



中部電力

2025年11月17日  
静岡県防災・原子力学術会議  
(原子力分科会)

# 浜岡原子力発電所4号炉

## 炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価

### および重大事故等対策

中部電力株式会社

2025年11月17日

# ご説明内容

1. はじめに
2. 確率論的リスク評価および事故シーケンスの選定
3. 設備対策の強化
4. 現場対応力の強化
5. 重大事故等対策の有効性評価
6. (参考) 炉心損傷頻度の低減
7. おわりに

### ■ 確率論的リスク評価（PRA）とは？

- 原子力施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を炉心損傷頻度等の指標により定量評価する手法

### ■ 重大事故（SA）等とは？

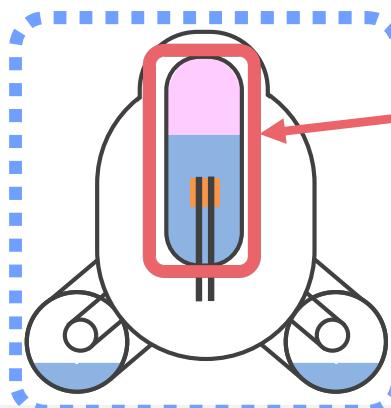
- 発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は使用済燃料の著しい損傷およびそれに至るおそれのある事象

### ■ 事故シーケンスとは？

- 事故のきっかけとなる事象から重大事故等に至るまでの事象の進展  
例) (送電系統の故障に伴う停電事象が発生し原子炉停止) + (非常用ディーゼル発電機の起動失敗)  
⇒送電系統の故障に伴う発電所内の停電事象が発生、原子炉の停止に成功するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、注水設備の駆動電源を確保できないため原子炉への注水に失敗し炉心損傷に至る

### ■ 重大事故等対策の有効性評価とは？

- PRAによる分析から想定される重大事故等に至る可能性のある事象の進展に対して計画した対策が有効に機能することを評価



(今回ご説明)

炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策

(今後ご説明)

格納容器破損防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策

# 重大事故等対策の基本的考え方

- 様々に考えられる重大事故を漏れなく考慮するためにPRA等を活用し、重要事故シーケンスを選定
- 重大事故等対策として、ハード面（設備の仕様、性能）、ソフト面（手順、体制）を検討
- 炉心損傷防止・格納容器破損防止対策等の有効性評価を実施 **（今回は炉心損傷防止対策についてご説明）**

規制要求

設置（変更）許可

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を選定  
 (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ  
 (b) 個別プラント評価により抽出する事故シーケンスグループ

「2. 確率論的リスク評価および事故シーケンスの選定」にて紹介

事故シーケンスグループ群の特定

個別プラントのPRA等（内部事象および外部事象）の結果に基づき十分性をチェック \*

\*：個別プラントのPRAによって、規制当局が類型化して対策を要求した事故シーケンスグループに含まれない事故シーケンスが抽出された場合には、対策を要するシーケンスとして追加

事故シーケンスグループ毎の重要事故シーケンスの選定

「3. 設備対策の強化」にて紹介

**重大事故等対策**

ハード面（設備の仕様、性能）の対策

**重大事故等対策**

ソフト面（手順、体制等）の対策

「4. 現場対応力の強化」にて紹介

ハード面およびソフト面の対策の有効性を評価

「5. 重大事故等対策の有効性評価」にて紹介

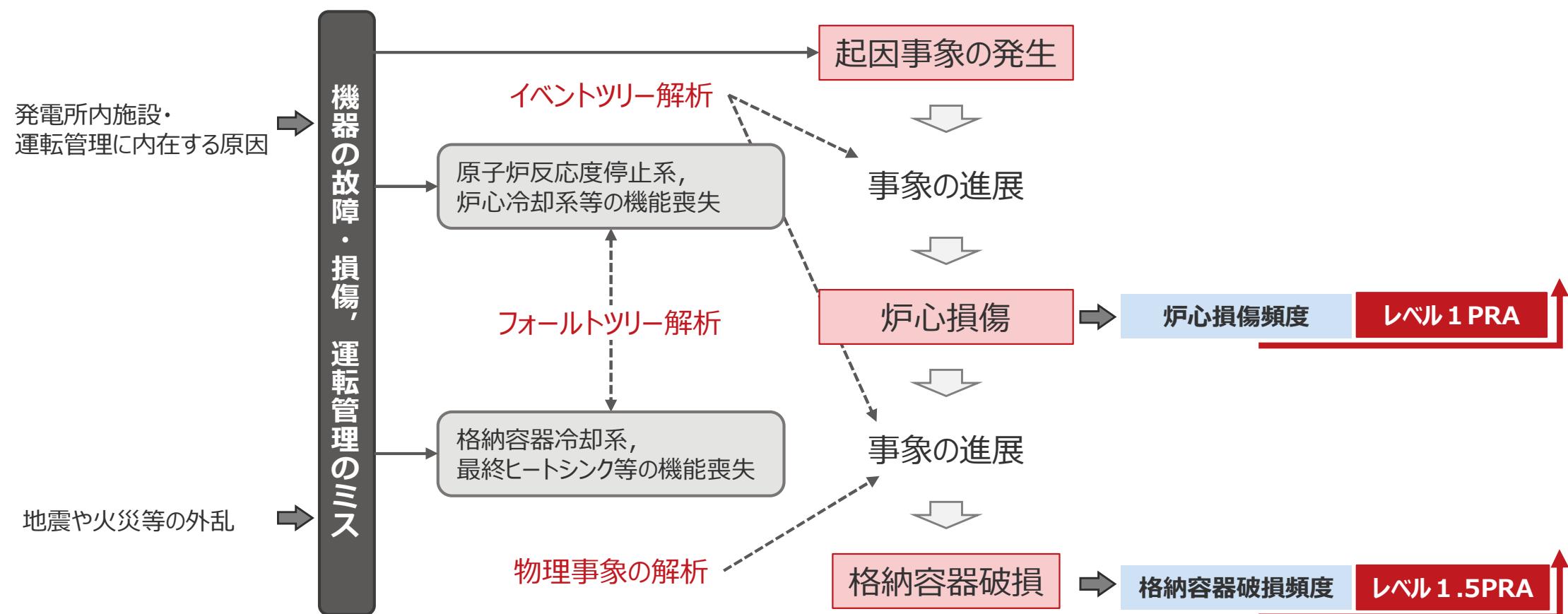
## 2 確率論的リスク評価および事故シーケンスの選定

---

# 原子力発電所におけるPRAの概要

## 【確率論的リスク評価（PRA : Probabilistic Risk Assessment）】

- 原子力施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その**発生頻度と発生時の影響を定量評価**
- リスク（＝発生頻度×発生時の影響）の大きさで**安全性の度合いを表現する手法**
  - 外部事象（地震、津波等）を中心に**不確実性を伴う**ことに留意が必要
- 異なる安全対策の効果の比較や施設の**安全性を総合的に評価可能**



# 本日のご説明内容

## ■ レベル1PRAでは、炉心損傷につながる様々な事象を想定

- 内部事象：システム内で起こる事象（機器故障、人的過誤等）が原因となるもの

- ・ 内部ハザード：内部火災、内部溢水、重量物落下等

- 外部事象：システム外で起こる事象が原因となるもの

(建屋内の火災であってもシステム外で起こる事象が原因となる場合は外部事象に分類)

- ・ 外部ハザード：自然ハザード（地震、津波、火山噴火、台風等）、人為ハザード（航空機落下、船舶の衝突等）

## ■ 内部事象および外部事象に対して、以下のPRAからの知見を活用し事故シーケンスを抽出

- 内部事象レベル1PRA
- 停止時レベル1PRA
- 地震レベル1PRA
- 津波レベル1PRA
- 内部事象レベル1.5PRA

### 本日のご説明範囲

今後ご説明

<PRA実施範囲>

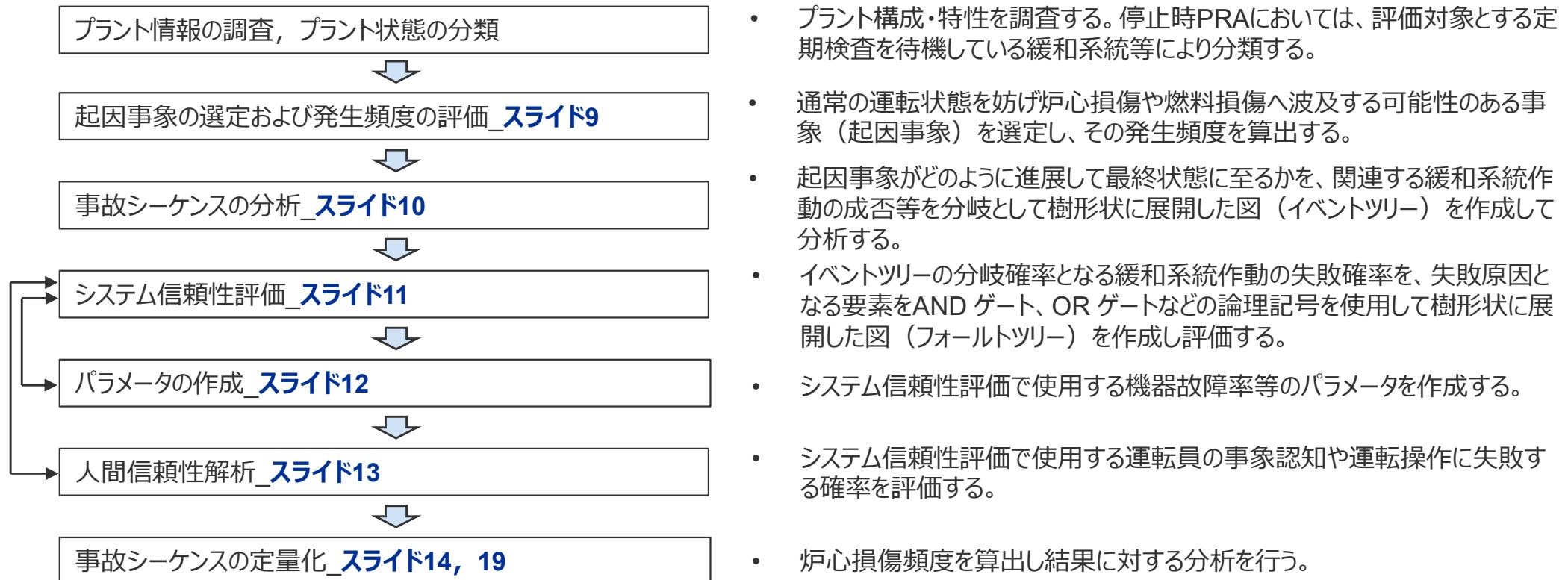
ハザード種類		プラント運転状態	レベル1	レベル1.5
内部事象	内部事象	運転時	○	
	火災、溢水、その他	停止時	○	
外部事象	地震	運転時、停止時		
	津波	運転時	○	
その他	その他	停止時	○	
		運転時、停止時		

