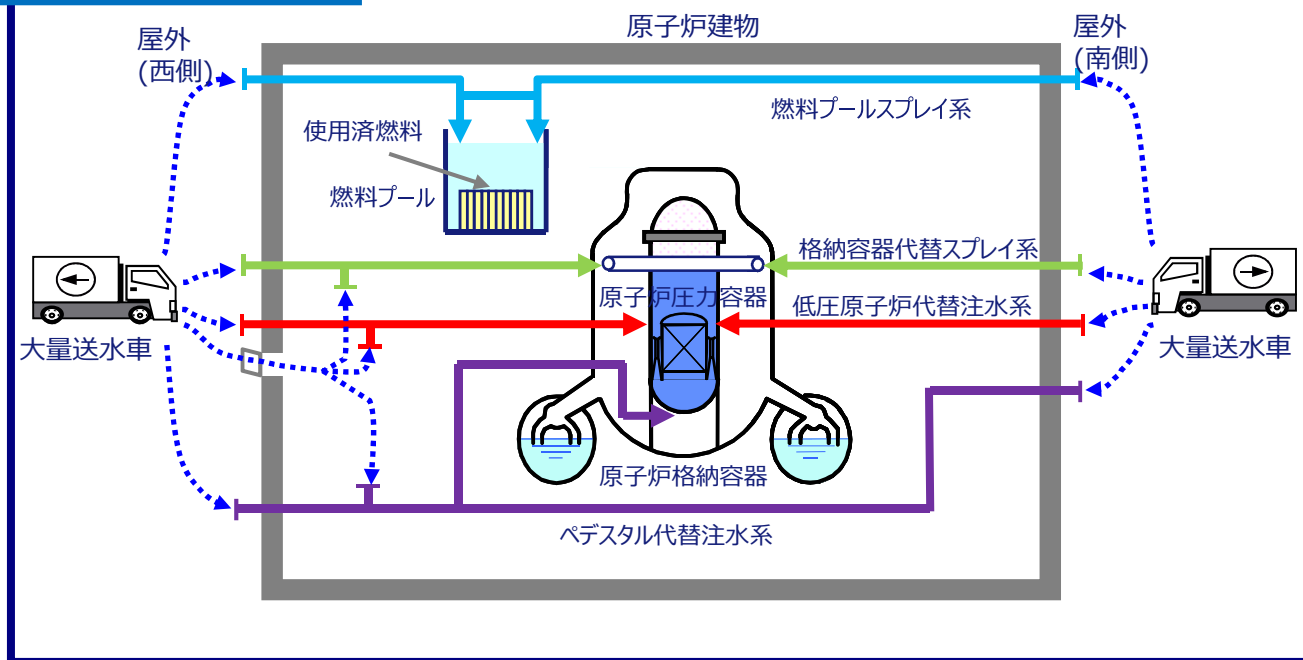
- 屋外から原子炉圧力容器，原子炉格納容器，燃料プールへ注水するための接続口を設置する。接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所を設置する。



原子炉建物 西側 接続口

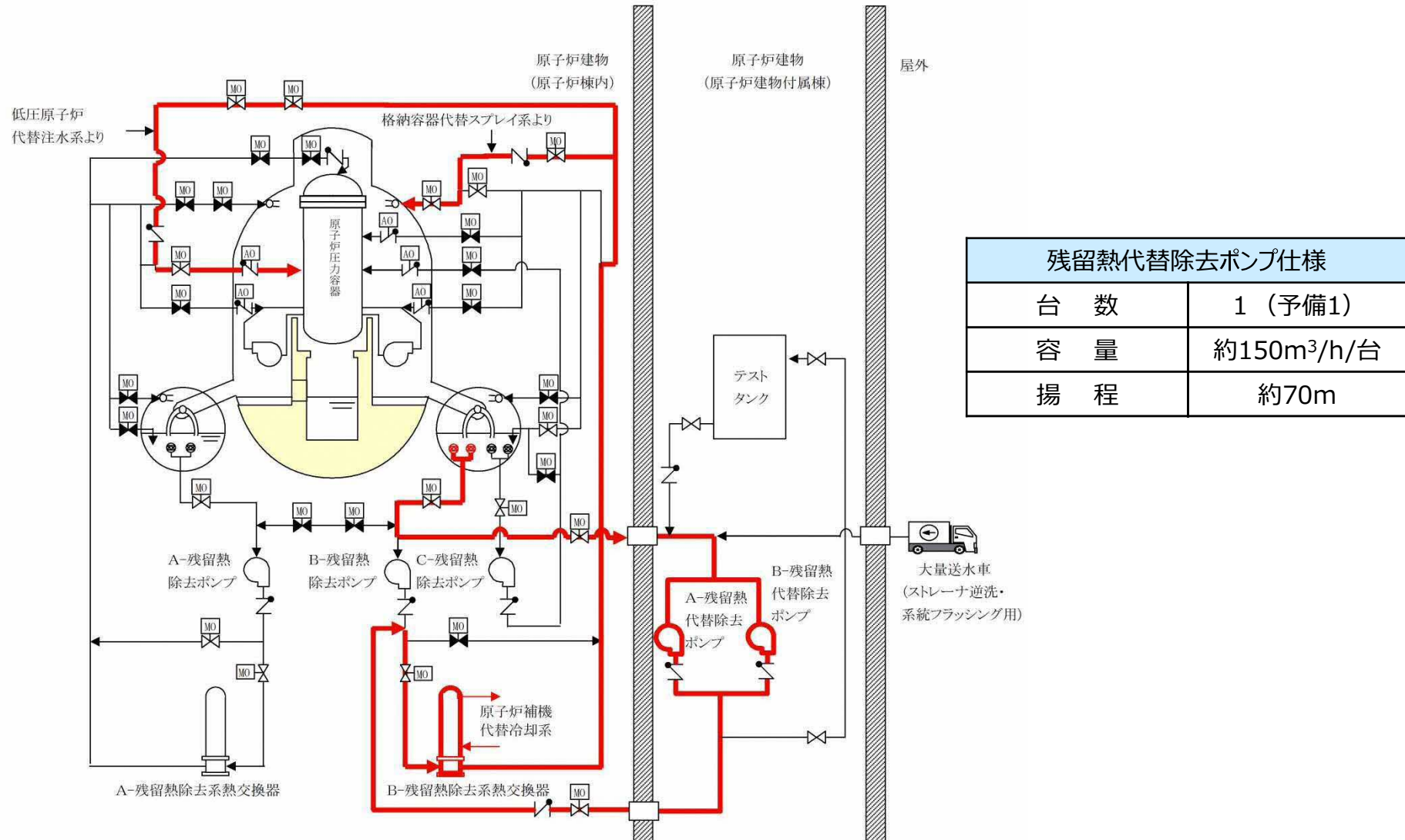


原子炉建物 南側 接続口



## 5-4-1 残留熱代替除去系【除熱】

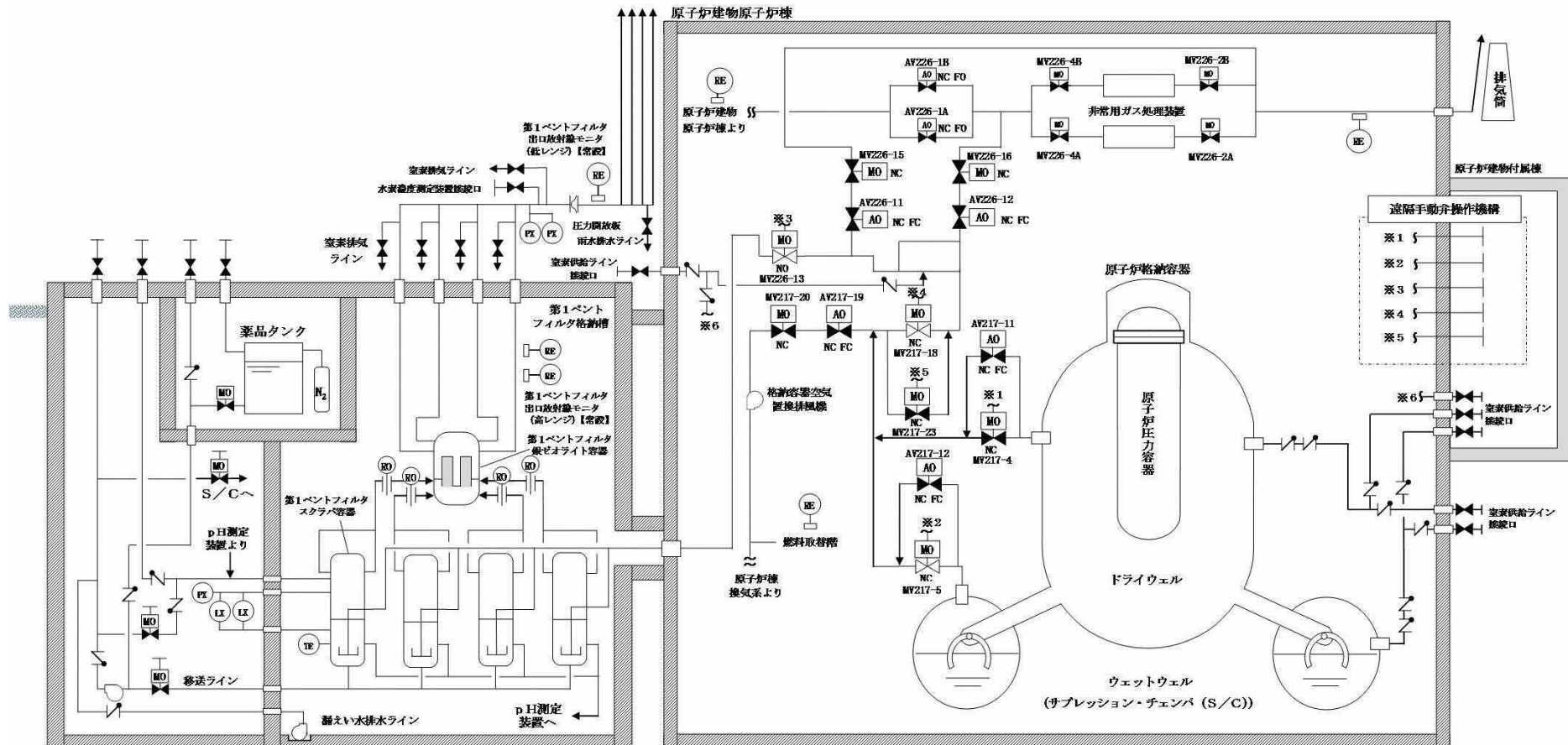
■原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。





## 5-4-2 格納容器フィルタベント系【除熱】(1/2)

■格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物頂部に設ける放出口から排出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計としている。

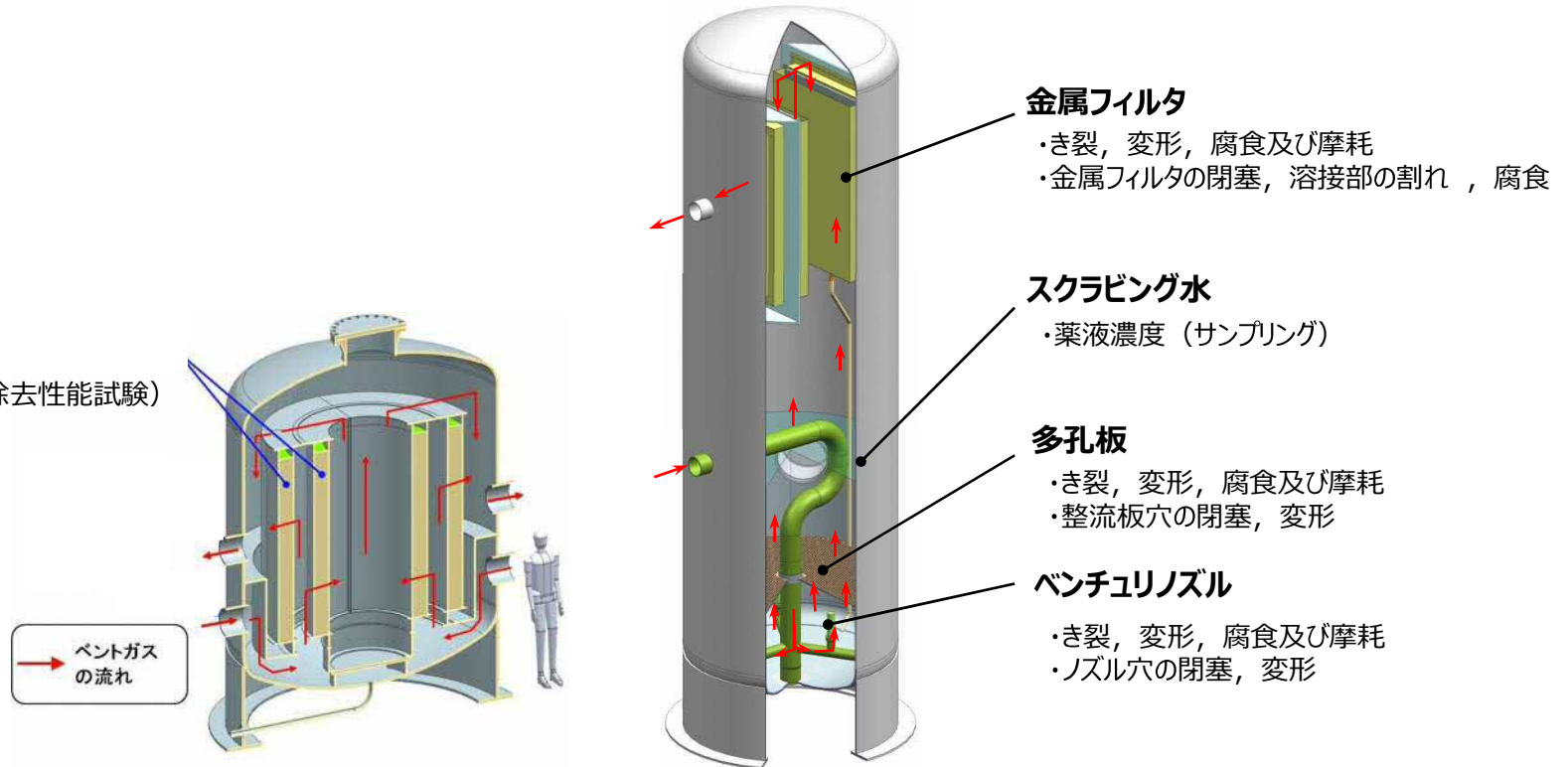


## 5-4-2 格納容器フィルタバント系【除熱】(2/2)

■フィルタ装置の設備性能が確保されていることを確認するため、定期的な点検を行う。

### 銀ゼオライト

・除去性能（よう素除去性能試験）



	銀ゼオライト容器	スクラバ容器
放射性物質除去効率	98%以上 (有機よう素に対して)	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して) 99%以上 (無機よう素に対して)
最高使用圧力	427kPa[gage]	853kPa[gage]
最高使用温度	200℃	200℃
系統設計流量	約9.8kg/s (格納容器圧力が427kPa[gage]において)	約9.8kg/s (格納容器圧力が427kPa[gage]において)
個数	1	4
取付箇所	第1ベントフィルタ格納槽内	第1ベントフィルタ格納槽内

## 5-5-1 常設代替交流電源設備【電源】

- 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機を設置している。
- 定格容量は、最大所要負荷に対し電源供給が可能な設計としている。
- 緊急用メタクラは、ガスタービン発電機から受電可能であり、緊急用メタクラを介して代替所内電気設備（SA母線系統）へ電源供給が可能な設計としている。
- 設計基準事故対処設備が健全であればC-メタクラ及びD-メタクラに電源供給を行うことが可能な設計としている。

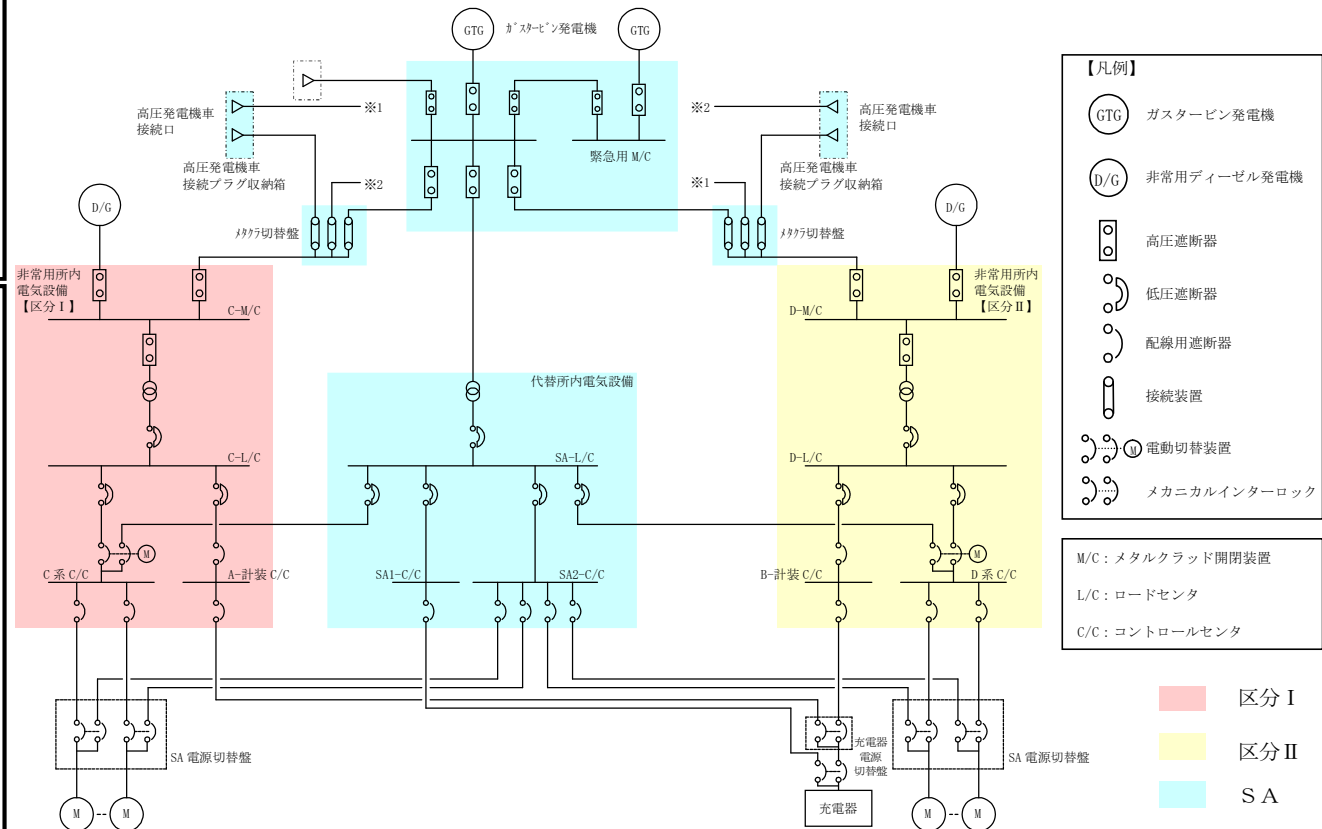
ガスタービン発電機建物 外観



ガスタービン発電機 外観



容量：6,000kVA（4,800kW）  
電圧：6.9kV  
台数：1（予備1）



## 5-5-2 代替直流電源設備【電源】

- 重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設置している。
- 全交流動力電源喪失から8時間後に不要な負荷の切り離しを実施し、蓄電池を組み合わせることで24時間電源供給が可能な設計としている。

	所内常設蓄電式直流電源設備	常設代替直流電源設備
設備区分	重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備兼用）	重大事故等対処設備
蓄電池	B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA） 230V系蓄電池（RCIC）	SA用115V系蓄電池
主な負荷	原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁 SA計器	高圧原子炉代替注水系 SA計器
蓄電池容量（供給時間）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・115V系蓄電池 全交流動力電源喪失から8時間後に不要負荷切り離し、B系からB1系へ給電元を切替え、その後16時間の24時間電源供給可能。</li> <li>・230V系蓄電池 全交流動力電源喪失から24時間電源供給可能。</li> </ul>	全交流動力電源喪失から24時間電源供給可能



蓄電池	蓄電池容量
B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA）	3,000Ah 1,500Ah
SA用115V系蓄電池	1,500Ah
230V系蓄電池（RCIC）	1,500Ah

## 5-6-1 原子炉補機代替冷却系【その他】(1/2)

### ■ 移動式代替熱交換設備

原子炉補機代替冷却系として移動式代替熱交換設備を配備し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を確保する。



移動式代替熱交換設備仕様		
移動式代替熱交換設備	数量	2式(予備1)
熱交換器	組数	1/式
	熱交換量	約23MW/組 (海水温度30℃において)
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	台数	2
	容量	約300m <sup>3</sup> /h/台
	全揚程	約75m

