

# 新規制基準適合性審査申請

<(5)重大事故対策について(その1)>  
(No.69~73,79,81関連)

平成27年2月10日  
東北電力株式会社



# 目次

1. 確率論的リスク評価（PRA）の概要（No.69, 71関連）
2. PRA結果（No. 69, 70, 72関連）
3. 重大事故等対策の有効性評価（No.72, 73, 79, 81関連）

本内容は、現在審査中につき、今後変更する場合があります。



# 1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(1/3)

<確率論的リスク評価(PRA)とは①>

確率論的リスク評価(PRA)は、理論的に考え得るすべての事故シナリオを対象とし、異常・故障等の発生頻度、発生した事象の拡大防止または影響緩和する安全機能の喪失確率をもとに、重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)を定量的に分析・評価するとともに、重大事故発生確率と影響の大きさの積(リスク)を基に総合的な安全性を評価する手法。

《PRAにおける想定事象》

PRAでは、炉心損傷につながる様々な事象を考える。

**内的事象**<sup>\*</sup>：原子力発電システム内で起こる事象(機器故障等)が原因となるもの。

**外的事象**：原子力発電システム以外で起こる事象が原因となるもの。

自然ハザード **地震**<sup>\*</sup> **津波**<sup>\*</sup> 火山, 森林火災等

人為ハザード: 航空機落下, 船舶の衝突等

内部ハザード:(建屋内)火災, (建屋内)溢水, 重量物落下等

**\***  評価手法が学会標準等により整備され適用可能な評価



# 1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(2/3)

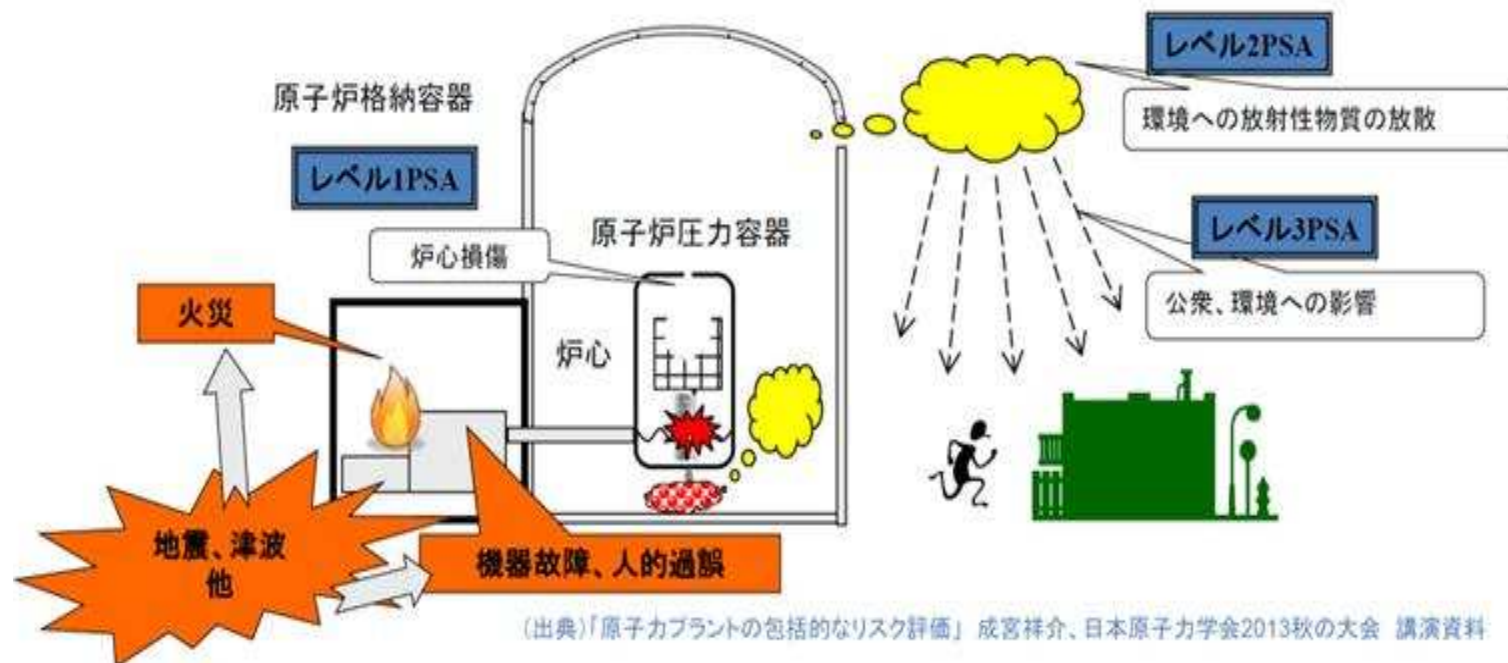
<確率論的リスク評価(PRA)とは②>

## ◆ PRAの評価レベル

レベル1: 炉心損傷のリスク評価(炉心損傷頻度)

レベル2: 格納容器破損のリスク(格納容器破損頻度)と放出放射性物質の種類・量の評価

レベル3: 放出放射性物質による発電所周辺の公衆被ばく線量のリスク評価



※: 適合性審査においてはレベル1.5の評価を行っている。

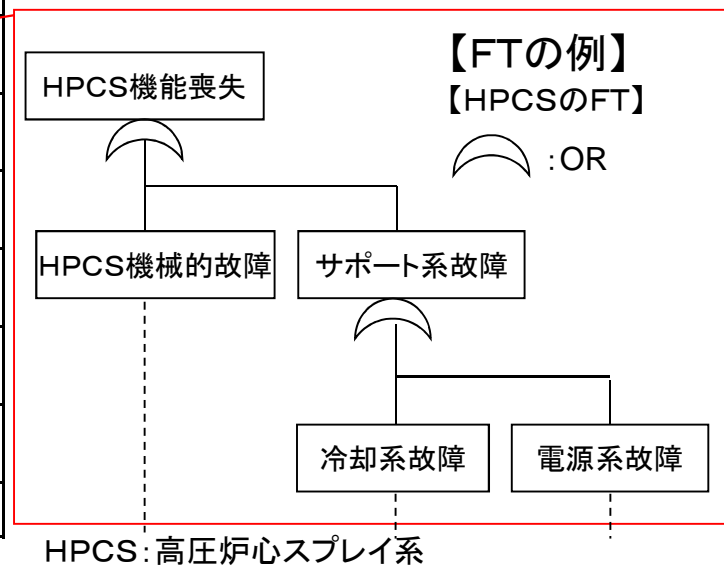
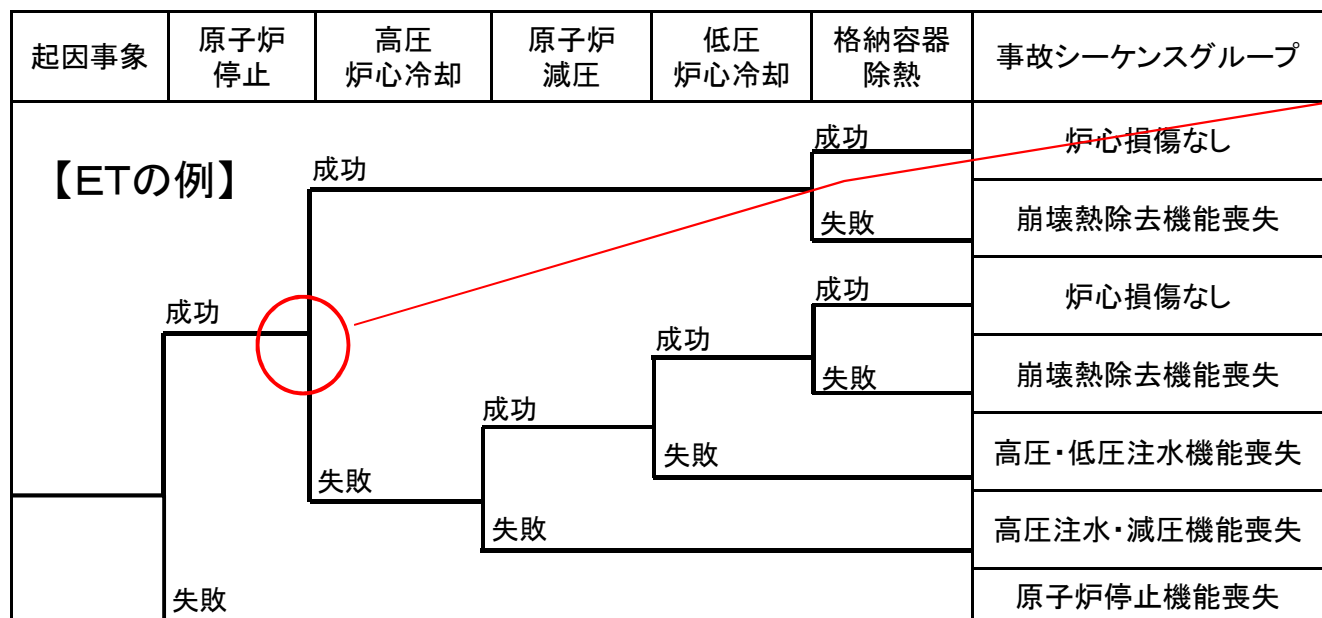
レベル1.5は格納容器破損のリスク評価までを行い、放出放射性物質の種類・量の評価は行わない。



# 1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(3/3)

## <PRAの手法>

- 原子力学会標準に基づき、イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンス(事故の進展の仕方)の発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
  - プラントに外乱を与える事象(起因事象)ごとにETを展開し、事故シーケンスを分析
  - ETの分岐確率は、FTにより評価
  - FTは、緩和設備が機能喪失する要素(機器故障、人的過誤等)を展開し、機器故障率データや人間信頼性解析結果を用いて定量化
  - 起因事象発生頻度は国内BWR運転実績、機器故障率は国内の機器故障率を使用



## 2. PRA結果(1/12)

### <新規制基準適合性審査におけるPRAの位置付け>

- ◆ 安全対策が有効に機能することを評価(=有効性評価)するために、その前段として、重大事故に至る可能性のある事故シーケンスグループの抽出を行う
- ◆ 規則に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外に、追加すべき新たな事故シーケンスの有無を確認する

