

# 原子力発電所における安全性向上への取組み

2016年8月23日

---

東京電力ホールディングス株式会社  
原子力設備管理部長  
川村 慎一

# 福島第一原子力発電所事故

- 福島第一での津波高さは、13～15 m（設計津波高さは6.1 m）  
⇒ 原子力発電所の安全設備が広範囲に機能喪失
- 1～3号機の炉心損傷・溶融，原子炉格納容器損傷により大量の放射性物質を放出
- 1～4号機の原子炉建屋が水素爆発
- 16万人以上の住民が避難（H24年5月時点，福島県による）



# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

# 地震に対する防護

## ■ 断層の活断性評価

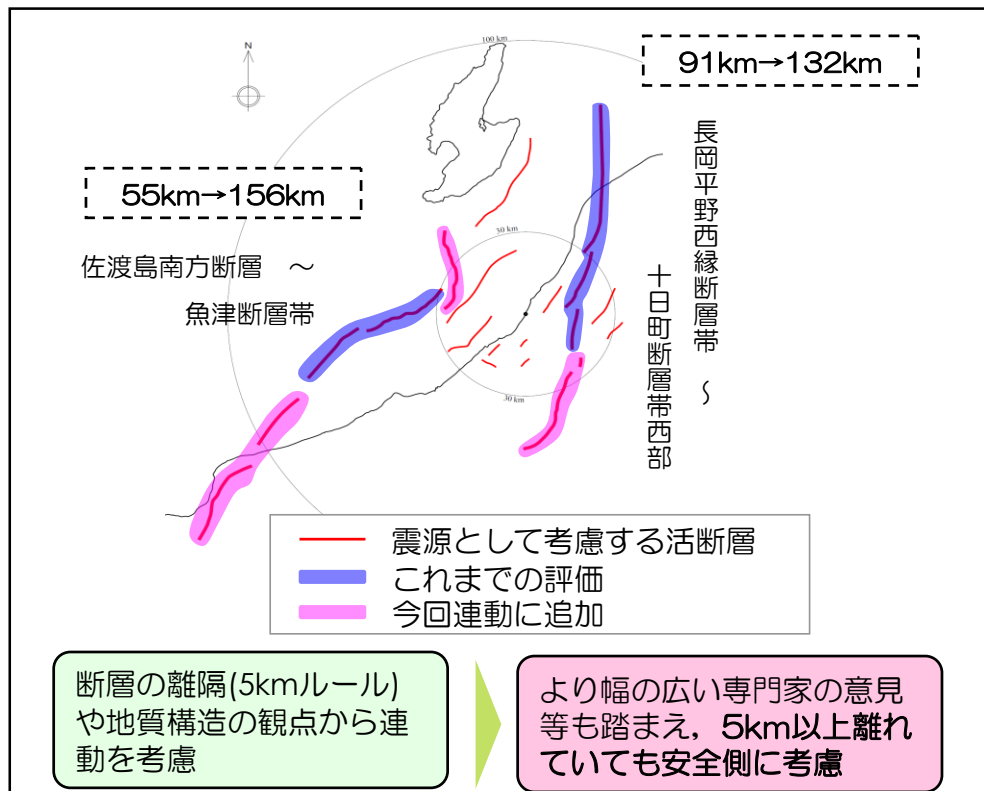
文献調査や地球物理学的調査，断層の活動履歴の観点から，敷地周辺の断層の活動性を評価し，基準地震動や基準津波の検討の際に考慮すべき断層の長さなどを評価