### ■ 大型送水ポンプ車

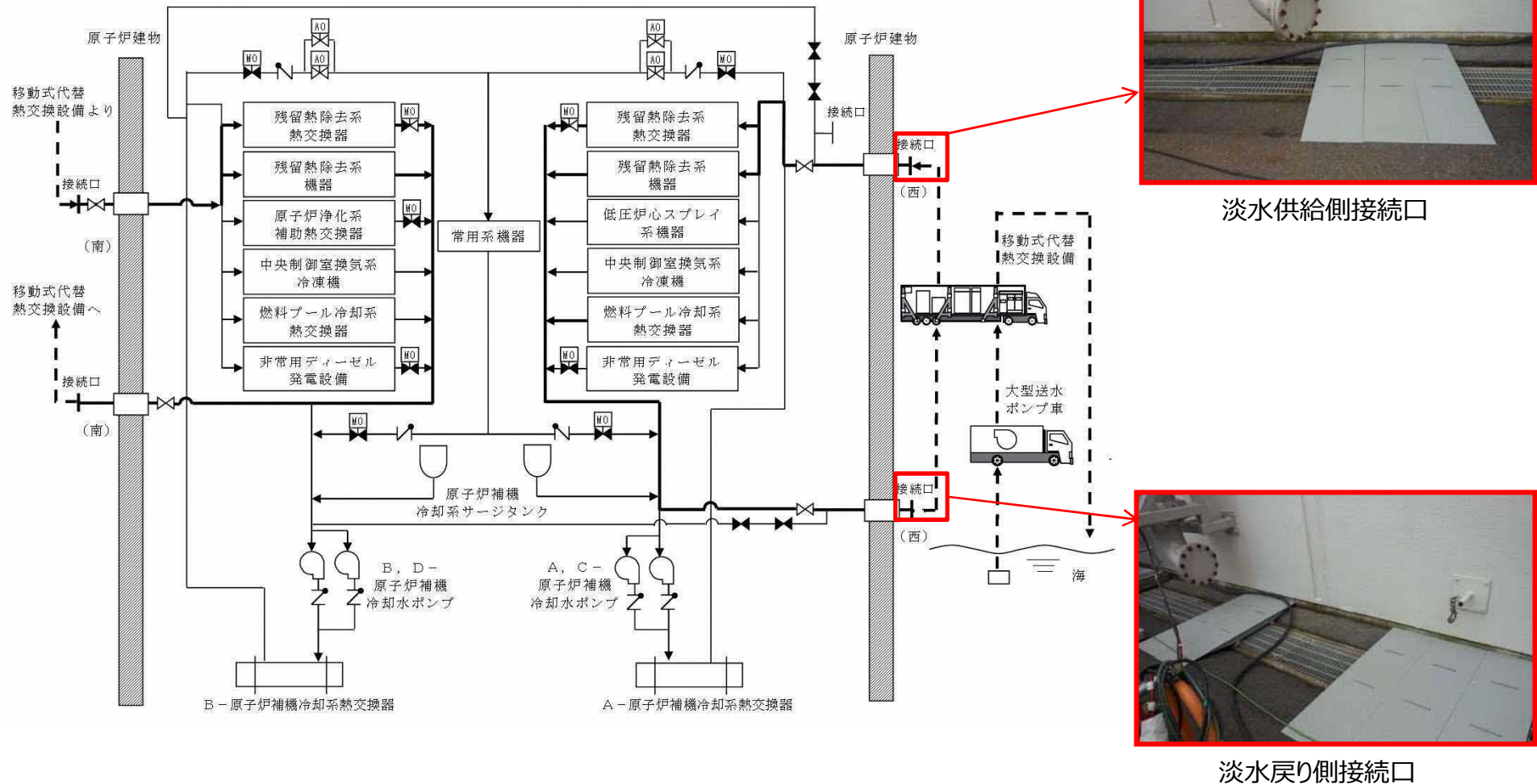
原子炉補機代替冷却系として，大型送水ポンプ車を配備し，移動式代替熱交換設備への冷却水を確保する。



大型送水ポンプ車仕様	
台数	2(予備1)
容量	約1,800m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	1.2MPa

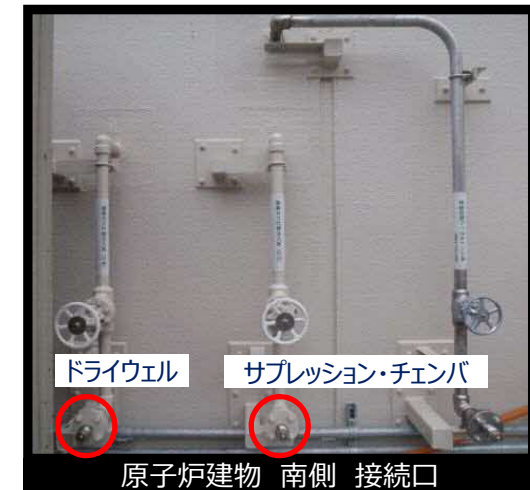
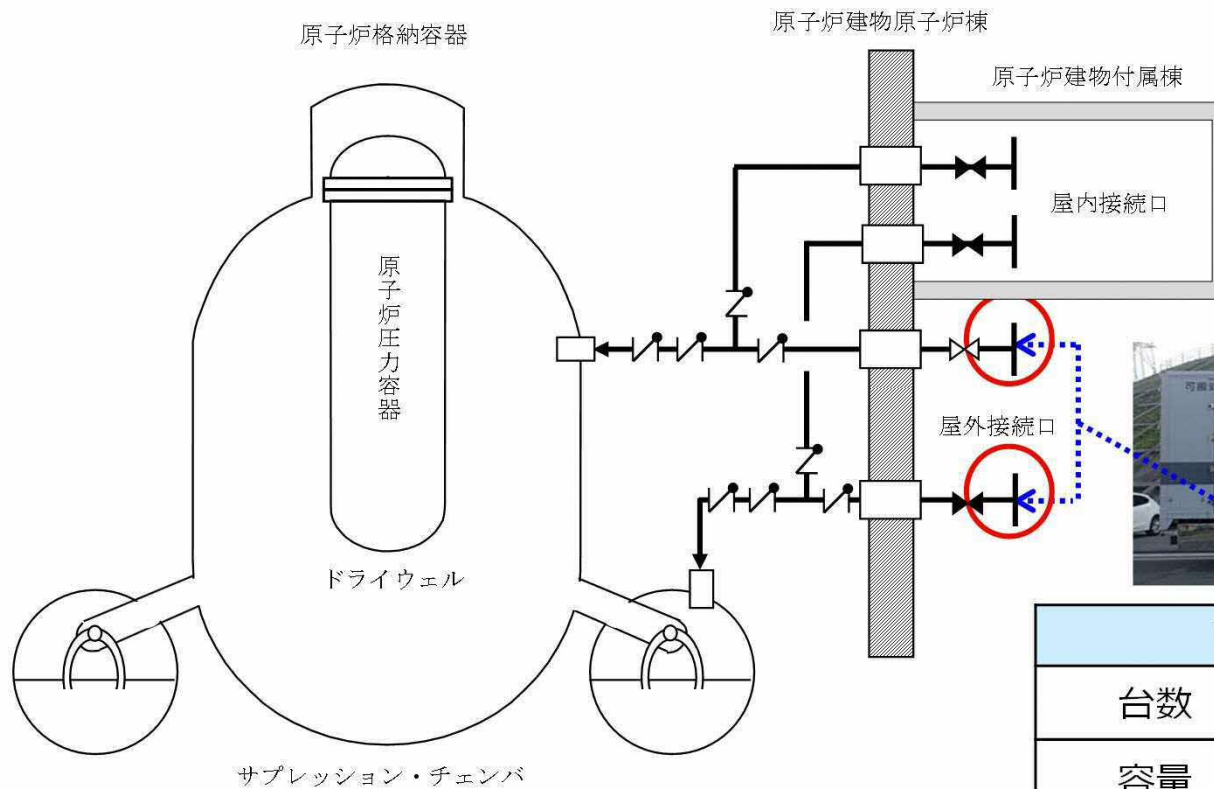
## 5-6-1 原子炉補機代替冷却系【その他】(2/2)

- 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所（原子炉建物南側，西側，原子炉建物内）に設置する。



## 5-6-2 可搬式窒素供給装置 【その他】

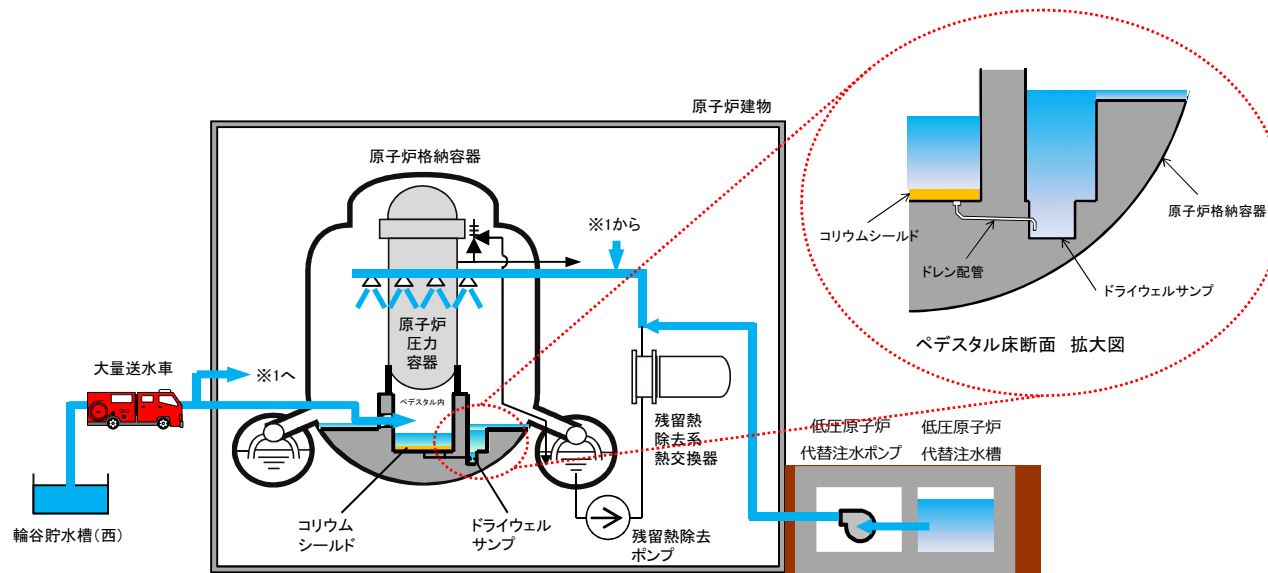
- 可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制するために設置している。



可搬式窒素供給装置 仕様	
台数	1 (予備 1)
容量	約100m <sup>3</sup> /h
供給圧力	0.6MPa[gage]以上

### 5-6-3 コリウムシールド 【その他】

- 溶融炉心がペDESTAL内へ落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置している。



ペDESTAL内への注水概略図

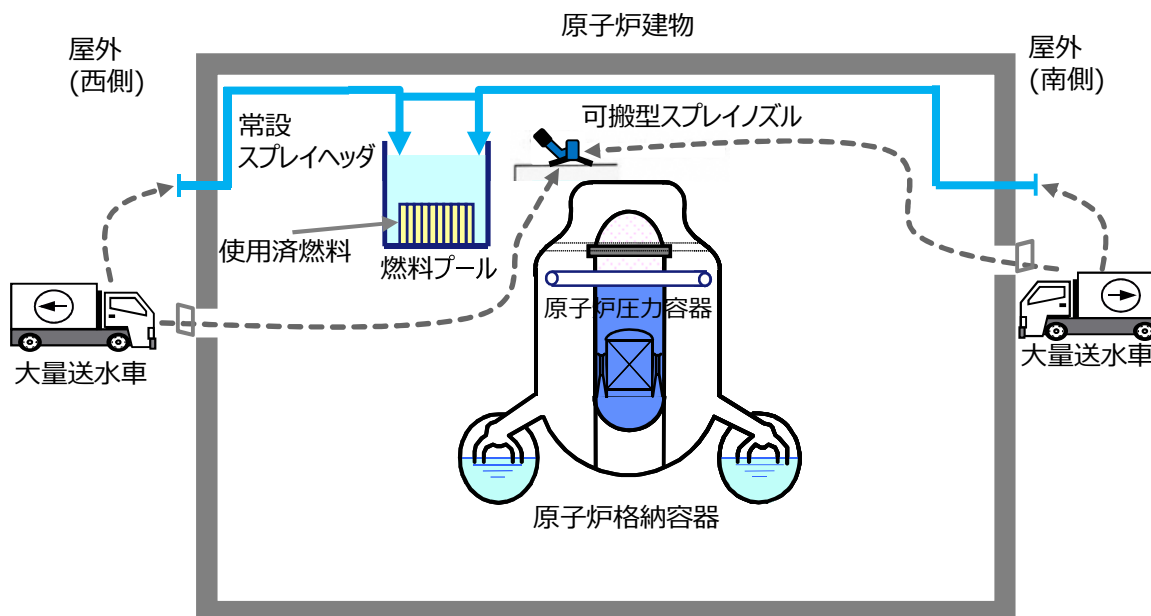


ペDESTAL内床面を上から見た写真  
(コリウムシールドの外観)



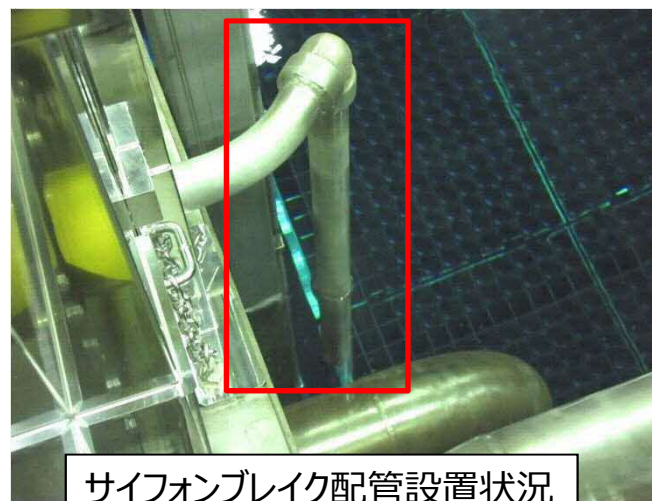
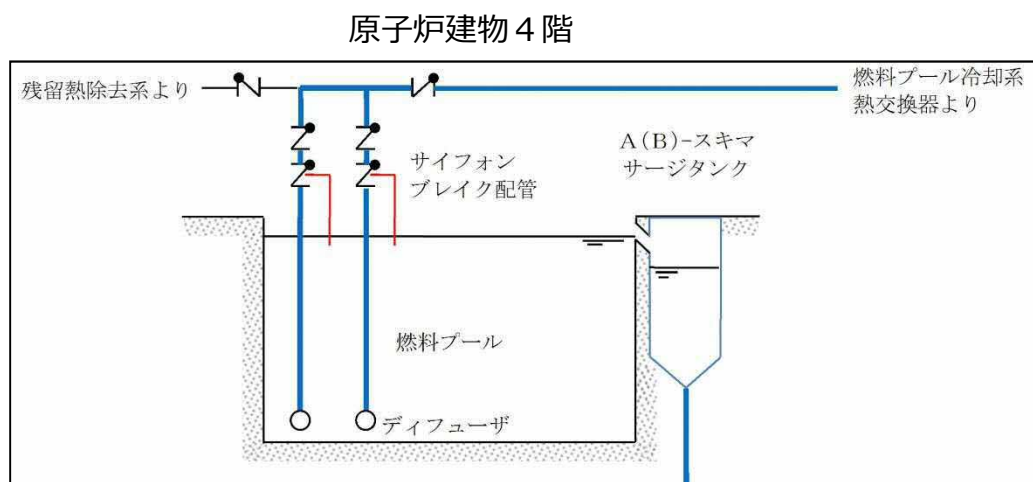
### 5-6-4 燃料プールスプレイ系 【その他】

- 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，燃料プールに注水およびスプレイするための設備として，燃料プールスプレイ系を設ける。



## 5-6-5 サイフンブレイク配管【その他】

- 燃料プール冷却系配管の破断による燃料プールの水位低下を防ぐため、サイフンブレイク配管を設置している。



## 6. 規制要求事項

## 6. 規制要求事項（1 / 7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」より抜粋

（重大事故等の拡大の防止等）

第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

## 6. 規制要求事項（2/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

### 第37条（重大事故等の拡大の防止等）

（炉心の著しい損傷の防止）

1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループとする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

#### (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

##### ① BWR

- ・ 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）

#### (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

## 6. 規制要求事項 (3/7)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器 先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

## 6. 規制要求事項（4/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

（原子炉格納容器の破損の防止）

2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード（以下「想定する格納容器破損モード」という。）とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a)必ず想定する格納容器破損モード

- ・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
- ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・水素燃焼・格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用

(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

2-2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。

## 6. 規制要求事項（5/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

- (a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。



## 6. 規制要求事項（6/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

（使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止）

3 - 1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。

(a)想定事故1：使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

(b)想定事故2：サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。

3 - 2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう

(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c) 未臨界が維持されていること。

## 6. 規制要求事項（7/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）

4 - 1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果 如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
- ・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

(b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの停止時に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記4 - 1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

4 - 2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c) 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、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。）。

---

▪ 論点項目<8>

想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの  
大きい事象はないか

- P R Aの知見を活用して、想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードを抽出した。「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に記載の必ず想定する事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されなかった。

○解釈に記載の「必ず想定する事故シーケンスグループ」
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
L O C A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L O C A）

○解釈に記載の「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」
崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
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

○解釈に記載の「必ず想定する格納容器破損モード」
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
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
水素燃焼
格納容器直接接触（シェルアタック）
溶融炉心・コンクリート相互作用

