

2021年10月12日  
鳥取県検証会議用

# 島根原子力発電所 2号炉 重大事故等対策の有効性評価

---

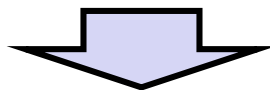
# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

- 確率論的リスク評価（PRA）の知見等を活用して、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。

<PRAの実施範囲>

● 内部事象運転時レベル 1	(炉心損傷頻度	$6.2 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 内部事象運転時レベル 1.5	(格納容器破損頻度	$6.2 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 地震レベル 1	(炉心損傷頻度	$7.9 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 津波レベル 1	(炉心損傷頻度	$1.2 \times 10^{-7}$ / 炉年)
● 内部事象停止時レベル 1	(燃料損傷頻度	$6.0 \times 10^{-6}$ / 定期事業者検査)



「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」で指定され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ず。

- 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから、評価する事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施。

〔有効性評価の内容〕

- ・炉心損傷防止対策の有効性評価
- ・格納容器破損防止対策の有効性評価
- ・燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ・運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



評価項目を満足することを確認。

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

## ■ 事故シーケンス選定ロジック

- 内部事象 P R A, 外部事象 P R A (地震, 津波) 及び P R A を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。
- 抽出した事故シーケンスについては, 必ず想定する事故シーケンスグループ (解釈 1 - 1(a) の事故シーケンスグループ) との比較を行い, 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については, 頻度, 影響等を確認し, 事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。
- 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない特有の事故シーケンスグループは抽出されなかった。
- 審査ガイドに記載の観点 (共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性) に基づき, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

「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」 抜粋

1 - 1

(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
- ・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)

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

## ■ 炉心損傷防止における事故シーケンスグループと炉心損傷防止対策

炉心損傷防止における事故シーケンスグループと炉心損傷防止対策を表1-1に示す。

表1-1 各事故シーケンスグループと主な炉心損傷防止対策 (1/2)

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)		過渡事象 (給水流量の全喪失) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)		過渡事象 (給水流量の全喪失) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替自動減圧機能</li> <li>・残留熱除去系 (低圧注水モード)</li> <li>・残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)</li> </ul>
全交流動力電源喪失 (TB)	長期TB	外部電源喪失 + 交流電源 (DG-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> </ul>
	TBU	外部電源喪失 + 交流電源 (DG-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水系</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> </ul>
	TBD	外部電源喪失 + 直流電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水系</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> <li>・常設代替直流電源設備</li> </ul>
	TBP	外部電源喪失 + 交流電源 (DG-A, B) 失敗 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> </ul>

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

表1-1 各事故シーケンスグループと主な炉心損傷防止対策（2/2）

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等
崩壊熱除去機能喪失 (TW)	取水機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失） + 崩壊熱除去失敗（取水機能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>
	残留熱除去系故障	過渡事象（給水流量の全喪失） + 崩壊熱除去失敗（残留熱除去系故障）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）</li> <li>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）</li> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>
原子炉停止機能喪失 (TC)		過渡事象（主蒸気隔離弁閉止） + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替制御棒挿入機能</li> <li>・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</li> <li>・ほう酸水注入系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）</li> </ul>
LOCA時注水機能喪失 (LOCA)		冷却材喪失（中破断LOCA） + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）</li> <li>・格納容器代替スプレイ（可搬型）</li> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・漏えい箇所の隔離</li> <li>・逃がし安全弁の手動操作</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）</li> </ul>

# 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 / 5）

### ■ 事象概要

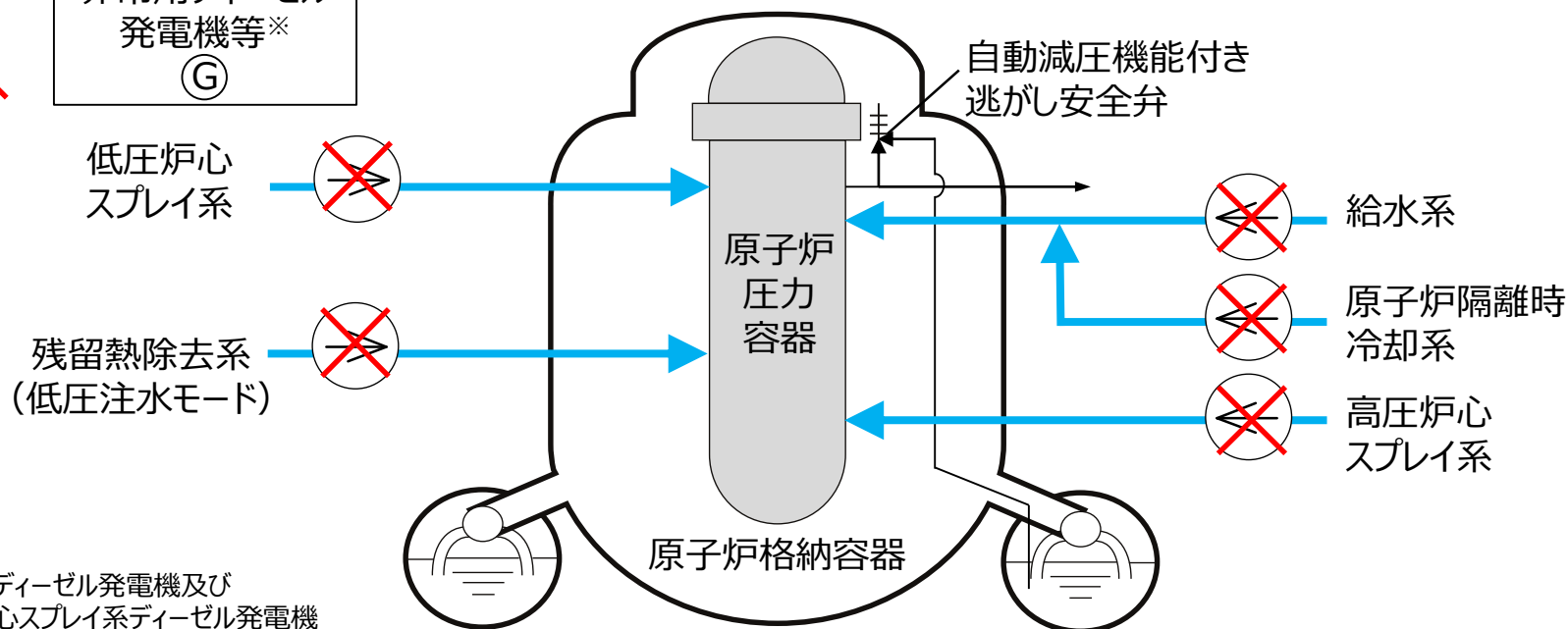
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

外部電源



非常用ディーゼル  
発電機等※

Ⓒ



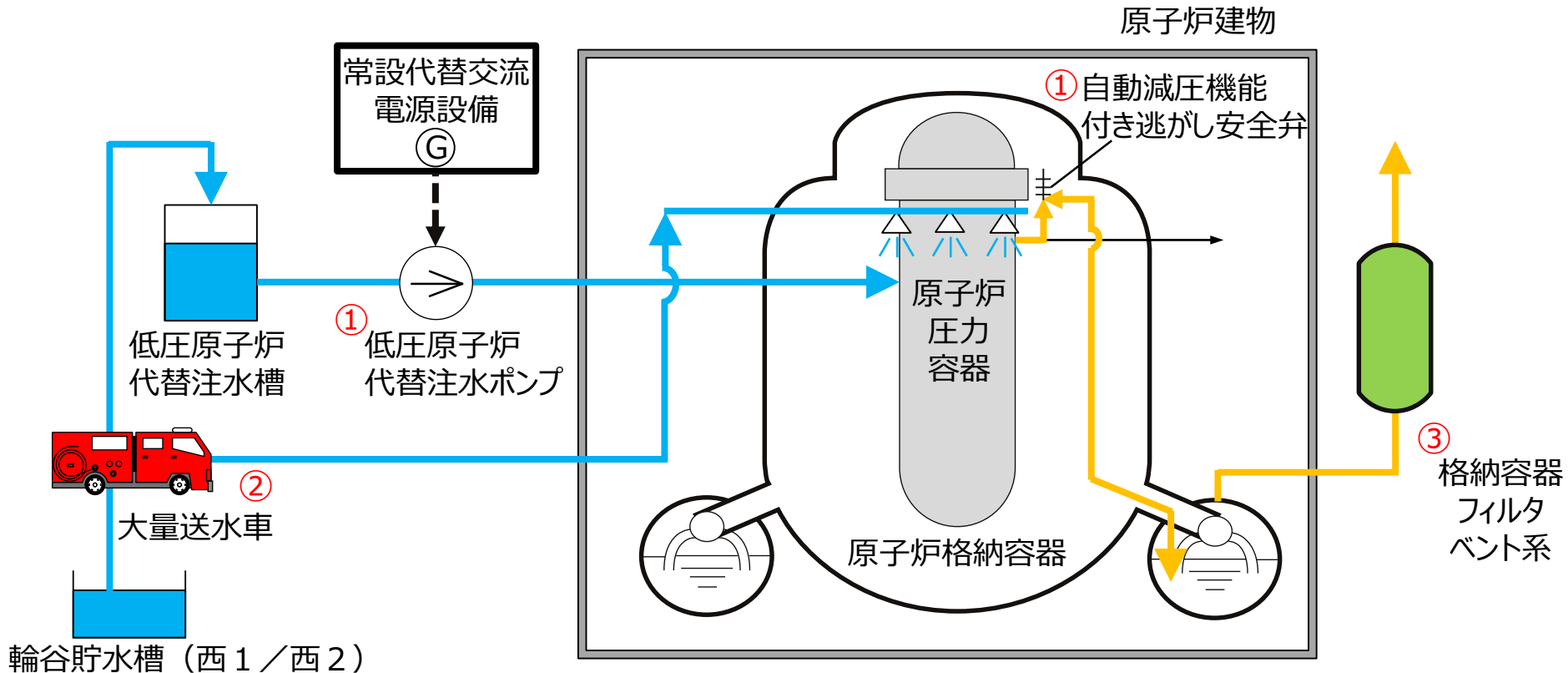
※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 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（2 / 5）

### ■ 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. 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 (3 / 5)

### ■ 有効性評価の結果 (原子炉, 燃料被覆管温度関係)

- 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。
- 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1-1及び図1-2に示す。

表1-2 解析結果 (高圧・低圧注水機能喪失)

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約509℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧カバウンドリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍) 未満

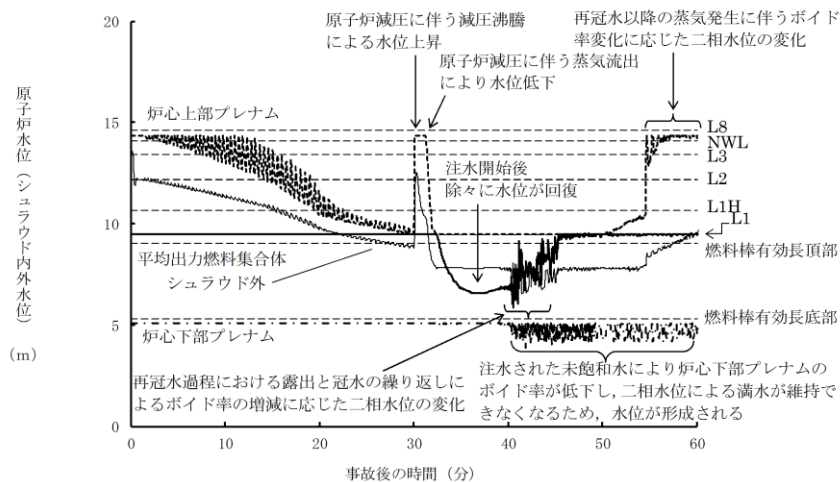


図1-1 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

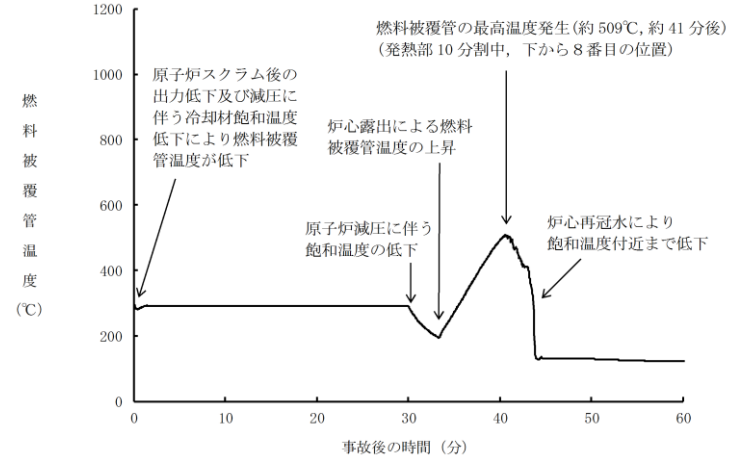


図1-2 燃料被覆管温度の推移

# 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（4 / 5）

### ■ 有効性評価の結果（原子炉格納容器関係）

- 表1-3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1-3及び図1-4に示す。

表1-3 解析結果（高圧・低圧注水機能喪失）

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153℃	200℃（格納容器限界温度）未満

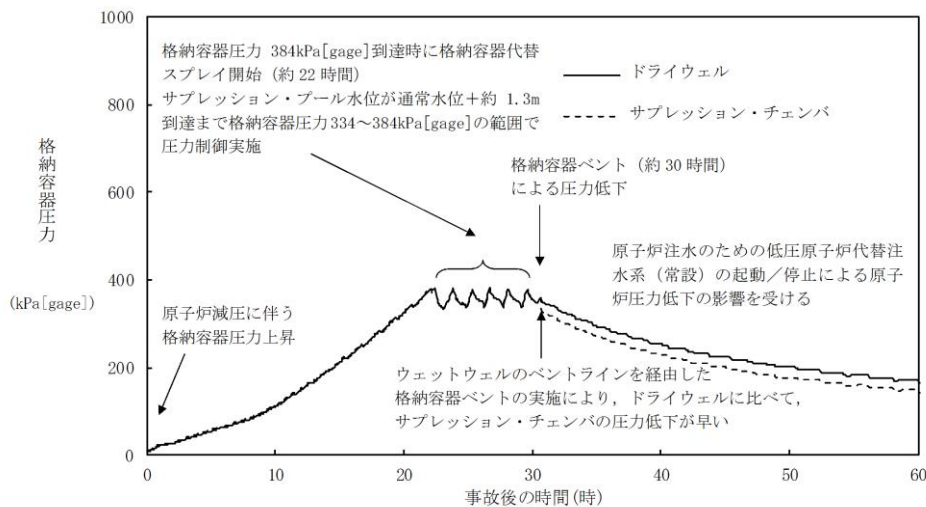


図1-3 格納容器圧力の推移

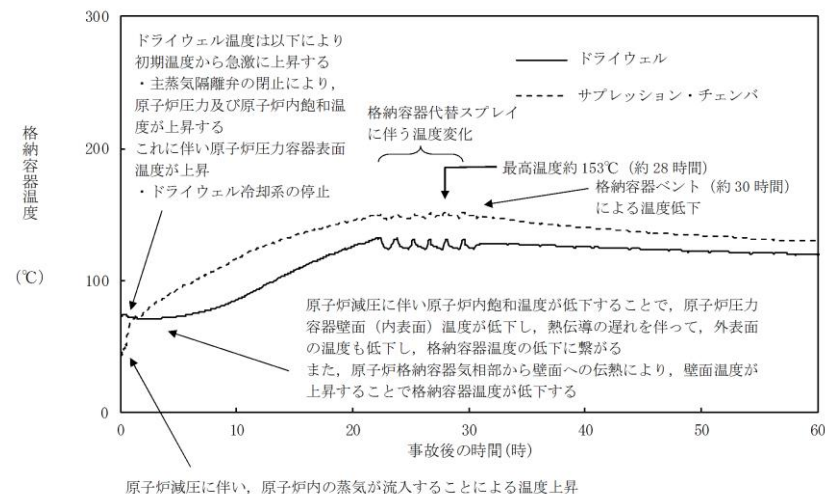


図1-4 格納容器温度の推移

# 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（5 / 5）

### ■ 必要な要員及び資源の評価結果

- 表1-4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1-4 要員及び資源の評価結果（高圧・低圧注水機能喪失）