#### 確率論的リスク評価(PRA)

##### 内的事象

- ・運転時レベル1
- ・運転時レベル1.5
- ・停止時レベル1

##### 外的事象

- ・地震レベル1
- ・津波レベル1

### <適合性審査におけるPRAの扱い>

- PRA評価対象は、これまで自主的に実施してきたAM策、福島第一事故後の緊急安全対策等を含めず、設置許可取得済の設備
- 重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)の判断基準はない
- 安全対策を含めたPRAは、今回の適合性審査の対象外

### <PRAが適用できない事象の評価>

- PRAが実施可能でない外部事象(火災、溢水、積雪など)については、それらの影響を評価し、いずれも今回のPRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定した。

#### 有効性評価

- ・ 選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

##### 有効性評価の内容

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策



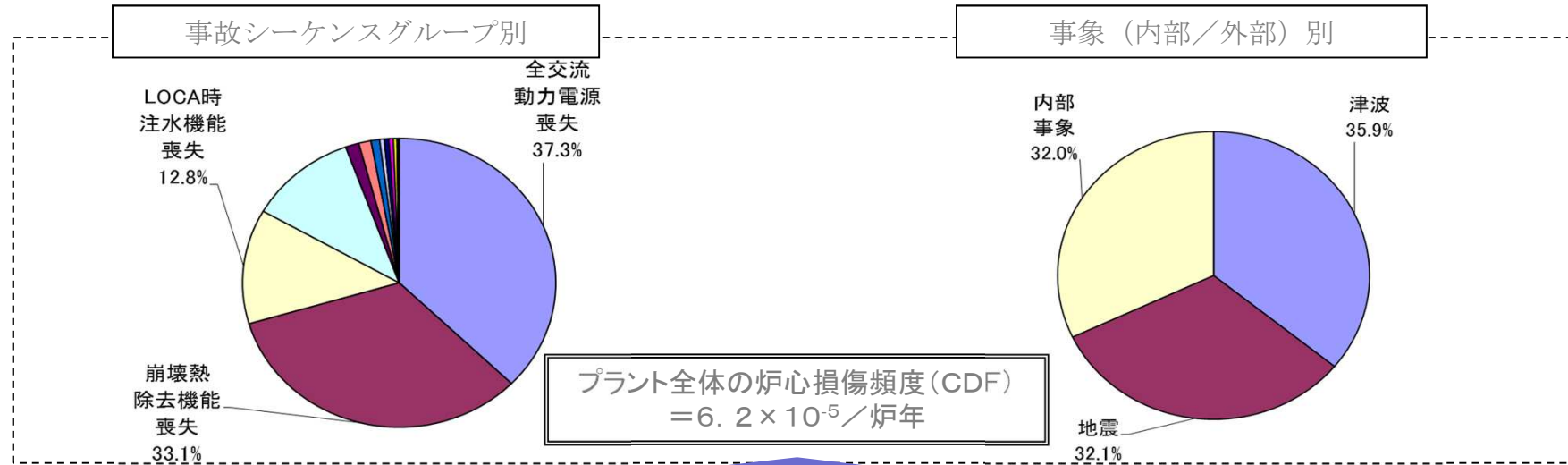
## 2. PRA結果(2/12)

PRA	評価結果	主な重大事故等対策
レベル1PRA	<p>&lt;出力運転時&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心損傷頻度: <math>2.0 \times 10^{-5}</math> / 炉年</li> <li>・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約99.1%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系による除熱</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ系による冷却</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> </ul>
	<p>&lt;地震&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心損傷頻度: <math>2.0 \times 10^{-5}</math> / 炉年</li> <li>・「LOCA時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループが支配的(LOCA時注水機能喪失: 約40.0%, 全交流動力電源喪失: 約39.2%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系による注水</li> <li>・手動減圧</li> <li>・低圧代替注水系(常設)による注水</li> </ul>
	<p>&lt;津波&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心損傷頻度: <math>2.2 \times 10^{-5}</math> / 炉年</li> <li>・「全交流動力電源喪失」及び「防潮堤機能喪失」の事故シーケンスグループが支配的(全交流動力電源喪失: 約68.8%, 防潮堤機能喪失: 約31.2%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給)</li> <li>・手動減圧</li> <li>・高圧代替注水系による注水</li> </ul>
停止時 レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心損傷頻度: <math>9.8 \times 10^{-7}</math> / 炉年</li> <li>・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約94.8%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中RHR(LPCIモード)による注水</li> </ul>
出力運転時 レベル1.5PRA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器破損頻度: <math>2.0 \times 10^{-5}</math> / 炉年</li> <li>・格納容器先行破損の格納容器破損モードである「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与割合が支配的(約100%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器下部注水系(常設)による水張り</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による冷却</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> </ul>

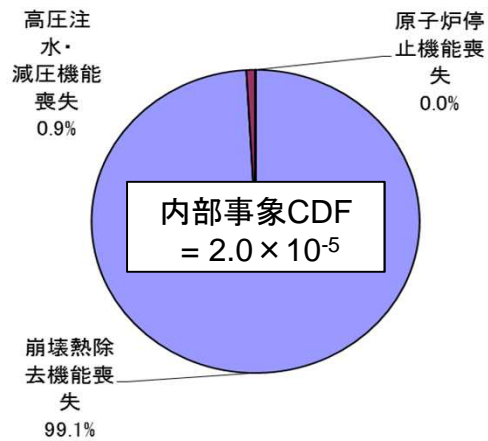


# 2. PRA結果(3/12)

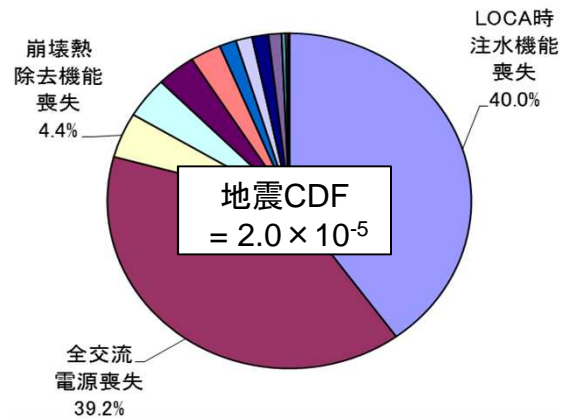
## <レベル1PRA結果>



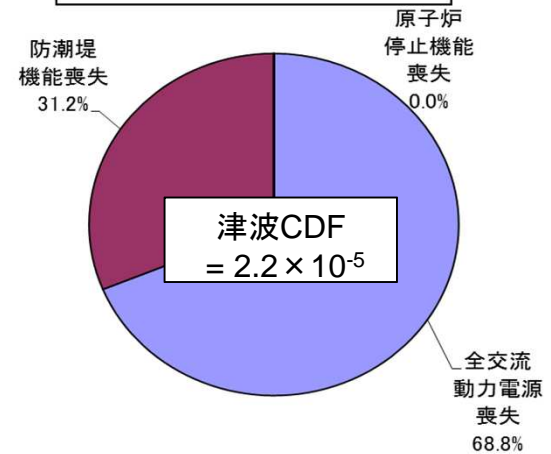
### 内部事象レベル1PRA



### 地震レベル1PRA



### 津波レベル1PRA





## 2. PRA結果(4/12)

<選定した事故シーケンスグループ(炉心損傷に至るシナリオ)>

◆炉心損傷に至るシナリオについては、規則の解釈で指定された、以下の事故シーケンスグループ以外のものは抽出されないことを確認した。

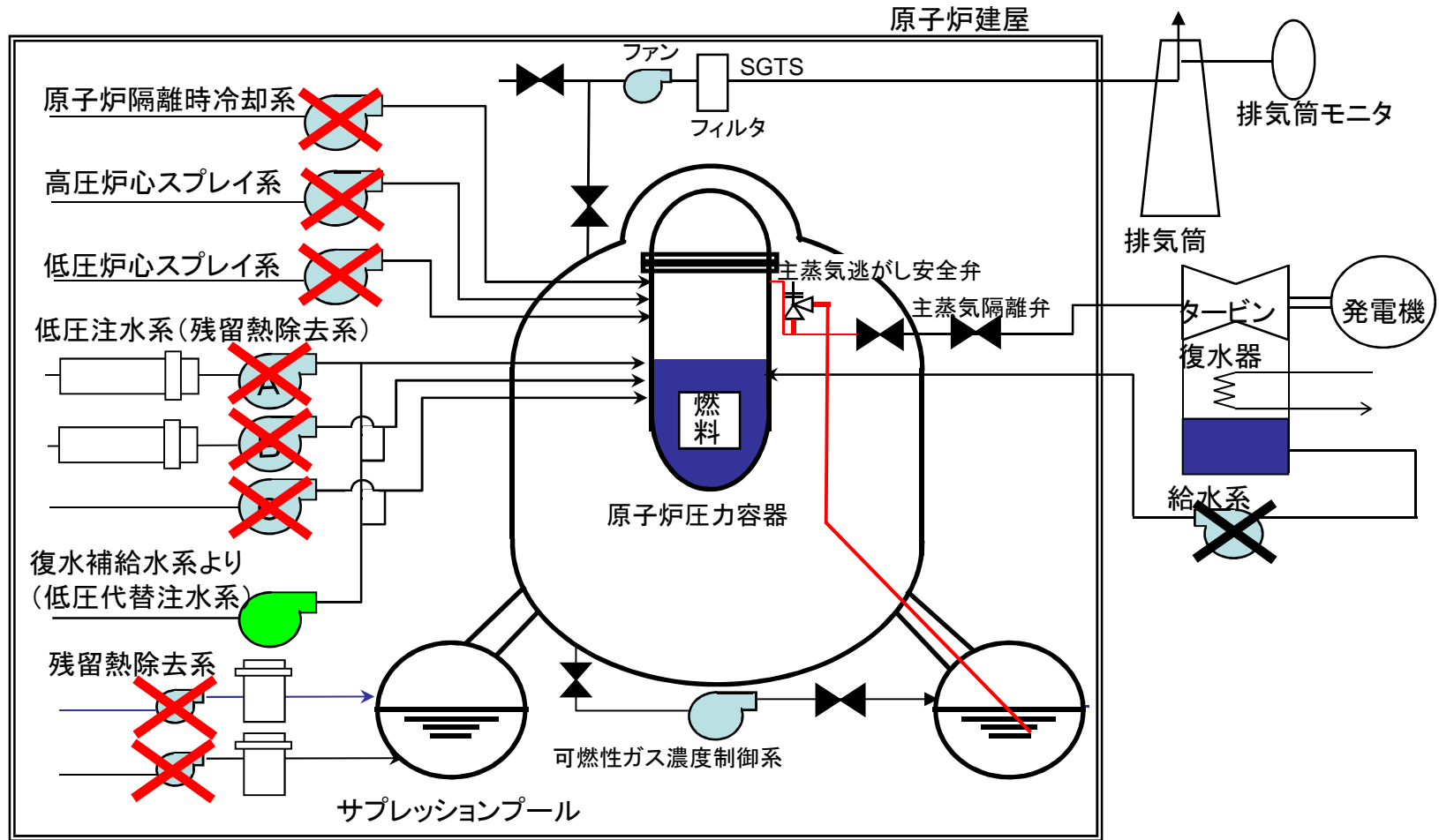
事故シーケンスグループ	概要
(1) 高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(外部電源喪失等)発生後、 <u>高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し</u> 、炉心損傷に至る事象
(2) 高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象発生後、 <u>高圧注水機能の喪失後</u> 、原子炉の減圧に失敗し、炉心損傷に至る事象
(3) 全交流動力電源喪失	<u>外部電源喪失時に、非常用電源の確保に失敗し</u> 、炉心損傷に至る事象
(4) 崩壊熱除去機能喪失	原子炉の注水に成功するが、 <u>格納容器熱除去機能が喪失し</u> 、その後炉心損傷に至る事象
(5) 原子炉停止機能喪失	<u>原子炉の停止機能が喪失し</u> 、炉心損傷に至る事象
(6) LOCA時注水機能喪失	<u>LOCA(冷却材喪失)が発生した後</u> 、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る事象
(7) 格納容器バイパス	<u>冷却材の格納容器外への漏えい箇所の隔離に失敗し</u> 、漏えいの継続により炉心損傷に至る事象