## ■ 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定プロセス

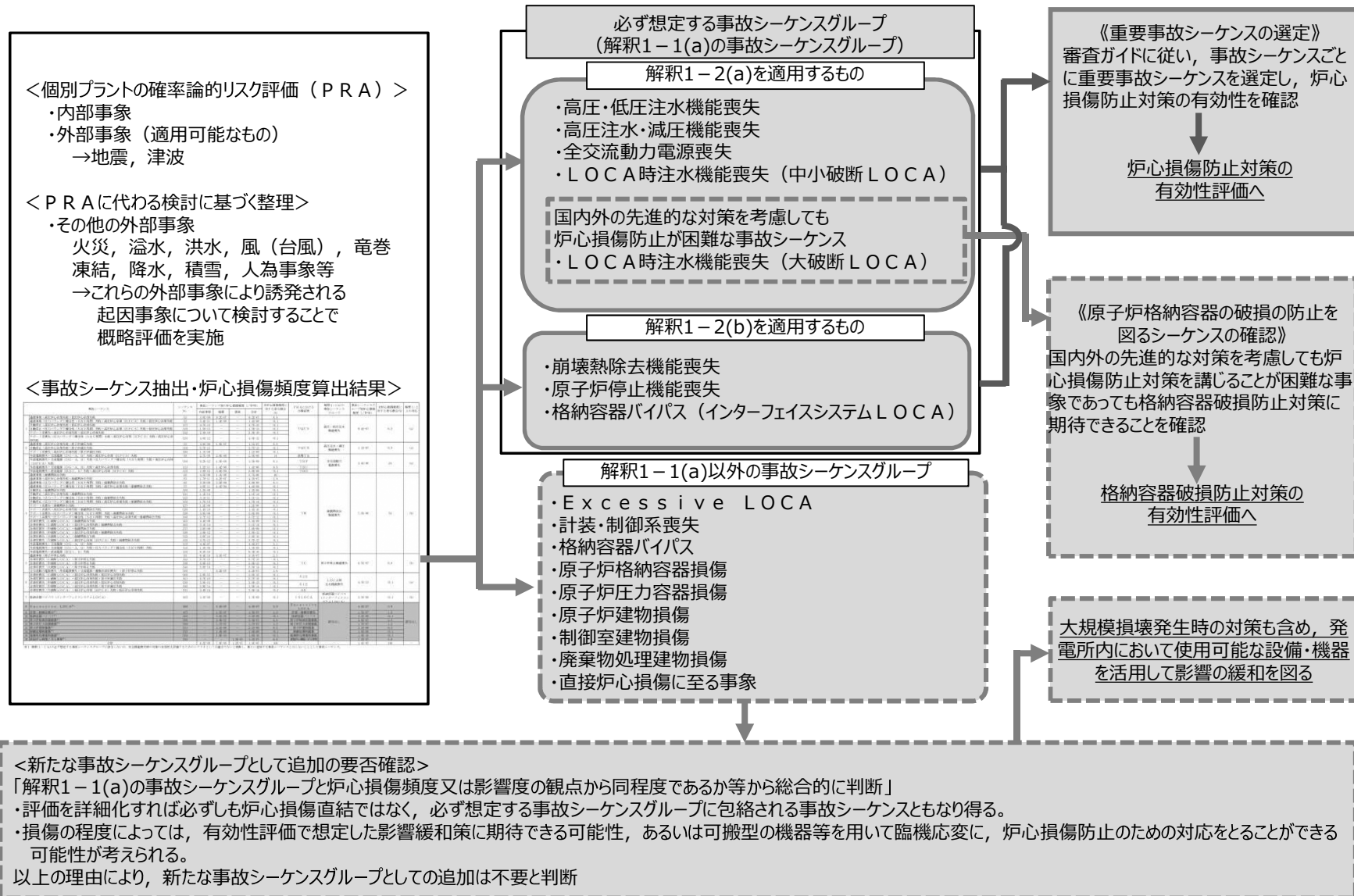


表1 PRAの結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

事故シナリオ	シナリオ No.	事故シナリオ別の炉心損傷頻度 (1/10年)				炉心損傷頻度に対する寄与割合 (%)	PRAにおける分類結果	解釈1-1(a)の事故シナリオグループ	事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度 (1/10年)	全炉心損傷頻度に対する寄与割合 (%)	解釈1-2の対応		
		内部事象	地震	津波	合計								
1 過渡事象 - 高圧炉心冷却失敗 - 低圧炉心冷却失敗	(1)	3.0E-09	9.2E-07	-	9.2E-07	6.4	T Q U V	高圧・低圧注水機能喪失	9.4E-07	6.5	(a)		
	(2)	3.4E-11	1.4E-08	-	1.4E-08	<0.1							
	(17)	4.7E-13	-	-	4.7E-13	<0.1							
	(18)	1.5E-13	-	-	1.5E-13	<0.1							
	(24)	2.3E-10	-	-	2.3E-10	<0.1							
	(25)	4.0E-12	-	-	4.0E-12	0.1							
2 過渡事象 - 高圧炉心冷却失敗 - 原子炉減圧失敗	(3)	4.0E-09	1.0E-07	-	1.1E-07	0.8	T Q U X	高圧注水・減圧機能喪失	1.1E-07	0.8	(a)		
	(19)	5.7E-13	-	-	5.7E-13	0.1							
	(26)	1.1E-09	-	-	1.1E-09	0.1							
3 外部電源喪失 + 交流電源 (D/G-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	(9)	2.7E-09	2.0E-06	-	2.0E-06	11	長期TB	全交流動力電源喪失	3.1E-06	21	(a)		
	(10)	8.2E-12	1.5E-08	-	1.5E-08	0.1	T B P						
	(11)	1.2E-11	1.4E-06	-	1.4E-06	9.6	T B U						
外部電源喪失 + 変換電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	(12)	3.8E-12	5.8E-09	-	5.8E-09	<0.1	T B D						
	(4)	4.5E-06	1.1E-06	-	5.7E-06	40							
4 過渡事象 - 崩壊熱除去失敗	(5)	1.7E-11	4.2E-07	-	4.2E-07	2.9	T W	崩壊熱除去機能喪失	7.8E-06	51	(b)		
	(6)	3.3E-08	3.2E-09	-	3.6E-08	0.3							
	(7)	3.6E-11	4.4E-09	-	4.4E-09	0.1							
	(20)	1.2E-08	-	-	1.2E-08	<0.1							
	(21)	1.1E-14	-	-	1.1E-14	<0.1							
	(22)	3.1E-11	-	-	3.1E-11	<0.1							
	(23)	1.7E-14	-	-	1.7E-14	0.1							
	(27)	1.2E-06	-	-	1.2E-06	8.3							
	(28)	1.4E-10	-	-	1.4E-10	0.1							
	(29)	3.8E-09	-	-	3.8E-09	0.1							
	(30)	3.7E-12	-	-	3.7E-12	<0.1							
	(42)	5.4E-09	-	-	5.4E-09	<0.1							
	(43)	3.1E-14	-	-	3.1E-14	<0.1							
	(37)	3.6E-09	-	-	3.6E-09	<0.1							
	(38)	3.8E-12	-	-	3.8E-12	<0.1							
	(32)	3.6E-10	-	-	3.6E-10	0.1							
	(33)	3.7E-13	-	-	3.7E-13	<0.1							
	(13)	4.4E-07	-	-	4.4E-07	3.1							
	(14)	1.3E-09	-	-	1.3E-09	<0.1							
	(15)	6.3E-10	-	-	6.3E-10	<0.1							
5 過渡事象 - 原子炉停止失敗	(8)	6.4E-10	3.3E-07	-	3.3E-07	2.3	T C	原子炉停止機能喪失	8.5E-07	6.0	(b)		
	(44)	8.7E-13	-	-	8.7E-13	<0.1							
	(39)	5.8E-13	-	-	5.8E-13	<0.1							
	(41)	5.8E-14	-	-	5.8E-14	<0.1							
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + 交流電源・消滅冷却系喪失) - 原子炉停止失敗	(16)	-	5.2E-07	-	5.2E-07	3.6							
6 冷却材喪失 (小破断LOCA) - 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	(40)	2.8E-15	-	-	2.8E-15	<0.1	S 2 E	LOCA時注水機能喪失	1.3E-13	<0.1	(a)		
	(41)	5.7E-15	-	-	5.7E-15	0.1							
	(35)	3.5E-13	-	-	3.5E-13	<0.1	S 1 E						
	(36)	3.9E-14	-	-	3.9E-14	<0.1							
	(31)	3.4E-14	-	-	3.4E-14	<0.1							
7 格納容器バイパス (インターフェイシステムLOCA)	(45)	3.3E-09	-	-	3.3E-09	<0.1	I S L O C A	格納容器バイパス (インターフェイシステムLOCA)	3.3E-09	<0.1	(b)		
8 Excessive LOCA <sup>※1</sup>	(46)	-	4.2E-07	-	4.2E-07	2.9	Excessive LOCA		4.2E-07	2.9			
9 計装・制御系喪失 <sup>※1</sup>	(47)	-	1.5E-07	-	1.5E-07	1.0	計装・制御系喪失		1.5E-07	1.0			
10 格納容器バイパス <sup>※2</sup>	(48)	-	3.5E-09	-	3.5E-09	<0.1	格納容器バイパス		3.5E-09	<0.1			
11 原子炉格納容器損傷 <sup>※1</sup>	(49)	-	3.4E-07	-	3.4E-07	2.4	原子炉格納容器損傷	該当なし	3.4E-07	2.4	該当なし		
12 原子炉圧力容器損傷 <sup>※1</sup>	(50)	-	1.7E-07	-	1.7E-07	1.2	原子炉圧力容器損傷		1.7E-07	1.2			
13 原子炉建物損傷 <sup>※1</sup>	(51)	-	3.1E-08	-	3.1E-08	0.2	原子炉建物損傷		3.1E-08	0.2			
14 制御室建物損傷 <sup>※1</sup>	(52)	-	1.4E-08	-	1.4E-08	<0.1	制御室建物損傷		1.4E-08	<0.1			
15 廃棄物処理建物損傷 <sup>※1</sup>	(53)	-	1.8E-10	-	1.8E-10	<0.1	廃棄物処理建物損傷		1.8E-10	<0.1			
16 直接炉心損傷に至る事象 <sup>※1</sup>	(54)	-	-	1.2E-07	1.2E-07	0.8	直接炉心損傷に至る事象		1.2E-07	0.8			
合計		6.2E-06	7.9E-06	1.2E-07	1.4E-05	100				1.4E-05		100	

※1 解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナリオグループに該当しないが、安全機能喪失時の対等の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないこと判断し、新たに追加する事故シナリオとはしないこととした事故シナリオ。

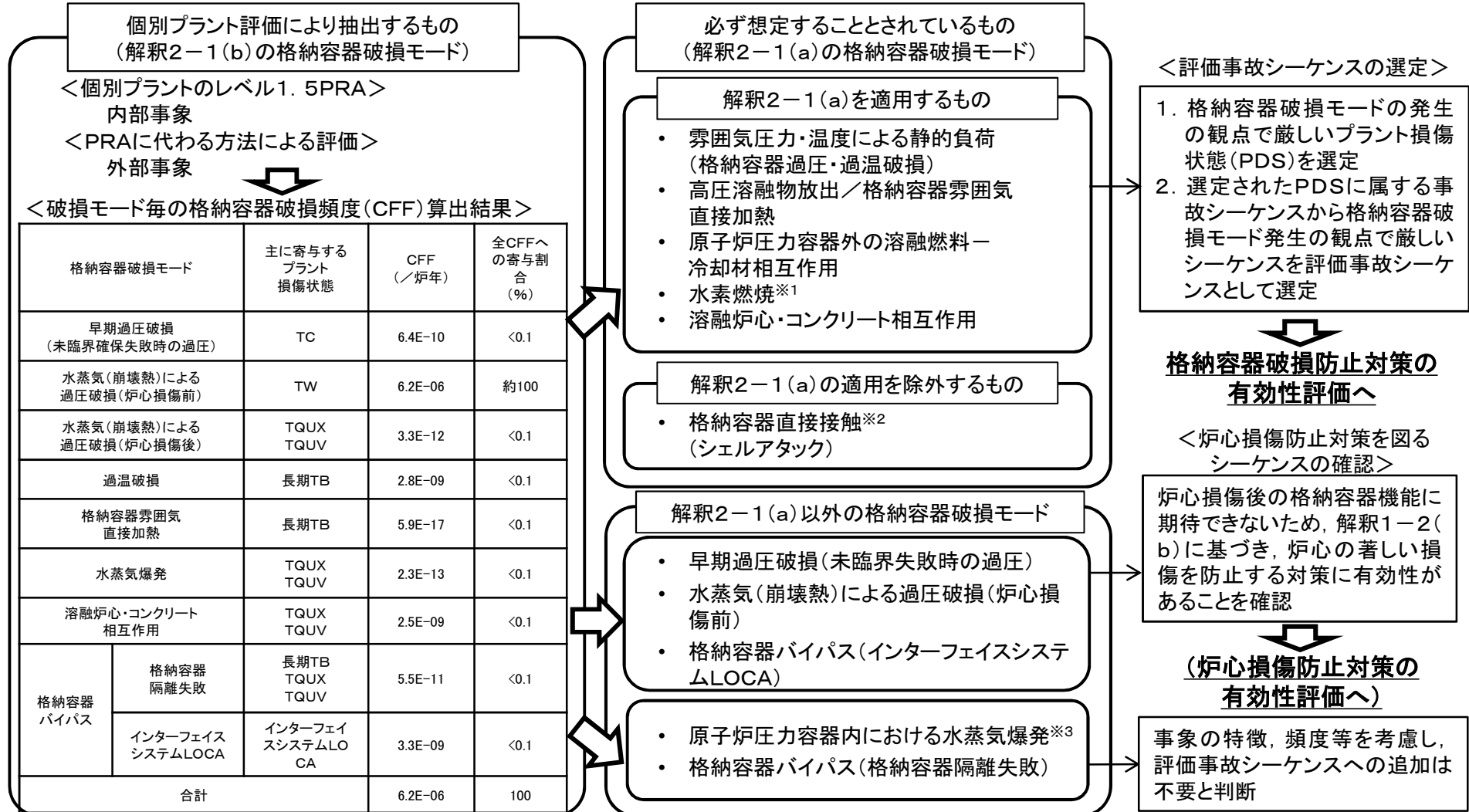
■外部事象特有の事故シーケンスについて

- 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとして抽出された外部事象（地震、津波）特有の事故シーケンスは、右表の9シーケンスが該当する。
- 上記の事故シーケンスについて、炉心損傷防止の有効性評価の対象とする事故シーケンスグループとして新たに追加すべきかについて以下の検討を実施した結果、これらの事故シーケンスは新たに追加するシーケンスとしては取り扱わないこととした。

P R A 分類	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (／炉年)
地震	Excessive LOCA	4.2E-07
	計装・制御系喪失	1.5E-07
	格納容器バイパス	3.5E-09
	原子炉格納容器損傷	3.4E-07
	原子炉圧力容器損傷	1.7E-07
	原子炉建物損傷	3.1E-08
	制御室建物損傷	1.4E-08
	廃棄物処理建物損傷	1.8E-10
津波	直接炉心損傷に至る事象	1.2E-07

- 各事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さく（最も大きいExcessive LOCAでも4.2E-07／炉年）、また、下記理由により、実際の炉心損傷頻度は更に小さい値になると考えられる。
  - ・ 必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合もあり、また、事故シーケンスの評価方法（評価に用いるフラジリティ等）にもかなりの保守性が含まれている。
  - ・ 評価対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結と整理しているが、機能を維持した設計基準事故対処設備がある場合、それを用いた対応に期待することにより炉心損傷を防止できる可能性もある。
- また、炉心損傷直結事象と評価される事象であっても、地震又は津波の発生から炉心損傷に至るまでに余裕時間がある場合には、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等で炉心損傷防止を試みるものと考えられる。このように、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となるものもあると考えられる。

■ 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定プロセス



※1 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。

※2 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では、原子炉格納容器の構造上発生する可能性はない格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。

※3 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、各種研究により得られた知見から、原子炉格納容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は十分小さいと評価し、有効性評価の対象から除外した。



表2 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

PRAから抽出された格納容器破損モード		主に寄与するPDS	CFR (1/年)	全CFRに占める割合 (%)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
早期過圧破損 (未臨界確保失敗時の過圧)		TC	6.4E-10	<0.1	密闭気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	解釈1-2(h)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 ⇒ 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性を確認
過圧破損 (炉心損傷前)		TW	6.2E-06	約100		解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 ⇒ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性を確認
過圧破損 (炉心損傷後)		TQUX TQUV	3.3E-12	<0.1		-
過温破損		長期TB	2.8E-09	<0.1		-
格納容器雰囲気直接加熱		長期TB	5.9E-17	<0.1	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	-
水蒸気爆発	原子炉圧力容器内*	-	-	-	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価
	原子炉圧力容器外	TQUX TQUV	2.3E-13	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	-
水素燃焼 <sup>†</sup>		-	-	-	水素燃焼	島根2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、レベル1.5PRAでは定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換及び可搬型窒素供給装置による窒素注入の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする
格納容器直接接触*		-	-	-	格納容器直接接触	Mark-1改良型の格納容器である島根2号炉においては、デブリは原子炉格納容器バウダリには直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない
溶融炉心・コンクリート相互作用		TQUX TQUV	2.5E-09	<0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	-
格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	長期TB TQUX TQUV	5.5E-11	<0.1	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び炉心損傷防止対策が有効であることから、本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
	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	3.3E-09	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 ⇒ 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」にて有効性を確認
合計			6.2E-06	100	-	

ハッチング：格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。 ※ BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

■事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定プロセス

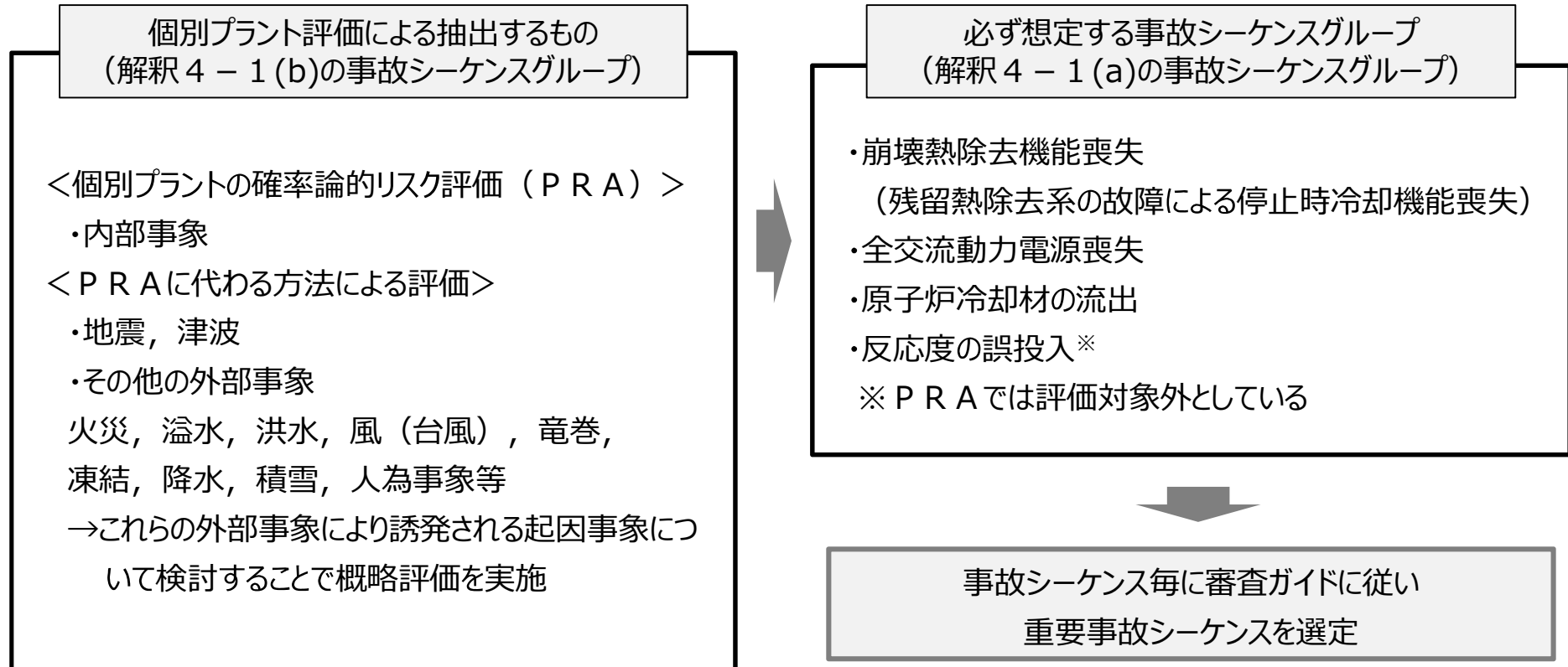


表3 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度

事故シーケンス	シーケンス No.	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		燃料損傷頻度 (定期事業者検査)	全燃料損傷頻度 に対する割合(%)	事故シーケンスグループ 別燃料損傷頻度 (定期事業者検査)	事故シーケンスグループ に対する割合 (%)	事故シーケンス グループ別 燃料損傷頻度 (定期事業者検査)	全燃料損傷頻度 に対する割合 (%)	備考	
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備								
崩壊熱除去機能喪失・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(1)	崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	— <sup>※1</sup>	2.4E-10	0.1	崩壊熱除去機能喪失	88	2.7E-10	0.1	全燃料損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー	
	原子炉への注水機能	<div style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">                     ・待機中のECCS                      ・残留熱除去系（低圧注水モード）<sup>※2</sup>                      ・低圧原子炉代替注水系（常設）                      ・CWT、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型）<sup>※3</sup> </div>									
外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(2)	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	3.1E-11	0.1	—	—	—	—		
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却系								
外部電源喪失+交流電源喪失	(3)	原子炉への注水機能	・上記路線内の注水対策	4.3E-08	0.7	—	—	—	—		
		原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・非常用ディーゼル発電機（交流電源復旧後） ・常設代替交流電源設備								
		原子炉への注水に必要な直流電源の復旧（D、G起動等の為）	・所内常設蓄電式直流電源設備								
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後） ・低圧原子炉代替注水系（常設）								
		原子炉への注水機能	・CWT（交流電源復旧後）、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） <sup>※3</sup>								
外部電源喪失+交流電源喪失	(4)	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	6.0E-06	99	—	—	—	—		
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後） ・低圧原子炉代替注水系（常設）								
		原子炉への注水機能	・CWT（交流電源復旧後）、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） <sup>※3</sup>								
原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構接続時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	(5)	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	・待機中のECCS（残留熱除去系（低圧注水モード）） <sup>※2</sup> ・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） <sup>※3</sup> ・冷却材流出箇所の隔離操作	1.9E-12	0.1	原子炉冷却材の流出	—	—	—		
										原子炉冷却材の流出（局部出力領域インタ交換時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	0.5
										原子炉冷却材の流出（原子炉冷却材浄化系ブロー時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	0.3
										原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	76
原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	(8)	—	—	8.4E-11	0.1	—	24	—			
合計	—	—	—	6.0E-06	100	—	100	6.0E-06	100	—	

※1 運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系を復旧する）  
 ※2 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、審査ガイド等を参照し、対策を追加  
 ※3 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、事故シーケンスによって使用される可能性のある緩和設備。