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：28名 【内訳】 （ 運転員：5名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：18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3,600m <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>
	非常用ディーゼル発電機等による電源供給 ：約700m <sup>3</sup> 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水 及び格納容器スプレイ：約12m <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354kW	常設代替交流電源設備：4,800kW

※1：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

## 1.2 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	—	—	—

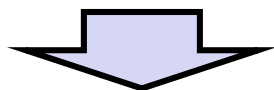
※ カッコ内はベント時間を記載

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

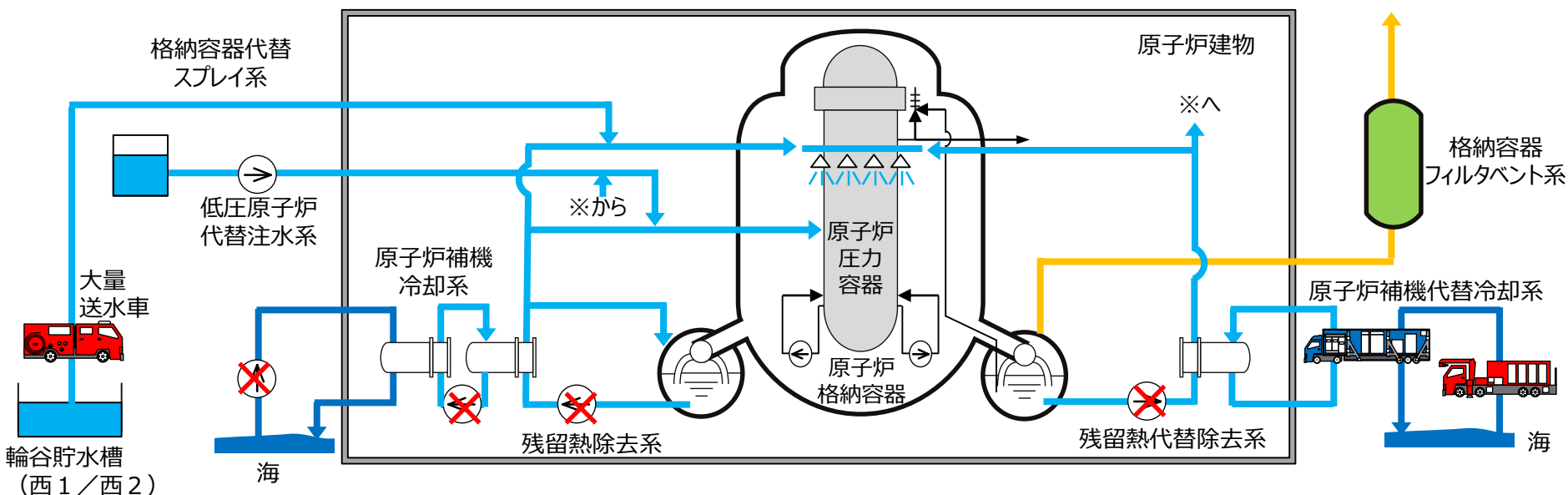
## 1.3 審査会合で特に議論となった事項

### ■ 炉心損傷前における格納容器代替スプレイの実施について

- スプレイの実施により格納容器圧力・温度を制御出来るため、格納容器ベントを遅延させることが可能である。一方で外部水源であり格納容器内の畜水量が増えるため、格納容器の耐震性の観点から永続的なスプレイは出来ない。（注水制限：サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mまで）
- 格納容器ベントによる環境中への放射性物質の放出による影響は、炉心損傷前よりも炉心損傷後にベントを実施した場合の方が大きいことから、炉心損傷後のベントを遅延させることが重要とし、炉心損傷前のスプレイは極力控える（RHR等の早期復旧見込みがある場合に限り実施する）こととしていた。



各フェーズにおいて最も有効な対策をとることが望ましいと考えを改め、炉心損傷前後に係わらず、格納容器代替スプレイを実施し、格納容器ベントを遅延させることに変更した。



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

- 確率論的リスク評価（PRA）の知見等を活用して、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。

＜PRAの実施範囲＞

● 内部事象運転時レベル 1	(炉心損傷頻度	$6.2 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 内部事象運転時レベル 1.5	(格納容器破損頻度	$6.2 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 地震レベル 1	(炉心損傷頻度	$7.9 \times 10^{-6}$ / 炉年)
● 津波レベル 1	(炉心損傷頻度	$1.2 \times 10^{-7}$ / 炉年)
● 内部事象停止時レベル 1	(燃料損傷頻度	$6.0 \times 10^{-6}$ / 定期事業者検査)

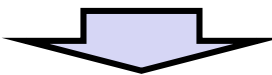


「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ，格納容器破損モード以外のものは抽出されず。

- 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから、評価する事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施。

〔有効性評価の内容〕

- ・炉心損傷防止対策の有効性評価
- ・格納容器破損防止対策の有効性評価
- ・燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ・運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



評価項目を満足することを確認。

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### ■ 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定ロジック

- 内部事象運転時レベル1.5 P R A 及び P R A を適用できない外部事象等についての定性的検討から格納容器破損モードの抽出を実施した。
- 抽出した格納容器破損モードについては、必ず想定する格納容器破損モード（解釈 2 - 1(a)の格納容器破損モード）との比較及び分類を行い、国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した。
- 必ず想定する格納容器破損モード以外の特有の格納容器破損モードは抽出されなかった。
- 格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるプラント損傷状態の検討を行い、評価対象とするプラント損傷状態を選定し、審査ガイド記載の着眼点に沿って、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定した。

「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」 抜粋

2 - 1

(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



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### ■ 格納容器破損防止における格納容器破損モードと格納容器破損防止対策

格納容器破損防止における格納容器破損モードと格納容器破損防止対策を表2-1に示す。

表2-1 各格納容器破損モードと主な格納容器破損防止対策

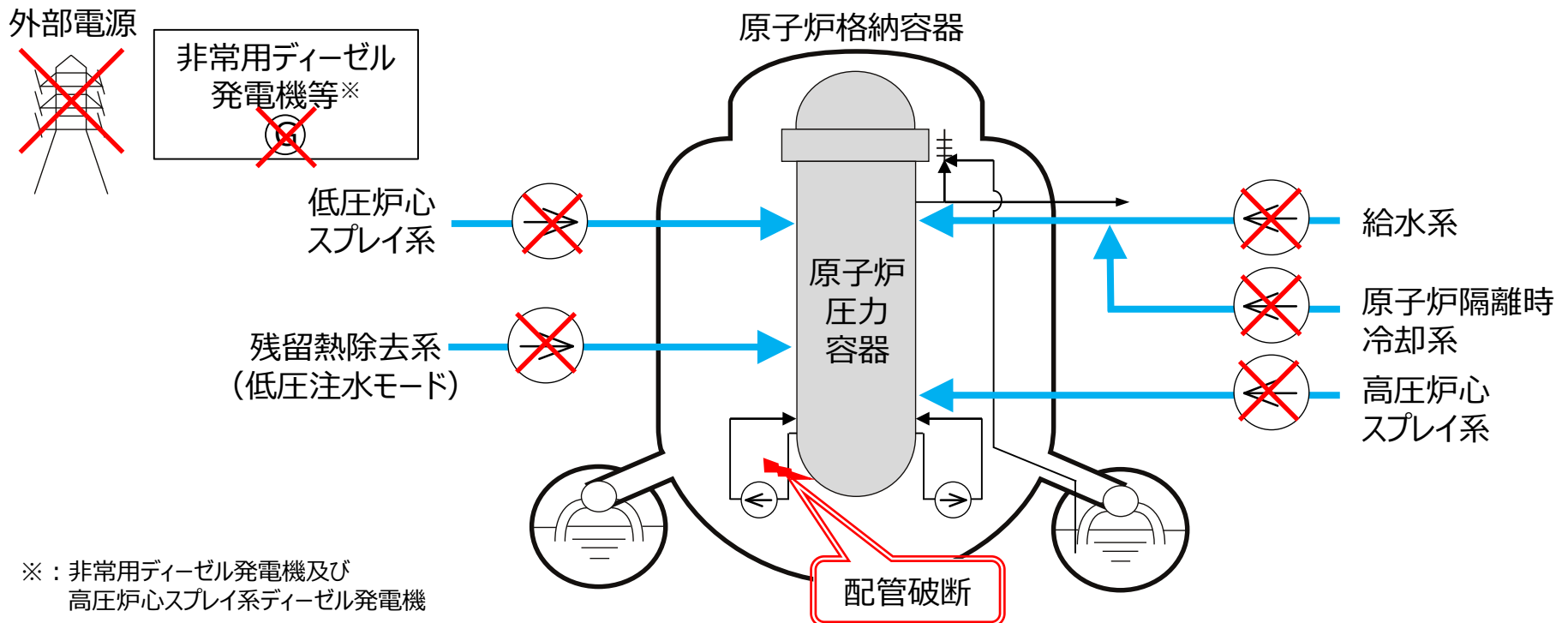
格納容器破損モード		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過 圧・過温破損）	残留熱代替除去系 を使用する場合	冷却材喪失（大破断LOCA） + 高圧炉心冷 却失敗 + 低圧炉心冷却喪失	・低圧原子炉代替注水系（常設） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱代替除去系 ・可搬式窒素供給装置
	残留熱代替除去系 を使用しない場合		・低圧原子炉代替注水系（常設） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・格納容器フィルタベント系
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 （DCH）	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減 圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + 原 子炉注水失敗 + DCH発生	・原子炉圧力容器破損までの手動減圧	
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互 作用 （FCI）	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心 冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + FCI発生	-	
水素燃焼	冷却材喪失（大破断LOCA） + 高圧炉心冷 却失敗 + 低圧炉心冷却喪失	・窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化 ・可搬式窒素供給装置による原子炉格納容 器内への窒素封入	
溶融炉心・コンクリート相互作用 （MCCI）	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心 冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + デブリ冷却失敗	・ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペデ スタル注水	

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### 2.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

#### ■ 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囲気気圧力・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。

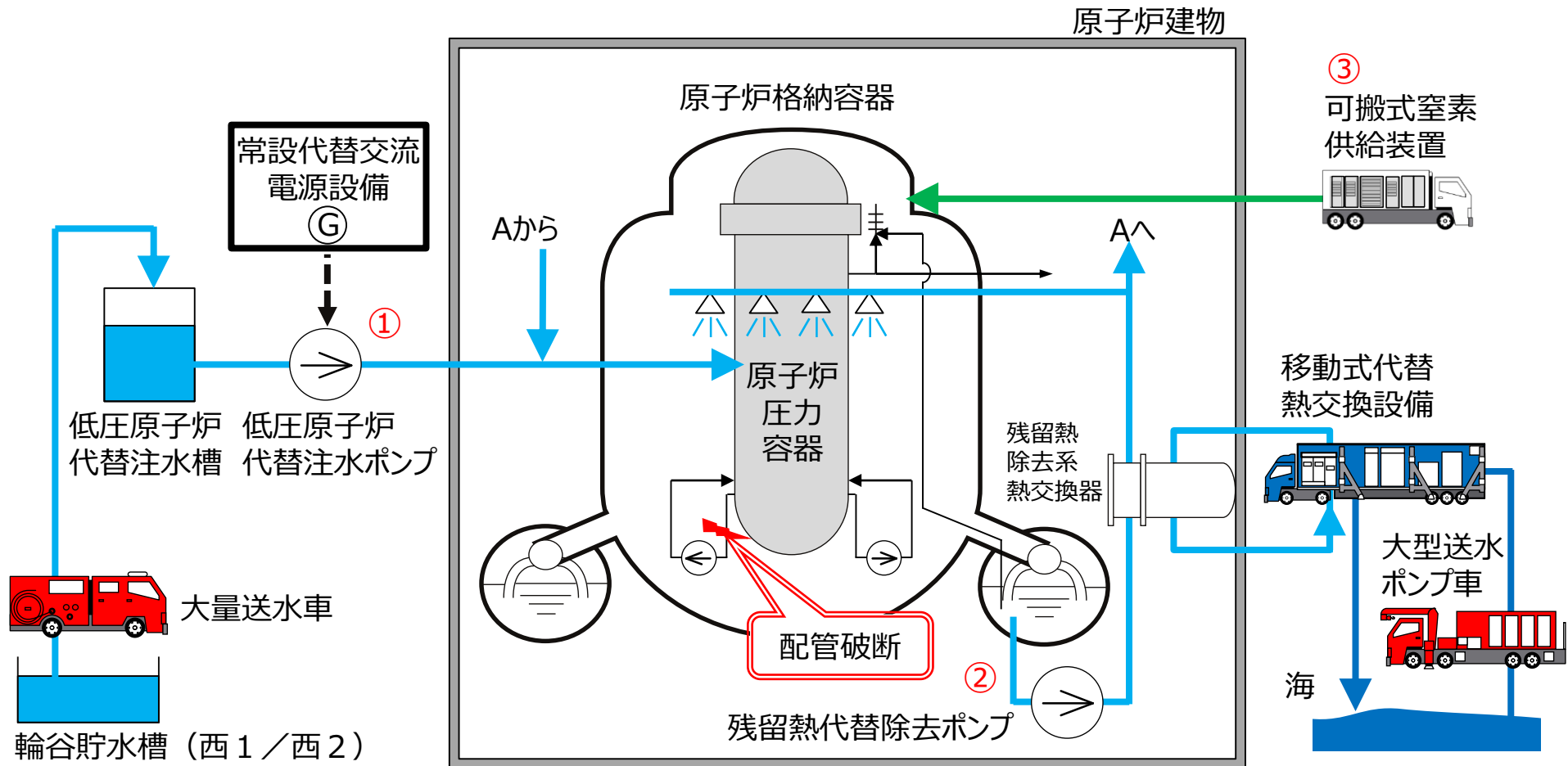


## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### 2.2 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）（1 / 3）

#### ■ 対策概要

- 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. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### 2.2 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）（2 / 3）

#### ■ 有効性評価の結果

- 表2-2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2-1及び図2-2に示す。

表2-2 解析結果（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））

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370kPa[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197℃	200℃（格納容器限界温度）未満
Cs-137放出量評価結果（7日間） （建物からの漏えい）	約1.1TBq	100TBq未満

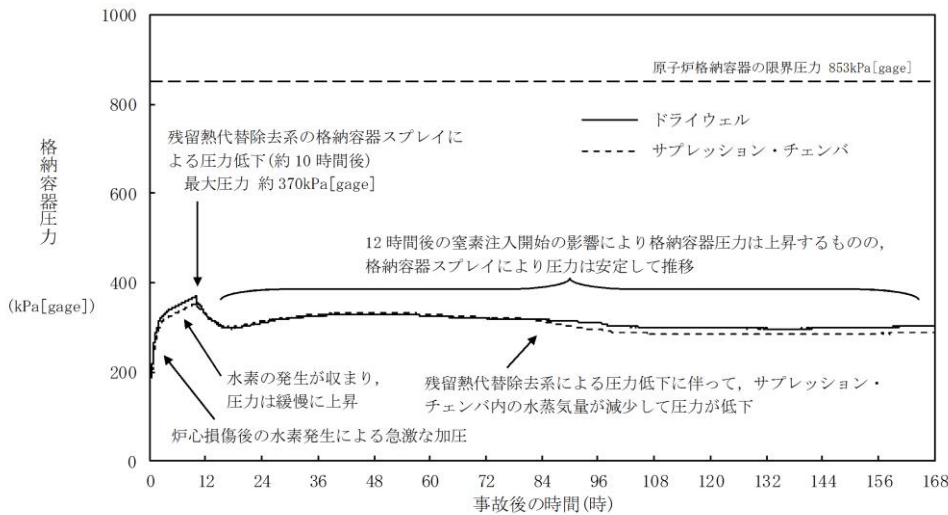


図2-1 格納容器圧力の推移

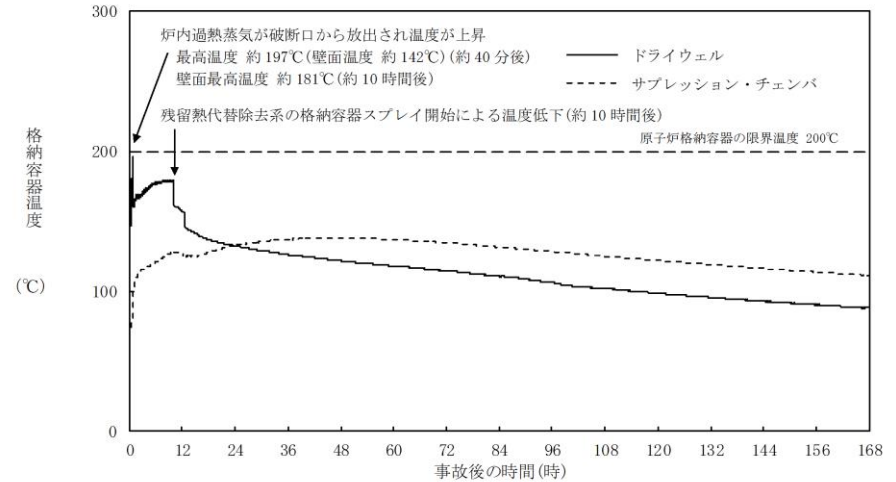


図2-2 格納容器温度の推移

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### 2.2 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）（3 / 3）