・「○」がPRAを実施した範囲

・PRAを実施しない範囲については定性評価により追加の事故シーケンスの要否を確認

# PRAの基本的な考え方

- 一般社団法人日本原子力学会が発行した学会標準に基づき評価
- 今回のPRAの目的が、重大事故に対する有効性評価を行うための事故シーケンスグループ等の抽出および重要事故シーケンス等の選定であることから、設計基準対象施設のみによる対応を前提とした評価としている



【PRAの主な評価フロー】

## (内部事象運転時レベル1PRA) 起因事象の選定と発生頻度の評価

- 原子炉設置変更許可申請書および海外の評価事例（EPRI NP-2230）（国内外のプラント異常事象や設備を網羅）を参考に、炉心損傷に至る可能性のある起因事象を選定
- 国内BWRプラントの運転経験等から発生頻度を評価

## 【起因事象発生頻度評価結果の例】

起因事象	発生頻度 （／炉年）	発生頻度の評価方法
過渡事象	非隔離事象	1.6×10 <sup>-1</sup>
	隔離事象	2.5×10 <sup>-2</sup>
	全給水喪失	9.5×10 <sup>-3</sup>
	外部電源喪失	5.8×10 <sup>-3</sup>
手動停止	手動停止	1.6
従属性を 有する 起因事象	原子炉機器冷却水系 故障 (A系)	6.6×10 <sup>-4</sup>
	原子炉機器冷却水系 故障 (B系)	6.6×10 <sup>-4</sup>

・国内BWR実績データ（平成26年度末時点）から算出

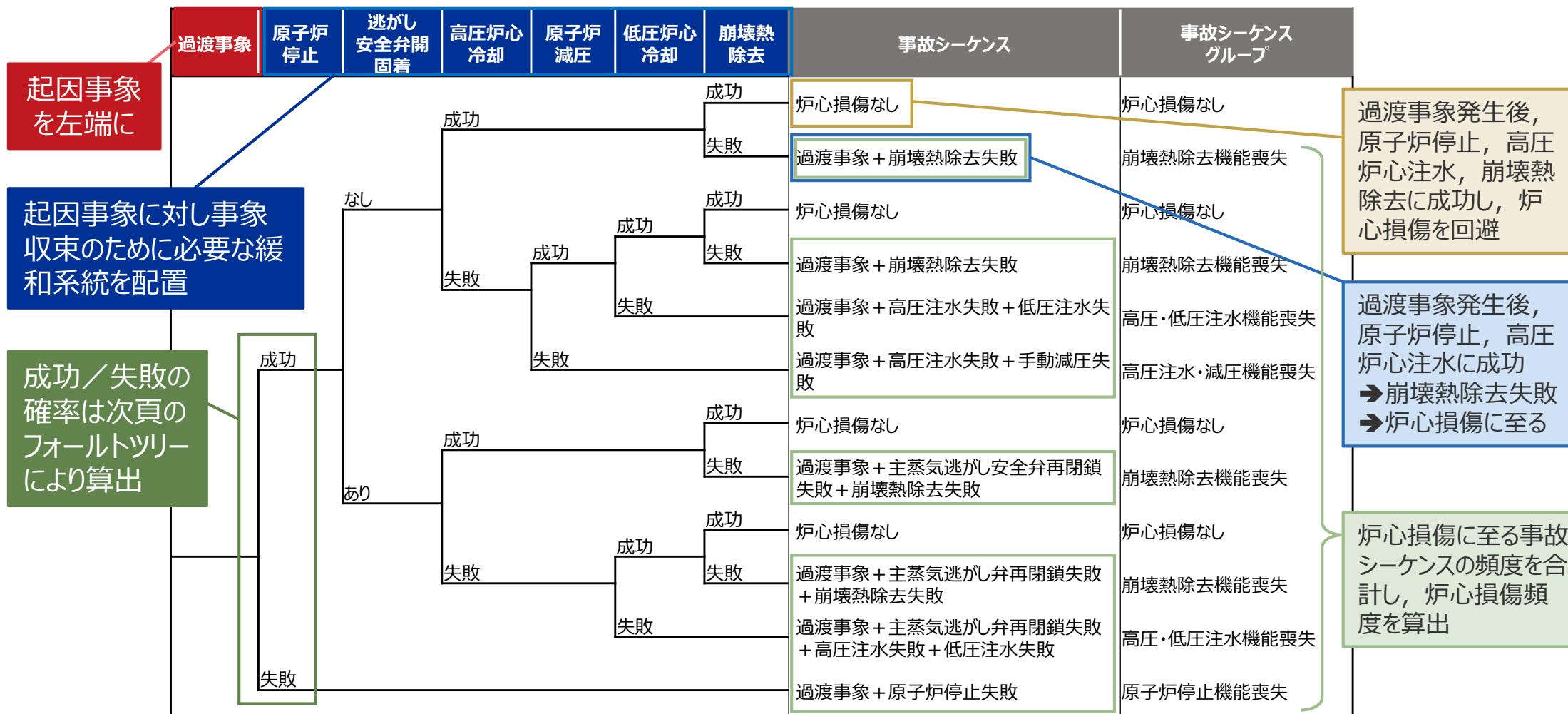
$$\text{発生頻度} = \frac{\text{国内BWRプラントにおける発生実績 [件]}}{\text{国内BWRプラント運転期間 [年]}}$$

・国内BWRプラントで発生経験がないため0.5件の発生を仮定し算出

$$\text{発生頻度} = \frac{0.5 \text{ [件]}}{\text{国内BWRプラント運転期間 [年]}}$$

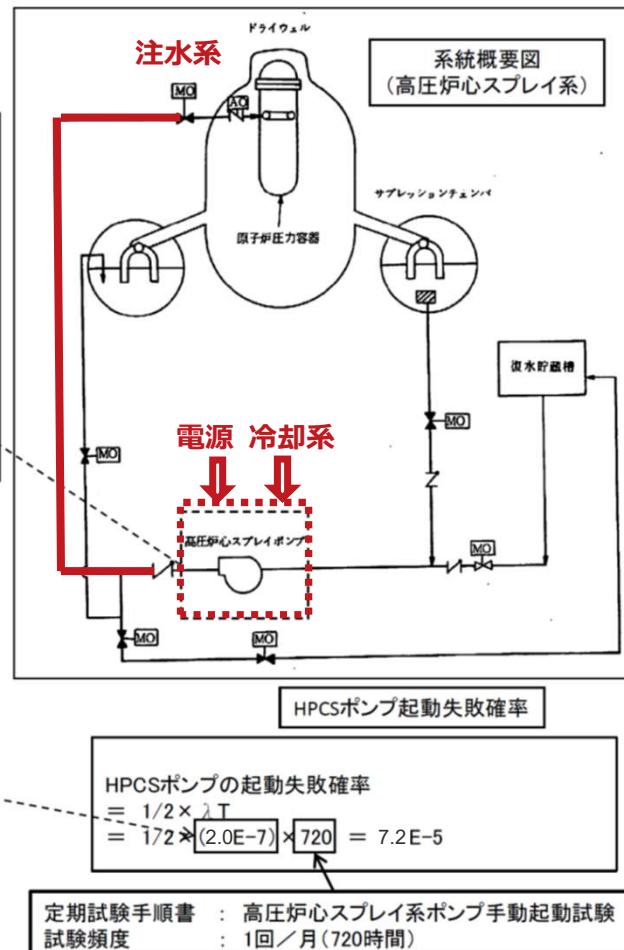
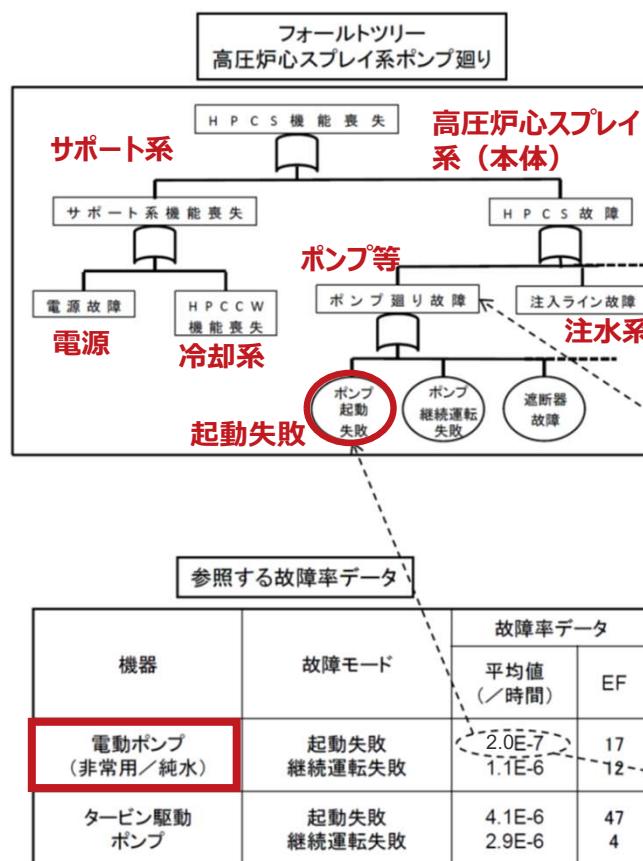
- イベントツリー法を用いて、各起因事象に対して炉心損傷を防止するために必要な緩和設備または緩和操作を検討し、事故シーケンスを展開

### 【イベントツリーの例（過渡事象）】



## (内部事象運転時レベル1PRA) システム信頼性評価

- 展開したイベントツリーの各分岐での成功・失敗確率を設定するために、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開できるフォールトツリー法を用いて定量化



## システム信頼性評価結果の例

システム	非信頼度 (システムが失敗する確率)
高圧炉心スプレイ系	$1.2 \times 10^{-3}$
原子炉隔離冷却系	$6.1 \times 10^{-3}$
原子炉減圧	$2.3 \times 10^{-3}$
低圧炉心スプレイ系	$2.0 \times 10^{-3}$
低圧注水系	$2.0 \times 10^{-3}$
余熱除去系	$2.6 \times 10^{-3}$

システム信頼性評価のイメージ（高圧炉心スプレイ系の例）

## (内部事象運転時レベル1PRA) パラメータの作成

- 機器故障率として、国内原子力発電所の運転経験を基に算出された国内一般機器故障率※を使用

## 【国内一般機器故障率の例】

機種	故障モード	故障が発生する頻度 (／時間)
電動ポンプ <sup>°</sup> (非常用／純水)	起動失敗	$2.0 \times 10^{-7}$
タービン駆動ポンプ	起動失敗 継続運転失敗	$7.5 \times 10^{-6}$ $4.0 \times 10^{-6}$
電動弁 (純水)	作動失敗 誤開／誤閉 閉塞	$6.6 \times 10^{-8}$ $4.2 \times 10^{-9}$ $1.3 \times 10^{-8}$
空気作動弁	作動失敗 誤開／誤閉 閉塞	$8.6 \times 10^{-8}$ $1.8 \times 10^{-8}$ $2.0 \times 10^{-8}$