■ リスク低減のための継続的な取り組み

- 新規規制基準適合性審査のために実施した重要事故シーケンス選定のためのPRA以降も、PRAの拡充、高度化、活用について本社と発電所が連携して取り組み、リスク低減に努めている。
- これらの業務にはPRAに関する専門的な知識が必要であり、人材育成にも努めている。

【現在の体制（本社－発電所）】

○本社

- ・PRA（モデルの拡充，高度化）
- ・リスクモニタ（整備）
- ・データ収集（取りまとめ）

○発電所

- ・PRA（モデルの拡充，高度化に必要な情報の提供）
- ・リスクモニタ（リスク情報の作成・周知）
- ・データ収集（機器の故障データ等の収集）

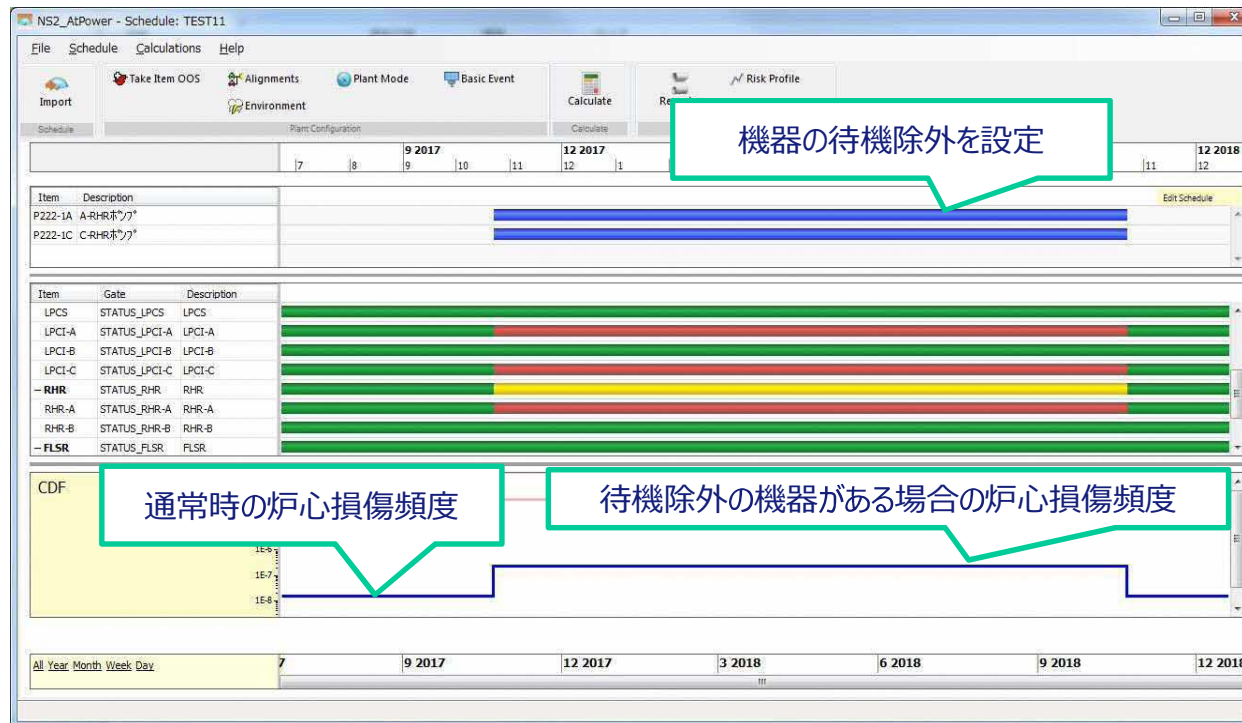
- 本社では、PRAの拡充、高度化等をメーカーの協力を得て進めるとともに、社内でもPRAソフトウェアを用いた評価やモデル変更等を行い、検討を行っている。
- 発電所では、PRAの拡充、高度化に必要な発電所の情報を本社へ提供するとともに、PRAの活用としてリスクモニタを用いたリスク評価を行い、その結果をリスク情報としてまとめて、発電所内に周知している。

【人材育成】

- EPRIのPRA専門教育やOJT等により、PRAに関する基礎知識及びモデル操作スキルを有する要員を育成している。

■ PRAの活用事例（リスク情報の作成・発電所への周知）

原子炉水位，燃料位置，機器の稼働状態や各系統の待機除外期間等をリスクモニタに入力することにより，PRAを用いて日ごとのリスク（燃料損傷頻度）を評価し，毎週，今後1週間のリスク評価結果やリスクに関係する情報をまとめ，発電所内に情報発信している。本社でも情報共有し，リスクが比較的高くなる場合には社長まで報告している。



リスクモニタ（PRAによるリスク評価ツール）を用いた  
炉心損傷頻度の評価イメージ

・論点項目<9>

福島第一原子力発電所事故相当の事象が起きた  
場合に燃料の損傷が防止できるか

【TBDシナリオの特徴】

- 全交流動力電源喪失（事象発生から24時間）と同時に直流電源が喪失することを想定する。  
（新たに設置するガスタービン発電機や高圧発電機車により7時間20分以内に交流電源の復旧が可能）
- 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

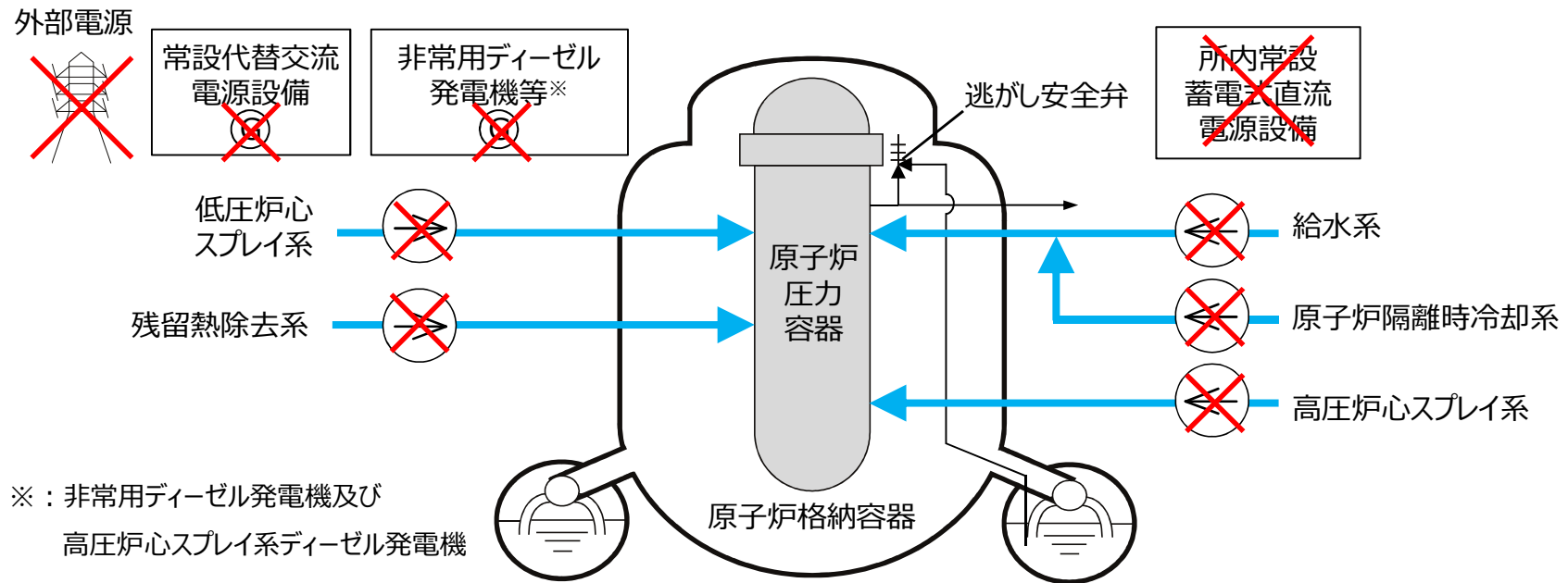


図1 TBDシナリオで想定する安全機能の喪失

- 【0分～10分】 ・全交流動力電源喪失，直流電源喪失発生を判断
- 【10分～】 ・常設代替直流電源設備（以下，「SA用蓄電池」と記載）への電源切替え準備  
 ・高圧原子炉代替注水系（以下，「HPAC」と記載）起動準備
- 【20分～】 ・SA用蓄電池へ電源切替え実施  
 ・HPACを起動し，原子炉へ高圧注水開始（断続運転し水位を一定範囲に維持）  
 ・大量送水車による注水準備【～2時間30分】

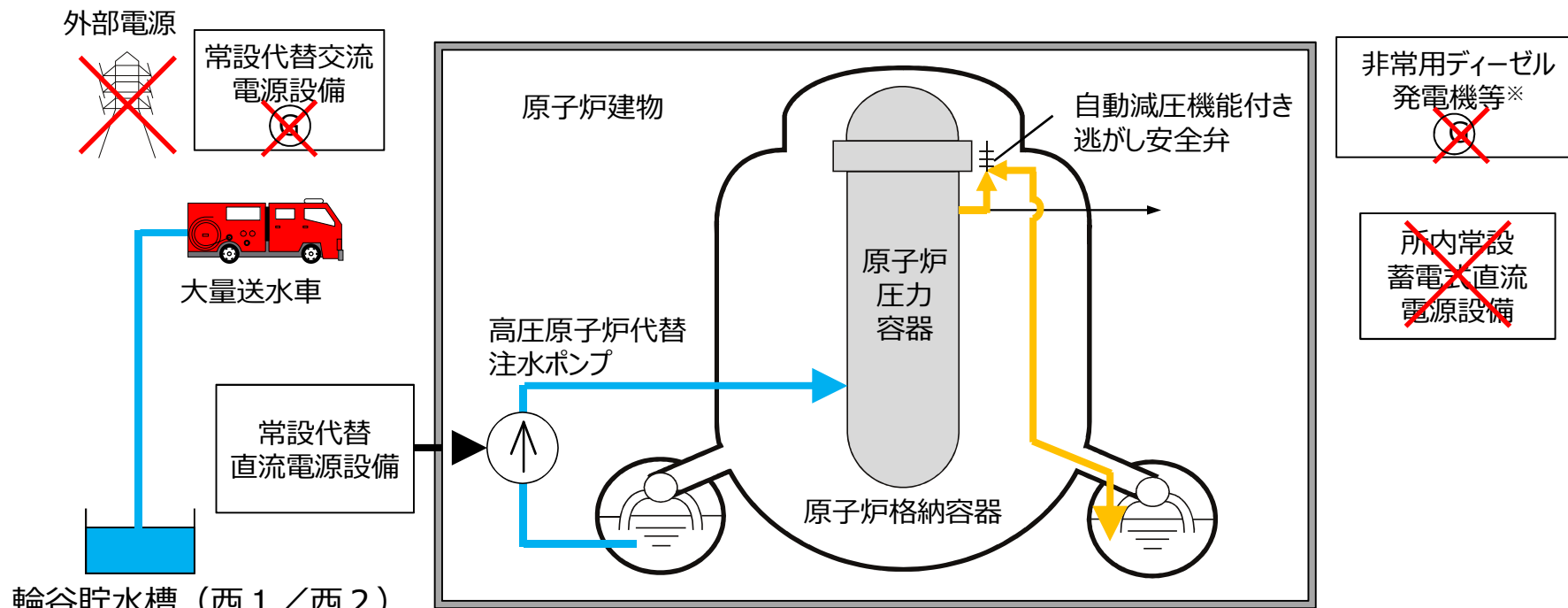
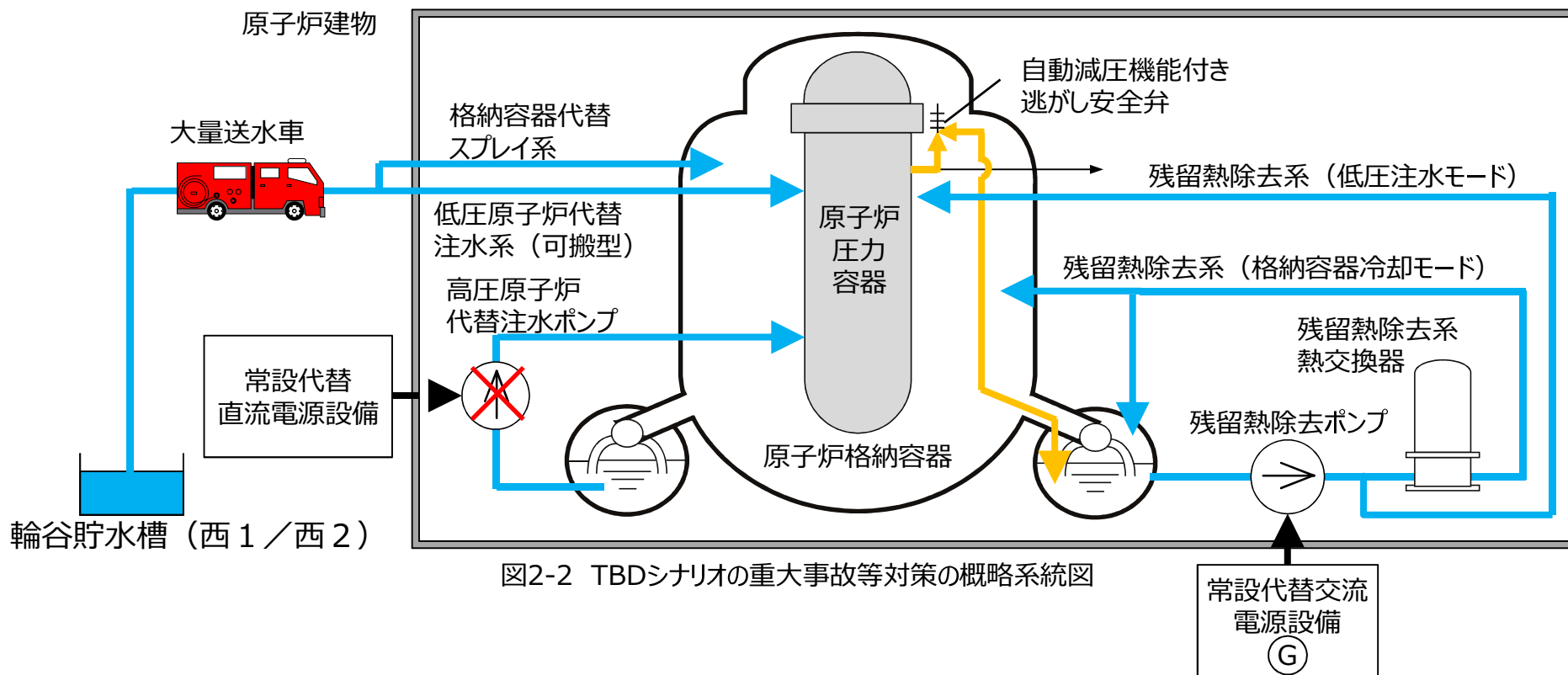


図2-1 TBDシナリオの重大事故等対策の概略系統図



- 【8時間20分～】
  - ・HPAC停止
  - ・SA蓄電池を用いて逃がし安全弁を開放
  - ・大量送水車で低圧注水開始
- 【約14時間～】
  - ・格納容器圧力245kPa[gage]到達, 格納容器ベント準備開始
- 【約19時間～】
  - ・格納容器圧力384kPa[gage]到達, 大量送水車による格納容器スプレイ開始
- 【24時間～】
  - ・常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 起動
  - ・残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施, 以降は安定状態を維持



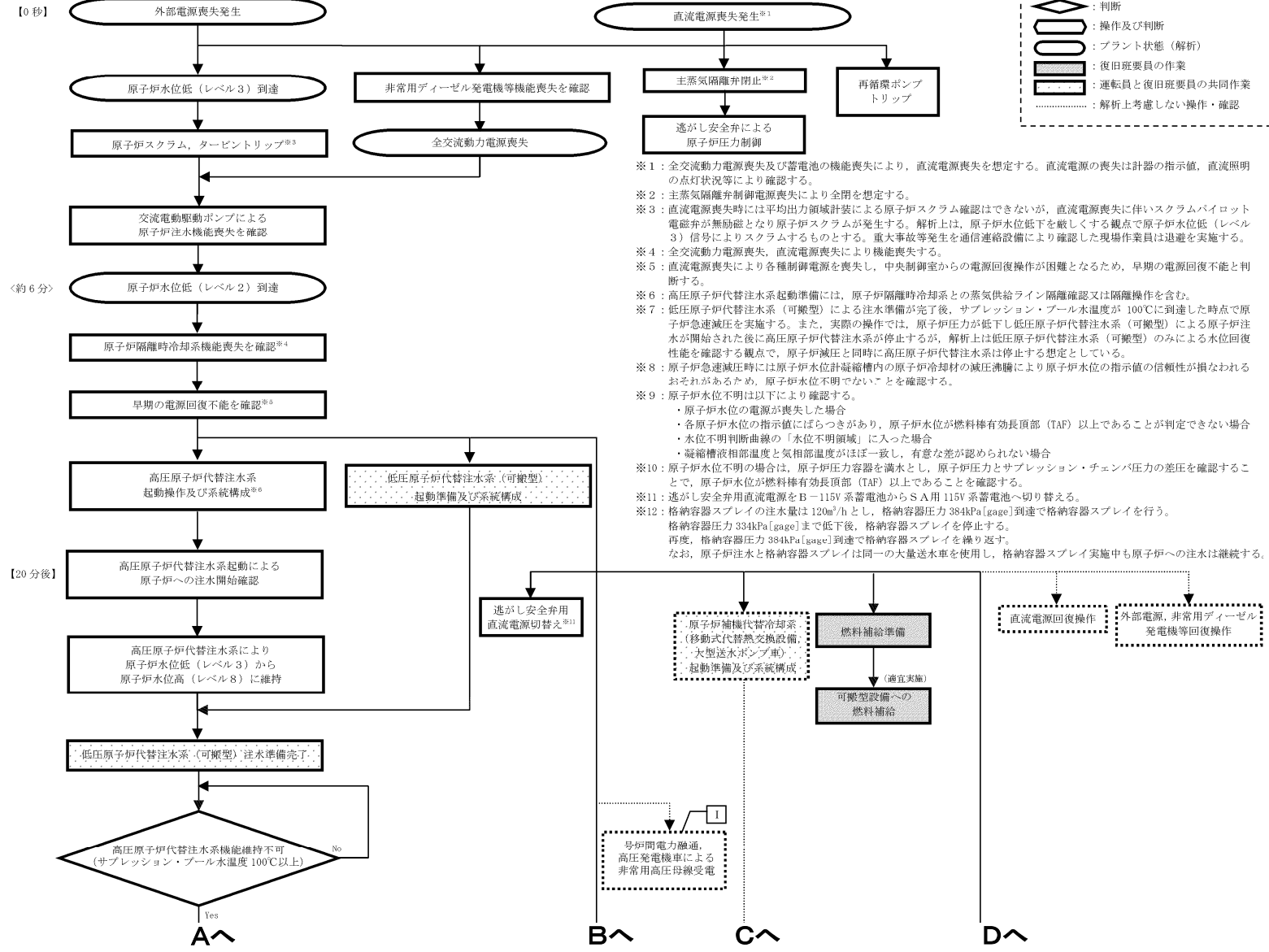
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	原子炉側：S A F E R 格納容器側：M A A P	-	
初期条件	原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がM O X燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, M O X燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m	通常運転時の熱的制限値
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
	格納容器空間容積 (ドライウエル)	7,900m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
	格納容器空間容積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m <sup>3</sup> 液相部: 2,800m <sup>3</sup>	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
	サブレーション・プール水位	3.61m (通常運転水位)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定
	サブレーション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブレーション・プール水温度の制限値として設定
	格納容器圧力	5 kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流電源喪失及び直流電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
		原子炉隔離時冷却系機能喪失	本事故シーケンスにおける前提条件
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05秒)	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
	高圧原子炉代替注水系	93m <sup>3</sup> /h (8.21MPa[dif]において) ~ 70m <sup>3</sup> /h (0.74MPa[dif]において) に対し、保守的に20%減の流量にて注水	高圧原子炉代替注水系の設計値に対し、保守的に20%減の流量を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個を開ることによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	70m <sup>3</sup> /hにて注水 (格納容器スプレイ実施前)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の設計値として設定
30m <sup>3</sup> /hにて注水 (格納容器スプレイ実施後)		設計に基づき、併用時の注水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	