 : 今回の説明において有効性評価を例示



## 2. PRA結果(5/12)

<(1) 高圧・低圧注水機能喪失>

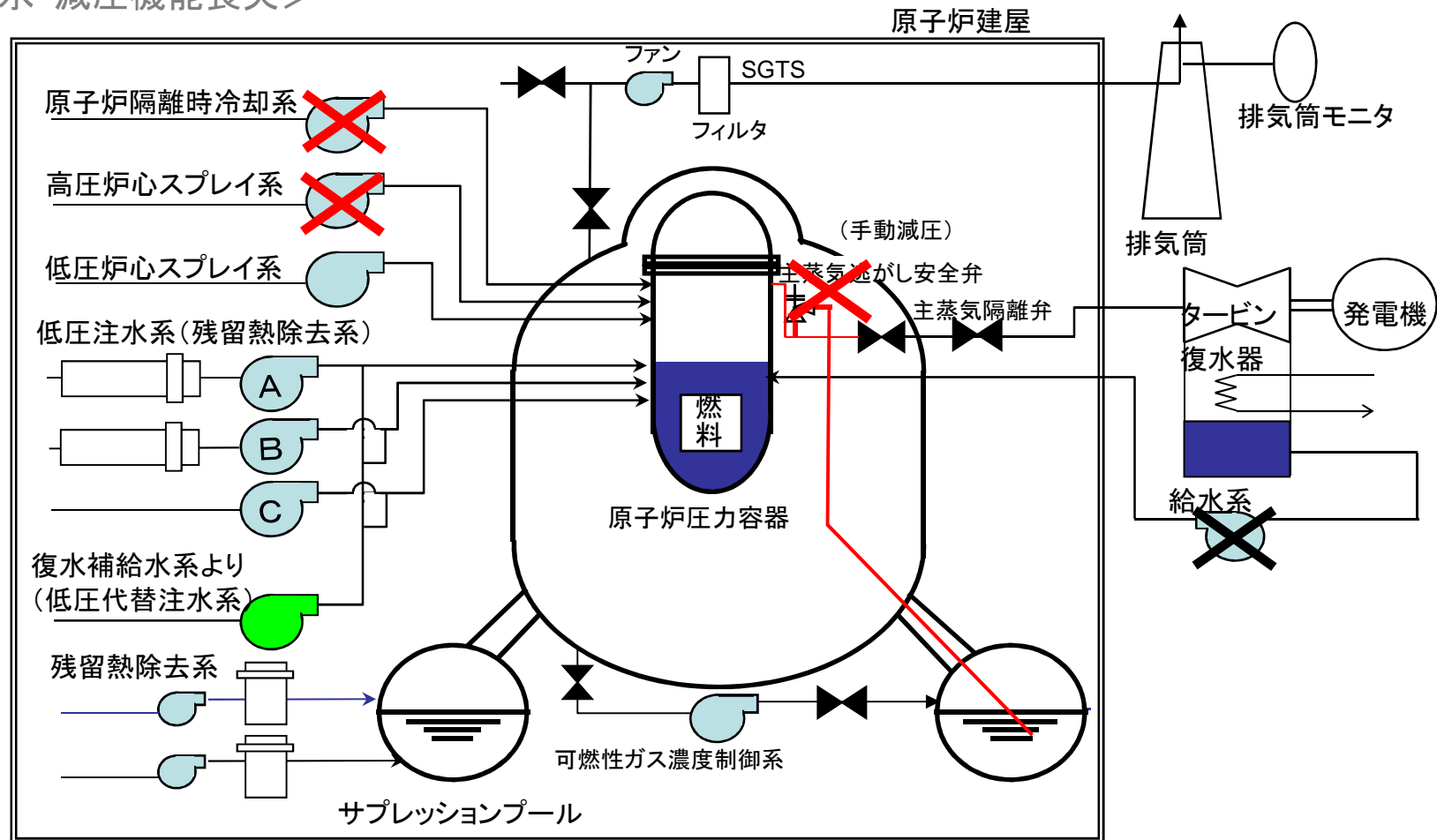





-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態



## 2. PRA結果(6/12)

### <(2) 高圧注水・減圧機能喪失>

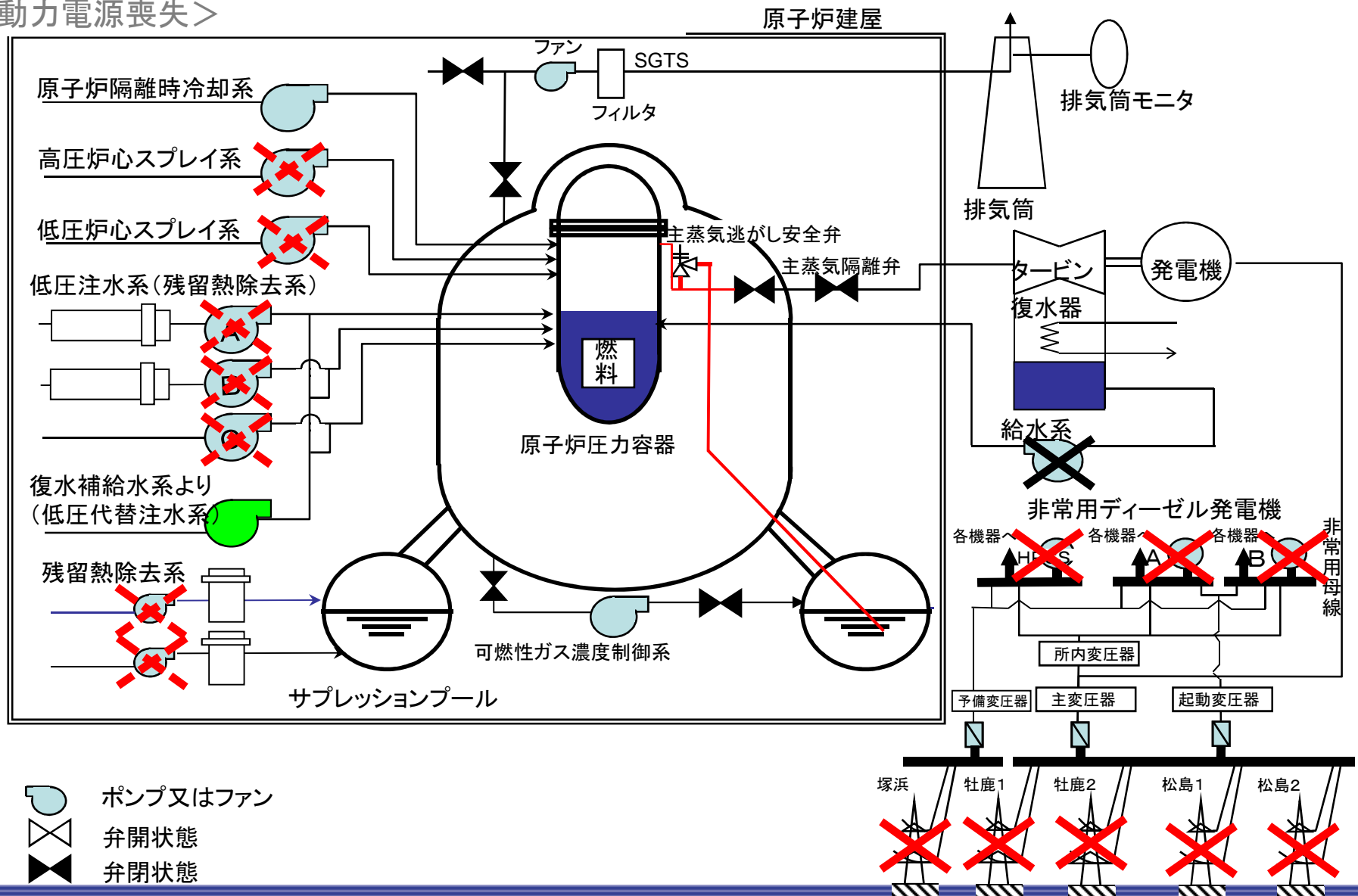


-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態



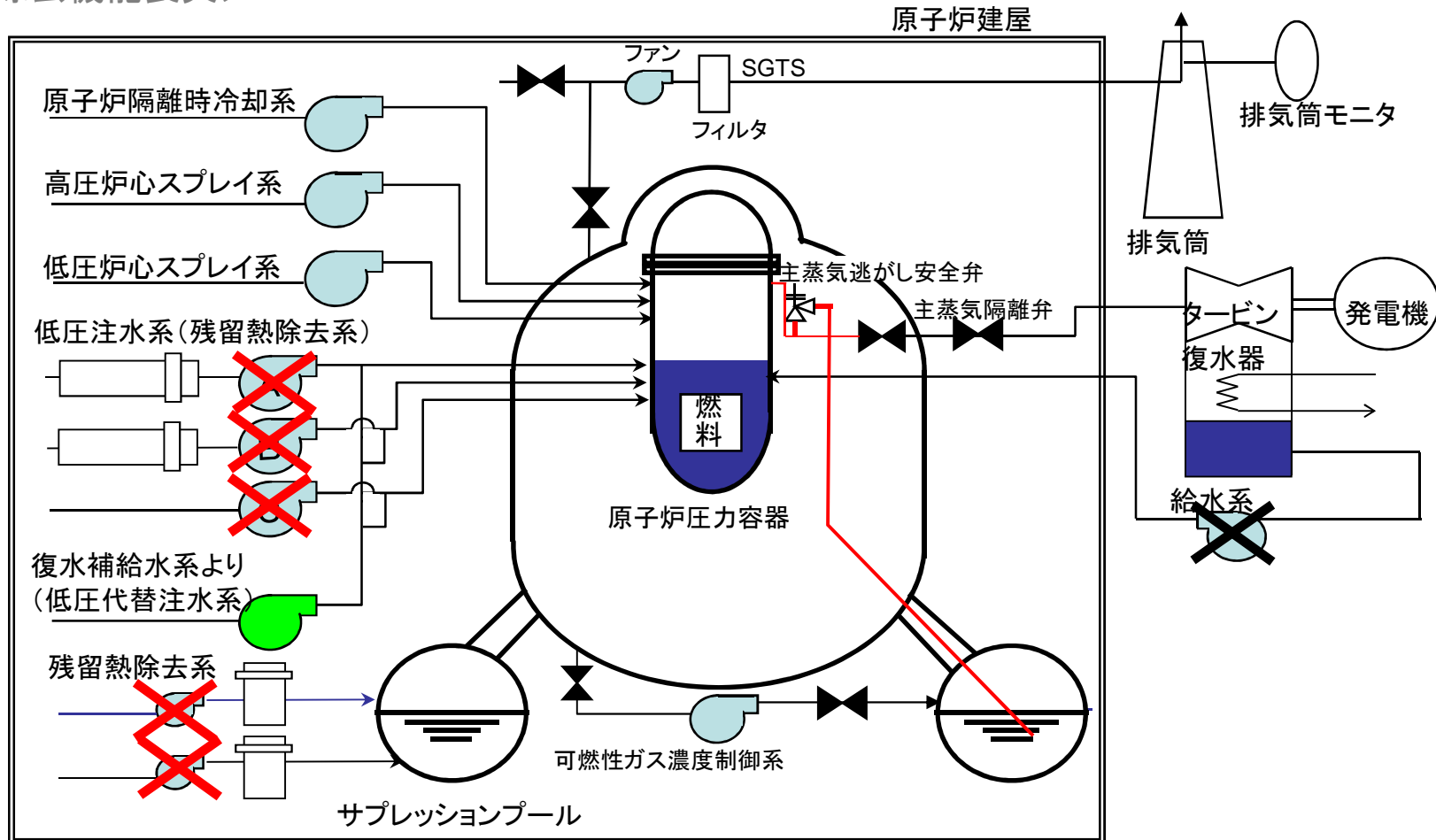
# 2. PRA結果(7/12)