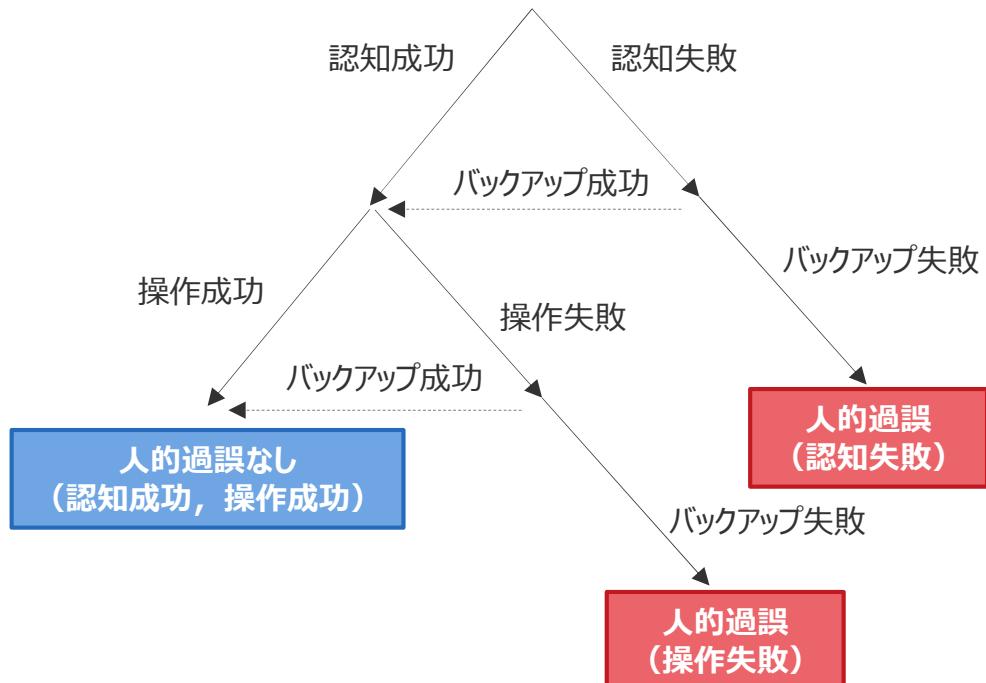
※：「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29か年56基データ）」  
 (一般社団法人 原子力安全推進協会 2016年6月)

## (内部事象運転時レベル1PRA) 人間信頼性解析

- 炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して起こり得る**人的過誤**を同定し、そのタスクの**成功／失敗の確率**を評価
- **人的過誤の発生確率**（運転員が事故の発生を認知できない、または運転員が運転操作に失敗する確率）の分析においては、HRA（人間信頼性解析）イベントツリーを作成し**人的過誤確率**を評価

## 【人的過誤確率の評価結果の例】

人的過誤事象	人的過誤確率
注水不能認知失敗（原子炉冷却材喪失事故以外）	$8.0 \times 10^{-4}$
注水不能認知失敗（原子炉冷却材喪失事故（小破壊））	$1.0 \times 10^{-2}$
高圧注水系の起動操作失敗	$2.6 \times 10^{-3}$
原子炉減圧操作失敗	$1.5 \times 10^{-1}$
余熱除去系の起動操作失敗	$1.2 \times 10^{-5}$



【HRAイベントツリーのイメージ図】

## (内部事象運転時レベル1PRA) 事故シーケンスの定量化

- 炉心損傷頻度 :  $1.3 \times 10^{-5}$  / 炉年
- 炉心損傷頻度 (事故シーケンスグループ別) : 「崩壊熱除去機能喪失」の割合が最も大きい (99.6%) ことを確認
  - 一部の起因事象を除き、崩壊熱除去機能に期待できる系統が余熱除去系のみとなることによる
- 「崩壊熱除去機能喪失」における炉心損傷に至るまでの「起因事象」と「緩和系統の失敗」の主要な組合せ : 余熱除去系に関する人的過誤等となることを確認

【事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度】

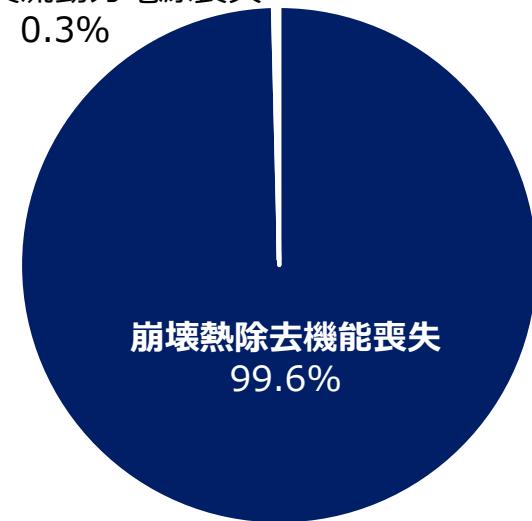
事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
高圧・低圧注水機能喪失	$4.7 \times 10^{-10}$	<0.1
高圧注水・減圧機能喪失	$9.8 \times 10^{-9}$	<0.1
全交流動力電源喪失	$3.5 \times 10^{-8}$	0.3
崩壊熱除去機能喪失	$1.3 \times 10^{-5}$	99.6
原子炉停止機能喪失	$5.6 \times 10^{-9}$	<0.1
LOCA <sup>※1</sup> 時注水機能喪失	$8.5 \times 10^{-11}$	<0.1
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA <sup>※2</sup> )	$1.5 \times 10^{-9}$	<0.1
合 計	$1.3 \times 10^{-5}$	100.0

※1: 配管の破損等により原子炉冷却材が漏えいする事象

※2: 原子炉圧力容器に接続された系統に設置された複数の弁が誤って開いた状態になることにより、低圧設計部分が過圧されて破損し、原子炉冷却材が漏えいする事象

全交流動力電源喪失

0.3%



【事故シーケンスグループ別の寄与割合】

【主要な事故シーケンス】

事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	炉心損傷に至るまでの「起因事象」と「緩和系統の失敗」の主要な組合せ
崩壊熱除去 機能喪失	過渡事象 + 余熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 非隔離事象 + 余熱除去系系統操作失敗</li> <li>● 外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機(A/B)運転継続失敗(共通原因故障)</li> <li>● RPS (原子炉保護系) 誤動作等 + 余熱除去系系統操作失敗</li> </ul>

- 「内部事象レベル1PRA」, 「地震レベル1PRA」, 「津波レベル1PRA」および「PRAを適用できない外部事象等に対する定性的検討」から、**事故シーケンスを抽出**

- 抽出した**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\***と比較

\* : 設置許可基準規則第37条 解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ

→ 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の有無を確認

→ 内部事象レベル1PRAから抽出された事故シーケンスは、全て**必ず想定する事故シーケンスグループ**に対応する事故シーケンスであり、**事故シーケンスグループの追加は不要であることを確認**

### 【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構造及び設備の基準 (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

##### ①BWR

- 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※1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※2）

※1: 配管の破損等により原子炉冷却材が漏えいする事象

※2: 原子炉圧力容器に接続された系統に設置された複数の弁が誤って開いた状態になることにより、低圧設計部分が過圧されて破損し、原子炉冷却材が漏えいする事象

- 機能喪失の要因の観点から区別するため、PRAから抽出した事故シーケンスを事故シーケンスグループに分類

### 【PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討（抜粋）】

整理番号	事故シーケンスグループ <sup>①</sup>	事故シーケンス	内部事象PRA 炉心損傷頻度（／炉年）
1	高圧・低圧注水 機能喪失	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	$2.5 \times 10^{-10}$
2		過渡事象 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心スプレイ系失敗 + 低圧注水失敗	$4.9 \times 10^{-11}$
3		手動停止 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	$2.6 \times 10^{-12}$
4		手動停止 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心スプレイ系失敗 + 低圧注水失敗	$6.3 \times 10^{-12}$
5		サポート系故障 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	$1.5 \times 10^{-10}$
6		サポート系故障 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心スプレイ系失敗 + 低圧注水失敗	$1.1 \times 10^{-11}$
7	高圧注水・減圧 機能喪失	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗	$8.2 \times 10^{-9}$
8		手動停止 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗	$1.5 \times 10^{-10}$
9		サポート系故障 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗	$1.5 \times 10^{-9}$
10	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機失敗 + 高圧炉心スプレイ系失敗 + 原子炉隔離冷却系喪失	$3.5 \times 10^{-8}$
11		外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機失敗 + 高圧注水失敗	$2.1 \times 10^{-10}$
12		外部電源喪失 + 非常用直流電源A,B故障 + 高圧炉心スプレイ系失敗	$5.4 \times 10^{-12}$
13		外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機失敗 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心スプレイ系失敗	$3.0 \times 10^{-10}$
14	崩壊熱除去 機能喪失	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	$8.3 \times 10^{-6}$
15		過渡事象 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗	$6.5 \times 10^{-8}$
16		手動停止 + 崩壊熱除去失敗	$1.6 \times 10^{-6}$
17		手動停止 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗	$1.3 \times 10^{-8}$
18		サポート系故障 + 崩壊熱除去失敗	$3.2 \times 10^{-6}$
19		サポート系故障 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗	$2.6 \times 10^{-8}$
20		原子炉冷却材喪失事故（大破断） + 崩壊熱除去失敗	$3.8 \times 10^{-10}$
21		原子炉冷却材喪失事故（中破断） + 崩壊熱除去失敗	$3.8 \times 10^{-9}$
22		原子炉冷却材喪失事故（小破断） + 崩壊熱除去失敗	$5.7 \times 10^{-9}$

事故シーケンスをグループに分類

## (運転中) 炉心損傷防止対策に係る重要事故シーケンスの選定

- 審査ガイドに記載の4つの着眼点\*から、事故シーケンスごとに対応が厳しい事故シーケンスを**重要事故シーケンス**として選定

\* : 「a:共通要因故障等」, 「b: (対策の) 余裕時間」, 「c: (対策の) 設備容量」, 「d:代表シーケンス」

## 【重要事故シーケンスの選定結果例（崩壊熱除去機能喪失）】

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	喪失した機能	主な炉心損傷防止対策 (下線は有効性評価対象)	着眼点 (a.共通要因故障等 b.余裕時間 c.設備容量 d.代表シーケンス)			
				a	b	c	d
崩壊熱除去 機能喪失	①過渡事象 + 崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)	・除熱機能	[余熱除去系が故障した場合] ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離冷却系 ・原子炉急速減圧 ・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	高	低	高
	②過渡事象 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)			高	高	低	低
	③手動停止 + 崩壊熱除去失敗			中	低	低	中
	④手動停止 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗			中	低	低	低
	⑤サポート系故障 + 崩壊熱除去失敗		[取水機能が喪失した場合] ・原子炉隔離冷却系 ・原子炉減圧 ・余熱除去系 (低圧注入モード) ・余熱除去系 (サブレッショングループ水冷却モード) ・原子炉機器代替冷却水系 ・緊急時海水取水系 ・常設代替交流電源設備 ・低圧代替注水系(常設) (補給水ポンプ)	高	低	低	中
	⑥サポート系故障 + 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗			高	低	低	低
	⑦原子炉冷却材喪失事故(大破断) + 崩壊熱除去失敗			中	高	高	低
	⑧原子炉冷却材喪失事故(中破断) + 崩壊熱除去失敗			中	高	高	低
	⑨原子炉冷却材喪失事故(小破断) + 崩壊熱除去失敗			中	高	高	低