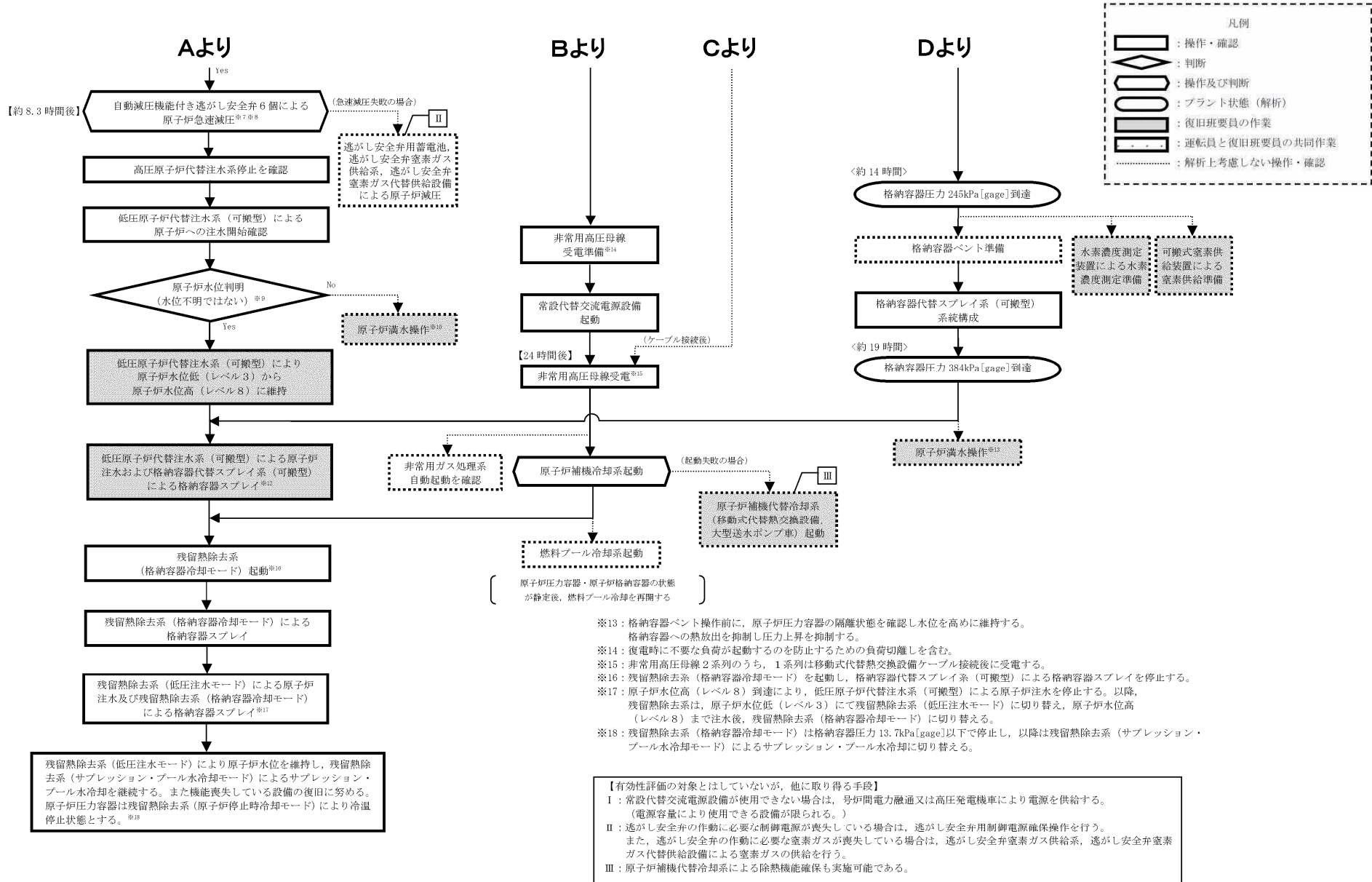
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
機器条件 重大事故等対策に関連する	格納容器代替スプレイ系（可搬型）	120m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	残留熱除去系（低圧注水モード）	1,136m <sup>3</sup> /h(0.14MPa[dif]において)にて注水	残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	・原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、1,218m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サプレッション・プール水温度52℃、海水温度30℃において）	残留熱除去系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作	事象発生20分後	事象判断の時間を考慮して事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず、直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して10分間を設定
	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生から24 間後	本事故シーケンスの前提条件として設定
	自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約8.3時間後（サプレッション・プール水温度100℃到達）	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として設定
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却操作	格納容器圧力384kPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定
	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱操作	事象発生24時間30分後	常設代替交流電源設備からの受電後、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して設定
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達	原子炉格納容器除熱及び原子炉水位制御（レベル3～レベル8）が継続的に可能な条件として設定	

# 論点項目<9> TBD対応手順の概要 (1/2)

【 】:時刻 (解析条件)  
< >:時刻 (解析結果)



# 論点項目<9> TBD対応手順の概要 (2/2)



- 表1-1に示す評価項目について、解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図3-1及び図3-2に示す。

表1-1 解析結果

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約309℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約8.04MPa[gage]	10.34Mpa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

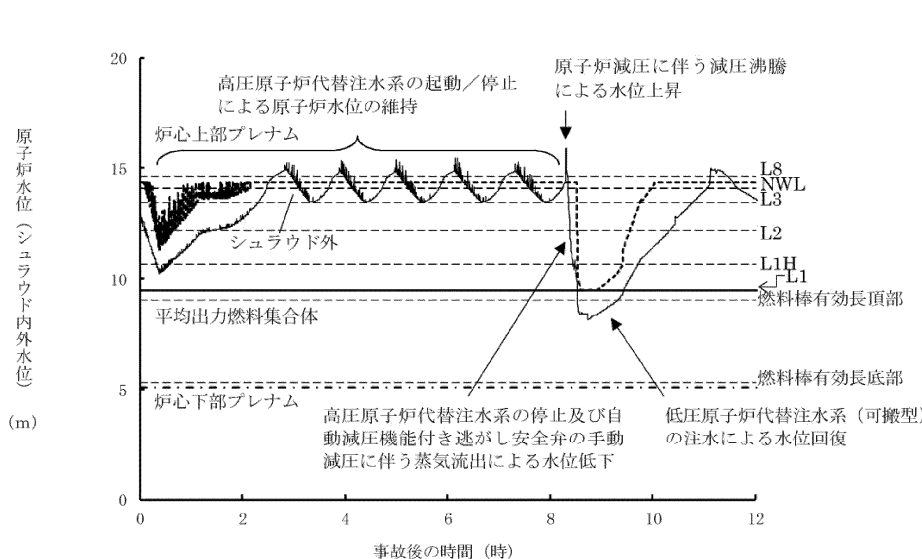


図3-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

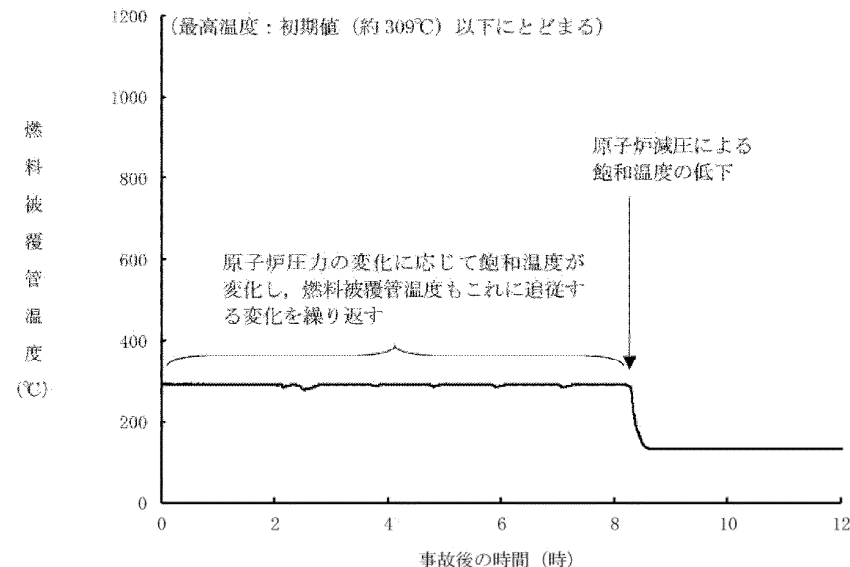


図3-2 燃料被覆管温度の推移

- 表1-2に示す評価項目について、解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3-3及び図3-4に示す。

表1-2 解析結果

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約384kPa[gage]	853kPa[gage] (格納容器限界圧力) 未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約151℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

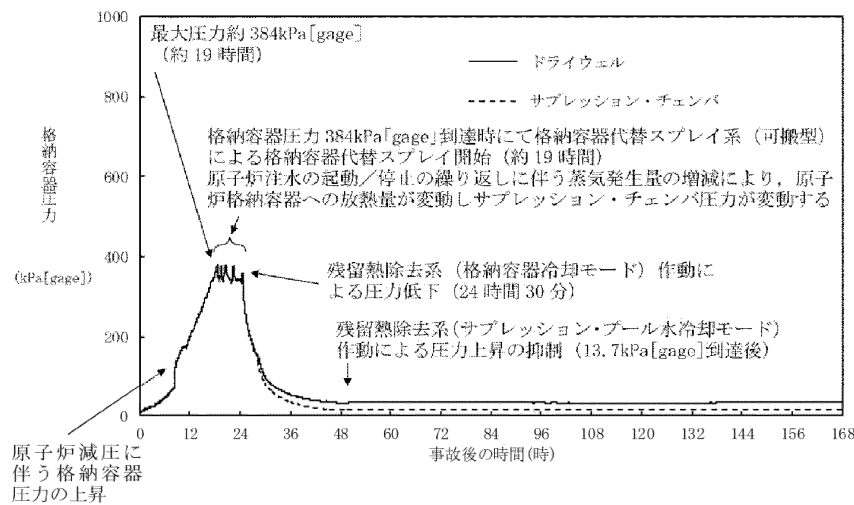


図3-3 格納容器圧力の推移

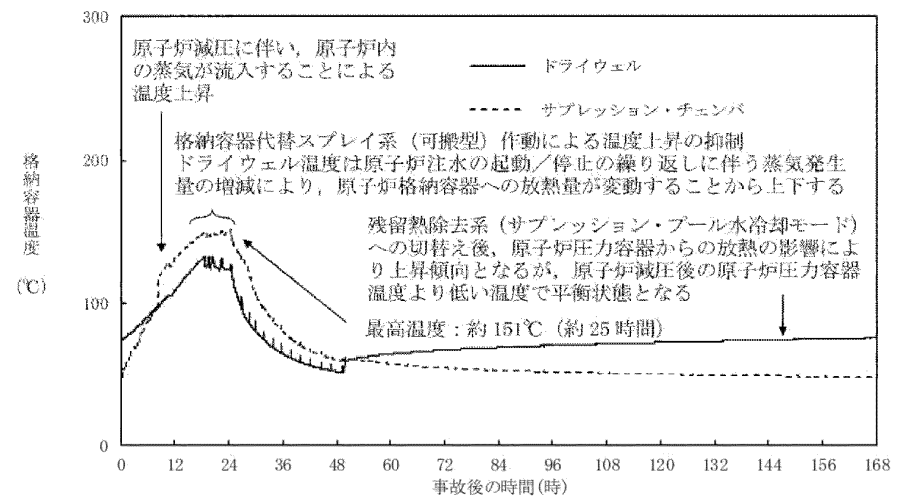


図3-4 格納容器温度の推移



- 表1-3のとおり、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

表1-3 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員, 数量	保有要員, 数量
要員	緊急時対策要員：31名 【内訳】 〔運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：19名〕	緊急時対策要員：45名 【内訳】 〔運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：24名 その他：9名〕
水源	約1,100m <sup>3</sup>	低圧原子炉代替注水槽：約740m <sup>3</sup> 輪谷貯水槽（西1／西2）：約7,000m <sup>3</sup>
燃料	常設代替交流電源設備による電源供給等 ：約352m <sup>3</sup>	ガスタービン発電機用軽油タンク：約450m <sup>3</sup>
	大量送水車による原子炉注水及び格納容器代替ス プレイ：約11m <sup>3</sup>	ディーゼル燃料貯蔵タンク：約730m <sup>3</sup>
	緊急時対策所用発電機による電源供給：約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m <sup>3</sup>
電源	約4,268kW	常設代替交流電源設備：4,800kW

※：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

- 地震力に対し十分な支持性能を有する地盤上に、施設護岸に沿って海拔高さ15m、延長約1.5kmの防波壁を設置するほか、非常用ディーゼル発電機等の重要施設を設置する部屋は水密扉を設置する等の対策を取っている。

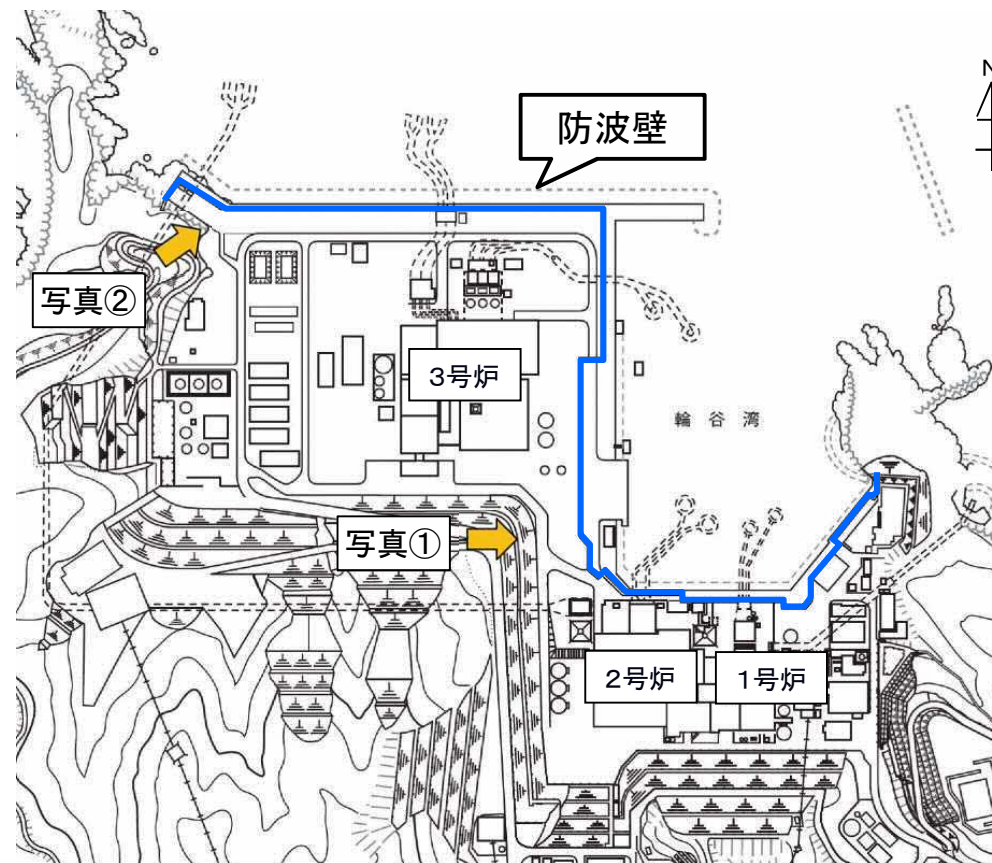


図3 島根原子力発電所防波壁

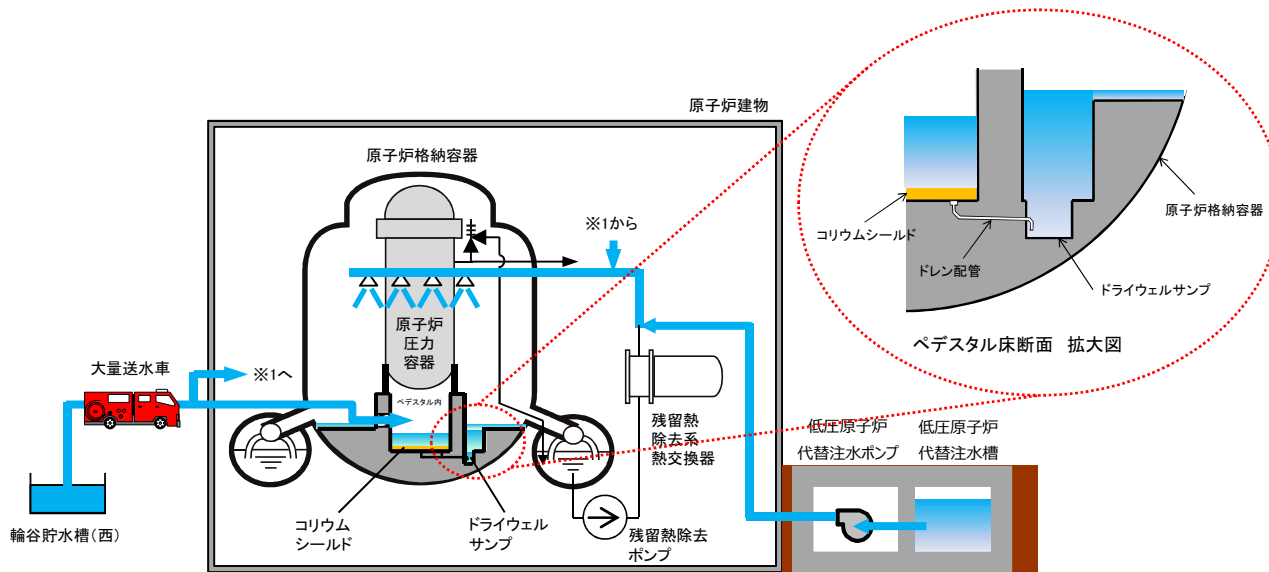


---

・論点項目<10>

圧力容器からの溶融燃料の流出に備えコアキャッチャーのような対策は取られているか

- 原子炉格納容器下部(以下、「ペDESTアル内」と記載)に落下した溶融炉心がドライウェルサンプへ流出し、原子炉格納容器バウンダリの健全性が損なわれることのないよう、溶融炉心に対して高い耐熱性・耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールド(厚さ約10cm以上)をペDESTアル内の床全面に設置する。
- また、炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合(原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合)は、大量送水車又は低圧原子炉代替注水ポンプを用いて、あらかじめペDESTアル内に水位2.4mの初期水張りを実施する。その後、原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が落下した場合、崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することで落下した溶融炉心の冷却を実施する。
- これらの対策により、落下した溶融炉心を冷却でき、また溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を緩和できる。



ペDESTアル内への注水概略図



ペDESTアル内床面を上から見た写真  
(コリウムシールドの外観)

---

▪ 論点項目<11>

水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか

○ 水蒸気爆発が発生する可能性について

これまでの代表的な「溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」の実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、強制的に水蒸気爆発の発生に至るように外部からの圧力パルス等の外乱を加えたり、溶融物温度を実機条件よりも高温状態に模擬して実施されたものであり、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。

○ 仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価

水蒸気爆発の発生を仮定した場合であっても、原子炉格納容器下部における水蒸気爆発の発生によって、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力は、それぞれ約233MPa、約140MPaであり、内側及び外側鋼板の降伏応力（約490MPa）を大きく下回るため、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障はない。