## <(3) 全交流動力電源喪失>



## 2. PRA結果(8/12)

### <(4) 崩壊熱除去機能喪失>

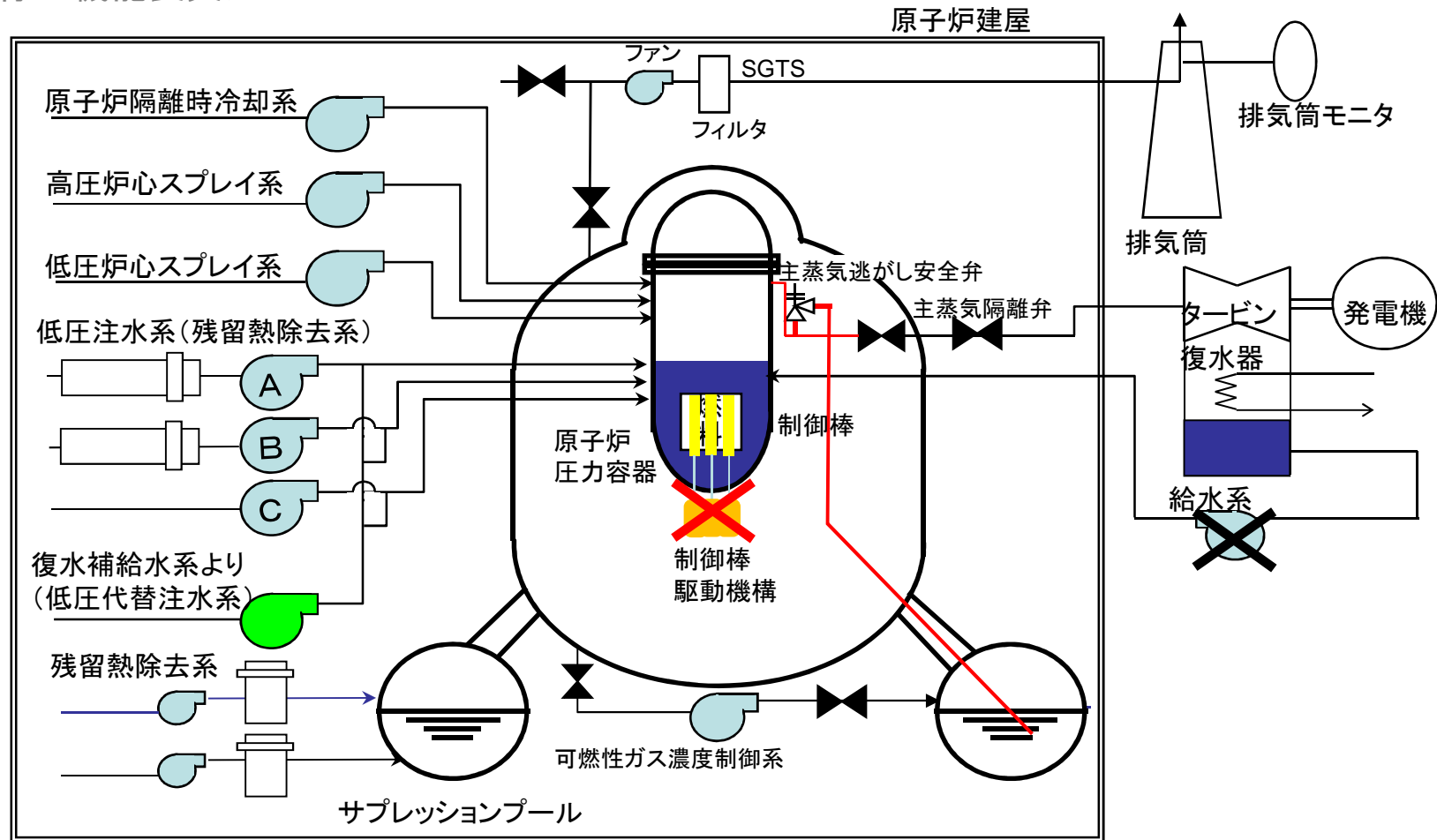





-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態



## 2. PRA結果(9/12)

### <(5) 原子炉停止機能喪失>

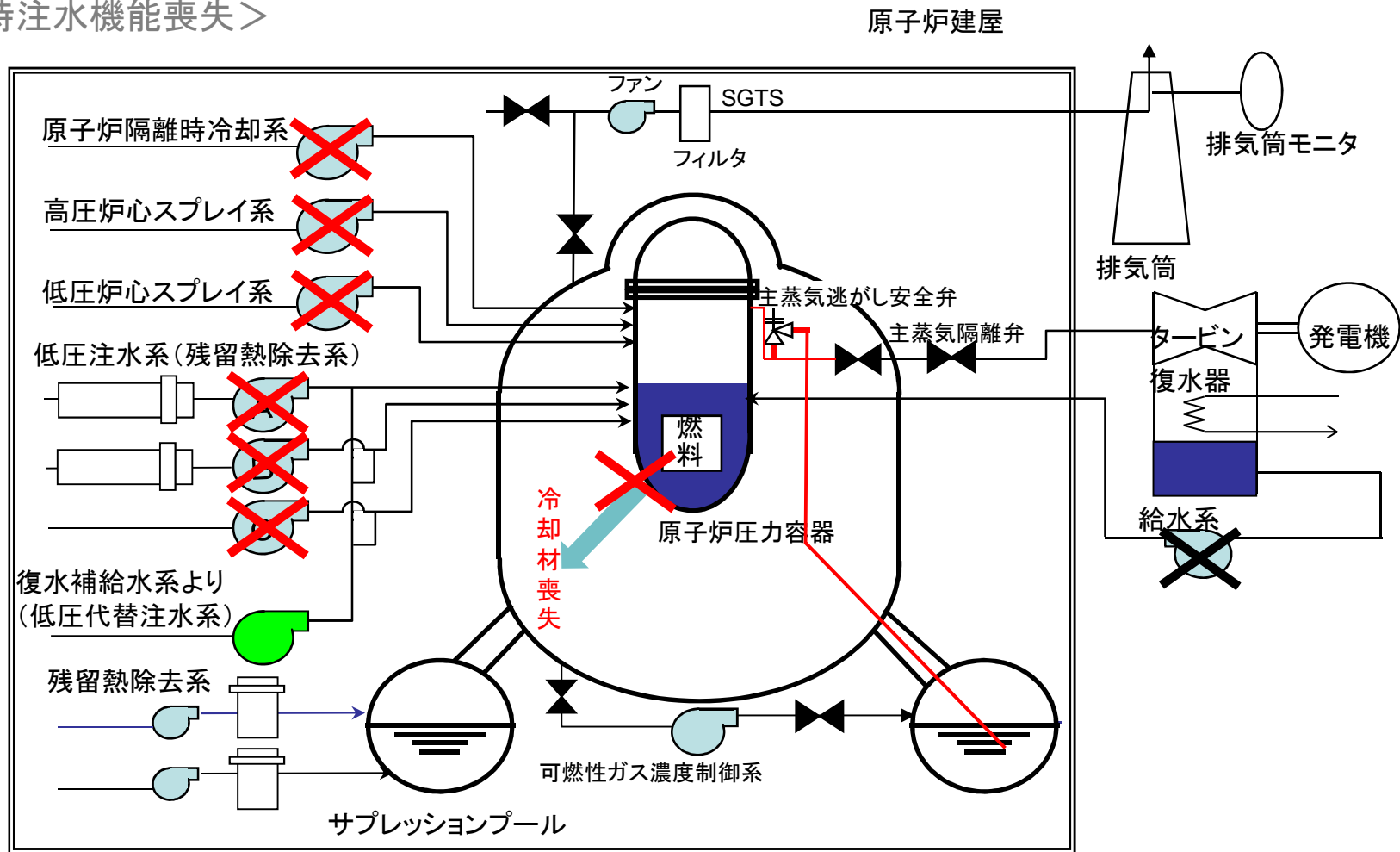





-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態



# 2. PRA結果(10/12)

## <(6) LOCA時注水機能喪失>

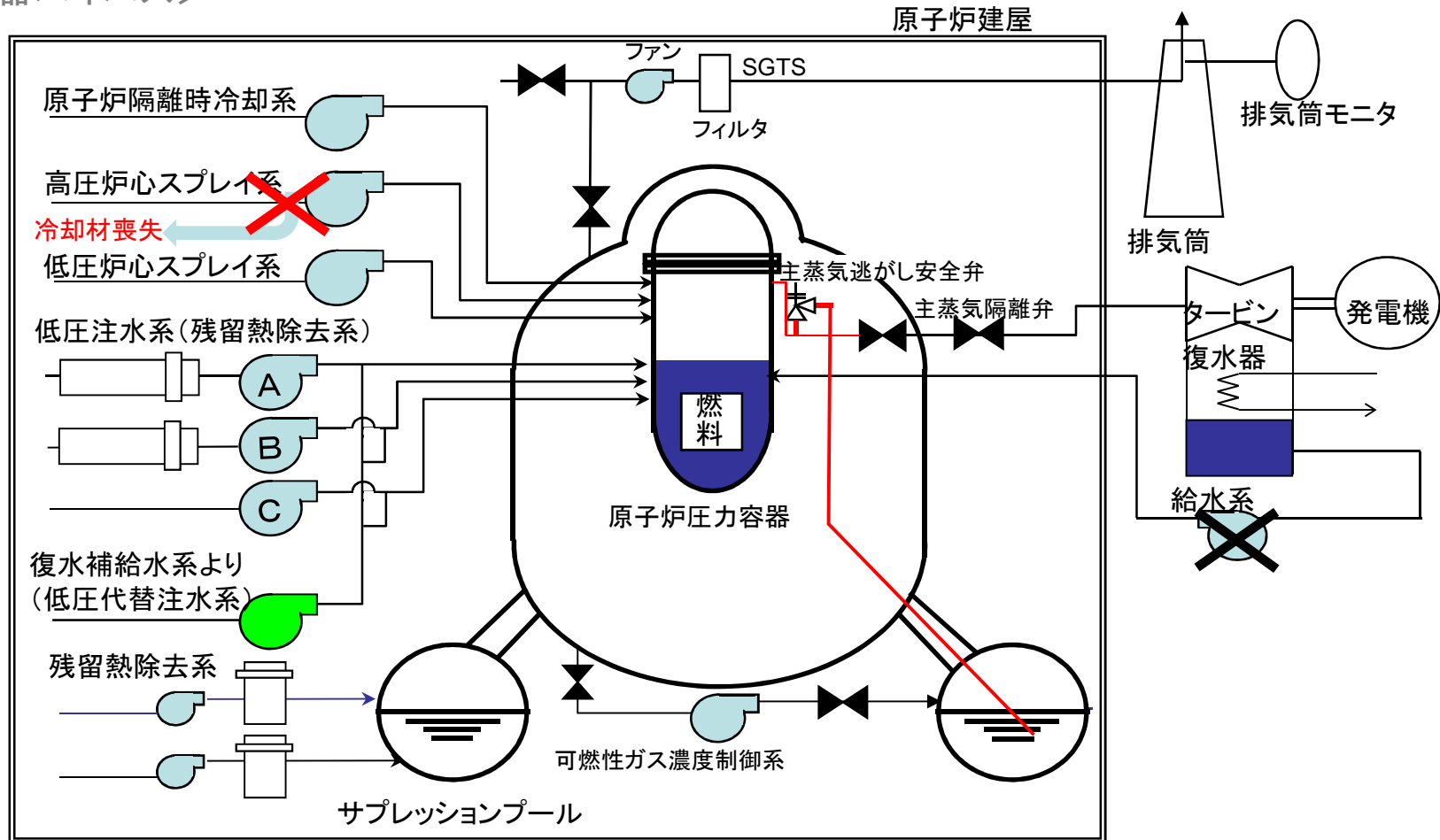





-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態



# 2. PRA結果(11/12)

## <(7) 格納容器バイパス>



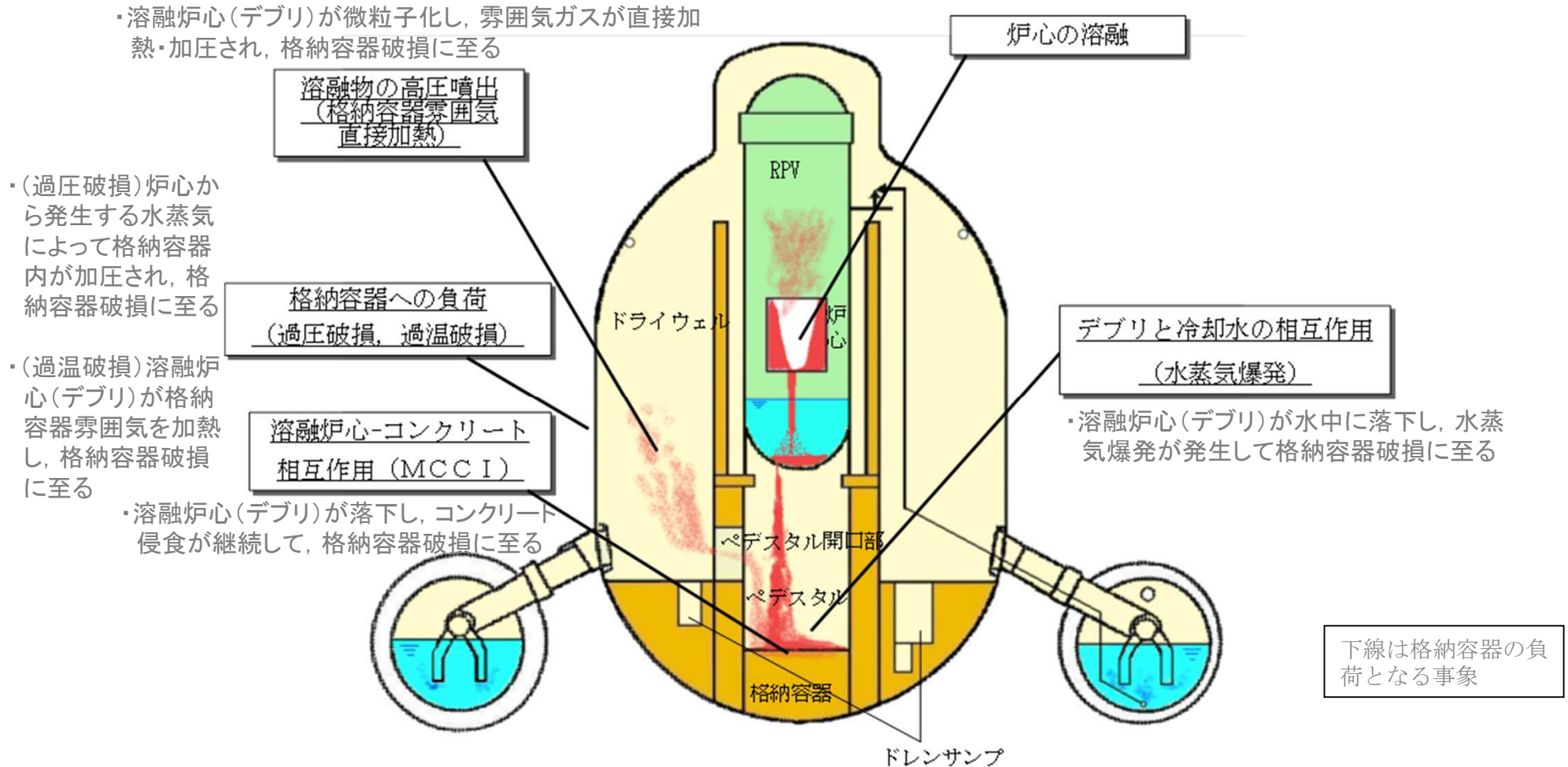
-  ポンプ又はファン
-  弁開状態
-  弁閉状態





## 2. PRA結果(12/12)

### <格納容器内で考慮すべき物理現象(格納容器破損に至り得る現象)>



# 3. 重大事故等対策の有効性評価(1/12)

＜有効性評価とは＞

PRAにより選定した事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価

【有効性評価の内容】

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

＜有効性評価における確認内容＞

➤ 計算プログラムを使用した解析により判断基準(※)を満足することを確認する。

(※)炉心損傷防止にかかる判断基準(例)

- i) 原子炉冷却材圧力が最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回ること。
- ii) 燃料被覆管の最高温度は1,200℃を下回ること。
- iii) 燃料被覆管の酸化量は、酸化量が著しくなる前の被覆管厚さの15%を下回ること。
- iv) 格納容器最高圧力・温度は限界圧力(0.854MPa[gage])・限界温度(200℃)を下回ること。
- vi) 敷地境界外での実効線量は5mSv以下であること。