- 事故シーケンスに対し、  
a.~d.の観点で厳しさを確認
- 崩壊熱除去機能喪失の  
事故シーケンスグループから、  
**①の事故シーケンスを重要事故シーケンス  
として選定**



本シナリオに基づき、  
重大事故等対処設備の有効性を評価

## (内部事象停止時レベル1PRA) プラント状態の分類

- 停止時PRAの評価対象：第12回定期検査（標準的な工程で実施）を選定
  - 点検により機器が不待機になることを考慮
- 評価対象期間における停止時のプラント状態を以下の観点から分類
  - プラントパラメータの類似性、使用可能な緩和設備、成功基準、余裕時間等に関する類似性
- 上記を除き、内部事象運転時レベル1PRAと同様の手法により評価

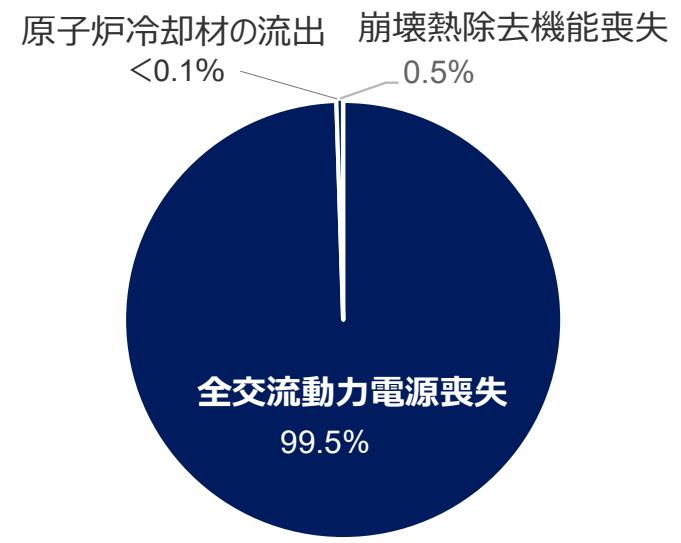
【プラント状態の分類および主な緩和設備の状態】

プラント状態		冷温停止への移行状態	原子炉ウェル満水への移行状態	原子炉ウェル満水状態		全燃料取出期間	原子炉ウェル満水状態		起動への移行状態	起動準備状態	
日数		1	2	4	4	—	11	8	7	12	11
定期事業者検査主要工程		原子炉開放		燃料取出し 制御棒駆動機構点検 局部出力領域モニタ交換		原子炉低位置設置弁点検	燃料装荷		原子炉圧力容器 原子炉格納容器 復旧／漏洩試験	インタロックテスト	水圧制御ユニット点検
原子炉水位		通常水位		ウェル満水		—	ウェル満水		通常水位		
プールゲート		閉鎖		開放		—	開放		閉鎖		
評価する崩壊熱除去対象の所在		原子炉		原子炉 + 燃料プール		—	原子炉 + 燃料プール		原子炉		
除熱系	余熱除去系	A				—					
		B				—					
注水系	低圧炉心スプレイ系										
	余熱除去系 (低圧注入モード)	A									
		B									
		C									
	高圧炉心スプレイ系										
	補給水系	A									
		B									
		C									
サポート系	原子炉機器冷却水系／ 原子炉機器冷却海水系		A			—					
	B										
	非常用ディーゼル発電機		A			—					
	B										

## (内部事象停止時レベル1PRA) 事故シーケンスの定量化

- 燃料損傷頻度 :  $8.3 \times 10^{-6}$  / 定期事業者検査
- 燃料損傷頻度 (事故シーケンスグループ別) : 「全交流動力電源喪失」の割合が最も大きい (99.5%) ことを確認
  - 今回評価では、外部電源復旧等、故障した機器の復旧作業をモデル化していないため、定期点検により非常用ディーゼル発電機の待機台数が1台の期間は「全交流動力電源喪失」の燃料損傷頻度が上昇

【事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度】		
事故シーケンスグループ	燃料損傷頻度 (/定期事業者検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	$4.4 \times 10^{-8}$	0.5
全交流動力電源喪失	$8.2 \times 10^{-6}$	99.5
原子炉冷却材の流出	$1.0 \times 10^{-9}$	<0.1
合計	$8.3 \times 10^{-6}$	100.0



事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	燃料損傷に至るまでの「起因事象」と「緩和系統の失敗」の主要な組合せ
全交流動力 電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機(A)運転継続失敗 ※</li> <li>● 外部電源喪失 + 非常用ディーゼル発電機(B)運転継続失敗 ※</li> </ul>

※：定期検査中は点検により待機系列が1系列になる期間があるため、「外部電源喪失」と「非常用ディーゼル発電機1系列喪失」の組合せで燃料損傷判定としている

- 「停止時レベル1PRA」および「PRAを適用できない外部事象等に対する定性的検討」から事故シーケンスを抽出
  - 抽出した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\*と比較
    - 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の有無を確認
    - 抽出された事故シーケンスは、全て必ず想定する事故シーケンスグループに対応する事故シーケンスであり、事故シーケンスグループの追加は不要であることを確認
- \* : 設置許可基準規則第37条 解釈4-1(a)の必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

### 【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）】

#### 4-1 (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

## (運転停止中) 燃料損傷防止対策に係る重要事故シーケンスの選定

- 審査ガイドに記載の3つの着眼点\*から、事故シーケンスごとに対応が厳しい事故シーケンスを**重要事故シーケンス**として選定

\* : 「a: (対策の) 余裕時間」、「b: (対策の) 設備容量」、「c: 代表シーケンス」

## 【重要事故シーケンスの選定結果例（全交流動力電源喪失）】

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1	対応する主要な損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対策を示す)			着眼点 (a.余裕時間 b.設備容量 c.代表性)	
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a		
全交流動力電源喪失	①外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水、崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備 ・原子炉機器代替冷却水系 ・緊急時海水取水系	低	低	高
		崩壊熱除去機能※3	・低圧代替注水系（常設） （補給水ポンプ）			
		原子炉への注水機能				
	②外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水、崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	低
		原子炉への注水設備に必要な直流電源の復旧（非常用ディーゼル発電機起動等のため）	・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備			
		崩壊熱除去機能※3	・原子炉機器代替冷却水系 ・緊急時海水取水系			
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系（常設） （補給水ポンプ）			

- 事故シーケンスに対し、  
a.～c.の観点で厳しさを確認
- 全交流動力電源喪失の  
事故シーケンスグループから、  
**①の事故シーケンスを重要事故シーケンス  
として選定**



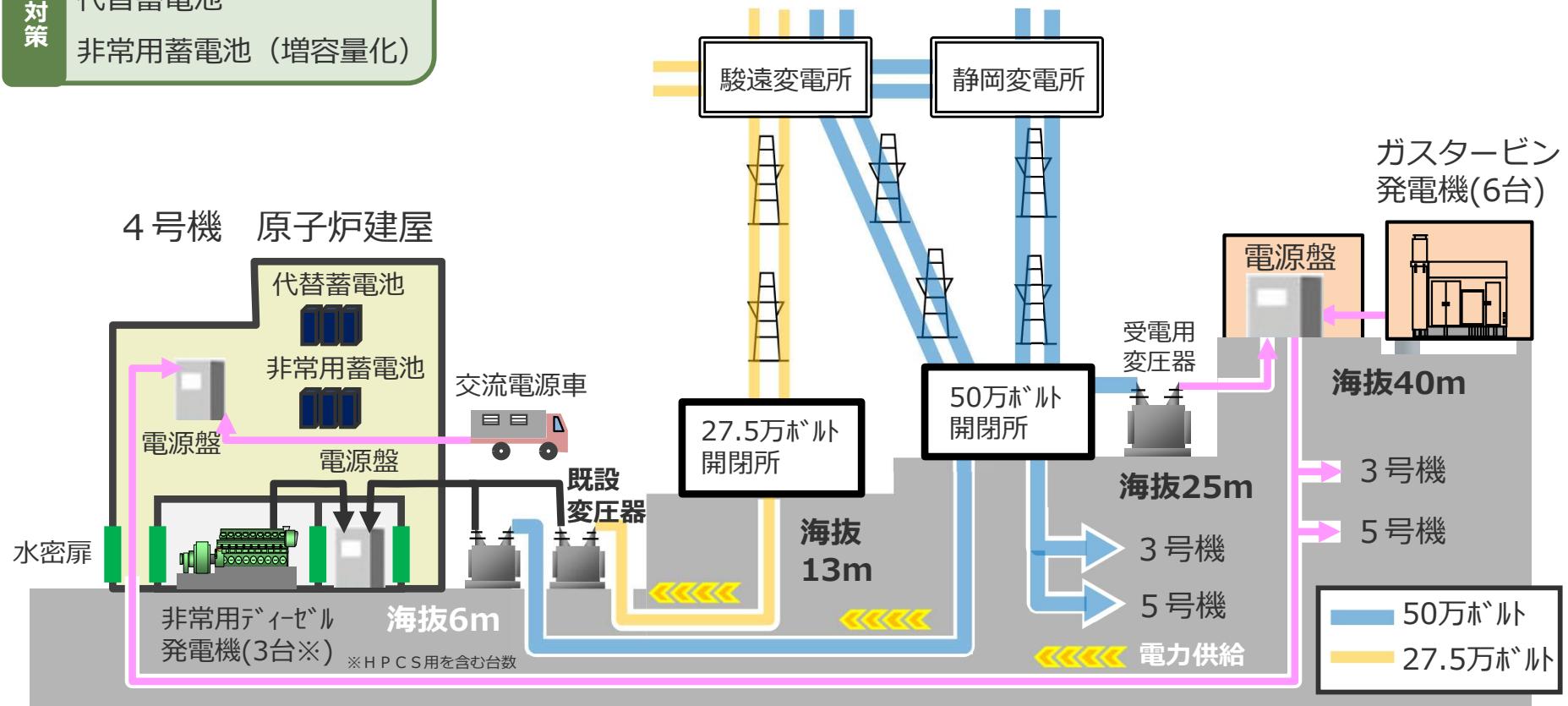
本シナリオに基づき  
重大事故等対処設備の有効性を評価

### 3. 設備対策の強化

---

### 3. 設備対策の強化

## 重大事故等対策（設備）の概要 ~電源の確保~



### 3. 設備対策の強化

## 重大事故等対策（設備）の概要 ~注水手段の確保~

中部電力

24

従来から

- 高圧注水設備（タービン駆動）
- 高圧注水設備（モータ駆動）
- 低圧注水設備（モータ駆動）

重大事故等対策

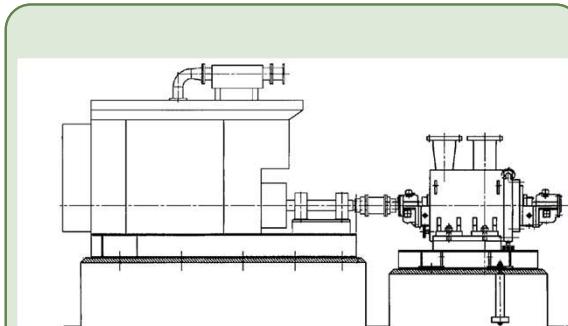
- 高圧代替注水系（タービン駆動）
- 低圧代替注水系（ディーゼル駆動）
- 低圧代替注水系（補給水ポンプ）
- 可搬型設備（注水/取水ポンプ）
- 注水ラインの耐震強化