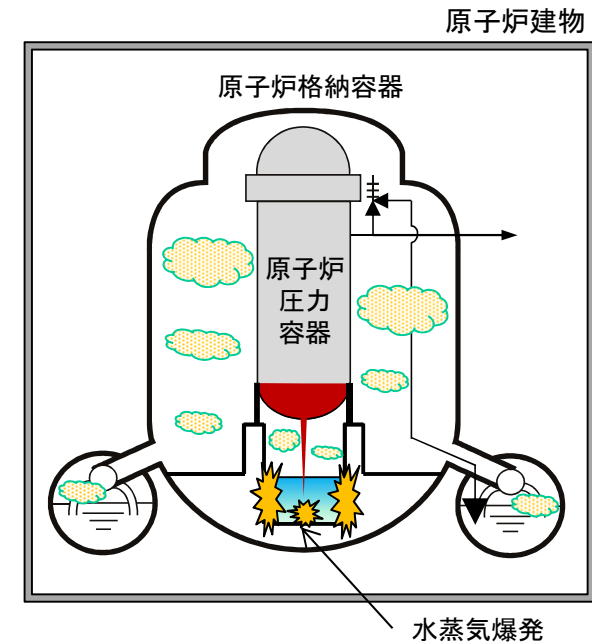


図1 FCI 事象の概念図

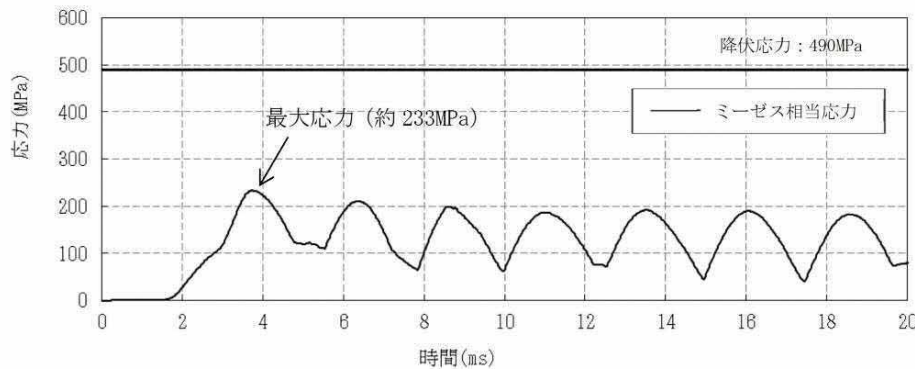


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移

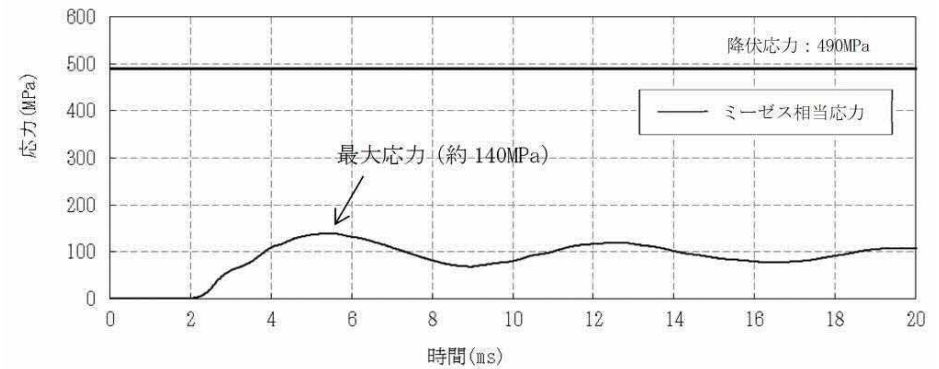


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移

- 島根 2 号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。
- 酸素は、原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する酸素、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮する。
- 残留熱代替除去系が使用出来る場合、原子炉格納容器除熱の開始後はドライウェル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはない。

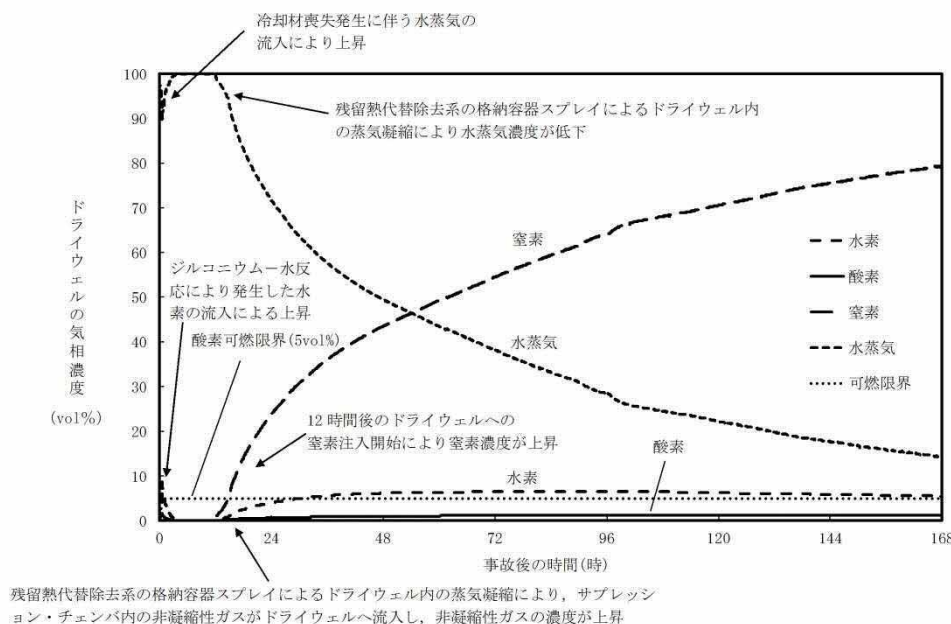


図4 ドライウェルの気相濃度の推移  
(ウェット条件)

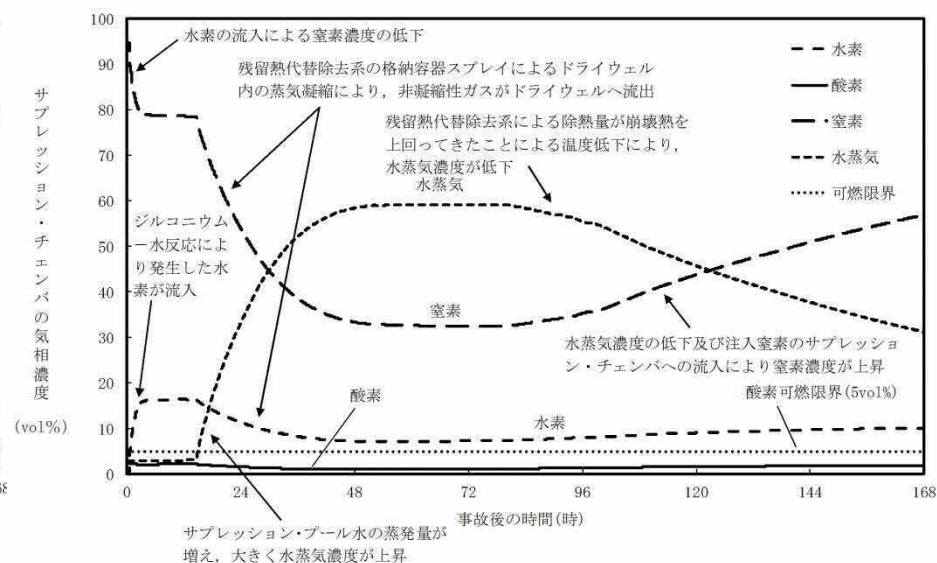


図5 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
(ウェット条件)



- 格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のハッチ（フランジ部）等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性があり，漏えいした水素を含む高温のガスは原子炉建物4階（燃料取替階）に上昇し，滞留することが予想されることから，原子炉建物4階（燃料取替階）に水素濃度上昇を抑制することができる静的触媒式水素処理装置（以下，「PAR」と記載）を設置する。

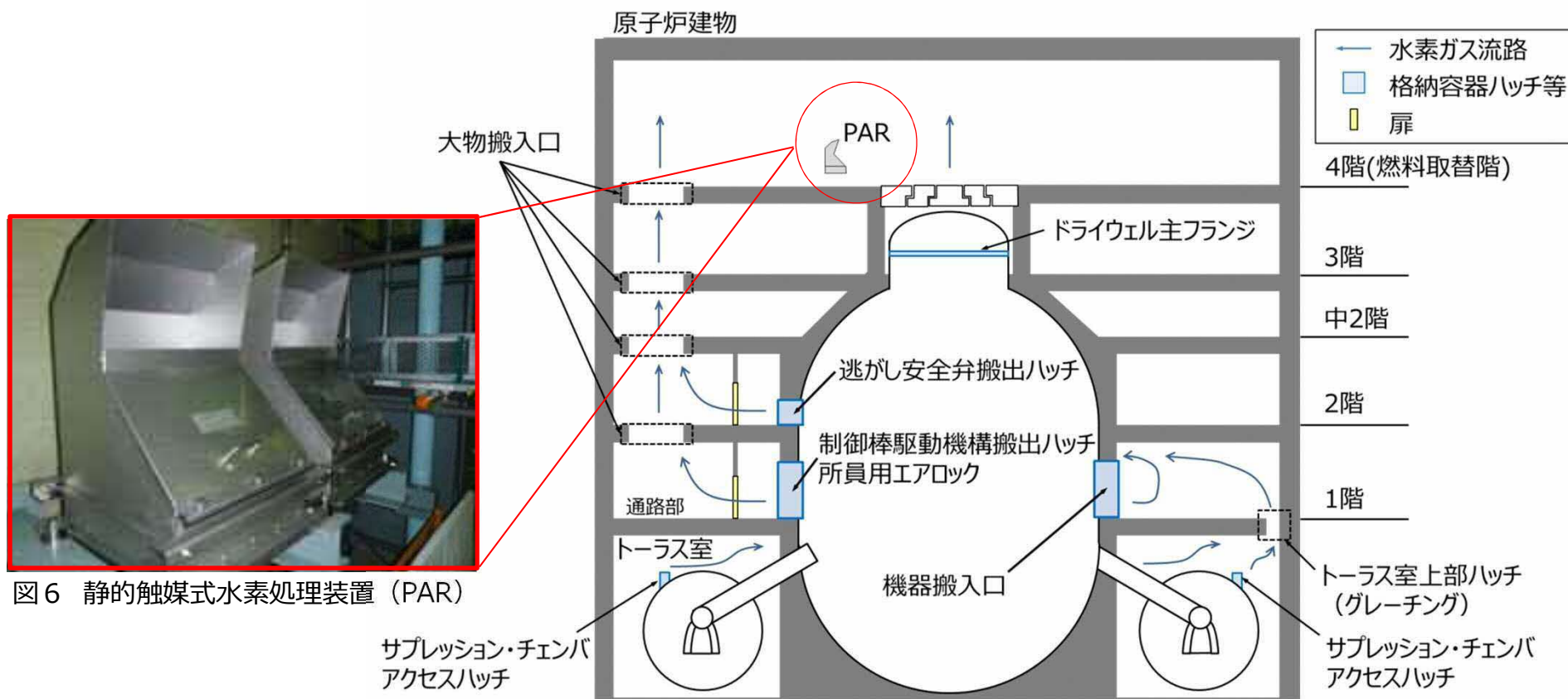


図6 静的触媒式水素処理装置 (PAR)

図7 水素ガス流路のイメージ図（原子炉建物（断面図））

- 下表の条件で格納容器から水素が漏えいすることを想定した水素濃度解析を行い，原子炉棟内の水素濃度が可燃限界（4vol%）未滿となるようにPARを18個設置する。
- PARの設置位置については，点検スペース等を考慮した上で可能な限り分散させた配置とした。

表1 解析条件

項目	解析条件	設定根拠
格納容器内の水素発生量	1,000kg	有効性評価条件の約5倍
格納容器からの漏えい率	10%/日	最大漏えい率の7倍以上
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ	口径が大きく，漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられる箇所
PARの起動条件	水素濃度 1.5vol%到達	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値
PARの水素処理量	0.25kg/個・h	設計値の0.5倍

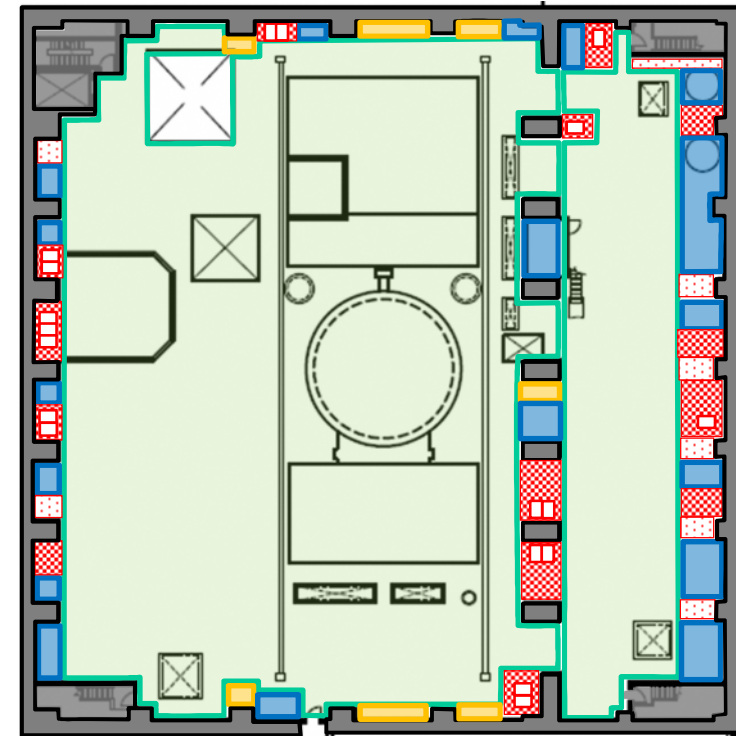


図8 原子炉建物4階（燃料取替階）

<凡例>

□ : PAR設置箇所

▨ : PARの点検スペースが比較的確保しやすい箇所

▩ : PARの点検スペースが確保しにくい箇所

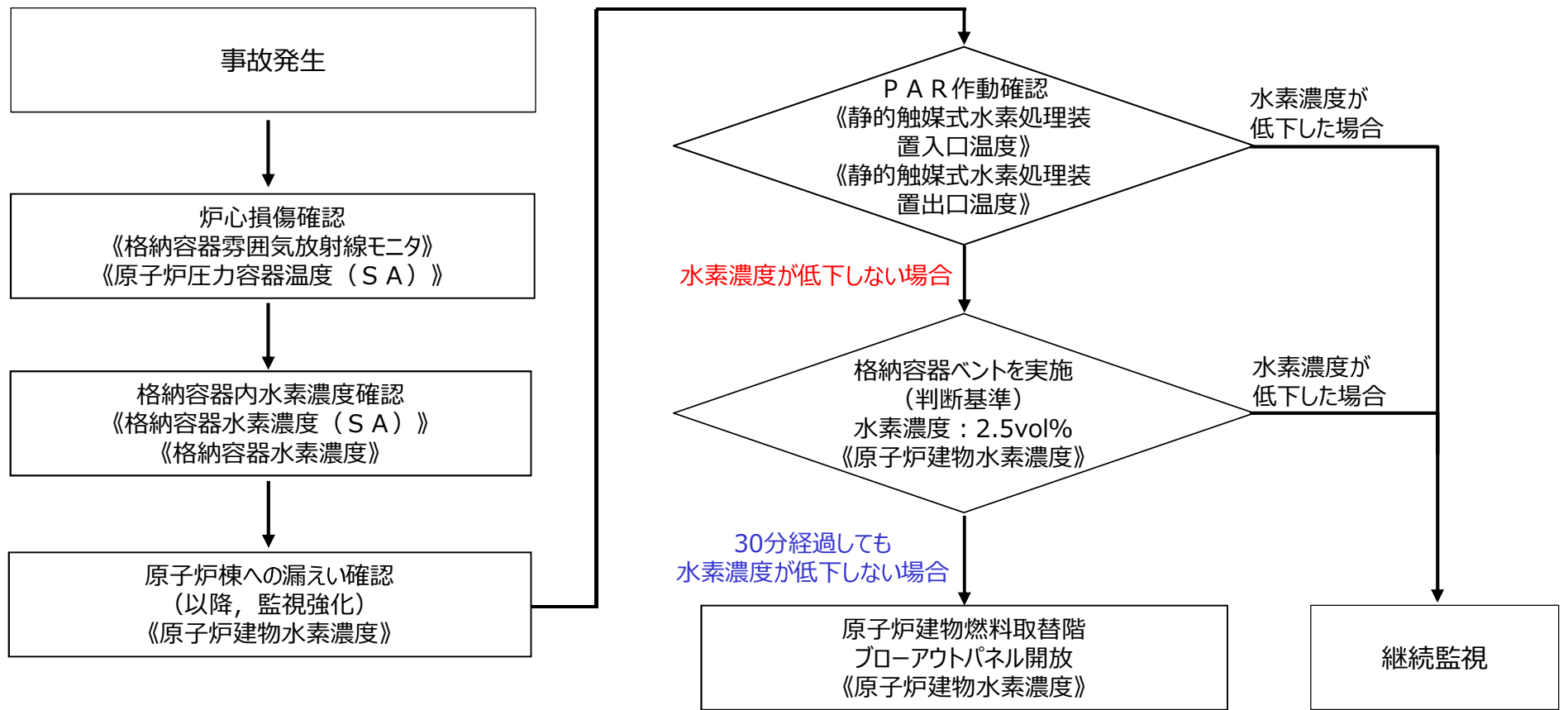
<設置困難箇所>

□ : 定期検査等において，通行や他設備の点検作業の支障となる。

□ : 水素濃度，放射線量の監視の支障となる。

□ : 冷却機等の既存設備に干渉する。

- PARの作動にも関わらず，**原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合**，水素濃度が2.5vol%に到達した段階で格納容器ベントを実施することで，原子炉棟への水素漏えいを抑制し，PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。
- 格納容器ベントを実施しても，原子炉棟内の**水素濃度が低下しない場合は**，原子炉建物4階（燃料取替階）のブローアウトパネルを開放することで水素を排出する。



《》内は，確認する監視パラメータを示す

図9 水素漏えい時の対策フロー

---

・論点項目<12>

大型航空機の衝突等のテロ対策は取られているか

## 大規模損壊対応の基本方針

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

### (1) 手順書の整備

- 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。
- 大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、以下に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。
  - 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動
    - ▶故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火活動
  - 二 炉心の著しい損傷を緩和するための対策
    - ▶原子炉停止と発電用原子炉への注水
  - 三 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
    - ▶原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避
  - 四 燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策
    - ▶燃料プールの水位低下時の燃料プールへの注水又はスプレー
  - 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策
    - ▶原子炉建物への放水による拡散抑制

### (2) 体制の整備

- 重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。
- 重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

### (3) 設備及び資機材の配備

- 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

## 手順書の整備に係る基本的な考え方

- 発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定であり、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることから、使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。
- 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。

### 【故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における主な考慮事項】

- 様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。
- テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

## 体制の整備に係る基本的な考え方

- 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とする。
- 要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合(中央制御室の機能喪失含む)でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。
- 重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

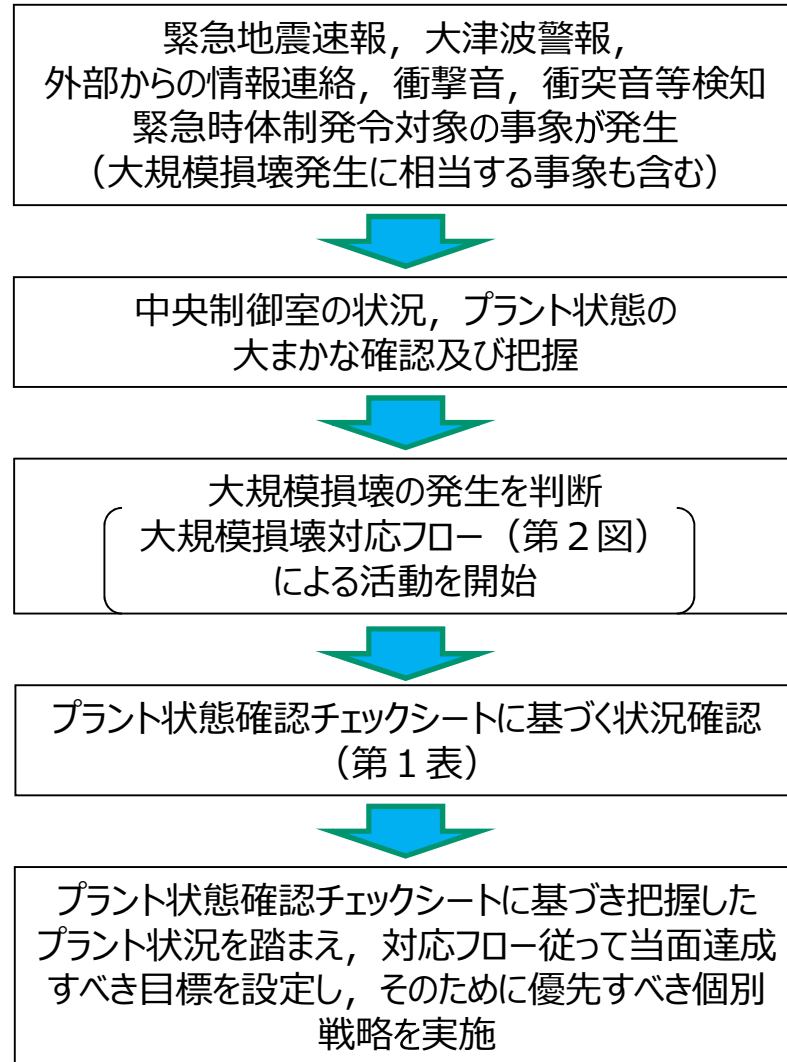
## 【故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における主な考慮事項】

- 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（1号炉及び2号炉運転員を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、運転補助要員※<sup>1</sup>の活用及び緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。  
※<sup>1</sup> 建設段階にある3号炉中央制御室に常駐する3号炉運転員
- 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時対策要員は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。
- 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。
- 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。
- 緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。

## 設備・資機材の整備に係る基本的な考え方

- 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。
  - (1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方
    - 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。
    - 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。
  - (2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方
    - 重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。
    - そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