➤ 事故時の環境、必要な作業項目および時間等を考慮しても、対応手順の成立性があることを確認する。

➤ 事故収束に必要な要員(運転員、重大事故等対策要員)および資源(水源、燃料(軽油)、電気等)が確保されていることを確認する。

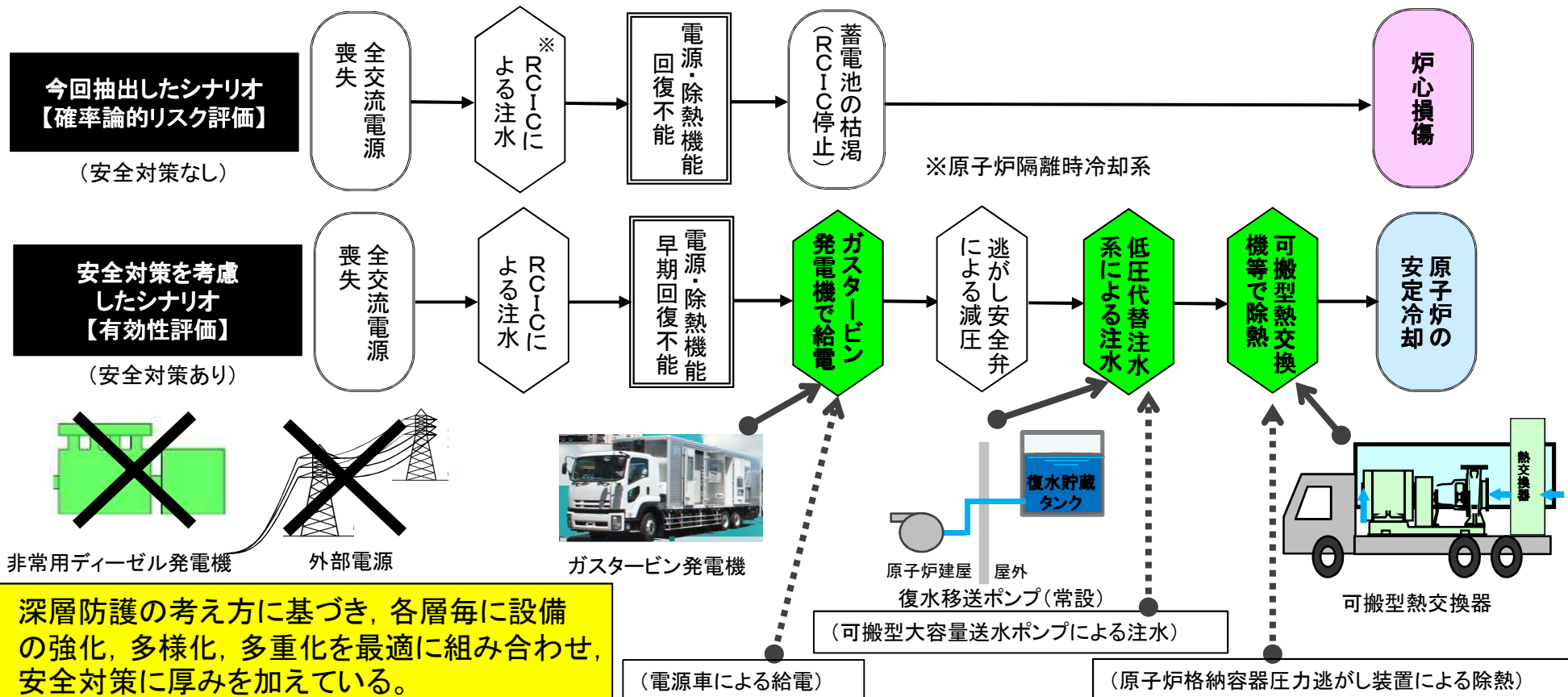


# 3. 重大事故等対策の有効性評価(2/12)

## 有効性評価(全交流動力電源喪失)①事故シナリオ

全交流動力電源喪失のシナリオに対し、「ガスタービン発電機, 可搬型熱交換器, 低圧代替注水系」の新たな対策を講じることにより, 重大事故(炉心損傷)を回避。

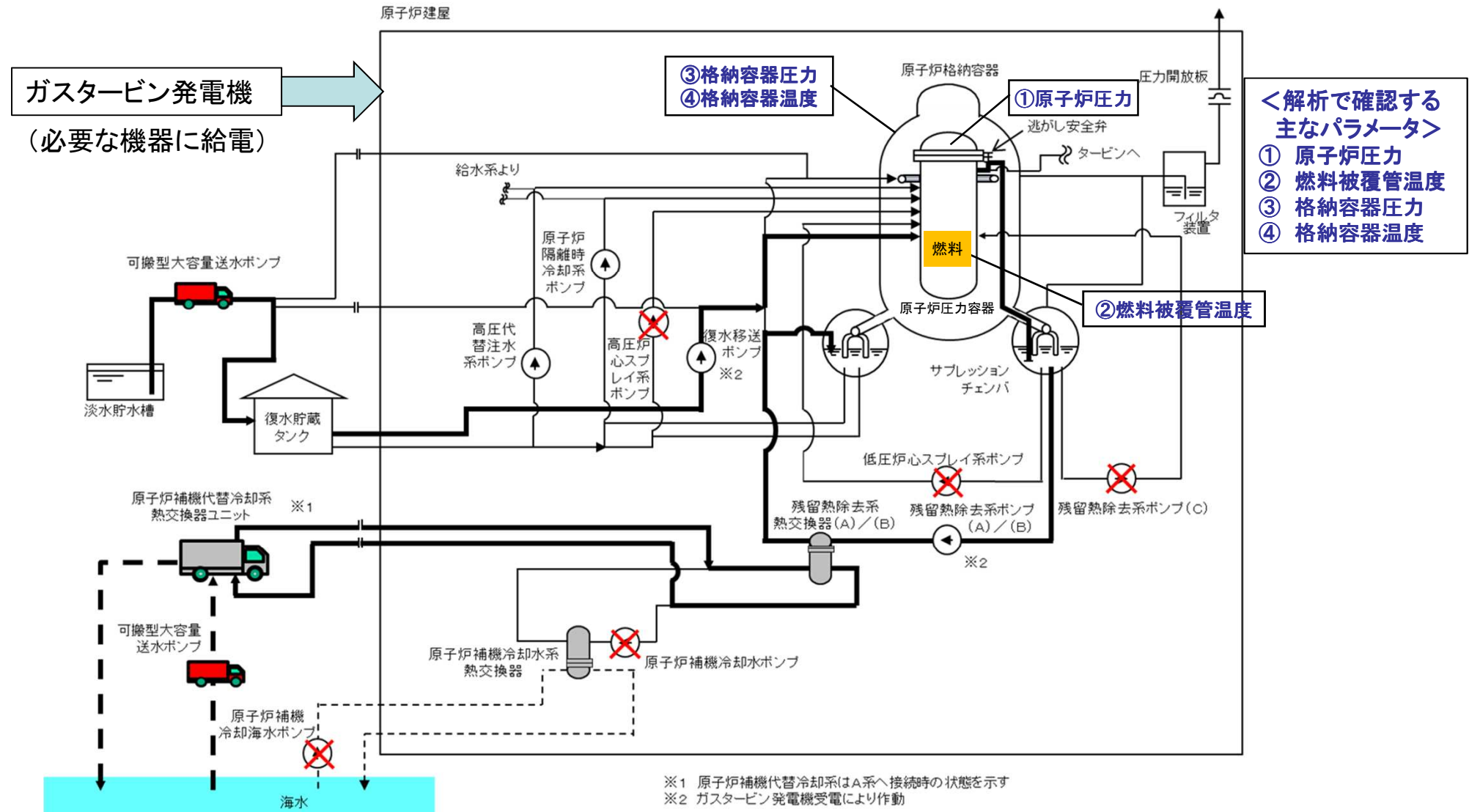
○ : プラント状態    □ : 判断    六角形 : 操作    ■ : 重大事故対策    ● : 主な対策    ● : バックアップ対策



➤ 深層防護の考え方に基づき, 各層毎に設備の強化, 多様化, 多重化を最適に組み合わせ, 安全対策に厚みを加えている。

# 3. 重大事故等対策の有効性評価(3/12)


## 有効性評価(全交流動力電源喪失)②全交流動力電源喪失時の使用系統概要



# 3. 重大事故等対策の有効性評価(4/12)

## 有効性評価(全交流動力電源喪失)③要員と作業項目

### ●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

-  緊急時対策本部要員 (6名)
-  運転員 (7名)
-  重大事故等対策要員 (20名)

緊急時対策本部要員	社員 【当番(指揮, 通報)】	6名
運転員(当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計(発電所常駐)		27名

※1 発電課長1名は1, 2号兼任  
 ※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員(協力会社要員)	6名
------------------	----

### ●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員(社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	259名
合計		343名

(災害対策要員(女川町内会社宿舍入居者)の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員(発電課長, 発電副長)	-	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 運 D, E	【高圧窒素ガス確保】 ①高圧窒素ガス供給システム構成	① -	原子炉建屋付属棟 原子炉建屋原子炉棟
4名 [運 A, B], [運 D, E]	【電源確保】 ①直流電源負荷切り離し(中央制御室) ②直流電源負荷切り離し(現場) ③ガスタービン発電機受電準備・受電	① ≤1時間 00分	中央制御室
		② ≤8時間 20分	制御建屋
		③ ≤24時間 05分	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御	① -	中央制御室
3名 [運 A, D, E]	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系システム構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント操作 ③残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード起動	① ≤9時間 00分	中央制御室 中央制御室
		② ≤17時間 00分	原子炉建屋付属棟
		③ ≤25時間 00分	中央制御室
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク水源切替	① ≤24時間 00分	屋外
2名 [運 B, C]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系(常設)注水システム構成・起動 ②逃がし安全弁2弁による原子炉減圧実施 ③低圧代替注水系(常設)による原子炉水位制御	① ≤24時間 10分	中央制御室
		② ≤24時間 15分	
		③ -	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動, 接続, 起動	≤8時間 00分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動, 接続, 起動	≤24時間 00分	屋外
3名 重 J~重 L <sup>※3</sup>	【原子炉補機代替冷却系電源接続】 電源車移動 起動操作	≤24時間 00分	屋外
4名 重 M~重 P	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は, ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが, 夜間や休日においても, 発電所に常駐している要員により, 初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