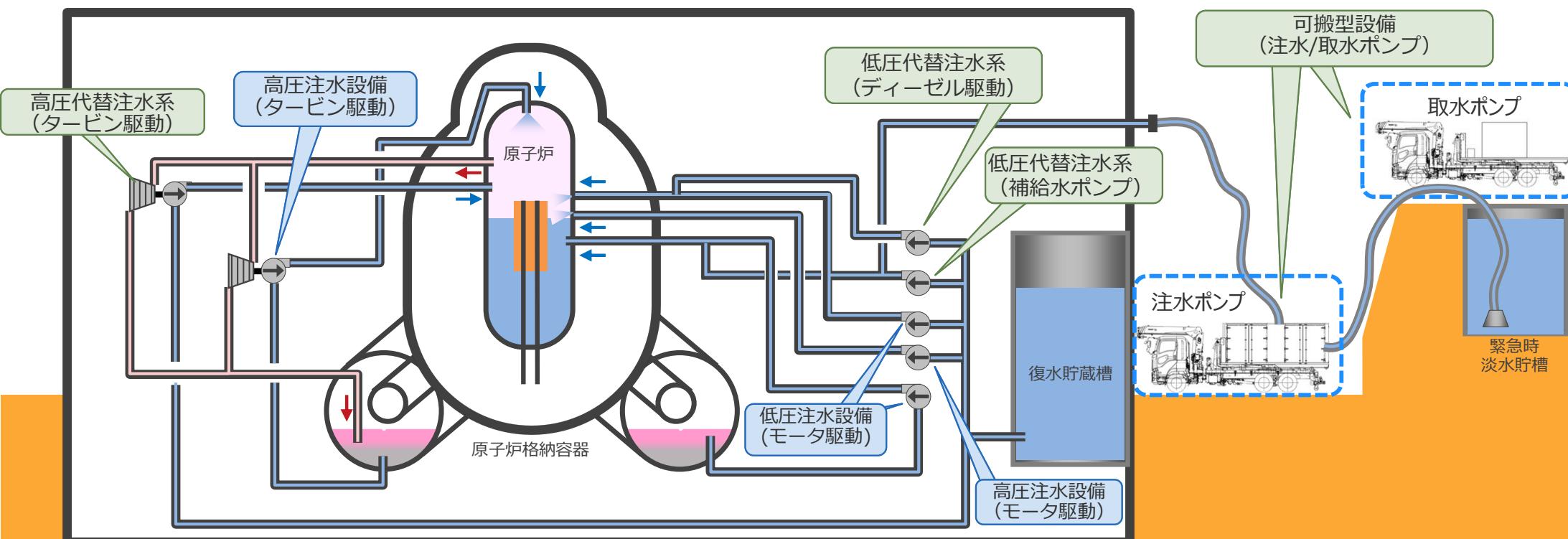
高圧注水設備  
(タービン駆動)



低圧注水設備  
(モータ駆動)



低圧代替注水系  
(ディーゼル駆動)



### 3. 設備対策の強化

## 重大事故等対策（設備）の概要

～水の確保（取水源）～

従来から

復水貯蔵槽  
サプレッション・チェンバ

重大事故  
等対策

緊急時淡水貯槽  
復水サージタンク  
取水槽

発電所敷地内に  
7日分以上の事  
故対応が可能な  
水を確保



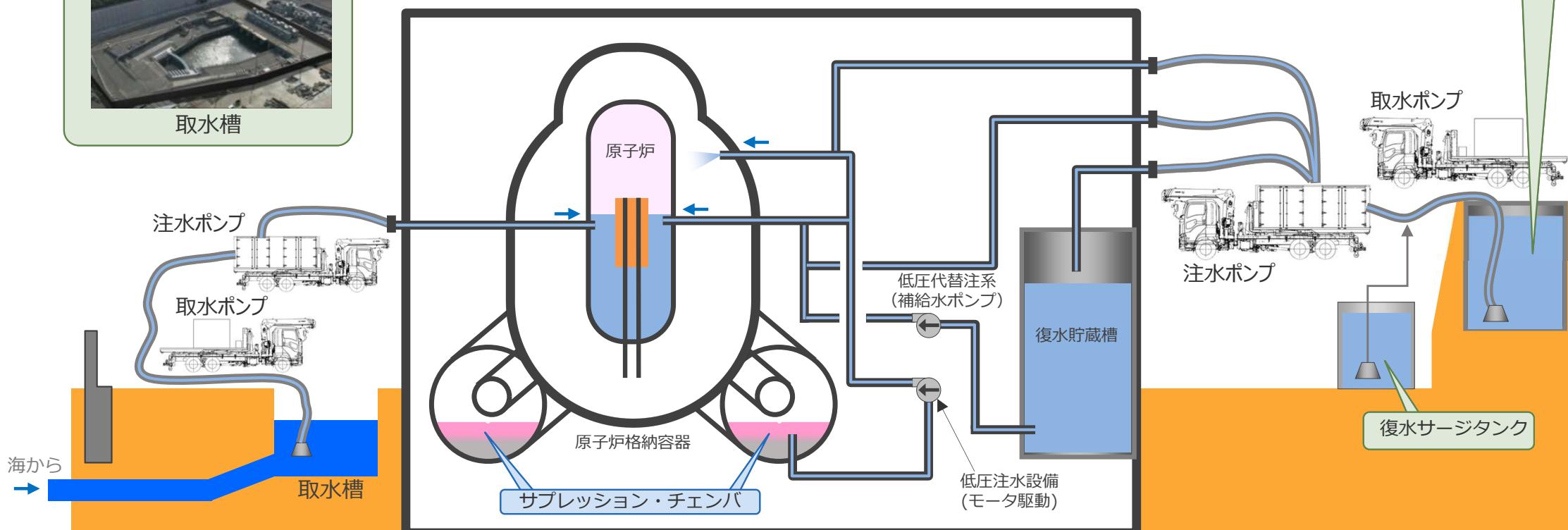
サプレッション・チェンバ



緊急時淡水貯槽



取水槽



### 3. 設備対策の強化

## 重大事故等対策（設備）の概要 ~除熱手段の確保~

中部電力

26

従来から

原子炉機器冷却設備  
(淡水系・海水系)  
崩壊熱除去設備  
格納容器スプレイ冷却

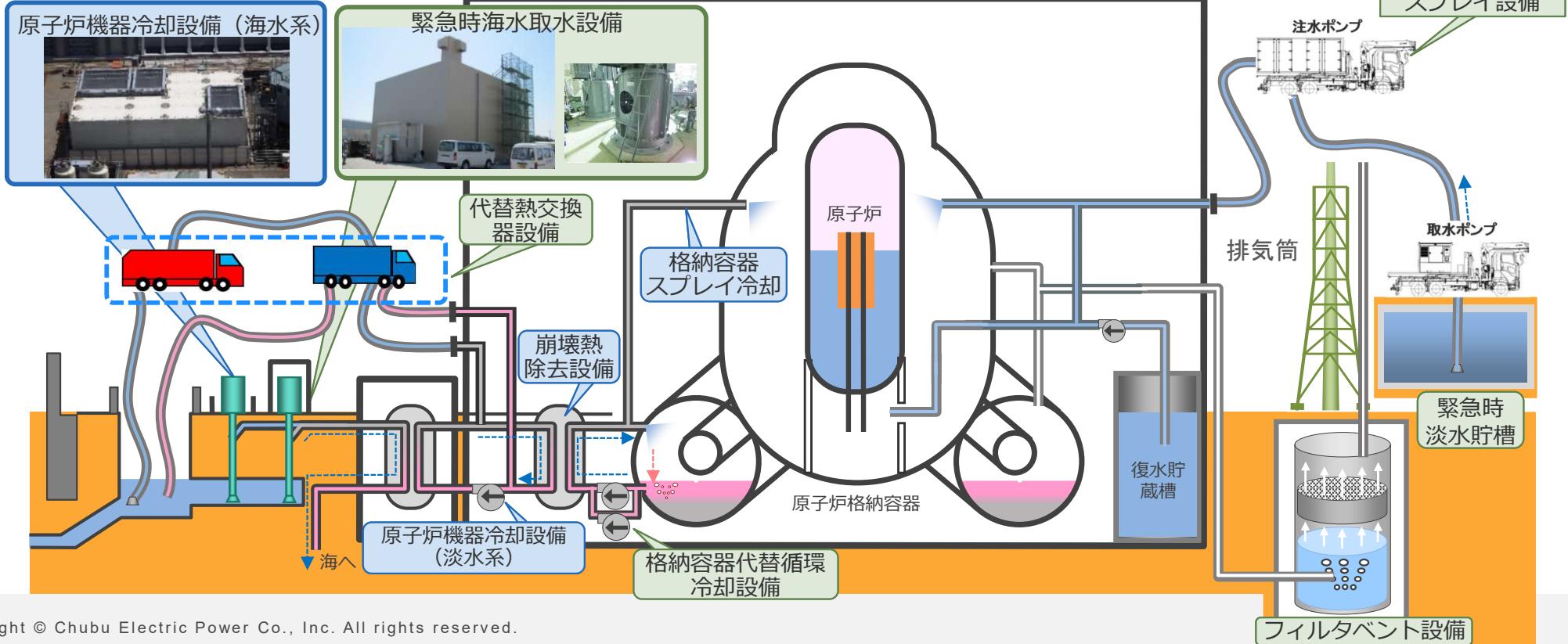
重大事故等対策

緊急時海水取水設備  
代替熱交換器設備  
格納容器代替循環冷却設備  
格納容器代替スプレイ設備  
filtration equipment

崩壊熱除去設備  
格納容器スプレイ冷却  
(低圧注水設備と同設備)