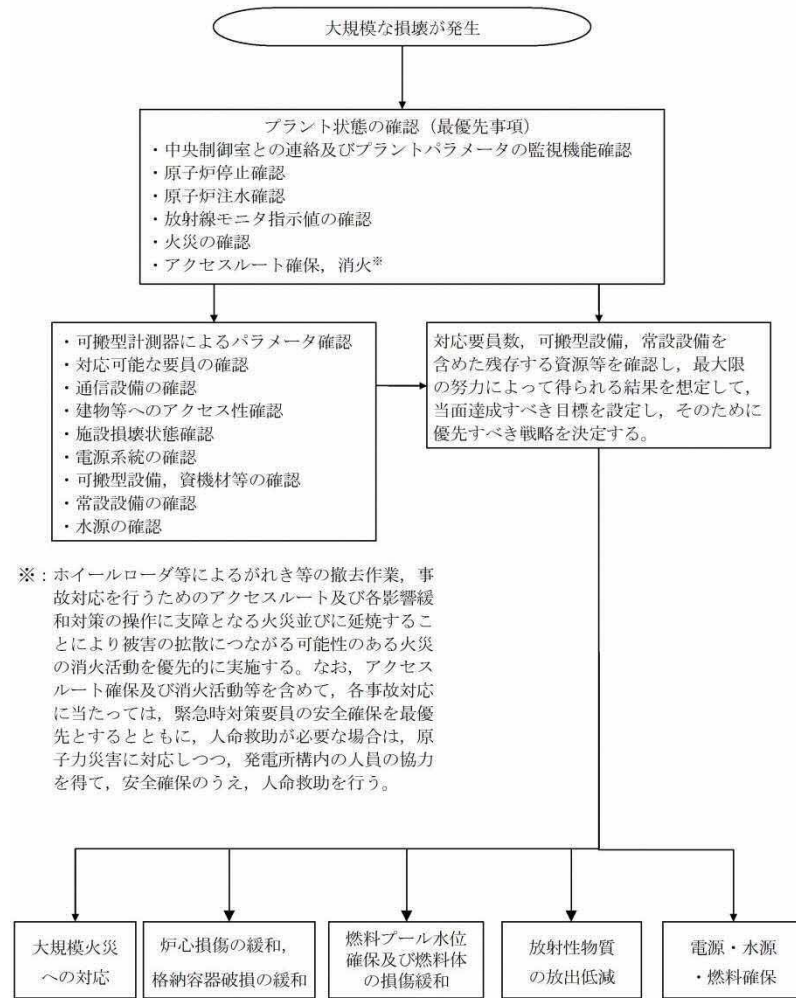




【大規模損壊に対応する手順の適用開始条件】

- ◆以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
  - プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合(中央制御室の機能喪失を含む。)
  - 燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，燃料プールの水位が維持できない場合
  - 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊(建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等)が発生した場合
  - 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- ◆原子力防災管理者又は当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※
  - ※ 重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

第1図 大規模損壊発生時の対応の流れ



第2図 大規模損壊対応フロー（概要）

### 第1表 プラント状態確認チェックシート

1. 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視機能確認【ステップ1-1】

確認者： \_\_\_\_\_ 確認日時： \_\_\_\_\_ 年 月 日 時 分

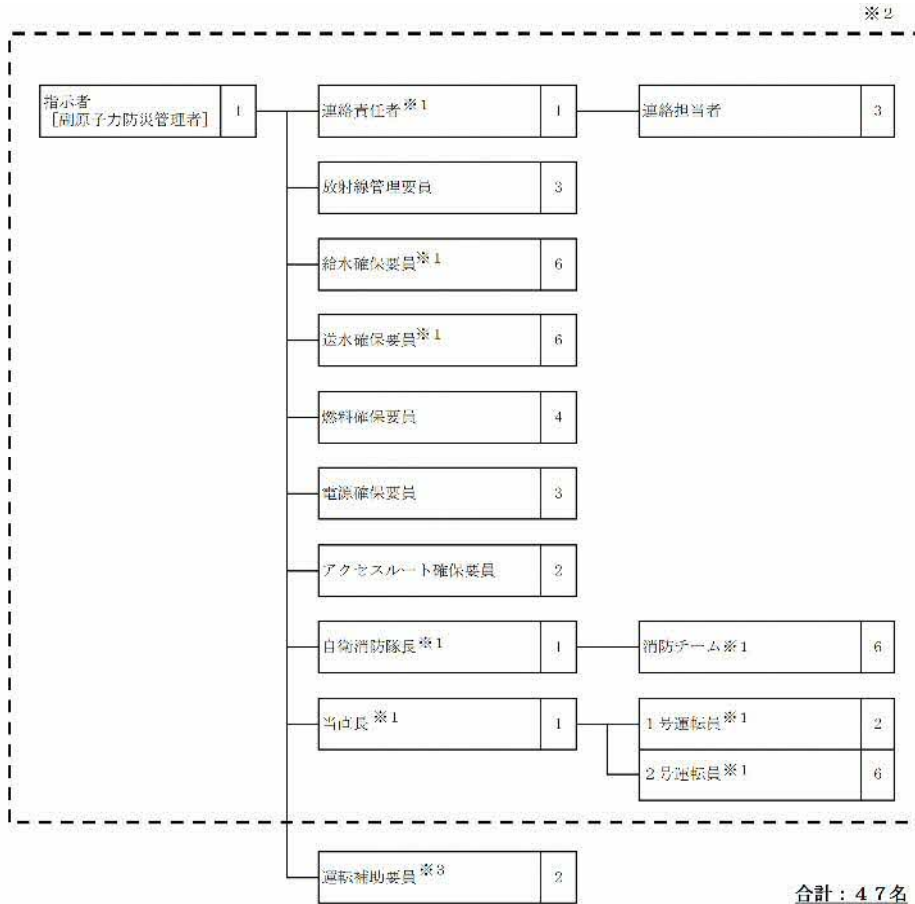
番号	項目	状態	備考
1	1号及び2号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
2	3号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
3	中央制御室でのパラメータ確認	可能・不可	
4	緊急時対策所でのパラメータ確認	可能・不可	

2. プラント状態の確認（初期状態確認）【ステップ1-1】

確認者： \_\_\_\_\_ 確認日時： \_\_\_\_\_ 年 月 日 時 分

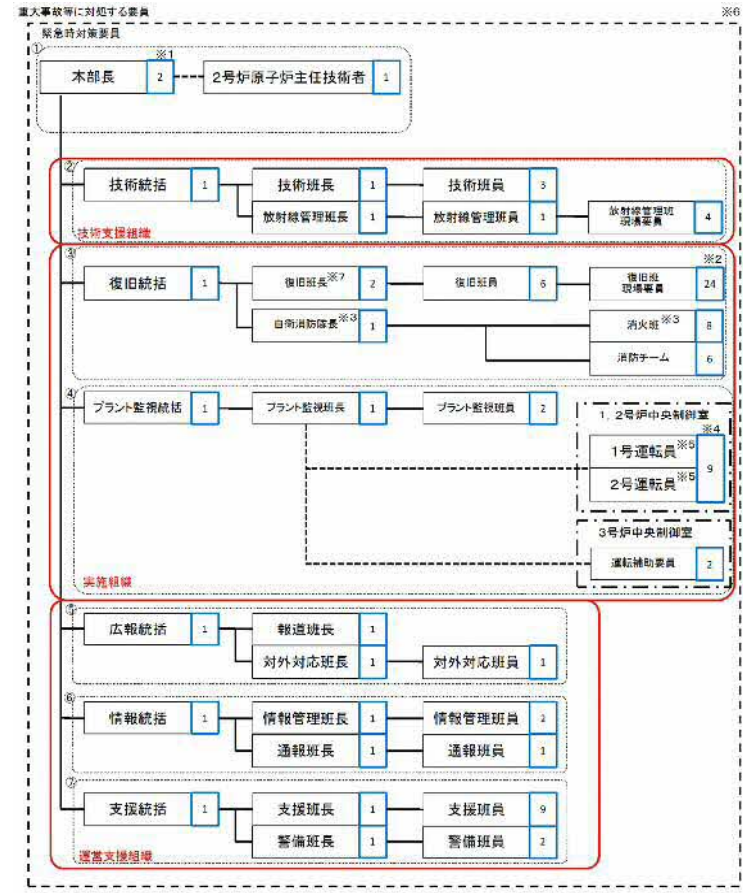
(1) 原子炉

番号	項目	状態	備考
1	原子炉停止 (停止日時： 月 日 時 分)	成功・失敗・不明	
2	原子炉注水	成功・失敗・不明	
3	原子炉水位		cm
4	原子炉圧力		MPa
5	主蒸気隔離弁	全開・全閉・一部開・不明	
6	ECCS作動要求	作動要求なし・作動要求あり ・不明	
7	原子炉圧力容器破損	破損なし・破損あり・不明	
8	原子炉圧力容器温度		℃
9	格納容器内雰囲気モニタ指示 (D/W)		Sv/h
10	格納容器内雰囲気モニタ指示 (トーラ)		Sv/h



- ※1 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※2 1、2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでの時間的余裕があるため、2号が対応を優先する。
- ※3 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（1号炉及び2号炉運転員を含む）が機能しない場合に活動を期待する要員。

【初動体制】



- ※1 本部員含む
- ※2 役割に応じたチームを編成する。
- ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
- ※4 1号運転員2名、2号運転員(当班員含む)7名
- ※5 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※6 1、2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでの時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※7 復旧班員2名のうち1名が、1号炉対応を実施する際に必要な指示を実施
- ば人数を示す
- ① 意思決定・指揮
- ② 情報収集・計画立案
- ③ 復旧対応
- ④ プラント監視対応
- ⑤ 対外対応
- ⑥ 情報管理
- ⑦ ロジスティック・リソース管理

【全体体制】

第3図 初動体制及び全体体制の構成

---

▪ 論点項目〈20〉

フィルタベントの使用により, どの程度放射性物質の放出を低減できるのか

- フィルタ付ベント設備は、フィルタ装置、圧力開放板、配管・弁等で構成し、格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に排気管を通して原子炉建物屋上位置（標高約65m）で放出する設計としている。
- フィルタ装置は、スクラバ容器4基と銀ゼオライト容器1基で構成し、粒子状放射性物質及びガス状放射性元素に対して以下の除去性能を有する。
  - ✓ フィルタ装置（スクラバ容器）  
放射性物質除去効率  
99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）  
99%以上（無機元素に対して）
  - ✓ フィルタ装置（銀ゼオライト容器）  
放射性物質除去効率  
98%以上（有機元素に対して）

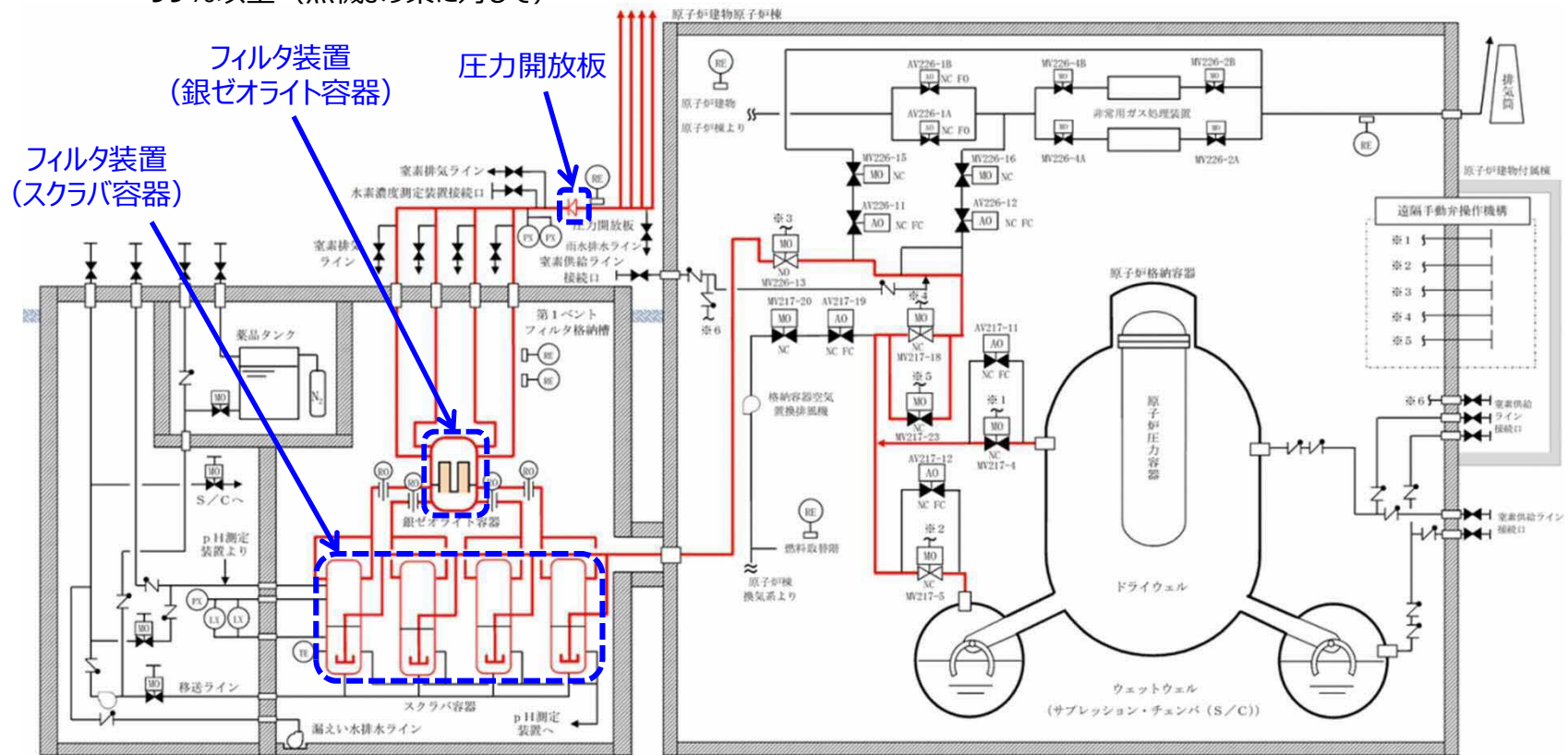


図1 フィルタ付ベント設備 系統概要図

- フィルタ装置（スクラバ容器）は、粒子状放射性物質のセシウム137の放出量が100テラベクレル※1を下回ることができるよう、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%の除去性能を有する装置を採用している。また、当該装置は、ガス状放射性元素のうち無機元素に対して除去効率99%の除去性能を有する。
- 格納容器破損防止対策の有効性評価では、セシウム137の放出量の評価を行っており、事象発生から7日間で以降、セシウム137の放出が継続した場合の影響評価も含めた評価結果は表1のとおりであり、100テラベクレルを下回る。

表1 セシウム137の炉内蓄積量とベント時の大気中への放出量

炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)					
	サブプレッション・チェンバからのベント			ドライウェルからのベント		
約 $3.2 \times 10^5$	約 $2.1 \times 10^{-3}$ (7日間)	約 $4.0 \times 10^{-3}$ (30日間)	約 $6.5 \times 10^{-3}$ (100日間)	約3.4 (7日間)	約5.3 (約6.8※2) (30日間)	約5.4 (約6.9※2) (100日間)

※1 100テラベクレルは、福島第一原子力発電所事故で放出されたセシウム137の約100分の1の規模

※2 原子炉建物から大気中へのセシウム137の漏えい量にドライウェルのベントラインを経由したフィルタ付ベント設備によるベント時の大気中へのセシウム137の放出量を加えた場合

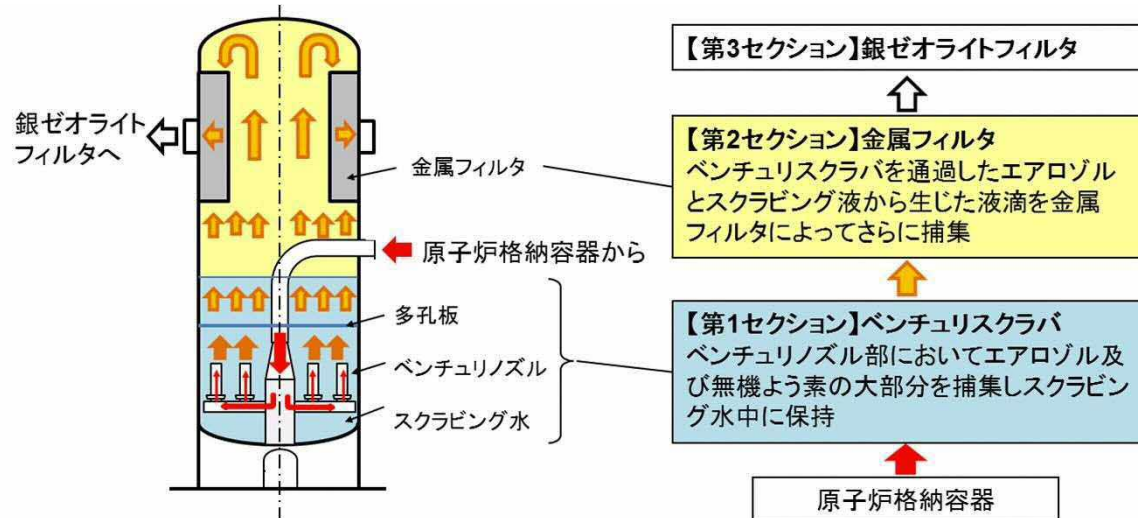


図2 フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図



図3 スクラバ容器の吊り込み作業の様子

- フィルタ装置（銀ゼオライト容器）は、被ばく低減の観点から有機よう素に対して除去効率98%の除去性能を有する装置であり、容器内には銀ゼオライトフィルタを設置し、第1セクションのベンチュリスクラバ、第2セクションの金属フィルタに続く第3セクションとして主に有機よう素を除去するものである。

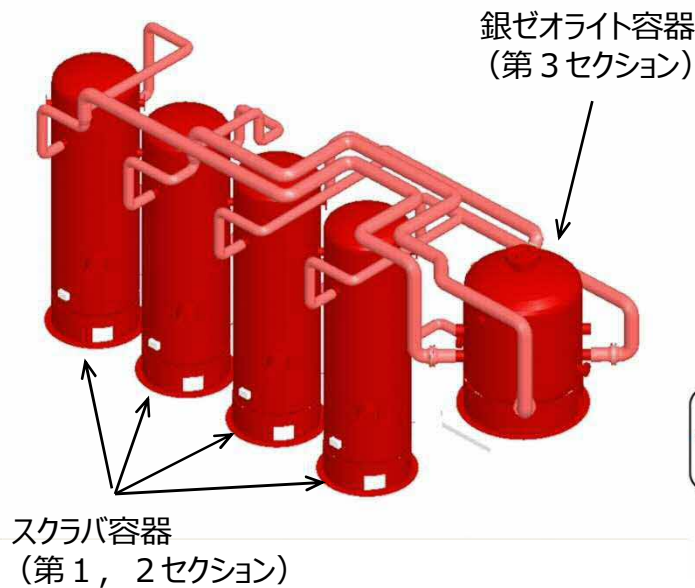


図4 フィルタ装置全体 機器配置

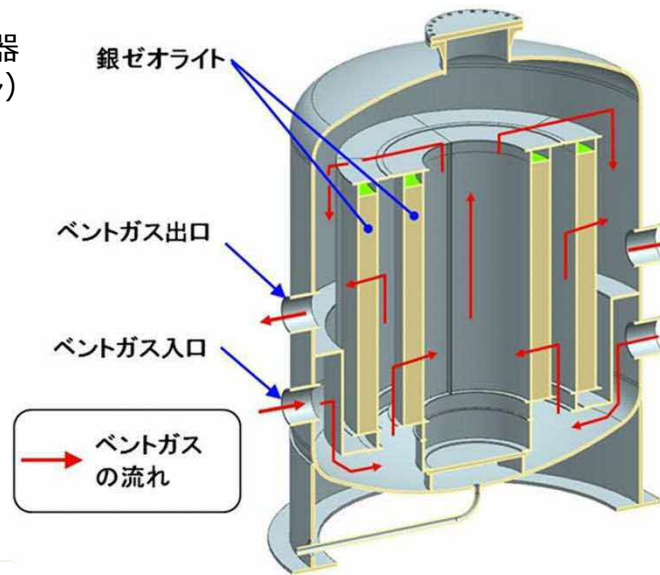


図5 フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造図



図6 銀ゼオライト容器の吊り込み作業の様子

---

▪ 論点項目<21>

フィルタメント使用時の弁操作, ラプチャーディスク  
破裂は確実か



■ フィルタ付ベント設備の主ライン及び弁の構成は、ベント弁の開の信頼性を考慮した設計としている。

- サプレッション・チェンバ及びドライウェルからの2つの排気経路を確保する設計としている。
- 排気経路は、第1弁下流で合流し、並列に設置する第2弁を経て、フィルタ装置に接続する。第2弁は、ベント時の開の信頼性向上を図るため、多重化（並列配置）する設計に変更した。
- また、第3弁については、ベント時の開要求を達成する観点から通常時開及び電源切保持とする設計としている。