#### ■ 必要な要員及び資源の評価結果

表2-3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2-3 要員及び資源の評価結果（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））

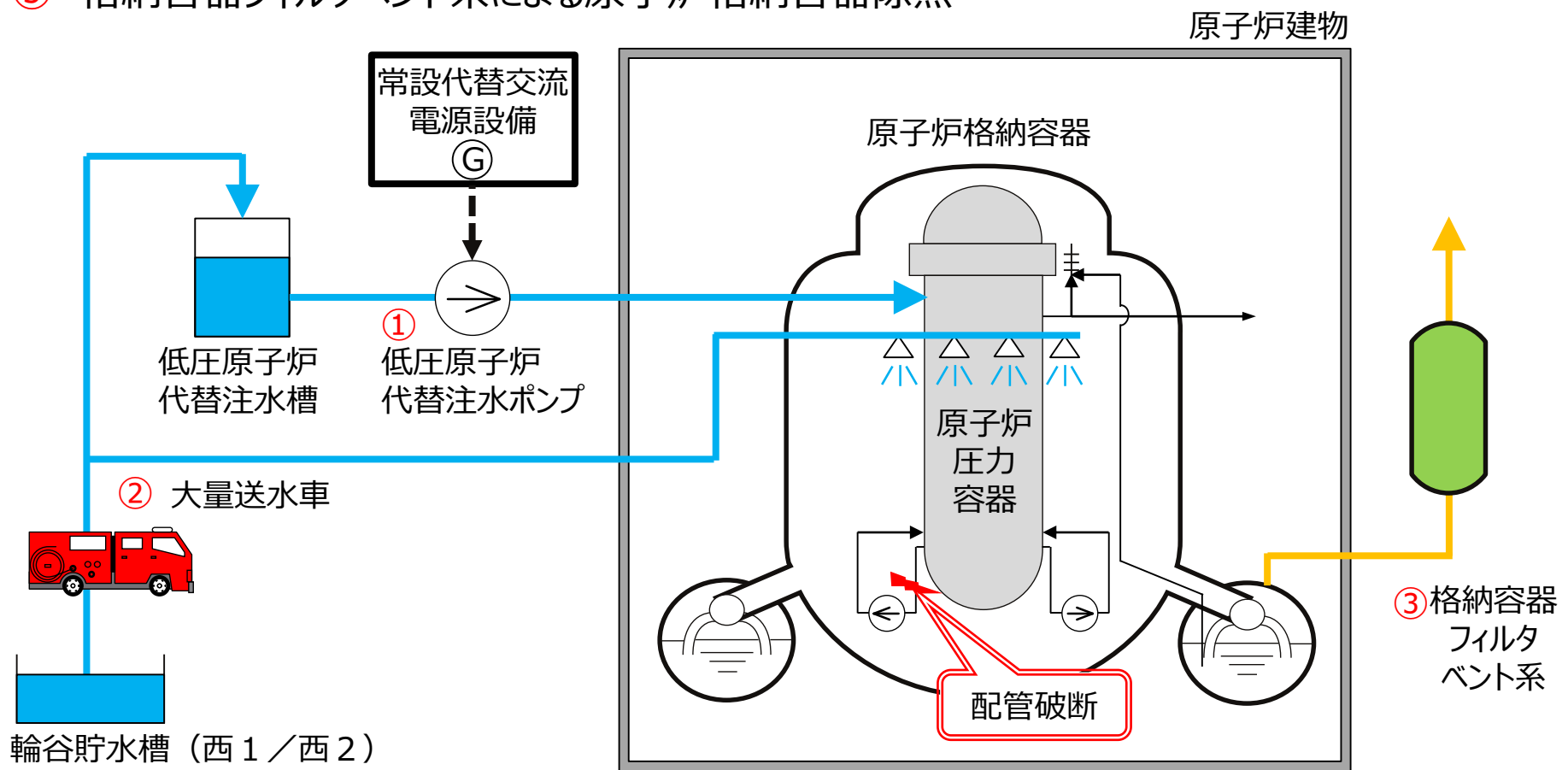
評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要員	緊急時対策要員：31名 【内訳】 （ 運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：19名 ）	緊急時対策要員：45名 【内訳】 （ 運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：24名 その他：9名 ）
水源	約500m <sup>3</sup>	低圧原子炉代替注水槽：約740m <sup>3</sup> 輪谷貯水槽（西1 / 西2）：約7,000m <sup>3</sup>
燃料	常設代替交流電源設備による電源供給等：約352m <sup>3</sup>	ガスタービン発電機用軽油タンク：約450m <sup>3</sup>
	大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水：約12m <sup>3</sup> 原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車の運転：約53m <sup>3</sup> 可搬式窒素供給装置の運転：約8m <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1,941kW	常設代替交流電源設備：4,800kW

※1：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策 2.3 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しない場合）（1 / 3）

### ■ 対策概要

- 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



# 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

## 2.3 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しない場合）（2 / 3）

### ■ 有効性評価の結果

- 表2-4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2-3及び図2-4に示す。

表2-4 解析結果（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合））

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659kPa[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197℃	200℃（格納容器限界温度）未満
Cs-137放出量 評価結果 （7日間）	ドライウェルのベントライン経由	約3.4TBq	100TBq未満
	建物からの漏えい	約1.4TBq	
	合計	約4.8TBq	

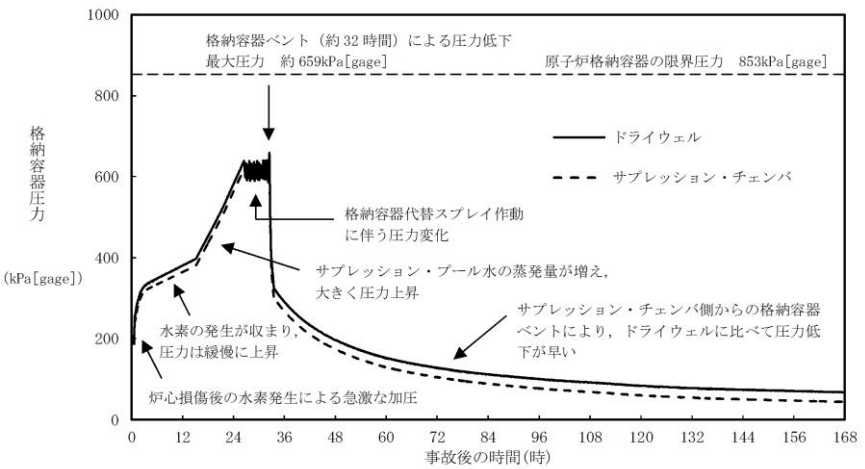


図2-3 格納容器圧力の推移

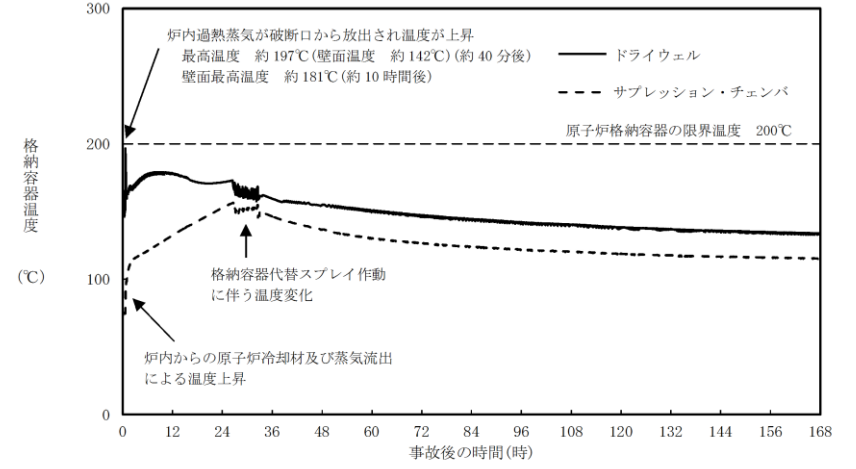


図2-4 格納容器温度の推移

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

2.3 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しない場合）（3 / 3）

## ■ 必要な要員及び資源の評価結果

- 表2-5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2-5 要員及び資源の評価結果（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合））

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3,200m <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>
	大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水：約11m <sup>3</sup> 原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車の運転：約53m <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2,091kW	常設代替交流電源設備：4,800kW

※1：指示者1名，連絡責任者1名，連絡担当者3名



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

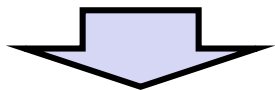
### 2.4 有効性評価結果まとめ

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（ドライウェル）	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	

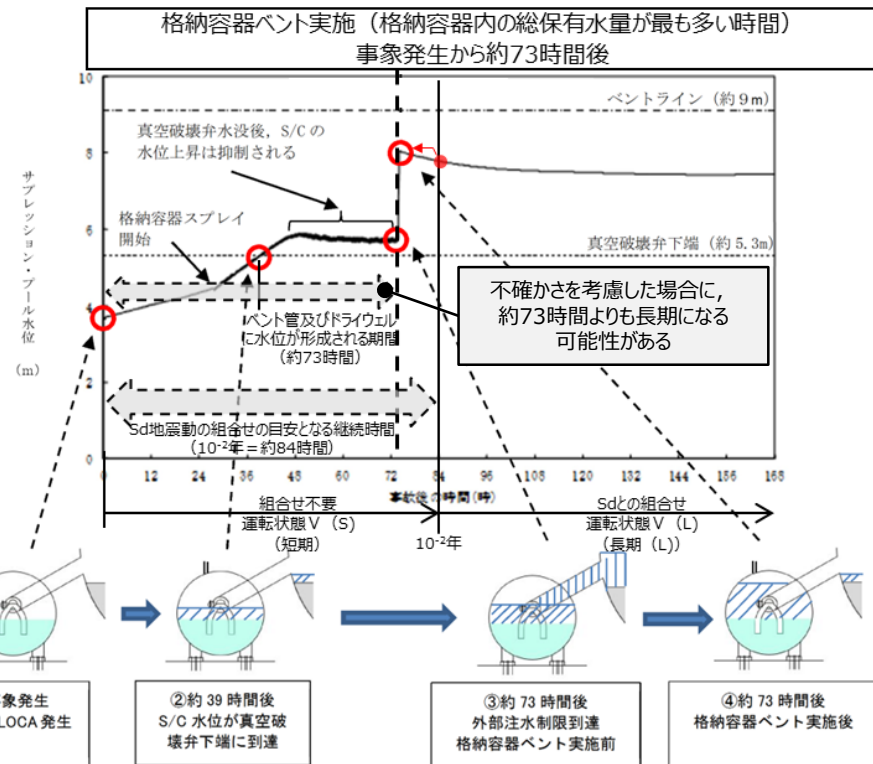
## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

### 2.5 審査会合で特に議論となった事項

- 外部水源を用いた総注水量の制限値の変更について（ $4,000\text{m}^3 \Rightarrow$  サプレッション・プール水位 通常+約1.3m）
  - 設置許可基準規則第39条の重大事故と地震の組み合わせ評価において、Sd地震動との組み合わせを考慮する期間について、「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しない場合）」における格納容器ベント実施後のサプレッション・プール水位（約8m）（図④の状態）と組み合わせることとしていた。
  - 格納容器ベント実施前（図③の状態）は、格納容器ベント実施後（図④の状態）よりもサプレッション・プール水位は低いものの、ベント管及びドライウェルに水が蓄積する。図③の状態継続時間は十分短いが、この状態とSd地震動を組み合わせた場合に、ベント系の一部において耐震性を確保できないおそれがある。
  - 格納容器ベント実施前後を通してベント管及びドライウェルに水位が形成される原子炉格納容器の状態回避することでベント系及びサプレッション・チェンバの耐震信頼性の向上を図るため、外部水源を用いた総注水量の制限値を変更（低く）する。



外部水源を用いた総注水量の制限値をサプレッション・プール水位4.9m（通常運転水位+約1.3m到達）到達に変更した。



【外部水源を用いた総注水量の制限値変更前】格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）におけるサプレッション・プール水位の推移

# ①フィルタ付ベント設備の設置目的・機能

- フィルタ付ベント設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び熱を外部に放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を限界圧力及び限界温度未満に維持することで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で新たに設置する。
- フィルタ付ベント設備の排気ラインに設置するフィルタ装置により、原子炉格納容器内の雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、環境への影響を緩和する。また、フィルタ付ベント設備は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能及び大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器内に蓄積した熱を輸送する機能を有する。

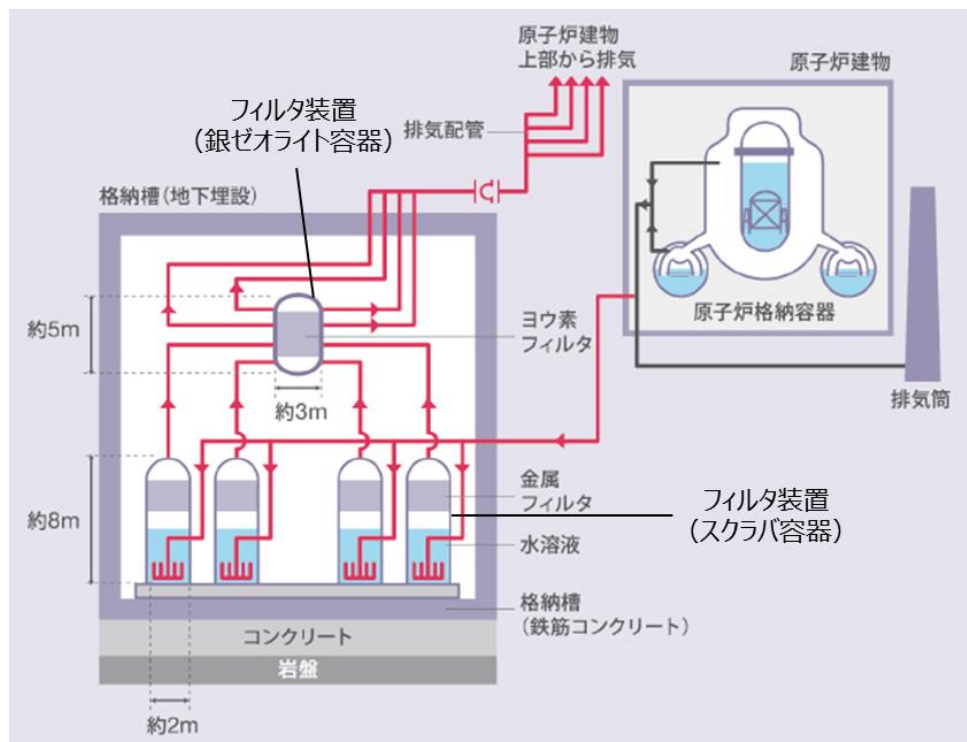


図1 フィルタ付ベント設備 イメージ図

## ②フィルタ付ベント設備の機器構成・性能

### ■ 機器構成

- 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。

### ■ 基本性能

- 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）
    - 基数 4
    - 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）
    - 基数 1
    - 放射性物質除去効率
      - 98%以上（有機元素に対して）