# 3. 重大事故等対策の有効性評価(5/12)

## 有効性評価(全交流動力電源喪失)④必要な作業と所要時間

約24.2時間 原子炉補機代替冷却系 起動

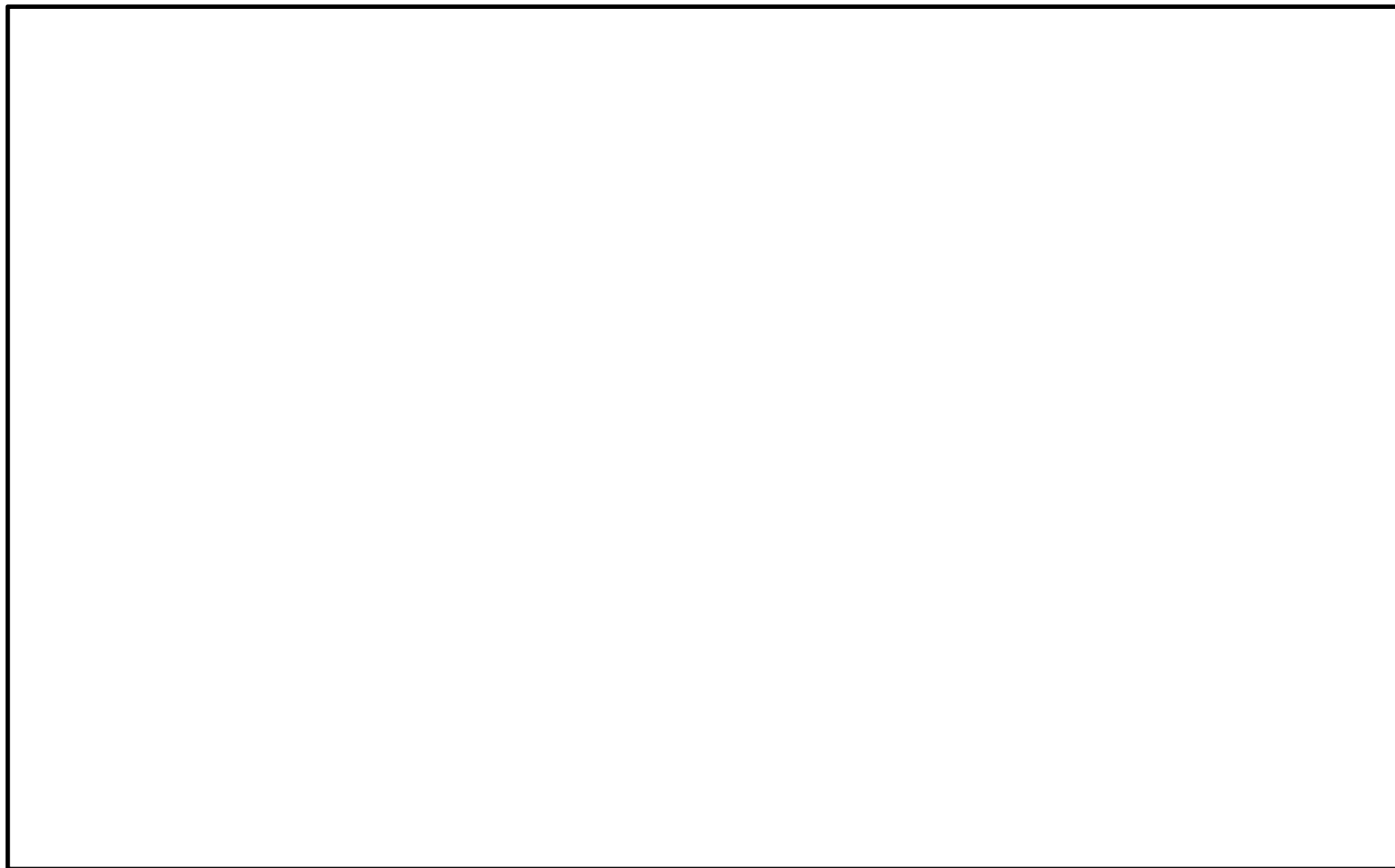
約25時間 残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード 開始

必要な要員と作業項目			経過時間(分)			経過時間(時間)																	
			10m	20m	30m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	23h	24h	25h						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	事象発生 原子炉スクラム 約31秒 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始 約1時間 直流電源負荷切り離し(中央制御室) 約6時間 可搬型大容量送水ポンプ起動 約6.5時間 可搬型大容量送水ポンプ準備完了 約8時間 直流電源負荷切り離し(現場) 約17時間 原子炉補機代替冷却系準備完了 約24時間 ガスタービン発電機より受電 約25時間 残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード開始 約24.2時間 原子炉補機代替冷却系 起動 約25時間 残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード 開始 約25時間 残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード 開始																				
発電課長	1	●運転操作の統括																					
発電副長	1	●運転操作の指揮・監視・指示																					
状況判断	運転員A,B,C	3 ●プラント状態確認	10分																				
交流電源確保	【運転員A, B】	【2】 ●ガスタービン発電機受電準備	5分																				
高圧注水(原子炉隔離時冷却系)	【運転員C】	【1】 ●原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御(「排気圧力高トリップ」ロジックバイパス含む)	適宜実施																				
代替注水等確保	重A~重I	9 ●可搬型大容量送水ポンプの準備・ホース敷設・水張り	6時間40分																				
	【重G】	【1】 ●可搬型大容量送水ポンプ監視	以降監視																				
代替冷却確保	重J~重L	3 ●原子炉補機代替冷却系用電源車設置	1.5時間																				
	【重A~重C】	【3】 ●可搬型大容量送水ポンプの設置	6.5時間																				
	【重A~重F】	【6】 ●原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットの設置	3時間																				
代替冷却系起動監視	【重A~重D】	【4】 ●原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットおよび可搬型大容量送水ポンプの起動、監視	余裕時間																				
	【重J, K】	【2】 ●原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用電源車起動、監視	以降監視																				
交流電源確保	【運転員B】	【1】 ●ガスタービン発電機受電	5分																				
低圧代替注水(常設)	【運転員B】	【1】 ●低圧代替注水系(常設)注水系統構成・起動	5分																				
	【運転員C】	【1】 ●逃がし安全弁2弁による原子炉減圧	5分																				



### 3. 重大事故等対策の有効性評価(6/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)⑤可搬型設備配置図(アクセスルート)



### 3. 重大事故等対策の有効性評価(7/12)

#### 有効性評価(全交流動力電源喪失)⑥必要な要員及び資源

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策に備え発電所に常駐している要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

表2 必要な資源と所内備蓄量

表1 必要な要員  
及び常駐要員

必要な 要員	常駐要員
33名	33名 (39名のうち初期消火要員6名を除く)

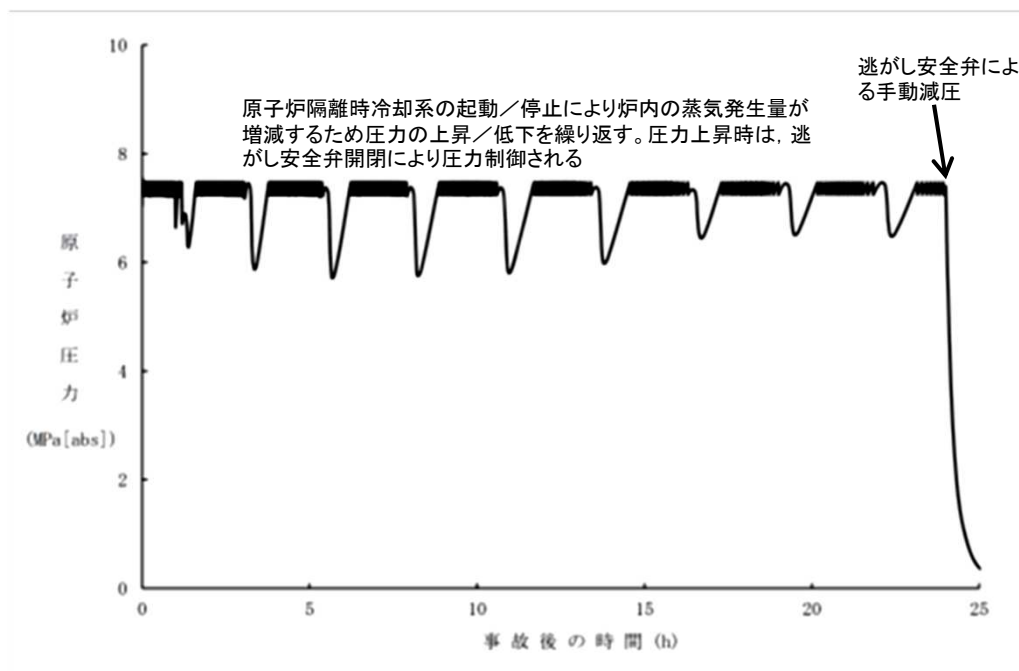
項目	使用先と合計使用量(7日間)	備蓄量
水源	①原子炉隔離時冷却系 ②低圧代替注水系(常設) ③可搬型大容量送水ポンプ	・復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> ・淡水貯水槽:約5,000m <sup>3</sup> ×2基
	合計:約2,607m <sup>3</sup>	合計:約11,192m <sup>3</sup>
燃料 (軽油)	①ガスタービン発電機(2台) ②可搬型大容量送水ポンプ(2台) ③電源車(1台)	・軽油タンク(2基) ・燃料デイトンク(3基) ・地下軽油タンク(3基)
	合計:約341.9kL	合計:約841.2kL
電源負荷	①残留熱除去系ポンプ ②復水移送ポンプ ③中央制御室送風機・排風機 等	・ガスタービン発電機
	合計:約3,378kW	給電容量:7,200kW





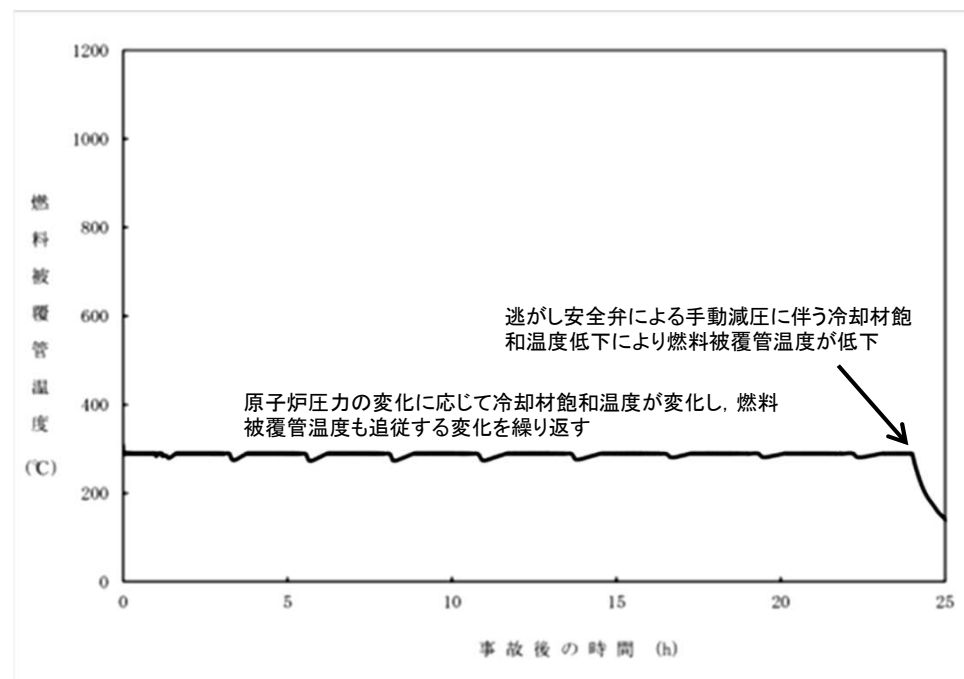
### 3. 重大事故等対策の有効性評価(8/12)