表1 各ベント弁の主な仕様

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/Wベント ライン	MV217-5 (第1弁) W/Wベント ライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)
設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階
口径	600A	600A	400A	400A	300A
型式	バタフライ弁				
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構				
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズ イズ (FAI)
操作 場所	電源あり	中央制御室			
	電源なし	原子炉建物 附属棟 2階	原子炉建物 附属棟 1階	原子炉建物 附属棟 3階	原子炉建物 附属棟 3階

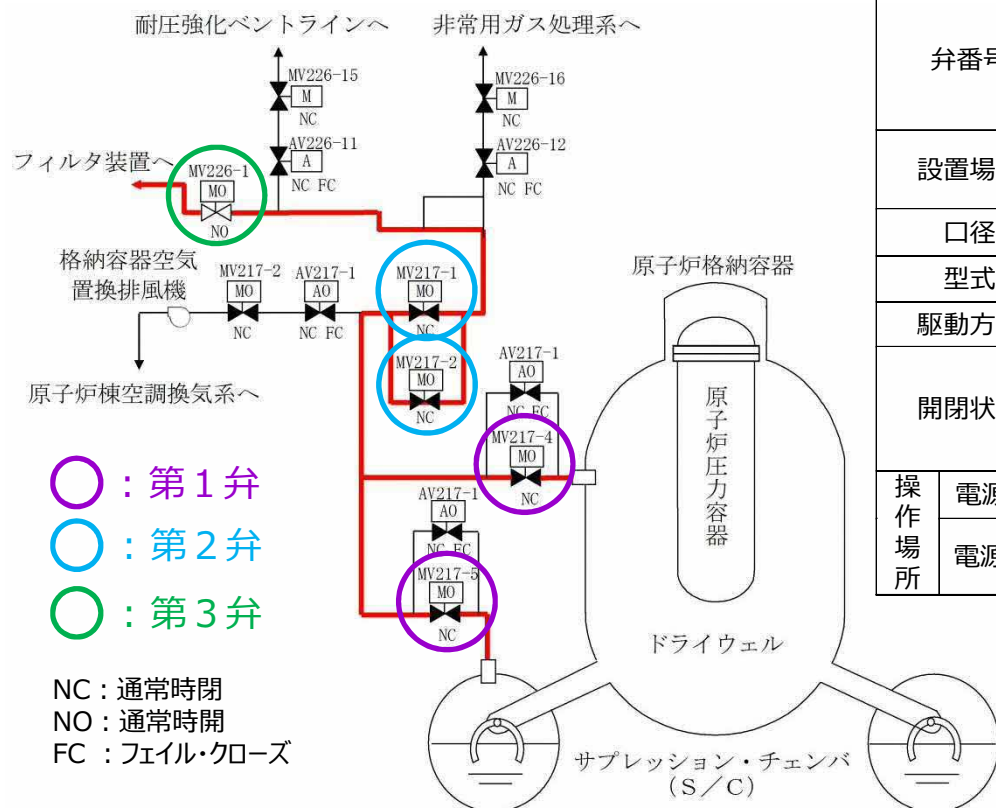


図1 フィルタ付ベント設備 主ラインの概略構成図

■ フィルタ付ベント設備のベント弁は、駆動源喪失時にも人力操作が可能な設計としている。

- ベント弁は、全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔操作が可能な設計としている。
- 全ての電源が喪失し、ベント弁の操作が中央制御室からできない場合には、原子炉建物付属棟から遠隔手動弁操作機構を用いて人力にて隔離弁の操作が可能な設計としている。
- フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。

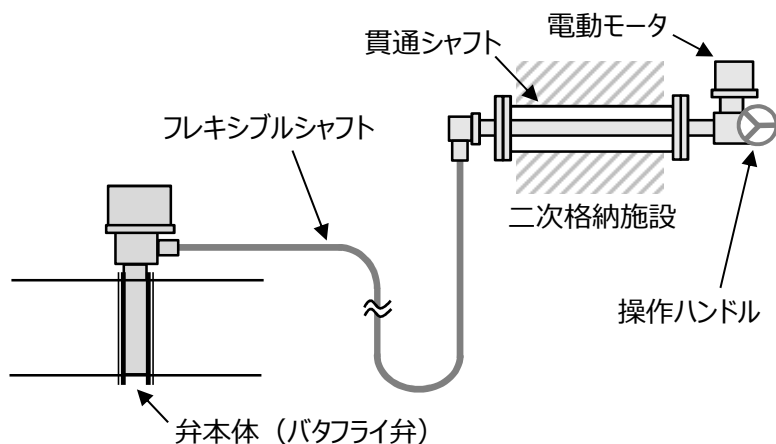


図2 遠隔手動弁操作機構の模式図



図3 モックアップ試験

表2 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構の仕様及び操作時間

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/Wベントライン	MV217-5 (第1弁) W/Wベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)
フレキシブルシャフト長さ	約27m	約23m	約22m	約23m
ハンドル回転数	約4,000回	約4,000回	約700回	約700回
ハンドル操作時間*	90分以内		80分以内	

\* 移動時間を含む

■ フィルタ付ベント設備の圧力開放板は、動作の信頼性を確保した設計としている。

- 圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（384kPa[gage]～853kPa[gage]）と比較して十分低い圧力である80kPa（圧力開放板の前後差圧）としている。
- 圧力開放板は、設定破裂圧力に許容差を考慮した80～110kPaで確実に動作するよう、表3に示す試験に合格したロットの中から、系統に設置するディスクを選定することとしている。

表3 圧力開放板に対する試験一覧

試験項目	試験対象	判定基準
気密試験	ディスク	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	ホルダー	圧力降下・変形が無いこと。

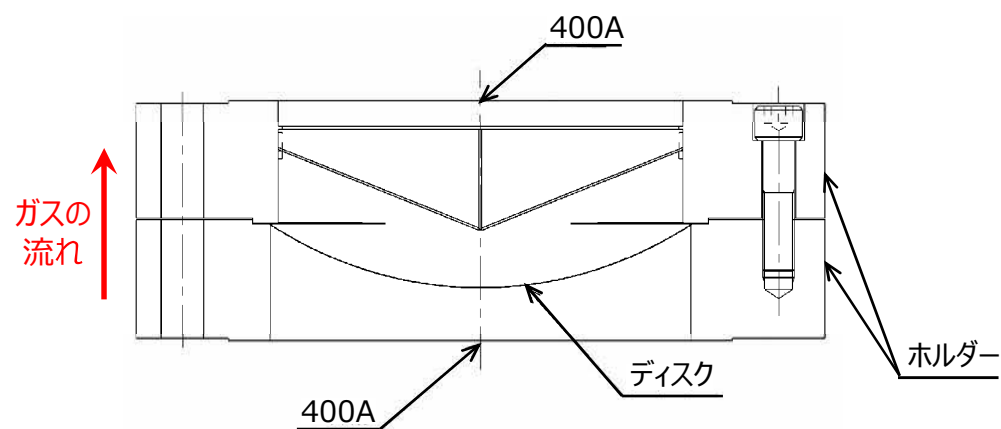


図4 圧力開放板 構造図

---

▪ 論点項目<22>

フィルタバントの使用を判断する条件は何か

- 原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、残留熱代替除去系及びフィルタ付ベント設備を設置しており、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、残留熱代替除去系を優先して使用する。
- 残留熱代替除去系を使用できない場合には、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすため、フィルタ付ベント設備を使用する。格納容器ベントの実施基準は、以下の3項目の観点で設定しており、実施にあたっては、サプレッション・プール水におけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからの格納容器ベントの実施を優先する。
  1. 原子炉格納容器の過圧破損防止
  2. 原子炉格納容器内の水素爆発防止
  3. 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合
- 格納容器ベントの準備/実施の判断基準を以下に示す。（「図1 ベント実施に係る判断フロー」参照）

■ 格納容器ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力245kPa[gage] ※1 到達
炉心損傷判断後	格納容器圧力640kPa[gage] ※1 (1.5Pd) 到達

※1：確認不能の場合は、格納容器雰囲気温度から格納容器圧力を推定

ベント準備項目

- ・ 隔離弁の健全性確認
- ・ 他系統との隔離及び第2弁開操作
- ・ 可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置準備

■ 格納容器ベント実施の判断基準

1. 格納容器の過圧破損防止に係るベント実施の判断基準

<炉心損傷前>

- 格納容器代替スプレイの停止基準である「サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達」後、フィルタ付ベント設備以外に格納容器圧力・温度を制御する手段はなくなることから、この時点を経納容器ベント基準としている。

<炉心損傷判断後>

- 格納容器の耐震信頼性を考慮し、炉心損傷前と同様に「サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達」を格納容器ベントの判断基準としている。

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達
炉心損傷判断後	サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達

(判定基準の設定根拠は、「図2 サプレッション・プール水位の設定根拠」参照)

2. 格納容器内の水素爆発防止に係るベント実施の判断基準

格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (炉心損傷判断後)		設定根拠
準備の 判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.0vol%及び ウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達	ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界を超過し、その後、水の放射線分解によって格納容器内の酸素濃度が上昇することで、水素燃焼が発生するおそれがあるため、酸素濃度を格納容器ベントの判断基準としている。
実施の 判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.4vol%及び ウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達	

### 3. 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	判断基準	設定根拠
炉心損傷前	格納容器代替スプレイが実施できない場合 (384kPa[gage]以下維持不可)	格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力上昇が想定されるため、格納容器の圧力を抑制する観点から、「格納容器代替スプレイが実施できない場合」を格納容器ベントの判断基準としている。
炉心損傷 判断後	格納容器代替スプレイが実施できない場合 (1.5Pd以下維持不可)	
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達	格納容器から漏えいした水素により、原子炉建物原子炉棟水素濃度が上昇し水素爆発するおそれが想定されるため、格納容器から原子炉建物原子炉棟へ漏えいする水素量を低減する観点から、「原子炉建物水素濃度2.5vol%到達」を格納容器ベントの判断基準としている。
	格納容器雰囲気温度200℃以上において 温度上昇が継続している場合	格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気温度が過熱状態になり200℃に達し、過温破損に至るおそれが想定されるため、大気への放射性物質の放出を極力低減する観点から、「格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合」を格納容器ベントの判断基準としている。
	可搬式モニタリング・ポスト（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）指示値の急激な上昇 原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	格納容器の健全性が損なわれ異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが想定されるため、この時点でも格納容器ベントの判断基準としている。

- ※1 原子炉補機代替冷却系の準備状況及び機器の復旧状況を確認し、残留熱除去系又は残留熱代替除去系の準備が完了した時点で格納容器除熱を開始する。
- ※2 格納容器内空筒放射線モニタが使用不能の場合において、原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ペント準備中に炉心損傷を判断した場合、以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う。
- ※3 格納容器圧力が計測できない場合は、複数の格納容器空筒気温度計測結果から格納容器圧力を推定する。
- ※4 ペント準備として、以下の作業を行う。格納容器内水素及び酸素の排出準備についても同様。
  - ・ペント実施に必要な隔離弁の健全性確認
  - ・他系統との隔離確認
  - ・ペント弁 第2弁開操作（全開）及び第3弁開確認
  - ・可搬式窒素供給装置準備、水素濃度測定装置準備（FCVS排気ラインドレン排出弁開操作含む）
- ※5 ペント開始の約1時間前（サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.2mを目安）となった場合、ブルーム通過に備えた作業及び屋外の復旧班要員の緊急時対策所への待避を指示する。ただし、格納容器代替スプレーに失敗した場合等、速やかにペントを実施すべき状況が発生した場合には、ブルーム通過に備えた作業を実施後速やかにペントを開始する。
- ※6 使用するペントラインの優先順位は以下のとおり。
  - (1) 格納容器フィルタペント系（W/Wペントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
  - (2) 格納容器フィルタペント系（D/Wペントライン）（現場人力操作）
  - (3) 格納容器フィルタペント系（D/Wペントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
  - (4) 格納容器フィルタペント系（D/Wペントライン）（現場人力操作）
  - (5) 耐圧強化ペント（W/Wペントライン）（炉心損傷前に限る）
  - (6) 耐圧強化ペント（D/Wペントライン）（炉心損傷前に限る）
- ※7 格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合、格納容器内水素爆発防止のためのガス排出実施を判断する。

- ※8 格納容器圧力上昇に伴う格納容器からの漏えいを以下の計器により確認する。
  - ・原子炉建物原子炉種4層（燃料取替機）壁面及び天井付近
  - ・可搬式モニタリング・ポスト（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
  - ・原子炉建物内各放射線モニタ
- ※9 可搬式モニタリング・ポスト（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）及び原子炉建物内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合、格納容器からの異常な漏えいを判断する。
- ※10 原子炉建物内水素濃度2.5vol%到達により、原子炉建物内水素爆発防止のためのペント実施を判断する。
- ※11 格納容器内空筒気温度190℃到達により格納容器代替スプレーを実施するが、格納容器内空筒気温度が原子炉格納容器限界温度である200℃に到達し温度上昇が継続する場合、原子炉格納容器過温破損のおそれがあるため影響緩和のためペントを実施する。
- ※12 格納容器圧力、スクラバ容器圧力、スクラバ容器水位等を継続して監視する。
- ※13 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態となり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスを可燃限界未満に制御可能であること、格納容器内の水素及び酸素濃度測定が可能であることが確認された場合に、ペントを停止することができる。
- ※14 ペントにより格納容器除熱を維持しつつ、ペント停止に必要な機器の復旧に努める。
- ※15 炉心損傷前ペントのため敷地内の線量率の上昇はわずかと推定されるが、重大事故等対策に必要な屋外作業（低圧原子炉代替注水槽への補給等）を行っている復旧班要員の被ばく低減の観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達までに屋内待避するよう、緊急時対策本部から復旧班要員に指示する。なお、炉心損傷後の待避と異なり、待避場所は緊急時対策所ではなく、作業箇所近傍の建物内とする。復旧班要員の屋内待避期間は、運転員による格納容器ペント操作後における格納容器圧力の低下やスクラバ容器圧力の上昇といったパラメータの変動により格納容器ペントが開始されたことを確認し、フィルタ装置出口放射線量率指示値の安定を確認するまでの間とする。

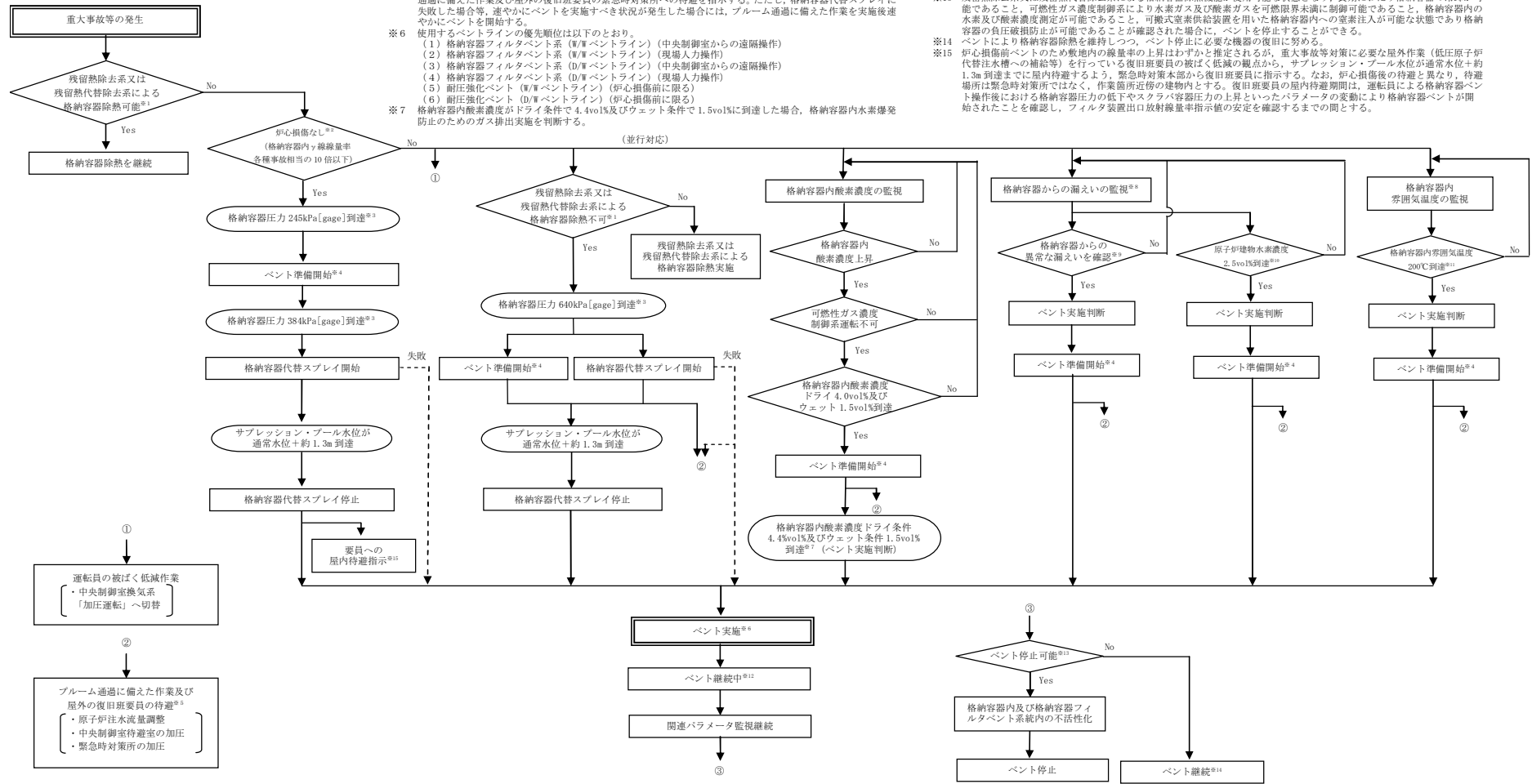


図1 ベント実施に係る判断フロー



- 格納容器ベント実施水位は，耐震信頼性を確認した水位約5.05mに不確かさを考慮し，約4.9m（サプレッション・プール 通常水位+約1.3m）としている。

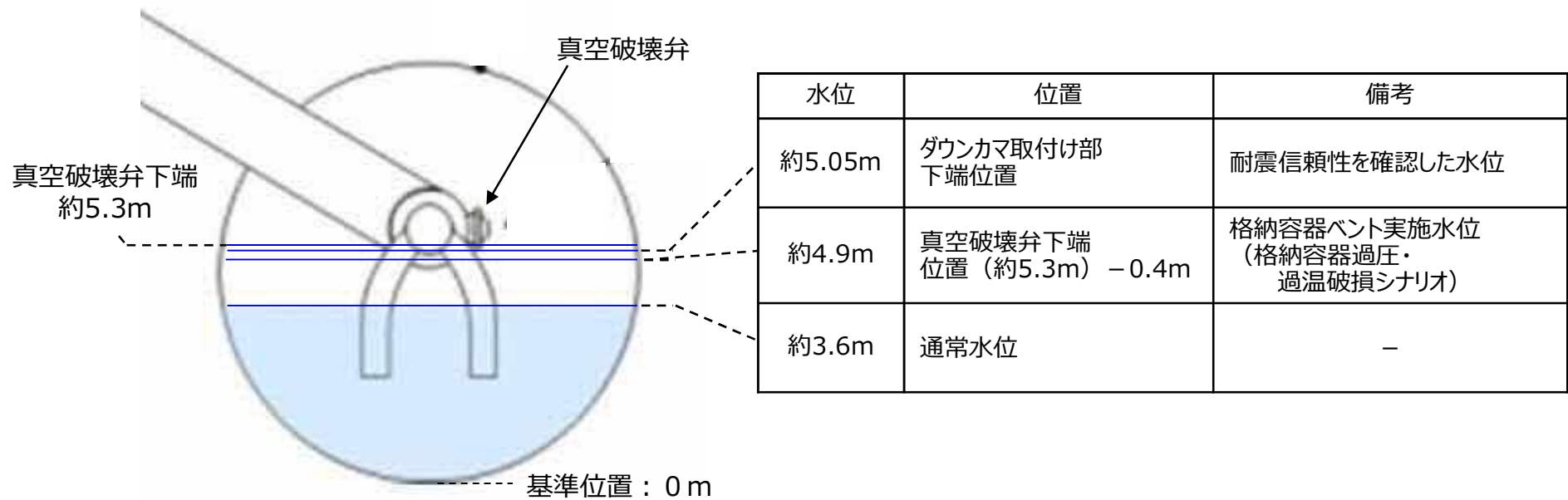


図2 サプレッション・プール水位の設定根拠