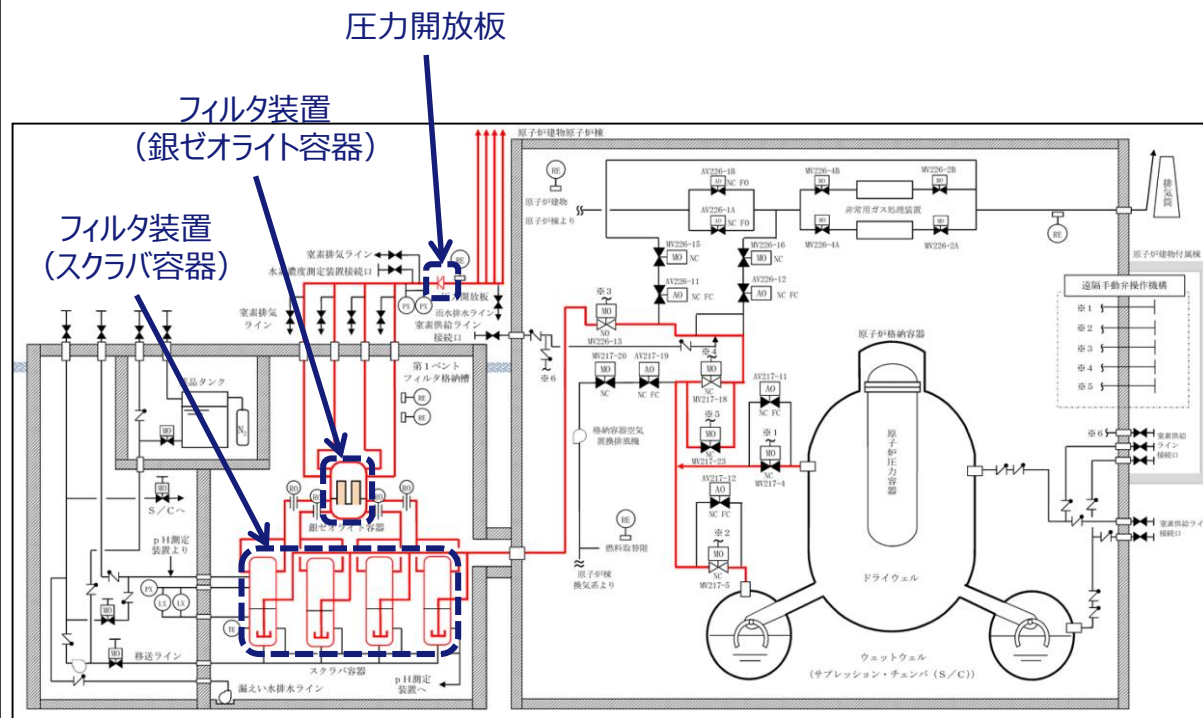


図2 フィルタ付ベント設備 系統概要図

## ③フィルタ付ベント設備（フィルタ装置）の機能（1 / 2）

### ■ フィルタ装置（スクラバ容器）の機能

- フィルタ装置（スクラバ容器）は、粒子状の放射性物質に対して除去効率99.9%、無機よう素に対して除去効率99%の除去性能を有する装置を採用している。
- ✓ 図2の①で示している第1セクションのベンチュリスクラバは、主にベンチュリノズルとスクラビング水で構成され、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素の大部分を除去し、スクラビング水中に保持できる。
- ✓ 同図②で示している第2セクションの金属フィルタは、ベンチュリスクラバでは除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去できる。金属フィルタは容器の上部に縦向きに置かれ、必要なフィルタ面積を確保している。

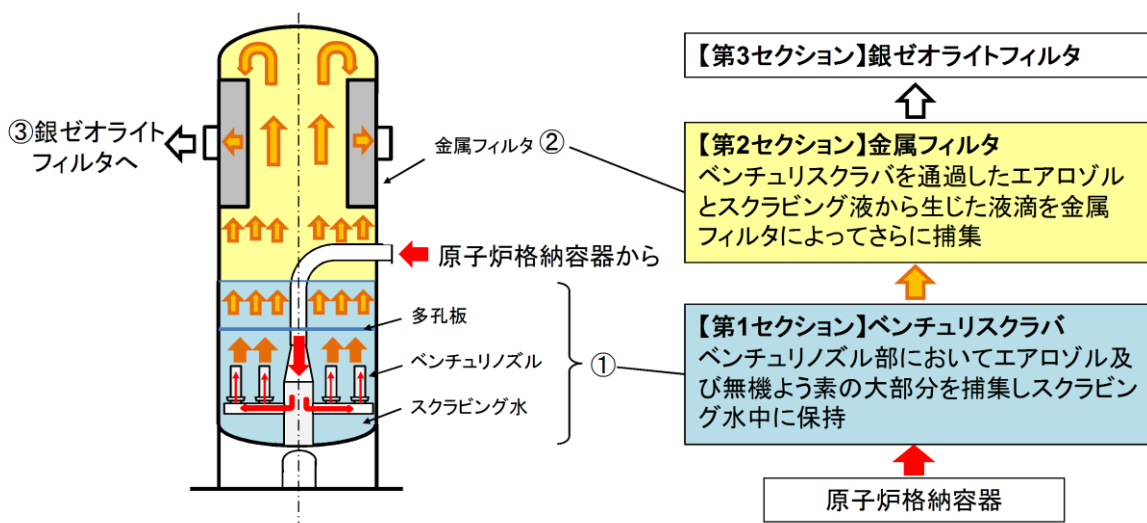


図3 フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図

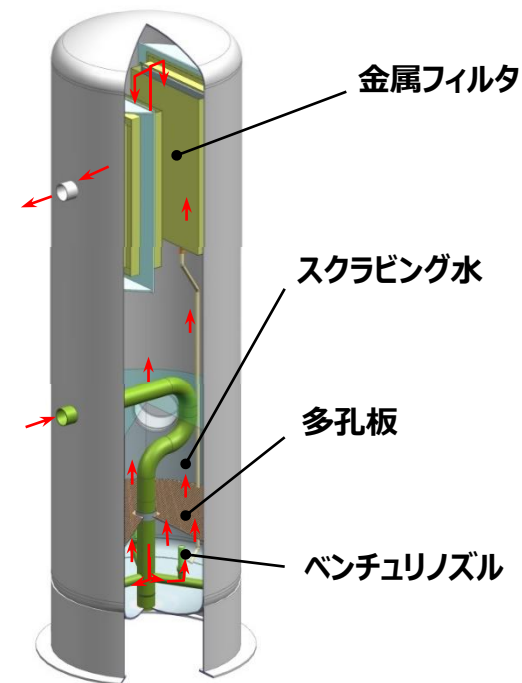


図4 フィルタ装置（スクラバ容器）の概要図

### ③フィルタ付ベント設備（フィルタ装置）の機能（2 / 2）

#### ■ フィルタ装置（銀ゼオライト容器）の機能

- 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。

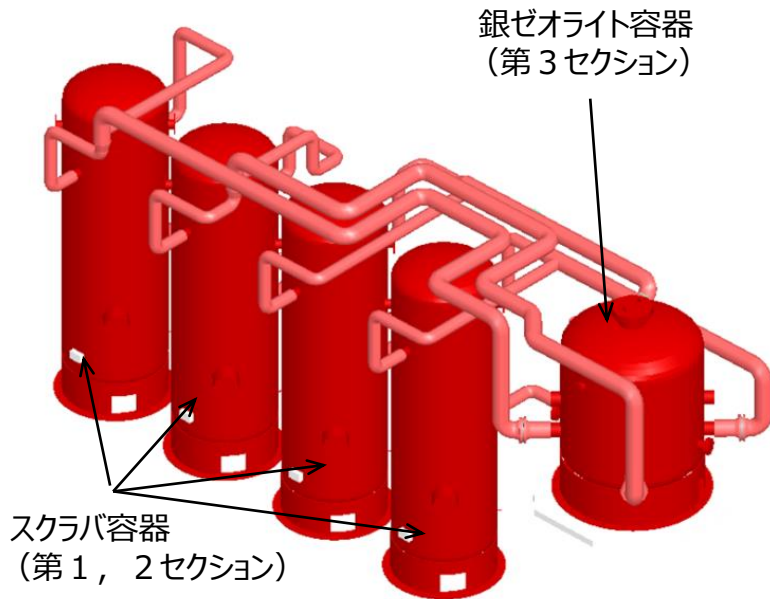


図5 フィルタ装置全体 機器配置

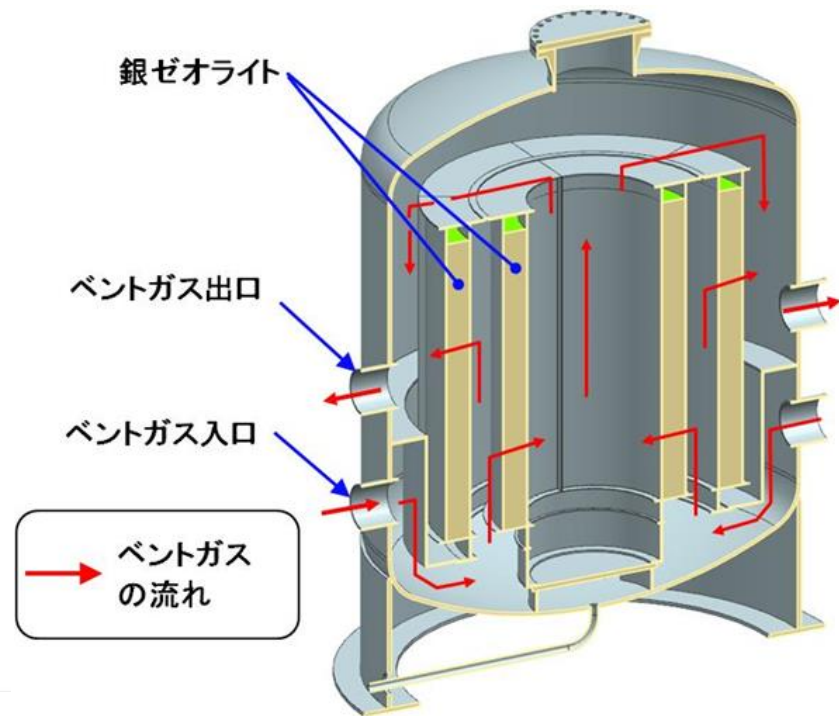


図6 フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造図

## ④フィルタ付ベント設備の運用方法

### ■ 格納容器ベント準備

- 格納容器ベント準備条件到達後，以下の操作を実施する。
  - ✓ 隔離弁の健全性確認
  - ✓ 他系統との隔離確認／第3弁全開確認
  - ✓ 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の準備

※：中央制御室からの操作ができない場合は，遠隔手動弁操作機構により現場で操作する。

### ■ 格納容器ベント

- 格納容器ベント条件到達後，以下の操作を実施する。
  - ✓ 第1弁「開」操作※

### ■ ベント準備／実施条件の一例

	判断基準
ベント準備	格納容器圧力 640kPa[gage]到達
ベント実施	サプレッション・プール水位が 通常水位+約1.3m到達

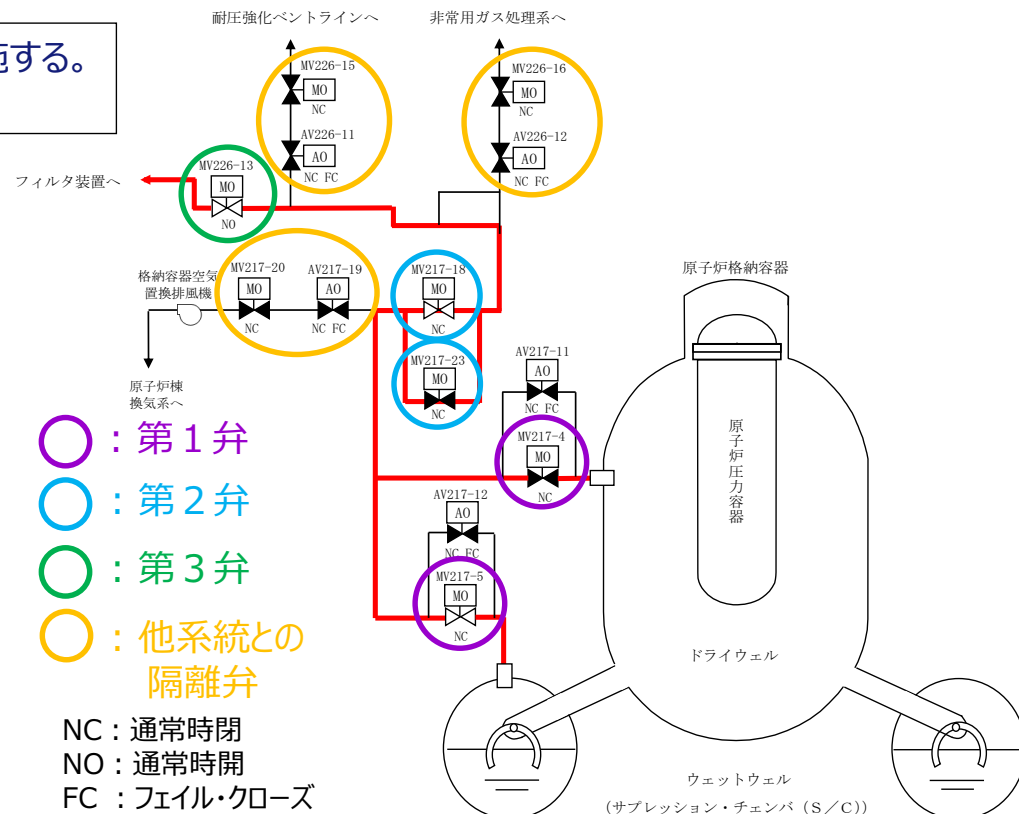


図7 フィルタ付ベント設備 操作対象弁

# (参考) フィルタ装置の除去原理

## フィルタ装置（スクラバ容器）における除去原理

- フィルタ装置（スクラバ容器）では、粒子状放射性物質及び無機よう素を除去する。
  - ✓ 【第1セクション】ベンチュリスクラバでの除去原理
    - ベンチュリノズル部におけるベンチュリ効果により、ノズル内にスクラビング水を吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微細な液滴を形成させ、液滴と粒子状放射性物質の速度差により、液滴とベントガス中の粒子状放射性物質が接触し、粒子状放射性物質が液滴内に捕集される。
    - ベントガス中の無機よう素は、スクラビング水中に添加している薬剤との化学反応によりスクラビング水中に溶け込むことで捕集される。
  - ✓ 【第2セクション】金属フィルタでの除去原理
    - エアロゾルが金属フィルタの金属繊維に接触することで、金属繊維表面に捕集される。

## フィルタ装置（銀ゼオライト容器）における除去原理

- フィルタ装置（銀ゼオライト容器）では、有機よう素を除去する。
  - ✓ 【第3セクション】銀ゼオライトフィルタでの除去原理
    - 銀ゼオライトフィルタでは、吸着材と有機よう素の化学反応により、ベントガス中の有機よう素が吸着剤に捕集される。