filtration equipment



## 4. 現場対応力の強化

---

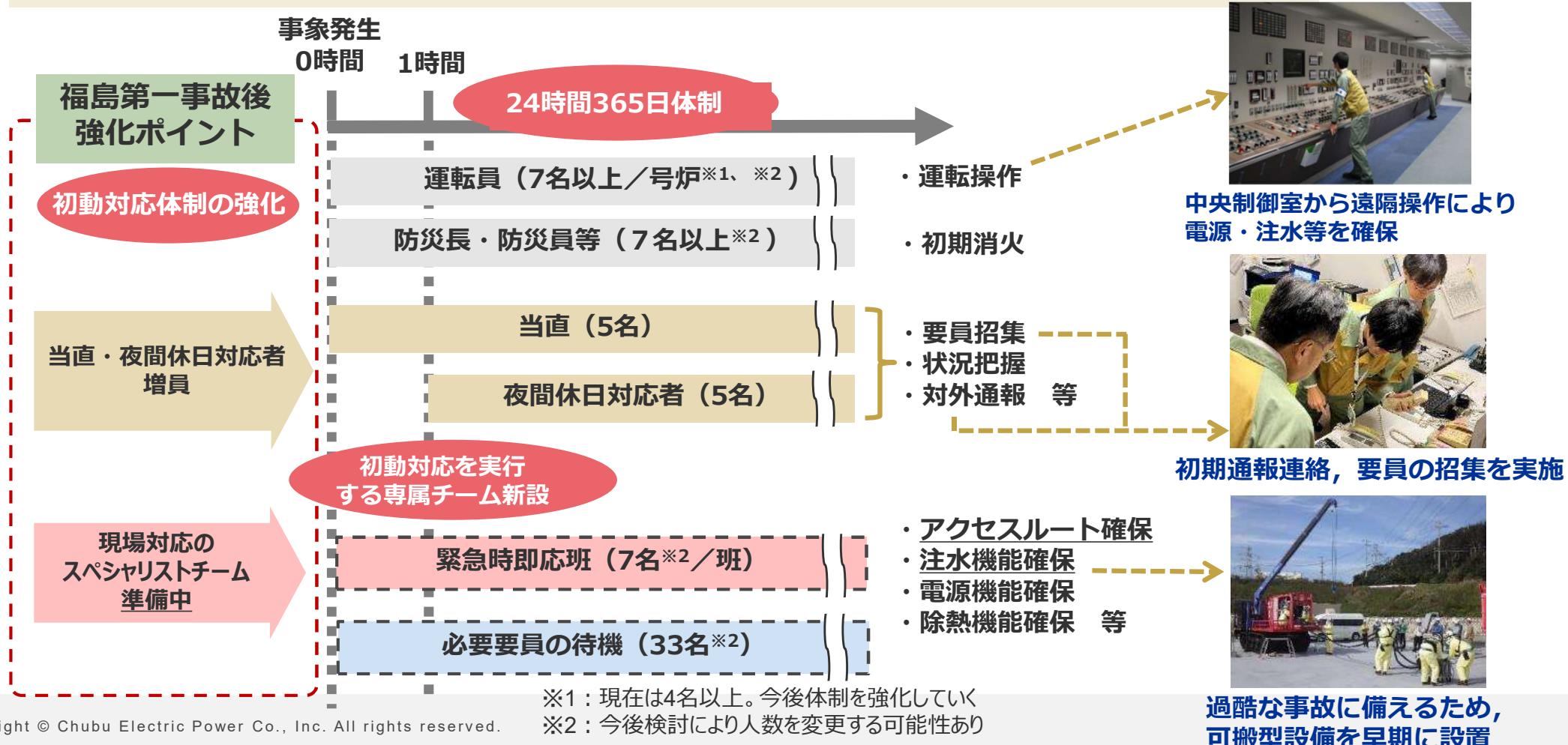
## 4. 現場対応力の強化

### 重大事故等対策（手順、体制等）の概要～発電所の初動対応の強化～

中部電力

28

- 東京電力福島第一原子力発電所事故以降、**初動対応体制を強化**
  - 休日・夜間においても、発生直後からの対応の迅速化
  - 初動対応を確実に実施できる要員を**24時間365日確保**
- 運転時の事故対応における初動の重機・可搬型設備を扱う専門組織として、「**緊急時即応班**」を設置
  - 運用開始に向け、現在チームを準備中
- 対応に必要な要員の待機体制を準備中



## 4. 現場対応力の強化

### 重大事故等対策（手順、体制等）の概要～手順書類の整備～

中部電力

29

- 新たな設備の設置を踏まえ、以下対応を行う方針
  - 従前の事故時手順書：新規設備を用いた事故時の対応策を追加
  - 各設備の個別操作手順：「SA設備運転操作手順書」および「緊急時運転操作手引（EHG）」を整備
- 上記手順書を用いて様々な事故シナリオについて、3, 4号機運転員が訓練を実施  
→ 手順の習熟を図りながら、内容検証を実施中
- 緊急時対策所との連携訓練を適宜実施し、運転員との連携を強化



## 4. 現場対応力の強化

### 重大事故等対策（手順、体制等）の概要～教育・訓練の充実～

- 現場対応能力の向上を目的として、可搬型設備等の現場訓練を繰り返し実施
  - 訓練による検証結果を「緊急時運転操作手引（EHG）」に反映予定

#### ○注水機能確保\*



ホース布設訓練



可搬型注水設備操作訓練

#### ○瓦礫撤去



瓦礫撤去訓練

#### ○電源機能確保



交流電源車操作訓練

#### ○水素爆発防止



窒素供給車両操作訓練

#### ○放射性物質の拡散抑制

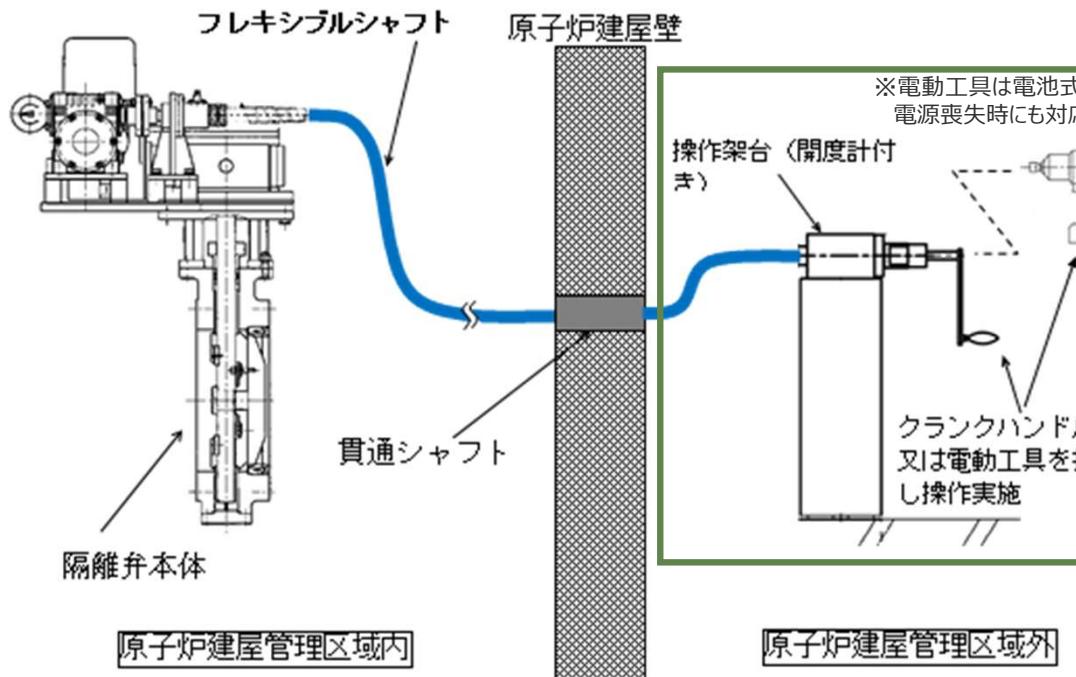


放水砲操作訓練

## 4. 現場対応力の強化

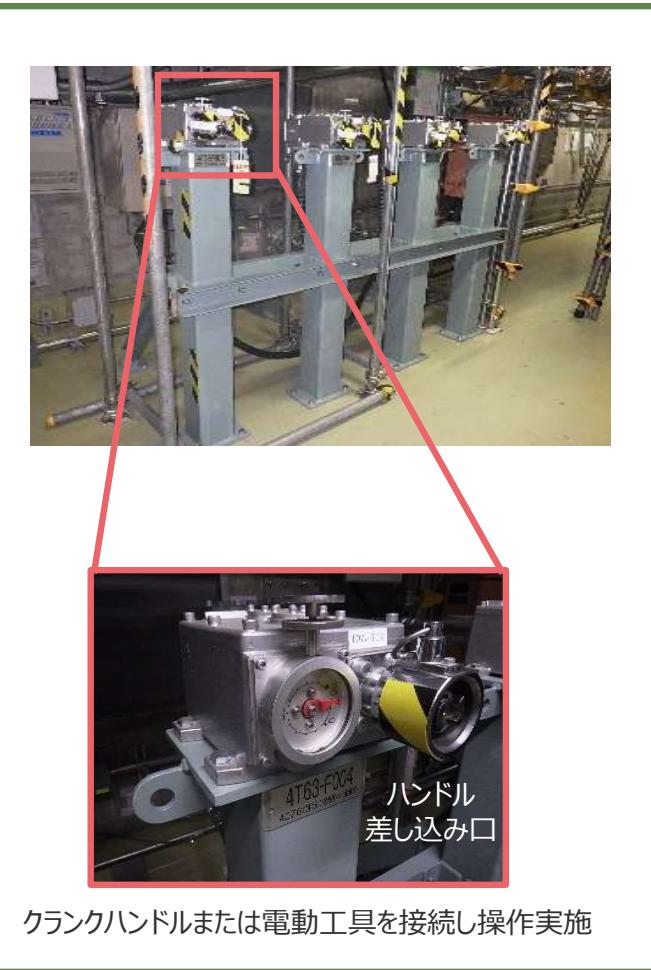
### 重大事故等対策（手順、体制等）の概要～教育・訓練の充実～

- 新たな設備について、制約時間内に速やかに対応できるよう机上および現場での教育を実施
  - 机上教育（手順、設備知識）、現場教育（弁の配置や操作方法）
- 上記結果を「SA設備運転操作手順書」に反映予定



【フィルタベント現場操作架台】

- 事故時に放射線管理区域外に設置した操作架台にハンドルを差し込み手動操作  
→ 放射線管理区域内（放射線量高）に立ち入ることなく、  
フィルタベント隔離弁を操作可能



## 5. 重大事故等対策の有効性評価

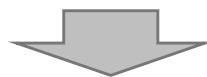
---

## 5. 重大事故等対策の有効性評価

### 重大事故等対策の有効性評価の概要

#### 【重大事故等対策の有効性評価の流れ】

- 重大事故等の想定にあたり、内部事象および外部事象に対して、適用可能な確率論的リスク評価（PRA）等の知見を活用し、対象とすべき事故シーケンスグループ（出力運転時および運転停止時）および格納容器破損モードを抽出



- 抽出した事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードについて重要事故シーケンス等を選定
- 想定する重大事故等について、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、重大事故等対策の設備、手順および体制の有効性を評価

今回のご説明範囲

- 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
- 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