#### 有効性評価(全交流動力電源喪失)⑦-1 解析結果(原子炉圧力・燃料被覆管温度)



原子炉圧力の推移

- 原子炉圧力は7.45MPa[gage]に抑えられており、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても、判断基準(10.34MPa[gage])を満足する。



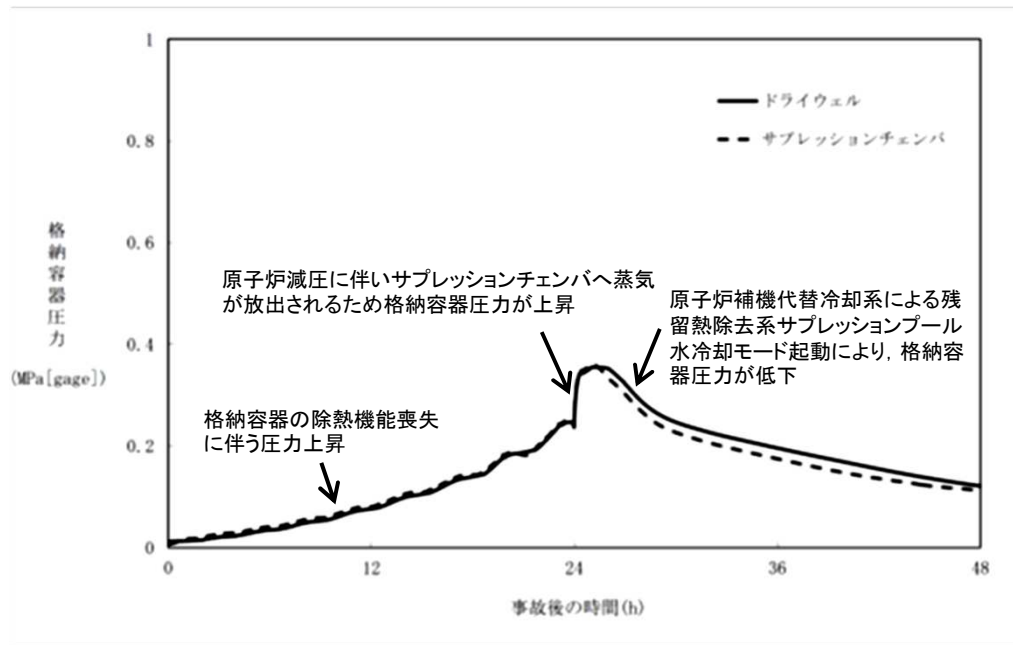
燃料被覆管温度の推移

- 燃料被覆管温度は初期値を上回ることなく、判断基準(1,200°C)を満足する。



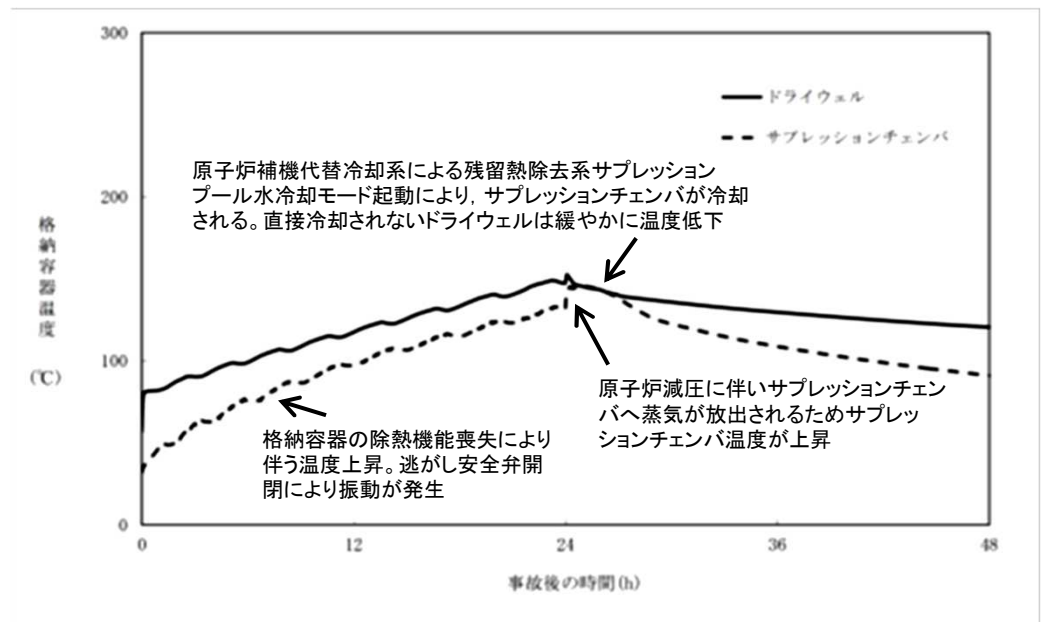
# 3. 重大事故等対策の有効性評価(9/12)

## 有効性評価(全交流動力電源喪失)⑦-2 解析結果(格納容器圧力・温度)



格納容器圧力の推移

- 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最大でも約0.362MPa[gage]に抑えられ、判断基準(0.854MPa[gage])を満足する。



格納容器気相部温度の推移

- 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は最大でも約153°Cに抑えられ、判断基準(200°C)を満足する。



# 3. 重大事故等対策の有効性評価(10/12)

＜有効性評価のまとめ①＞評価対象事故シーケンス(炉心損傷防止対策) 選定した事故シナリオに対し、判断基準を満足することを確認した。

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ( ):判断基準値
高圧・低圧注水機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管最高温度(°C) 〔原子炉停止機能喪失〕 約961 (1, 200以下)</li> </ul>
高圧注水・減圧機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替自動減圧機能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の酸化量(%) 〔原子炉停止機能喪失〕 1以下 (15以下)</li> </ul>
全交流動力電源喪失		外部電源喪失+非常用D/G等機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力(MPa[gage]) 〔原子炉停止機能喪失〕 約9. 42 (10. 34以下)</li> </ul>
崩壊熱 除去機能喪失	取水機能 喪失時	全給水喪失 +RCW/RSW機能喪失(取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 〔LOCA時注水機能喪失〕 約0. 427 (0. 854以下)</li> </ul>
	残留熱除去系 故障時	全給水喪失 +RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	
原子炉停止機能喪失		主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗	<ul style="list-style-type: none"> <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>・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動 阻止機能</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器最高温度(°C) 〔崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障時)〕 約154 (200以下)</li> </ul>
LOCA時 注水機能喪失	中小破断 LOCA時	小破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉自動減圧機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・敷地境界外での実効線量(mSv) 〔LOCA時注水機能喪失〕 約1. 2 (5以下)</li> </ul>
格納容器バイパス		弁開閉試験時のHPCS配管のIS-LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> </ul>	



# 3. 重大事故等対策の有効性評価(11/12)

## <有効性評価のまとめ②> 評価対象事故シーケンス(格納容器破損防止対策)

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ( ):判断基準値
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備	・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 約0.854にてベント実施 (0.854) ・格納容器最高温度(°C) 約187(200以下) ・Cs-137総放出量(TBq) 約 $2.6 \times 10^{-5}$ (100以下)
高圧熔融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧)	・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力 (MPa[gage]) 約0.5(2.0以下)
原子炉圧力容器外の熔融燃料 -冷却材相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	-	・熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する 際の圧力上昇は、原子炉格納容器の健全性 に影響を与えない。
水素燃焼	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(窒素置換による原子炉格納容器の不活性化)	・格納容器内の酸素濃度(vol%) 約3.7(5以下)
格納容器直接接触 (シェルアタック)	(原子炉圧力容器から落下した熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造)		
熔融炉心・コンクリート相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・原子炉格納容器下部注水系(常設) ・常設代替交流電源設備	・熔融炉心による侵食により原子炉格納容器の 構造部材の支持機能が喪失しない。



### 3. 重大事故等対策の有効性評価(12/12)

#### <有効性評価のまとめ③> 評価対象事故シーケンス(使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)

想定事故	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要
想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失	・燃料プール代替注水系	・水位低下が厳しい【想定事故2】においても、通常運転水位から約0.5m低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮へい、未臨界の維持は確保される。
想定事故2	SFP冷却系及び補給水系の故障 +サイフォン現象(燃料プール冷却浄化系配管全周破断)による漏えい	・燃料プール代替注水系 ・サイフォンブレイク孔	

#### <有効性評価のまとめ④> 評価対象事故シーケンス(運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要
崩壊熱除去機能喪失	運転中RHR機能喪失	・待機中RHR(LPCIモード)	・水位低下が厳しい【崩壊熱除去機能喪失】においても、燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮へいの維持は確保される。
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 +RCW/RSW機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備	
原子炉冷却材の流出	RHRミニマムフロー弁の閉失敗に伴う原子炉冷却材の流出	・待機中RHR(LPCIモード)	
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜	—	・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であり、スクラム後は未臨界が確保される。 ・燃料は露出することなく冷却可能



## [付録] 略語集

略語	名称
SGTS	非常用ガス処理系
HPCS	高圧炉心スプレイ系
LPCS	低圧炉心スプレイ系
LPCI	低圧注水系
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RCW	原子炉補機冷却水系
RSW	原子炉補機冷却海水系
RHR	残留熱除去系
LOCA	原子炉冷却材喪失
IS-LOCA	インターフェイスシステム冷却材喪失
SFP	使用済燃料プール