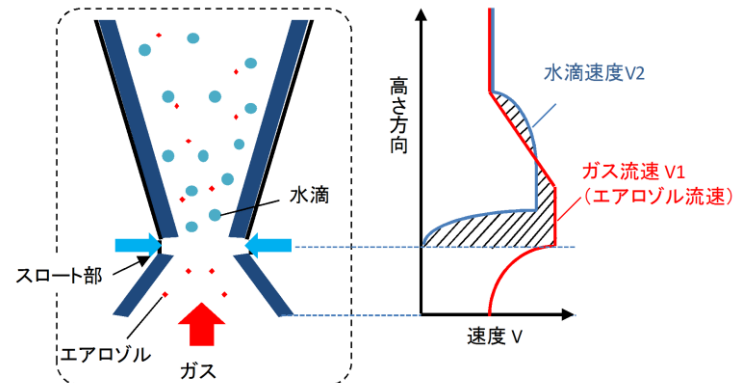
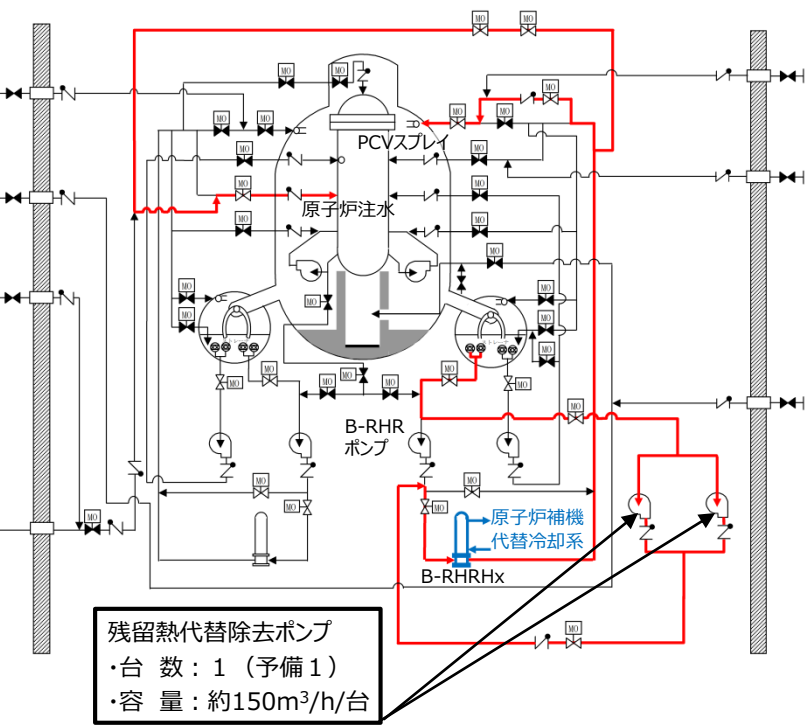


図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

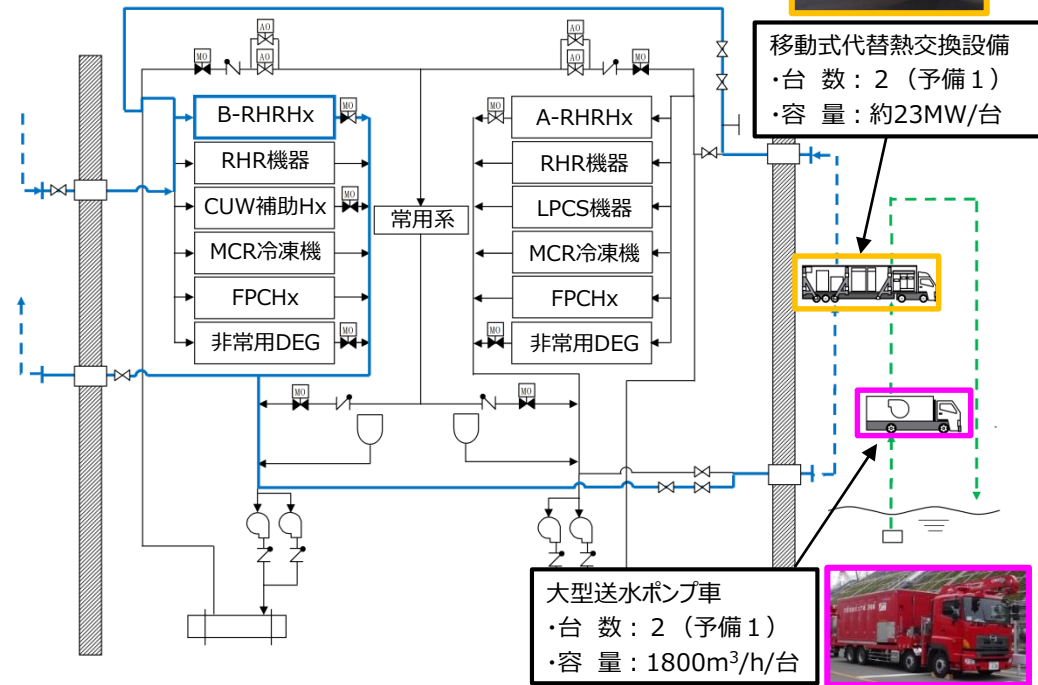


# 残留熱代替除去系の設備概要 (1 / 4)

- 残留熱代替除去系の設置目的及び設備概要の説明により基準適合性の説明を行った。なお、本設備の設置は、先行プラントの審査の中で追加された規制要求事項に基づくものであり、当初申請へ追加した内容である。
- 残留熱代替除去系は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ことを目的として設置し、原子炉格納容器除熱にあたっては格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する運用とする。
- 一次側は、サプレッション・チェンバを水源とし、B-残留熱除去系熱交換器を通り原子炉圧力容器に注水及び原子炉格納容器にスプレイする循環ラインを形成する設計とする。
- 二次側は、大型送水ポンプ車、移動式代替熱交換設備等で構成される原子炉補機代替冷却系及びB-残留熱除去系熱交換器により熱交換を行う設計とする。



残留熱代替除去ポンプ  
 ・台数：1 (予備1)  
 ・容量：約150m<sup>3</sup>/h/台



移動式代替熱交換設備  
 ・台数：2 (予備1)  
 ・容量：約23MW/台

大型送水ポンプ車  
 ・台数：2 (予備1)  
 ・容量：1800m<sup>3</sup>/h/台

図1 残留熱代替除去系概要図

図2 原子炉補機代替冷却系概要図

# 残留熱代替除去系の設備概要（2 / 4）

- 残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系の多様性及び可能な限りの独立性，位置的分散

表1 多様性及び独立性，位置的分散

項目		重大事故等対処設備	
系統		残留熱代替除去系	格納容器フィルタベント系
主要機器		残留熱代替除去ポンプ	第1ベントフィルタスクラバ容器 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
多様性	最終ヒートシンク	海	大気
	水源	サプレッション・チェンバ	－
	駆動源	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備※ 又は 可搬型代替交流電源設備※ 又は 人力手動操作※
	冷却水	原子炉補機代替冷却系 (移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車)	－
独立性		残留熱代替除去ポンプと第1ベントフィルタスクラバ容器等は異なる区画に設置することにより火災及び溢水が共通要因となり，同時に機能が損なわれることのない設計	
位置的分散	主要機器	【残留熱代替除去ポンプ】 原子炉建物付属棟地下2階	【第1ベントフィルタスクラバ容器，第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器】 第1ベントフィルタ格納槽
	駆動源	【常設代替交流電源設備】 ガスタービン発電機建物	【常設代替交流電源設備】 ガスタービン発電機建物 【可搬型代替交流電源設備】 屋外 【人力手動操作】 原子炉建物付属棟1階，2階，3階
	補機系	【移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車】 屋外	－
	接続口	原子炉建物南側屋外に1箇所 原子炉建物西側屋外に1箇所	－

※格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁を操作するための駆動源

# 残留熱代替除去系の設備概要 (3 / 4)

## ■ 電気設備

➤ 残留熱代替除去系の使用時に必要な電動機，電動弁及び計測制御設備を作動させるため，常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計とする。

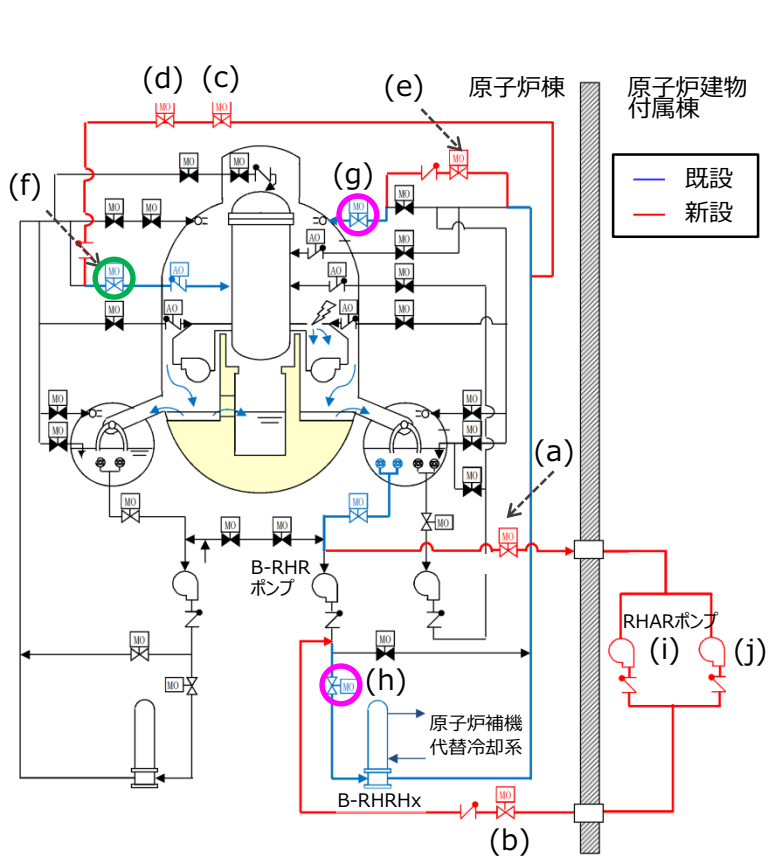


図3 残留熱代替除去系 電源供給負荷図

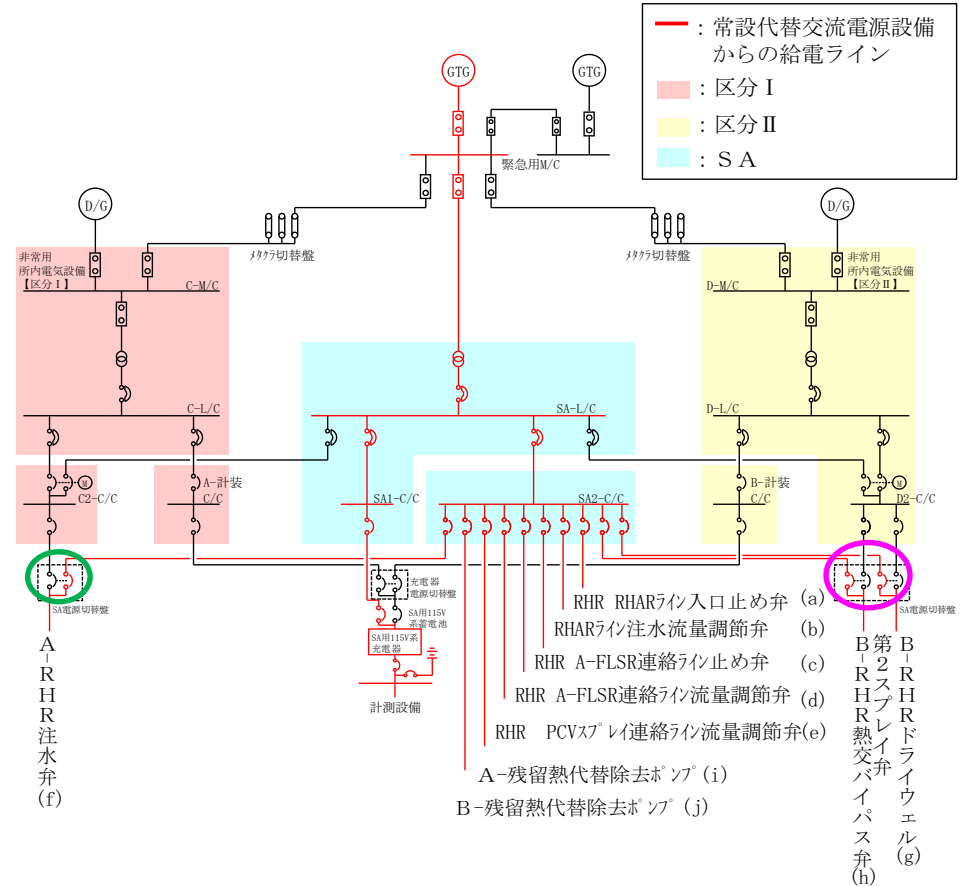


図4 残留熱代替除去系 単線結線図

# 残留熱代替除去系の設備概要（4 / 4）

## 計測設備

- 残留熱代替除去系により有効に除熱できていることを確認するため，原子炉格納容器内部の温度と残留熱代替除去系による除熱量により，原子炉格納容器の熱バランスを把握できる計測設備を設置する。

表2 残留熱代替除去系運転に必要な計測設備の主要仕様

計測設備	個数	計測範囲
① 残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m <sup>3</sup> /h
② 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150 m <sup>3</sup> /h
③ サプレッション・プール水温度（SA）	2	0～200℃
④ 残留熱除去系熱交換器出口温度	1	0～200℃
⑤ ドライウェル温度（SA）	7	0～300℃
⑥ ドライウェル圧力（SA）	2	0～1000kPa(abs)
⑦ サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	0～1000kPa(abs)
⑧ サプレッション・プール水位（SA）	1	-0.80～5.50m※1
⑨ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	0～3 MPa [gage]

※1：基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)

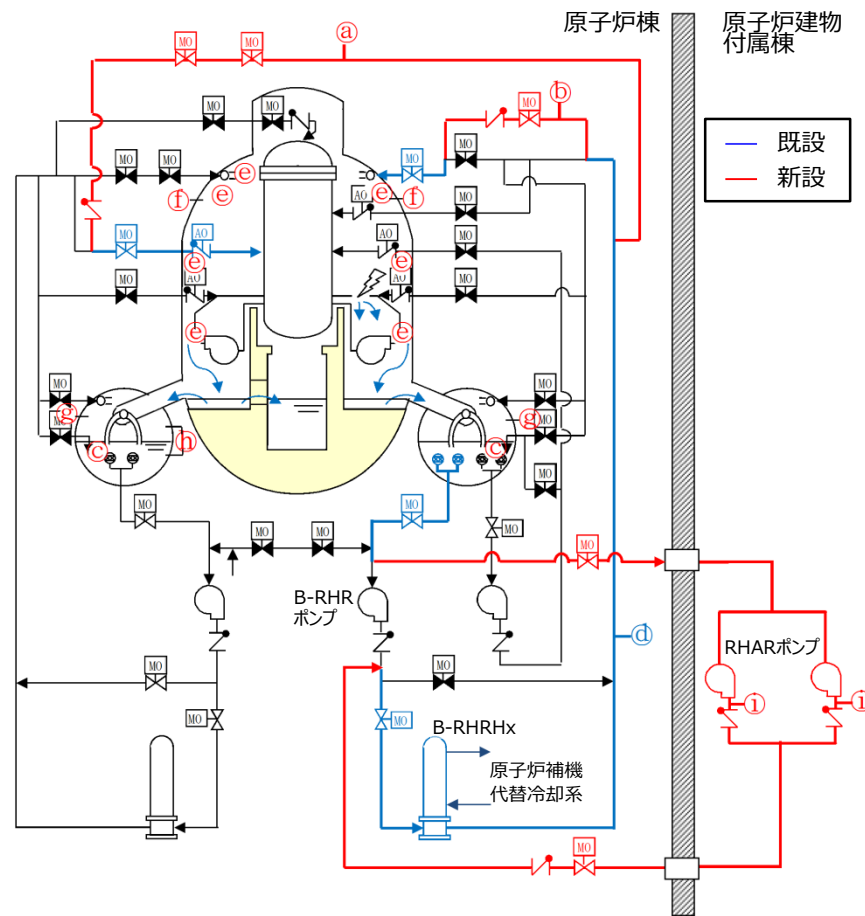
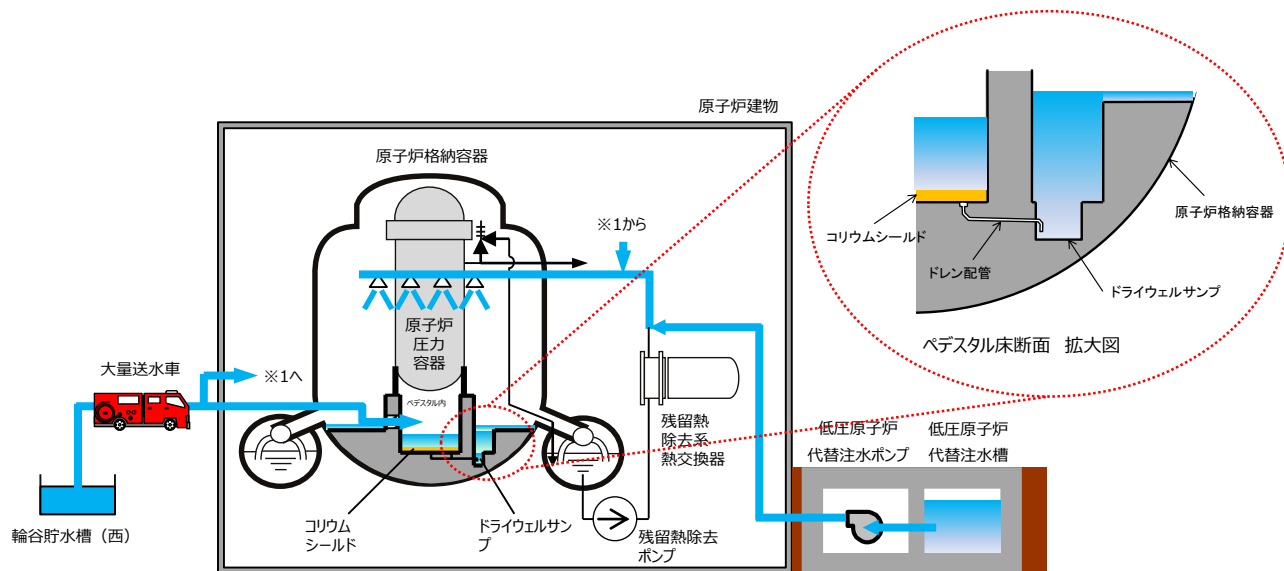