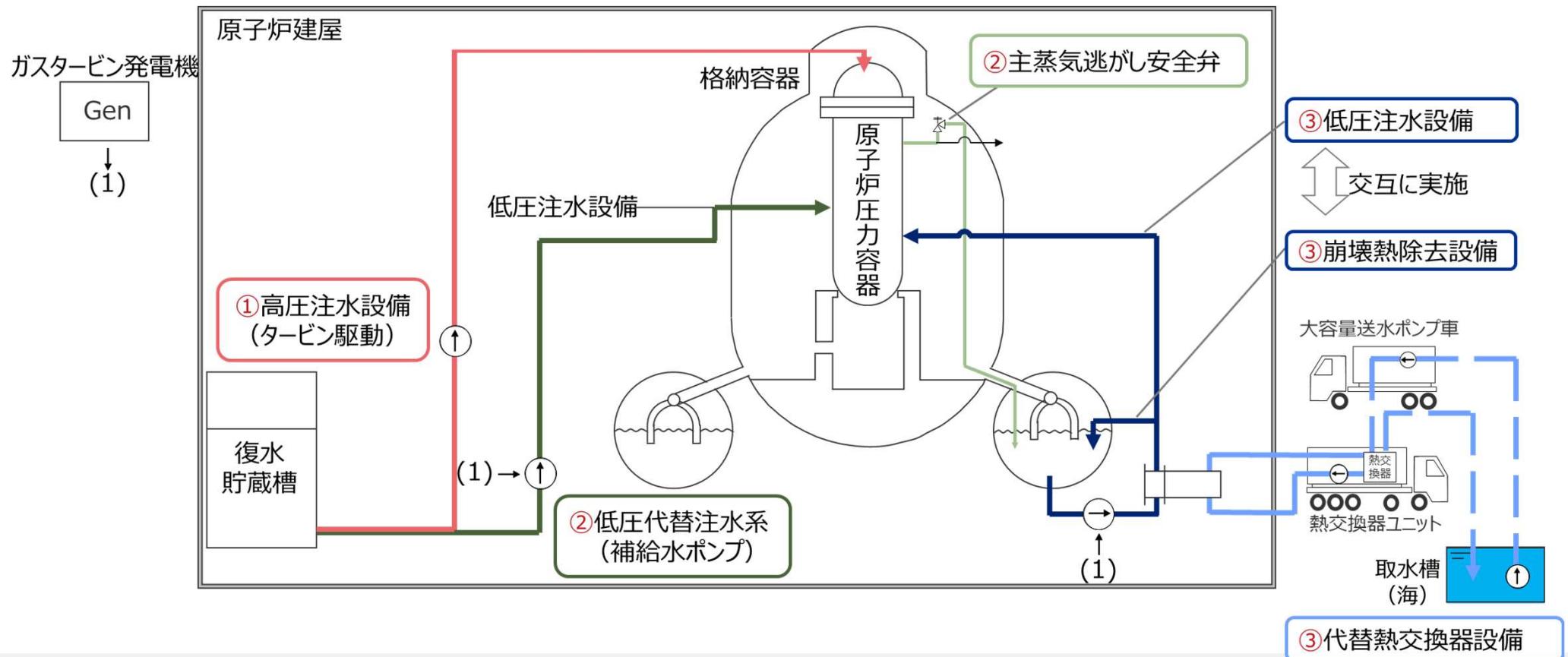
- 炉心損傷に至るおそれのある事故シーケンスグループ：評価項目を満足することを確認
  - 「燃料被覆管温度および酸化量」、「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力」、「原子炉格納容器にかかる圧力および温度」が判断基準を満足。安定状態を維持可能
  - 格納容器フィルタベント系使用による「敷地境界での実効線量」は、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくリスクを与えない
- 運転停止中の原子炉における燃料損傷に至るおそれのある事故シーケンスグループ：評価項目を満足することを確認
  - 「有効燃料棒頂部の冠水」、「放射線遮蔽の維持」、「未臨界の確保」が可能であり、判断基準を満足。安定状態を維持可能
- 上記の事故シーケンスグループについて、「重大事故等対策に必要な要員」を運転員および緊急事態対策要員にて確保可能、「必要な水源、燃料および電源」を7日間継続して供給可能であることを確認

## 5. 重大事故等対策の有効性評価

重大事故等対策の概要（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の例）

#### ■ 計算機プログラムを用いた解析により評価する対策の流れ

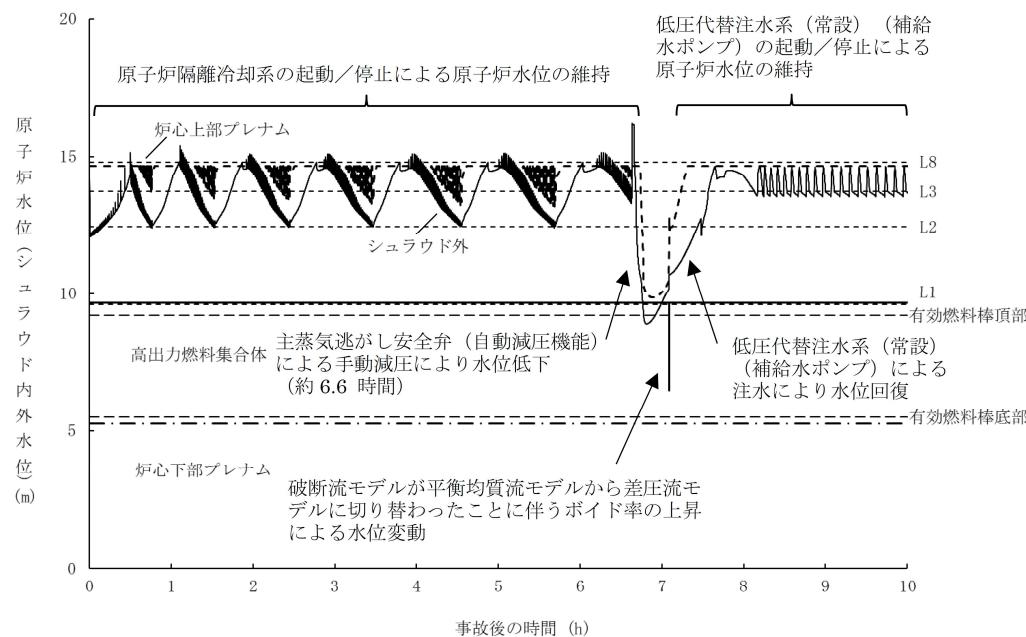
- 事象想定：過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事象
  - 評価上の仮定：原子炉機器冷却水系の機能喪失を想定、従属して非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機が使用できないと仮定
  - ① 高圧注水設備（タービン駆動）による原子炉注水によって、**炉心を冷却【～事象発生約6.6時間後】**
  - ② 主蒸気逃がし安全弁を手動開操作し、低圧代替注水系（補給水ポンプ）により炉心を冷却 **【事象発生約6.6時間後～】**
  - ③ 代替熱交換器設備を用いた低圧注水設備による原子炉注水および**崩壊熱除去設備**により、格納容器除熱 **【事象発生19時間後～】**



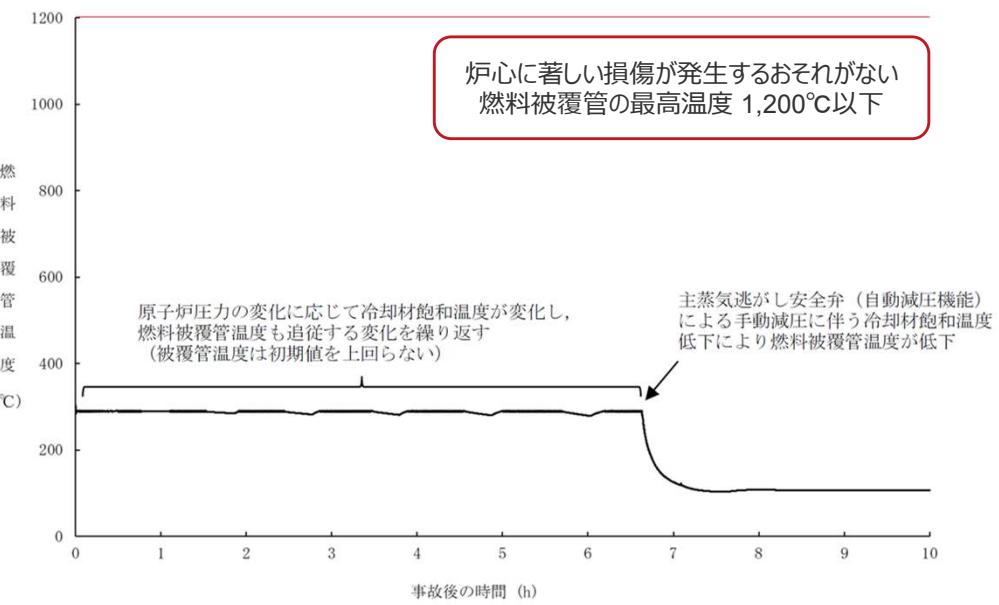
## 5. 重大事故等対策の有効性評価

評価結果（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の例）（1／2）

- 計算機プログラムを用いた解析により判断基準を満足することを確認
- ➔ 前ページに示した重大事故等対策の設備能力（ハード面）、現場対応力（ソフト面）が事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対して有効であることを確認



【原子炉水位（シラウド内外水位）の推移】\*



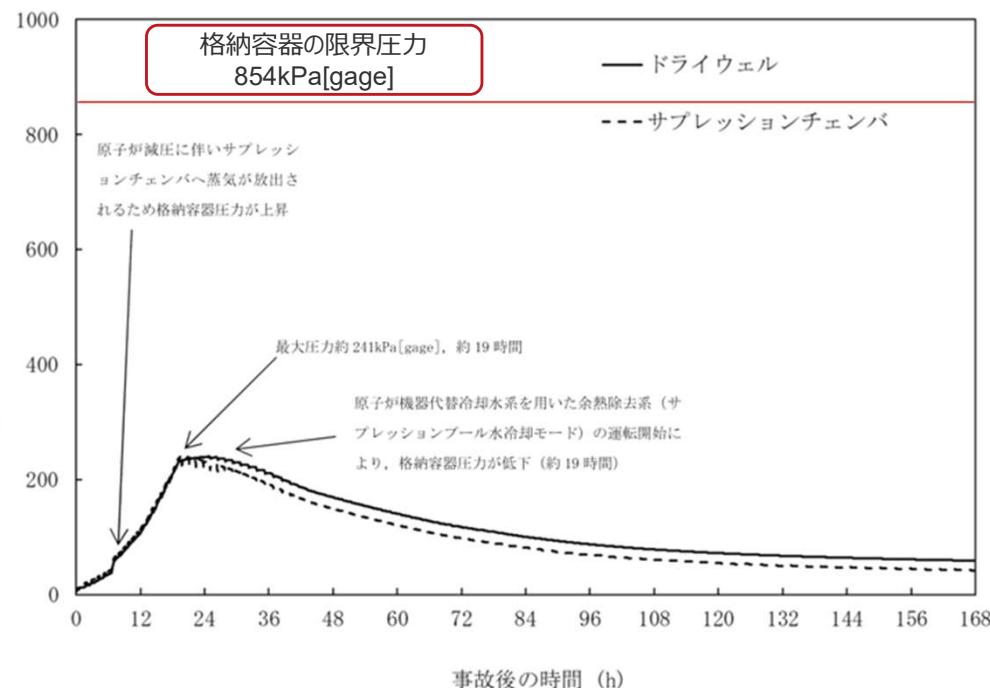
【燃料被覆管温度の推移】\*

\* : 崩壊熱除去機能喪失は、炉心冷却に成功するものの、余熱除去系を使用できず格納容器が破損することによって炉心冷却機能を喪失し、炉心損傷に至る事象である。本事象では原子炉水位が維持されるため、燃料被覆管温度は初期値を上回らない結果となる。格納容器の解析結果については次ページに示す。