図5 残留熱代替除去系 計測設備図

# コリウムシールド

- 原子炉格納容器下部（以下、「ペDESTAL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DESTAL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DESTAL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)



## ① 静的触媒式水素処理装置の設置目的

- 福島第一原子力発電所の事故では、原子炉を冷やす機能が失われたことにより発生した水素が、原子炉建物内に漏えいし、水素爆発を引き起こしたことから、大量の放射性物質が外部へ漏えいすることとなった。そのため、新規制基準では、原子炉建物が水素爆発によって損傷することを防ぐために必要な設備を設けることが求められている。
- 島根2号炉では、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる設備として、「静的触媒式水素処理装置（PAR）」を原子炉建物最上階へ設置するほか、原子炉建物内の局所エリア等における水素ガス濃度の計測装置の充実を図ることとした。



図1 静的触媒式水素処理装置（PAR）

# ② 静的触媒式水素処理装置の設備概要 (1/2)

## 【水素濃度制御設備】

- 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物に漏れ出した水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる重大事故等対処設備として、静的触媒式水素処理装置 (PAR) を設置する。
- PARは、起動時に運転員による操作の必要が無く、電源が不要である。
- PARの動作確認を行うために、PARの入口側及び出口側に温度計 (熱電対) を設置する。

表1 PAR設計仕様

項目	仕様
水素処理性能 (kg/h/個)	0.5*
設置個数 (個)	18
最高使用温度 (°C)	300

※水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧において

表2 PAR入口及び出口温度計 主要仕様

項目	仕様	
	PAR入口温度	PAR出口温度
検出器の種類	熱電対	
設置個数 (個)	2	2
計測範囲 (°C)	0~100	0~400

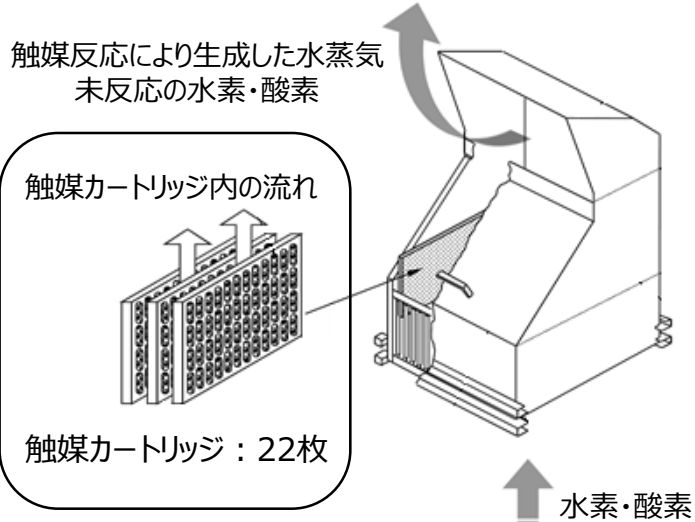


図1 PAR概要図

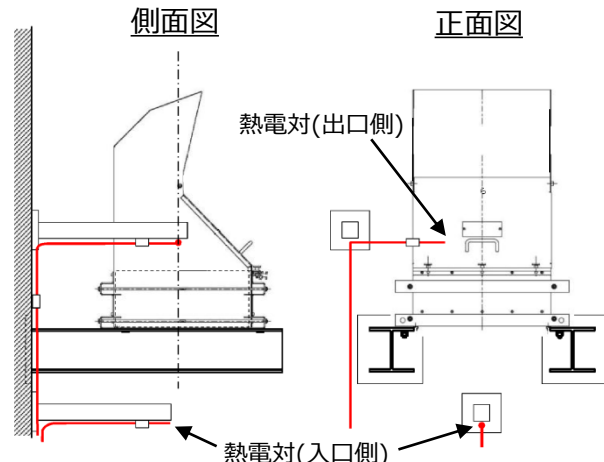


図2 温度計の取付位置概要図



# ② 静的触媒式水素処理装置の設備概要 (2/2)

## 【水素濃度監視設備】

- 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、水素濃度計を設置する。
- 原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視可能な設計とする。
- 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給電が可能な設計とする。

凡例

—	信号系
H <sub>2</sub> E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

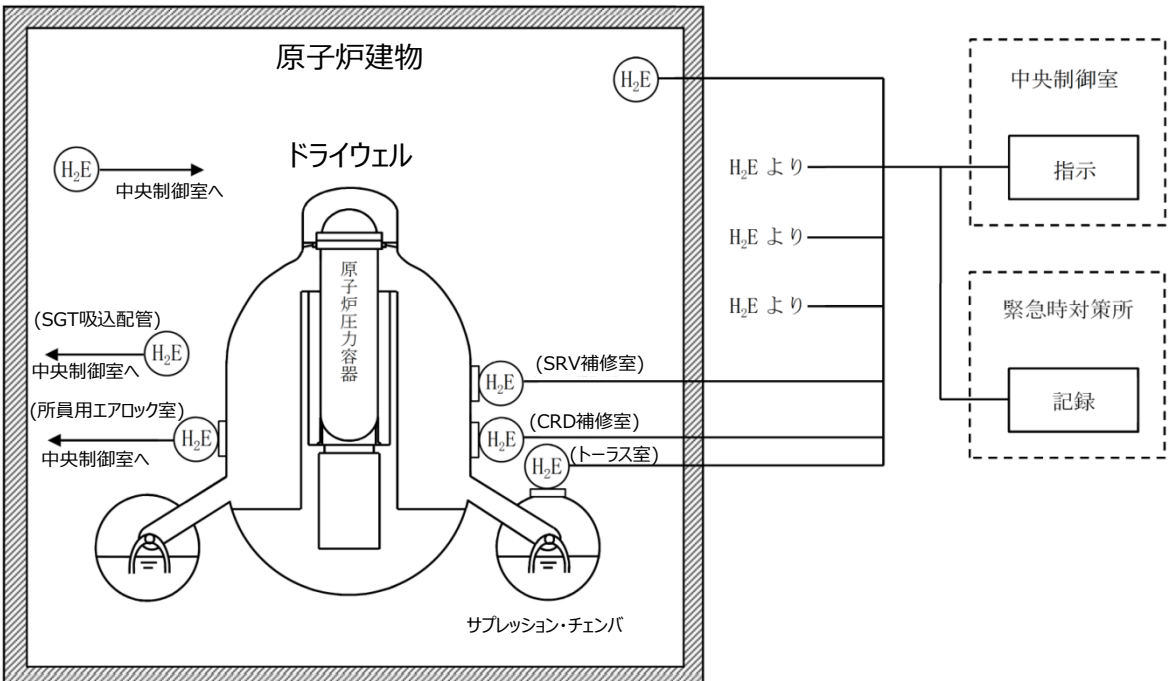


表3 水素濃度計 主要仕様

項目	仕様	
	触媒式	熱伝導式
個数(個)	1	6
計測範囲 (vol%)	0~10	0~20
設置場所※	原子炉建物 地下1階(1)	原子炉建物4階(2) 原子炉建物2階(2) 原子炉建物1階(2)

※ ( ) 内は個数を示す

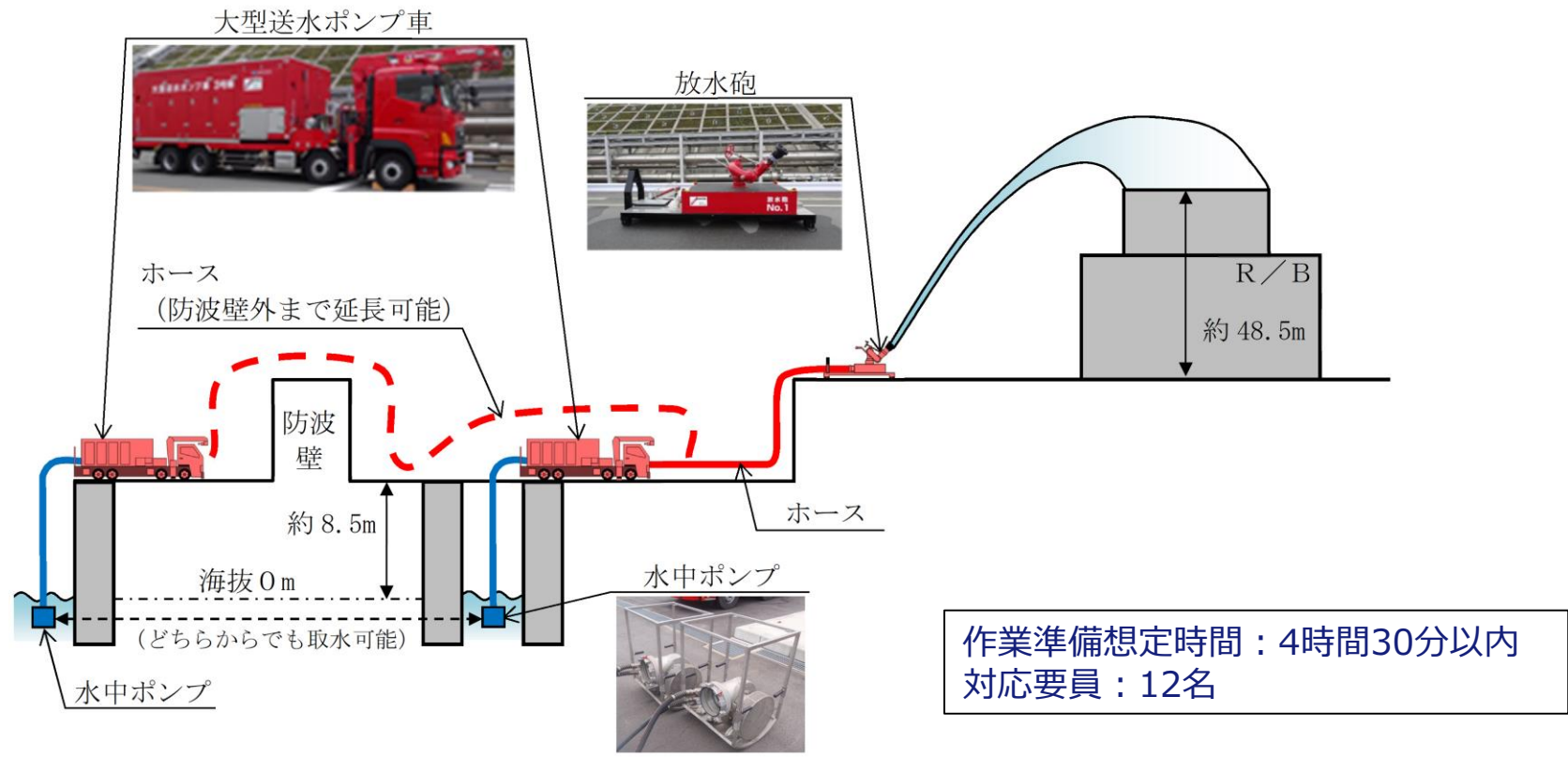
図3 水素濃度監視設備の設備系統概要図



# 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策

## 【要求事項】

- ◆ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を求められています。
  - 原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制
  - 海洋への放射性物質の拡散の抑制
- 大気への放射性物質の拡散を抑制するため、大型送水ポンプ車及び放水砲等の原子炉建物へ放水する設備及び手順を整備する。
  - 設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物へ放水が可能である。



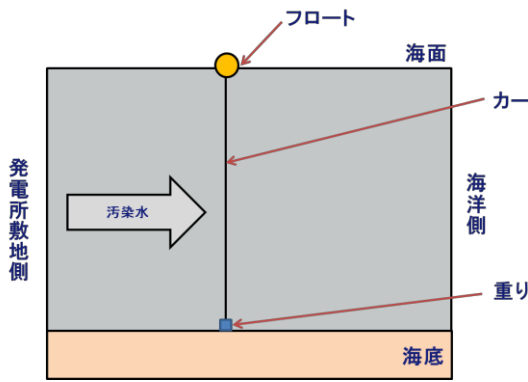
大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図

# 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策

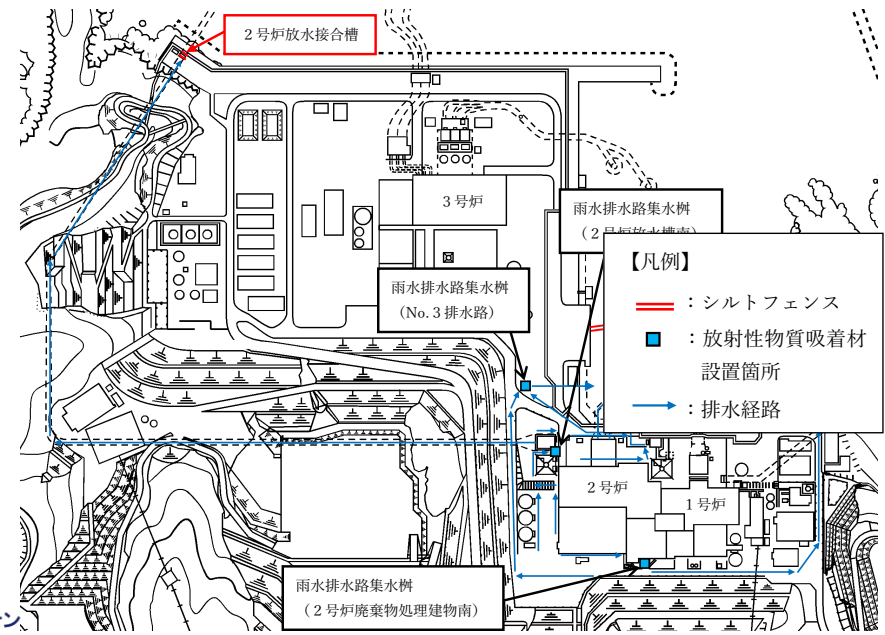
- 原子炉建物へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制するため、放射性物質吸着材及びシルトフェンスの設置及び手順を整備する。
- 敷地内の集水枡に放射性物質吸着材（ゼオライト）を設置するとともに、輪谷湾及び2号炉放水接合槽にシルトフェンスを設置する。



放射性物質吸着材（ゼオライト）外観写真



シルトフェンス設置イメージ



海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

**【放射性物質吸着材】**  
 作業準備想定時間：4時間20分以内  
 対応要員：5名

**【シルトフェンス】**  
 想定作業準備時間：2号炉放水接合槽／3時間以内  
 輪谷湾／24時間以内  
 対応要員：7名

# 緊急時対策所

---

2021年10月21日  
中国電力株式会社

# 緊急時対策所概要（1 / 3）

- 万一の事故発生時に適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うことができるよう、緊急時対策所を中央制御室のある建物から独立した建物に設置する。
- 緊急時対策所は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し機能を喪失しない設計とし、緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等は、転倒防止措置等を講ずる設計とする。
- 緊急時対策所は、最大津波高さ（EL.11.9m）による影響を受けない敷地高さEL50mの高台に設置する。
- 緊急時対策所は、中央制御室から十分離れていること（約400m）、換気設備及び電源設備を独立させ、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

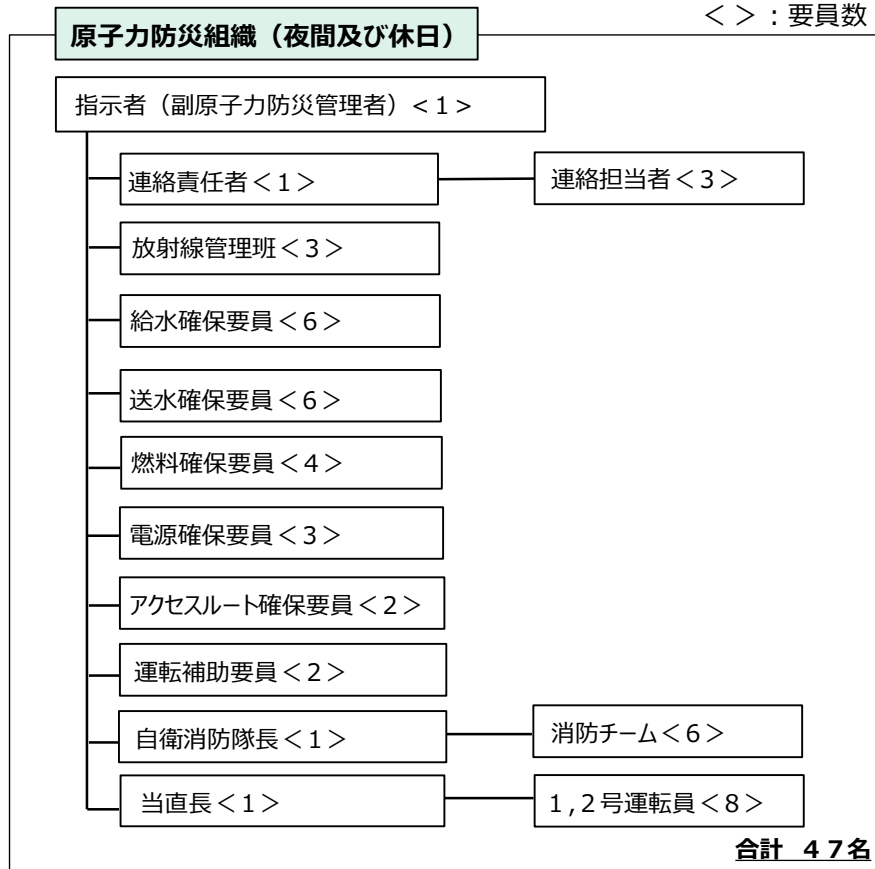
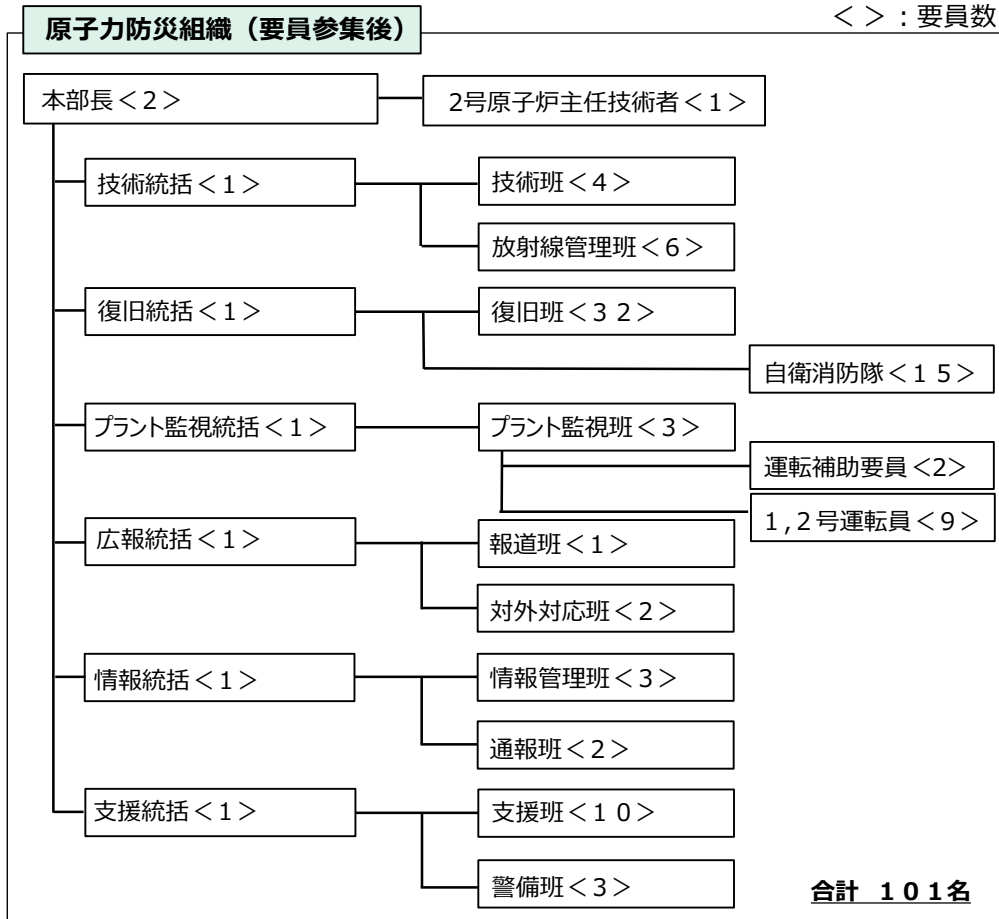


項目	基本仕様
構造	鉄筋コンクリート造
階数	地上 1 階建
建物延床面積	約650m <sup>2</sup>
緊急時対策本部床面積	約240m <sup>2</sup>
耐震性	基準地震動 $S_s$ に対して機能維持
耐津波	敷地高さEL50mの高台に設置

緊急時対策所の基本仕様



# 緊急時対策所概要 (3 / 3)



第1図 原子力防災組織 体制図



# 参考：免震重要棟から耐震構造の緊急時対策所に変更

## 第1表 緊急時対策所の設置場所変更

	変更後（第843回審査会合時）	変更前（第193回審査会合時）	差異理由
緊急時対策所の設置場所	耐震構造の緊急時対策所 （敷地高さEL50mの高台）	免震重要棟 （敷地高さEL50mの高台）	基準要求事項を満足する耐震構造の緊急時対策所を新たに設置する。
施設収容人数	最大150名	最大300名	免震重要棟では、必要要員に加えて、支援要員等の作業スペースも確保していた。耐震構造の緊急時対策所においても、必要要員は確実に収容可能な設計としており、支援要員等は、免震重要棟等に待機する。
緊急時対策本部床面積	約240m <sup>2</sup>	約240m <sup>2</sup>	差異なし。
被ばく評価	7日間で約1.7mSv	7日間で約53mSv	遮蔽厚さの増加に伴い、被ばくは減少する。
電源設備	緊急時対策所用発電機 （屋外、可搬型、2台（予備2台））	緊急時対策所ガスタービン発電機 （免震重要棟内、常設、2台）	耐震構造の緊急時対策所の負荷容量を踏まえ、復旧性の高い可搬型とする。
電源設備への燃料補給	タンクローリによる給油 （燃料元：緊急時対策所用燃料地下タンク）	燃料移送ポンプ（常設）による給油 （燃料元：緊急時対策所用燃料地下タンク）	電源設備の変更により、発電機の仕様及び配備場所を変更することから、タンクローリによる給油に変更する。
換気空調設備	緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット （屋外、可搬型）	緊急時対策所送風機/非常用送風機 緊急時対策所排風機/放管エリア排風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置 （免震重要棟内、常設）	耐震構造の緊急時対策所では、チェンジングエリアも含めて緊急時対策所空気浄化送風機にて正圧化する。
加圧設備	緊急時対策所正圧化装置 （空気ポンプ）（ポンペ本数：454本（11時間正圧維持））	緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ） （ポンペ本数：245本（11時間正圧維持））	免震重要棟では、対策本部のみを正圧化バウンダリとしていたが、耐震構造の緊急時対策所では、対策本部に加え、資機材室、チェンジングエリア等も正圧化バウンダリとする。
通信連絡設備	衛星電話設備，無線通信設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム，設計基準対象施設の通信連絡設備	衛星電話設備，無線通信設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム，設計基準対象施設の通信連絡設備	差異なし。



# 島根原子力発電所における汚染水対策について

---

2021年10月21日  
中国電力株式会社

# I. 万一の汚染水対策の基本的な考え方(1/2)

## 島根原子力発電所の安全対策

- 福島第一原子力発電所事故のような炉心が損傷し、原子炉格納容器が破損するような重大事故の発生を防止するため、新規制基準に基づき様々な安全対策(設計基準への対応および重大事故等への対応)を講じている。
- 万一、重大事故等が発生した場合においても、これらの安全対策により、福島第一原子力発電所のように、放射性物質を大量に含んだ冷却水等が発電所の外部へ大量に漏れ出すことはないと考えている。

### <福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策>

- 安全施設への対応に加えて、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、炉心損傷を防止するために必要な措置に加えて、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および発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な措置を講ずるため、常設および可搬型の重大事故等対処設備を設置する。
  - ①主な設計基準(安全施設)への対応  
基準地震動の見直し(機器等の耐震補強)、基準津波の見直し(防波壁の設置)、内部溢水対策
  - ②主な重大事故等への対応  
フィルタ付ベント設備、常設代替電源設備(ガスタービン発電機など)、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系、原子炉補機代替冷却系
- 重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合における当該重大事故等に対処するために必要な体制を整備する。

# I. 万一の汚染水対策の基本的な考え方(2/2)

## 島根原子力発電所における汚染水対策

- 新規規制基準に基づく対応にとどまらず、万一、重大事故等が発生し、原子炉内の冷却水等が建物外へ漏れ出した場合の対応に万全を期すため、福島第一原子力発電所事故の「汚染水対策の基本方針」をもとに、同様な汚染水問題が発生することがないように、自主的な対策として、島根原子力発電所の特性を踏まえた汚染水対策を講じることとした。
- 汚染水対策としては、万一、原子炉内の冷却水等が建物外へ漏れ出し、地下水と接触することで発生する汚染水の発生量を減らすための「地下水流入対策」および、汚染水の外部への流出を防止するための「汚染水の外部流出防止対策」を実施することとした。

### <汚染水対策>

#### ■ 汚染源に水を「近づけない」

- 盛土部から流入してくる地下水量を低減するため、既設止水壁の強化等により、原子炉建物周辺への地下水の流入を抑制する。

#### ■ 汚染水を「処理する」

- 万一、汚染水が発生した場合には、既設タンクに貯留し処理する等の対応を実施する。

#### ■ 汚染水を「漏らさない」

- 万一、汚染水が発電所外に漏れ出した場合には、新規規制基準への対応として実施している放射性物質の拡散抑制対策を活用する。

## Ⅱ. 地下水流入対策

# 1. 島根原子力発電所の状況

## (1) 地下水対策前の状況

- 島根原子力発電所は、東西および南側を海拔150m程度の山に囲まれている。
- 原子炉建物周辺は、岩盤および既設止水壁等で概ね止水構造となっており、地下水は、サブドレンピットに流入する構造となっている。



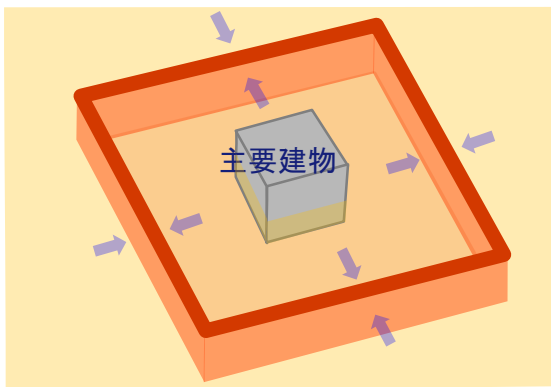
## 2. 地下水対策の概要

### (1) 位置づけおよび対策の基本的な考え方(1/2)

#### 自主的な対策

- 万一、原子炉格納容器が破損し、原子炉内の冷却水が建物外へ漏れ出した場合の対応に万全を期すため、島根原子力発電所の特性を踏まえ、自主的な取り組みとして敷地を取り囲むなどの地下水対策を実施した。

#### 【敷地を取り囲む対策のイメージ】



島根原子力発電所は、建設当時の既設止水壁があるため、一部を止水強化することで、岩盤および止水壁により敷地を取り囲むことができる。

- ⇒ 敷地を取り囲むことによって、
- 敷地に流入してくる水を低減する。
  - 仮に汚染した水が発生した場合、壁の外に流出するのを抑制する。

2号機 建設当時写真



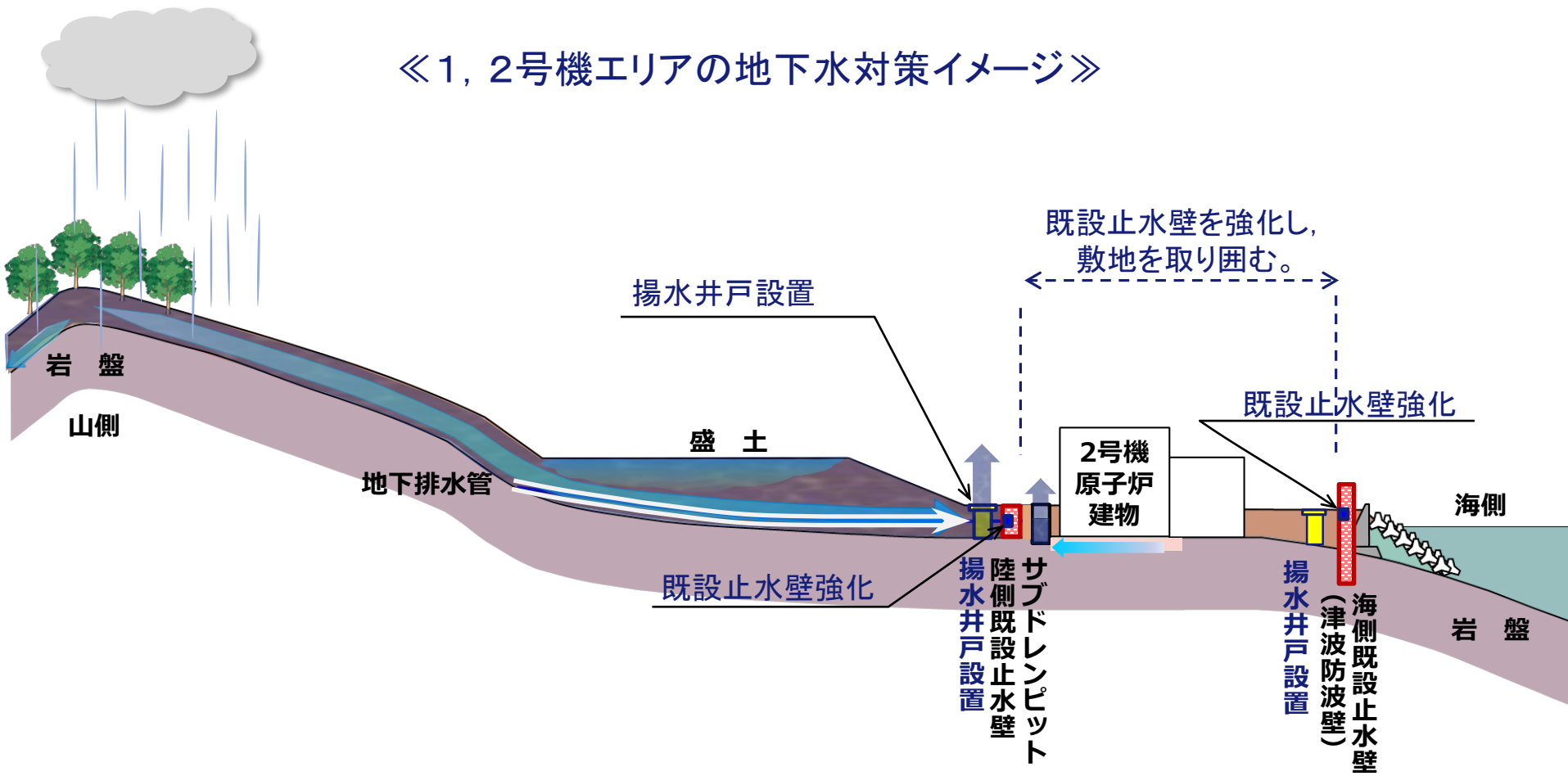


## 2. 地下水対策の概要

### (1) 位置づけおよび対策の基本的な考え方(2/2)

- 盛土部から流入してくる地下水が、原子炉建物に近づかないように、既設止水壁を強化するとともに、止水壁の山側に揚水井戸を設置し、水を汲み上げてバイパスする対策を実施した。
- 止水壁等で取り囲んだエリア内の地下水位が上昇しないように揚水井戸を設置した。