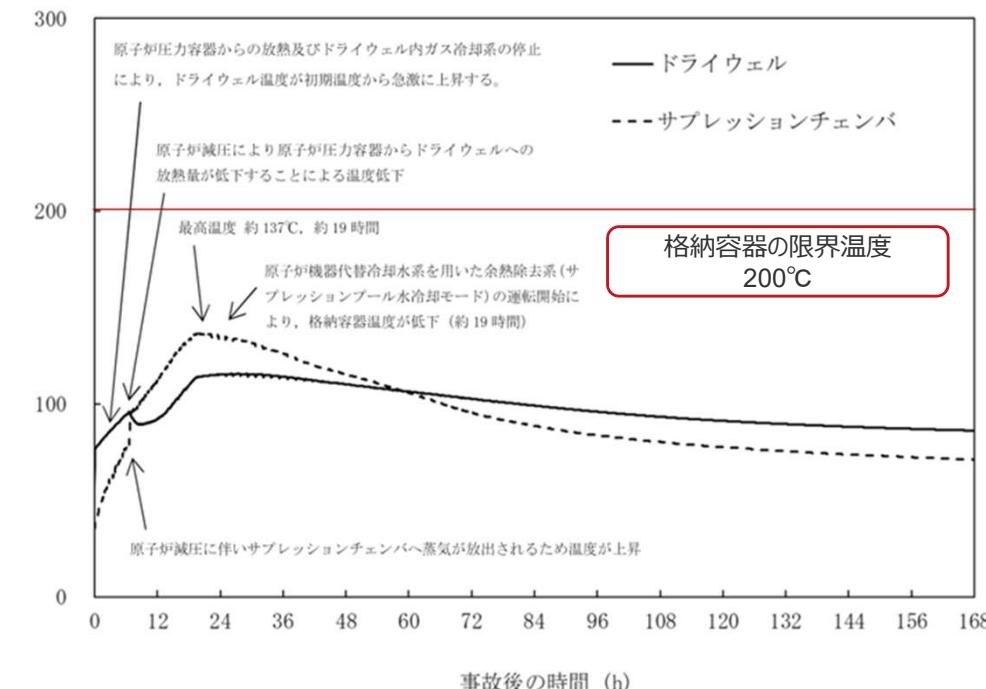
## 5. 重大事故等対策の有効性評価

評価結果（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の例）（2／2）

- 計算機プログラムを用いた解析により判断基準を満足することを確認
- ➔ 前ページに示した重大事故等対策の設備能力（ハード面）、現場対応力（ソフト面）が事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対して有効であることを確認



【格納容器圧力の推移】



【格納容器温度の推移】

## 05 対策の有効性評価

### 炉心損傷防止対策の有効性評価結果（抜粋）

事故シーケンス グループ	評価項目	燃料被覆管の 最高温度 (°C)	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])	格納容器バウンダリ にかかる 圧力の最大値 (kPa[gage])	格納容器バウンダリ にかかる 温度の最大値 (°C)	敷地境界での 実効線量 (mSv) <イベント時間>
	判断基準	1,200以下	15以下	10.34未満	854未満	200未満	5以下
高圧・低圧注水機能喪失		約797	1以下	約7.68	約427	約154	—※ <約33時間後>
高圧注水・減圧機能喪失		約659	1以下	約7.68	約37	約80	—
全交流動力電源喪失		約309 (初期値)	1以下	約7.68	約342	約147	—
崩壊熱除去 機能喪失	取水機能 喪失	約309 (初期値)	1以下	約7.68	約241	約137	—
	余熱除去系 故障	約309 (初期値)	1以下	約7.68	約427	約154	—※ <約33時間後>
原子炉停止機能喪失		約1,001	1以下	約9.54	約354	約138	—
LOCA時注水機能喪失		約825	1以下	約7.68	約427	約154	約 $3.5 \times 10^{-3}$ <約31時間後>
格納容器バイパス（インター フェイスシステムLOCA）		約309 (初期値)	1以下	約7.55	—	—	—

※：「LOCA時注水機能喪失」の実効線量を下回る

## 05 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結果（抜粋）



38

事故シーケンス グループ	評価項目		
	有効燃料棒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	未臨界を確保すること
崩壊熱除去機能喪失	冠水を維持 (有効燃料棒頂部の約4.2m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位※1を確保 (有効燃料棒頂部の約4.2m上まで低下)	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)
全交流動力電源喪失	冠水を維持 (有効燃料棒頂部の約5.1m上を維持)	放射線の遮蔽が維持される水位※1を確保 (有効燃料棒頂部の約5.1m上を維持)	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 (有効燃料棒頂部の約14m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位※2を確保 (有効燃料棒頂部の約14m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、有効燃料棒頂部は冠水維持	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	制御棒の引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、原子炉スクラムにより未臨界は確保

※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、有効燃料棒頂部の約1.9m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、有効燃料棒頂部の約3.0m上の位置

## 6. (参考) 炉心損傷頻度の低減

---

## 重大事故等対策の効果

- 重大事故等対策を反映した内部事象運転時レベル1PRAを実施
  - ➔ 対策反映前後の評価結果を比較することにより、効果を確認
- PRAモデルは現在の設計情報等をもとに設定しているが、以下により変更する場合あり
  - 新たな知見等を踏まえた対策の見直し
  - 今後策定する操作手順、保全計画の反映 等

### 【重大事故等対策反映前】

- 設計基準対象施設のみに期待したモデル  
(アクシデントマネジメント対策※に期待しない)

### 【重大事故等対策反映後】

- 以下の重大事故等対策に期待したモデル
  - 低圧代替注水系
  - 原子炉代替減圧系
  - ガスタービン発電機
  - フィルタベント設備 等

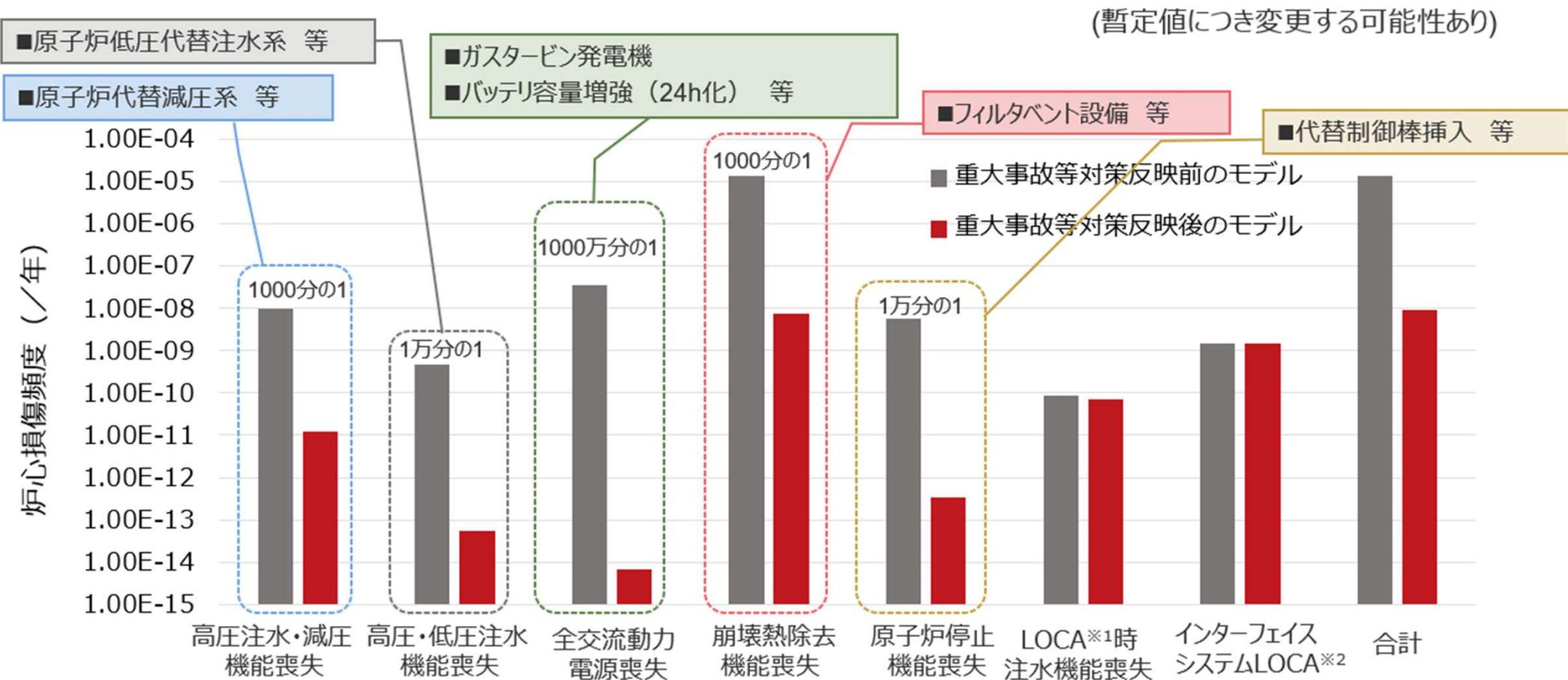
#### ※: アクシデントマネジメント対策

- 1992年当時の原子力安全・保安院の要請に基づきアクシデントマネジメント対策を整備することとし、浜岡4号機については2000年に整備完了
- アクシデントマネジメント対策として実施した対策は以下のとおり
  - (1)原子炉停止機能向上, (2)代替注水手段, (3)原子炉減圧の自動化, (4)耐圧強化ベント, (5)電源融通

## 6. (参考) 炉心損傷頻度の低下 重大事故等対策の効果

### ■ 重大事故等対策を反映したPRA評価結果（炉心損傷頻度）

○ 反映前と比べ3桁程度低減することを確認（反映前:  $1.3 \times 10^{-5}$ /炉年, 反映後:  $8.9 \times 10^{-9}$ /炉年）



\*1: 配管の破損等により原子炉冷却材が漏えいする事象

\*2: 原子炉圧力容器に接続された系統に設置された複数の弁が誤って開いた状態になることにより、低圧設計部分が過圧されて破損し、原子炉冷却材が漏えいする事象

## 7. おわりに

---

## 7. おわりに

■ 今後も浜岡原子力発電所の安全性、信頼性の向上に努め、当社の取り組みについて、地域をはじめ社会の皆さんに丁寧にご説明し、ご理解を賜るよう全力で取り組んでまいります。



中部電力