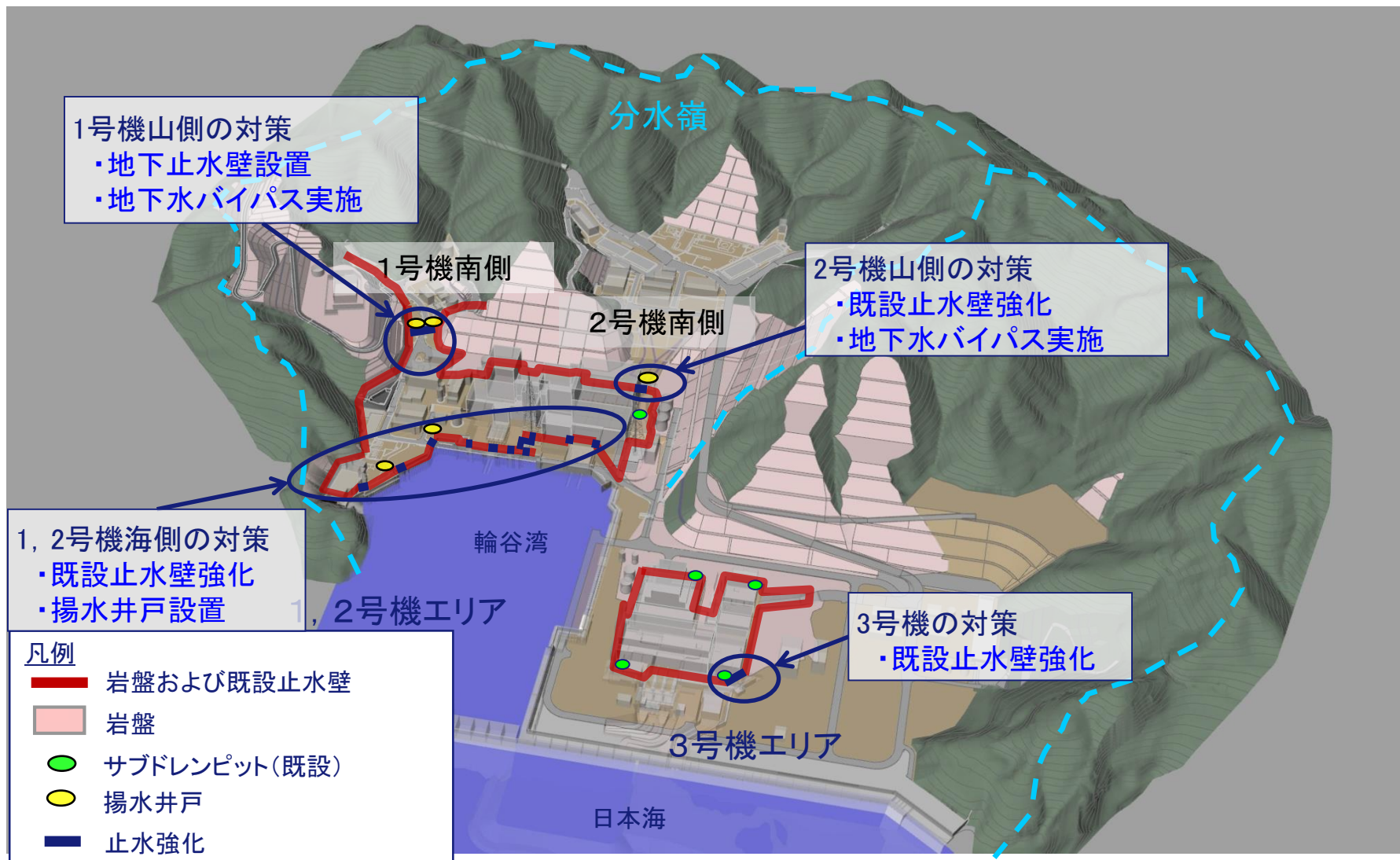
#### 《1, 2号機エリアの地下水対策イメージ》



## 2. 地下水対策の概要

### (2) 具体的な対策【自主対策(工事)】

- 敷地を取り囲むために、以下のとおり自主的な対策工事を実施した。



### 3. 島根原子力発電所の地下水量について

#### (4) 1, 2号エリアの対策効果

- 対策後の低減効果をより客観的に評価するため、降雨量を対策前の値(3.6mm/日)を用いて、対策後の地下水量を換算し、対策前後の地下水量を比較した。
- 1, 2号エリアの流入水量は地下水対策により、約480m<sup>3</sup>/日低減され、対策前に比べ約1/3になったと評価できる。
- したがって、流入水が全て汚染水となると仮定すると、今回の対策により汚染水量は約790m<sup>3</sup>/日から約250m<sup>3</sup>/日となり、約1/3に低減されることが期待できる。

項目	対策前 (2014年度)	対策後 (2017~2019年度の平均値)	対策後 (換算値)
バイパス水量(m <sup>3</sup> /日) : A	—	約570(66%)	約480(66%)
流入水量(m <sup>3</sup> /日) : B	約790(100%)	約290(34%)	約250(34%)
地下水量(合計)(m <sup>3</sup> /日) : A+B	約790	約860	約730
降雨量(mm/日)	3.6	4.0	3.6

( ): 合計量に対する割合

### 3. 島根原子力発電所の地下水量について

#### (5) 3号エリアの対策効果

- 3号エリアにおいても同様に、降雨量を対策前の値(3.6mm/日)を用いて、対策後の地下水量を換算し、対策前後の地下水量を比較した。
- 3号エリアの流入水量は地下水対策により、約10m<sup>3</sup>/日低減されたと評価できる。
- したがって、流入水が全て汚染水となると仮定すると、今回の対策により汚染水量は約230m<sup>3</sup>/日から約220m<sup>3</sup>/日となり、約10m<sup>3</sup>/日低減されることが期待できる。

項目	対策前 (2014年度)	対策後 (2017～2019年度の平均値)	対策後 (換算値)
流入水量(m <sup>3</sup> /日)	約230	約240	約220
地下水量(合計)(m <sup>3</sup> /日)	約230	約240	約220
降雨量(mm/日)	3.6	4.0	3.6

### Ⅲ. 汚染水の外部流出防止対策(1/3)

- 新規制基準に基づく、地震、津波等への対応に加えて、炉心損傷および原子炉格納容器の破損を防止する対策を講じ、原子炉の冷却水等を建物外に漏えいさせない。
- 万一、重大事故等発生時に原子炉の冷却水等が建物外に漏れ出し、汚染水が発生した場合でも、発電所構内に閉じ込め、適切に処理する。
- 万一、汚染水が発電所外に漏れ出した場合でも、海洋への拡散を抑制する。

#### 《汚染水の閉じ込め》

- 重大事故等発生時に炉心が損傷した場合においても、冷却水等は、原子炉格納容器および外壁が二重構造の原子炉建物で閉じ込める。
- 万一、冷却水等が建物外へ漏れ出し、地下水に汚染水が混入した場合でも、建物周辺は岩盤や止水壁等により囲まれ、概ね止水構造であること等から、汚染水が外部へ漏れ出す可能性は低い。

#### 《汚染水の処理》

- 重大事故等発生時に汚染水が発生した場合においても、発電所構内の既設タンクに貯留し、既設の廃棄物処理系に移送し処理する。このための対応手順を整備する。
- 上記対応を行いつつ、汚染水の発生状況により、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

#### 《汚染水の海洋への拡散抑制》

- 万一、重大事故等発生時における汚染水が発電所外に漏れ出した場合には、新規制基準への対応として実施している、海洋への放射性物質の拡散抑制対策(放射性物質吸着材、シルトフェンスの設置)を活用し、拡散を抑制する。

# Ⅲ . 汚染水の外部流出防止対策(2/3) 【汚染水の閉じ込めと汚染水の処理】

建物外へ流出した冷却水等が、建物周辺の地下水と接触し、地下水が汚染

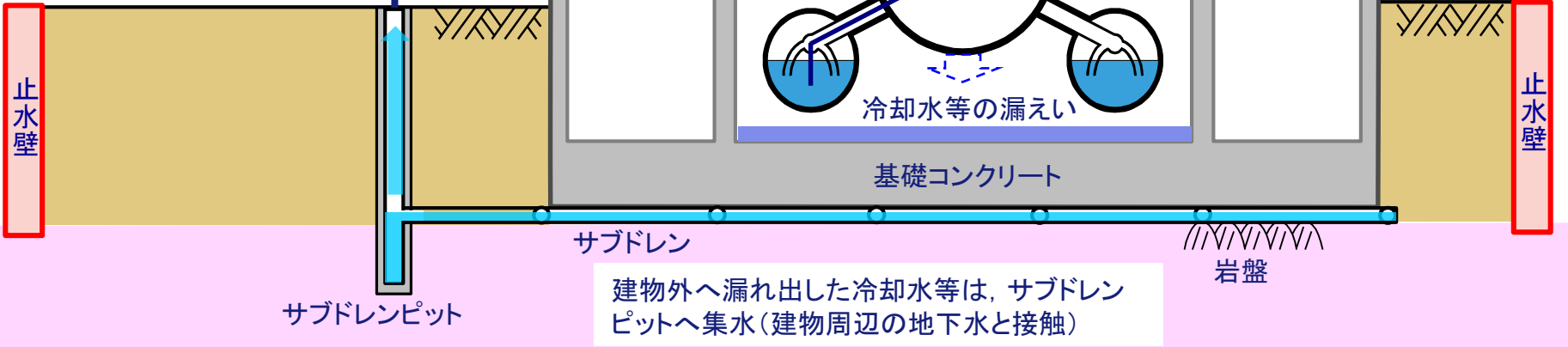
原子炉内の冷却水が漏えい

- ①汚染の有無を確認
- ②汚染が確認された場合には、
  - ②-1 汚染水は構内のタンクへ貯留
  - ②-2 既設の廃棄物処理系により処理
  - ②-3 汚染水の状況により、汚染水処理装置の設置等により対応

- ①建物内で閉じ込め
  - ・原子炉格納容器
  - ・原子炉建物
- ②敷地内で閉じ込め
  - ・止水壁

汚染確認時は発電所構内のタンクへ貯留後、処理

排水路水モニタ等で監視しながら排水路へ放出



建物外へ漏れ出した冷却水等は、サブドレンピットへ集水(建物周辺の地下水と接触)

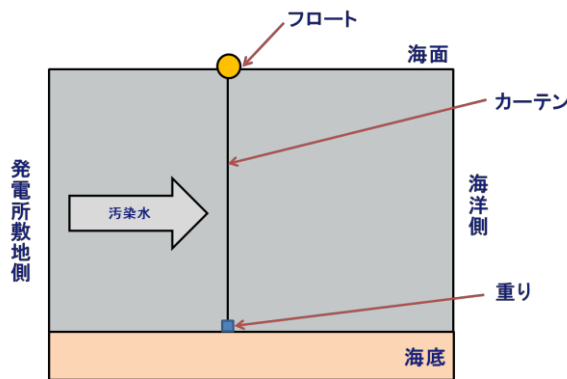
### Ⅲ . 汚染水の外部流出防止対策(3/3)

#### 【参考資料】新規制基準に基づく海洋への放射性物質の拡散抑制

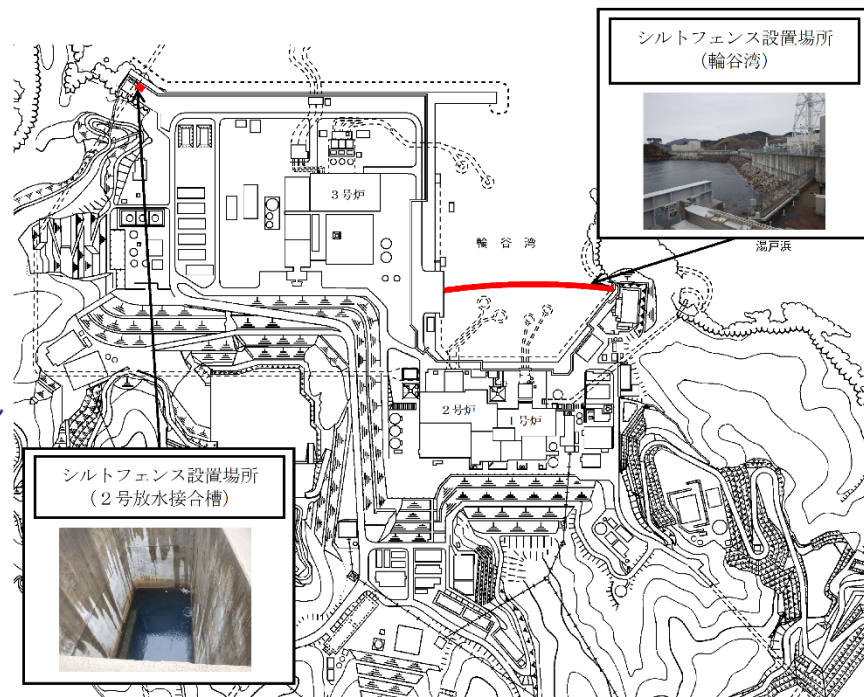
- 大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲により放水した水は、構内雨水排水路を通過して集水枡から、輪谷湾および2号放水接合槽へ流れ込むことに対して、輪谷湾内全域および2号放水接合槽内に、海底までの長さを有するカーテン(シルトフェンス)を張ることで、汚染水を滞留させる。なお、シルトフェンスは、2重に設置する。
- 集水枡には、放射性物質吸着材(ゼオライト)を設置し、汚染の拡散を抑制する。
- 海洋への拡散抑制に係る対応の成立性確認を、定期的を実施する。



放射性物質吸着材(ゼオライト) 外観写真



シルトフェンス 設置イメージ



シルトフェンス 設置図

## IV. まとめ

- 新規制基準に基づき、炉心損傷および原子炉格納容器の破損防止対策を講じ、原子炉の冷却水等を建物外に漏えいさせないように取り組んでいる。
- 万一、重大事故等が発生した場合でも、福島第一原子力発電所事故時と同様な汚染水問題が発生することがないよう、自主的な汚染水対策(地下水の低減対策等)を講じた。
- 今後とも、新たな知見が得られた場合は、適切に反映する。

### 地下水対策

- 既設止水壁の強化および山側から流入する地下水をバイパスする対策等を実施したことにより、1, 2号エリアにおいては流入水量は約480m<sup>3</sup>/日低減され、対策前の約1/3に、3号エリアにおいては、流入水量は約10m<sup>3</sup>/日低減されたと評価できる。
- 地下水対策工事による効果の検証を行っていくため、地下水の計測を継続して実施していく。

### 外部流出防止対策

- 新規制基準に基づく、地震、津波等への対応に加えて、炉心損傷および原子炉格納容器の破損を防止する対策を講じ、原子炉の冷却水等を建物外に漏えいさせない。
- 万一、重大事故等発生時に原子炉の冷却水等が建物外に漏れ出し、汚染水が発生した場合でも、発電所構内に閉じ込め、適切に処理するとともに、汚染水が発電所外に漏れ出した場合でも、海洋への拡散を抑制する対策を講じる。