## ■ 柏崎刈羽原子力発電所の対応状況

■ 敷地周辺の海側で約156km，陸側で約132kmの長大な断層を考慮し，基準地震動を策定

■ 基準地震動に対する，施設の耐震安全性評価を実施

■ 敷地内および敷地近傍の断層を再調査し，約20万年前以降の活動がないことを確認



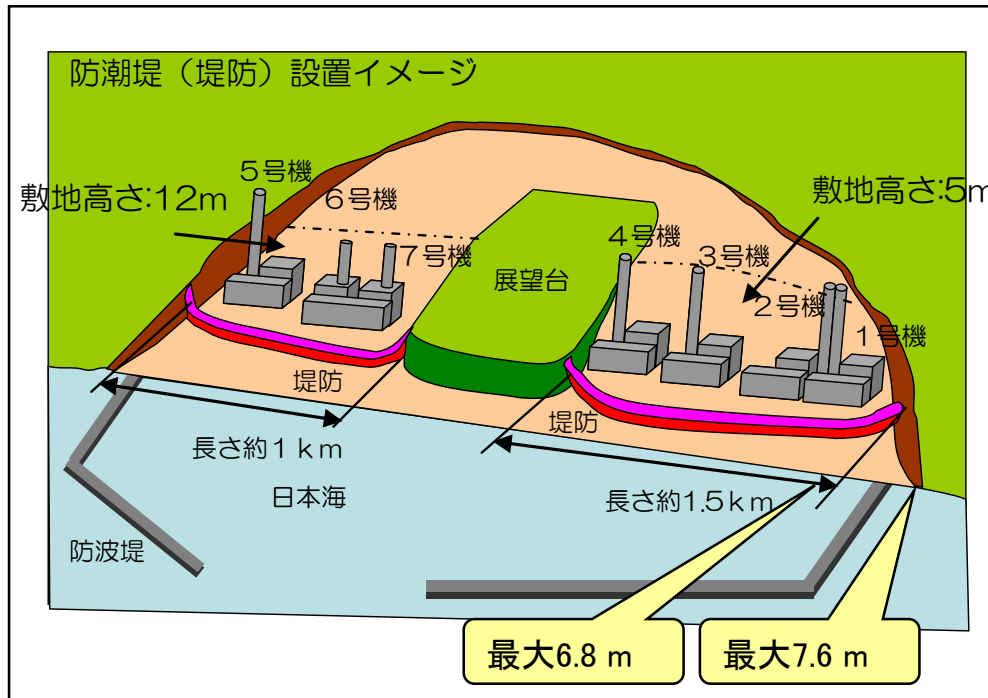
# 津波に対する防護(1/2)

## ■ 津波の評価

最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震科学的知見から、設計基準津波を策定して対策

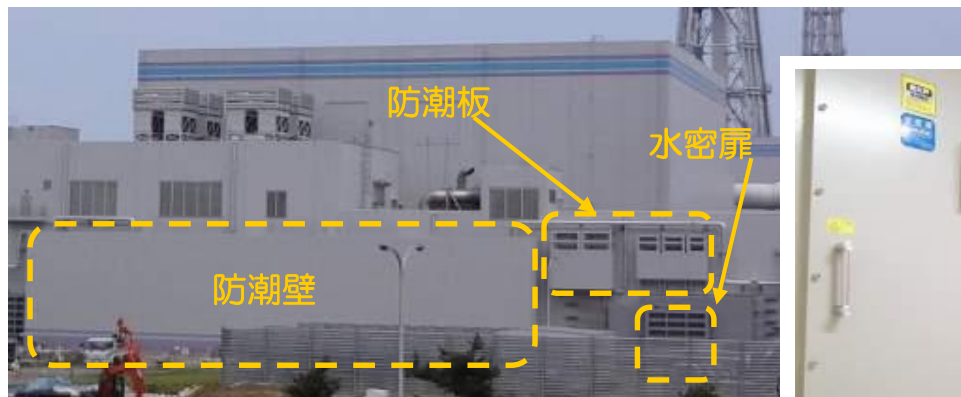
## ■ 柏崎刈羽原子力発電所における評価の概要

- 新規制基準や東北地方太平洋沖地震の教訓を踏まえ、断層の連動を安全側に考慮するとともに、海底地すべりなども考慮して、設計基準津波を策定
- その結果、取水口前面で最大6.8m、最大遡上高さは最高7.6m と評価



# 津波に対する防護(2/2)

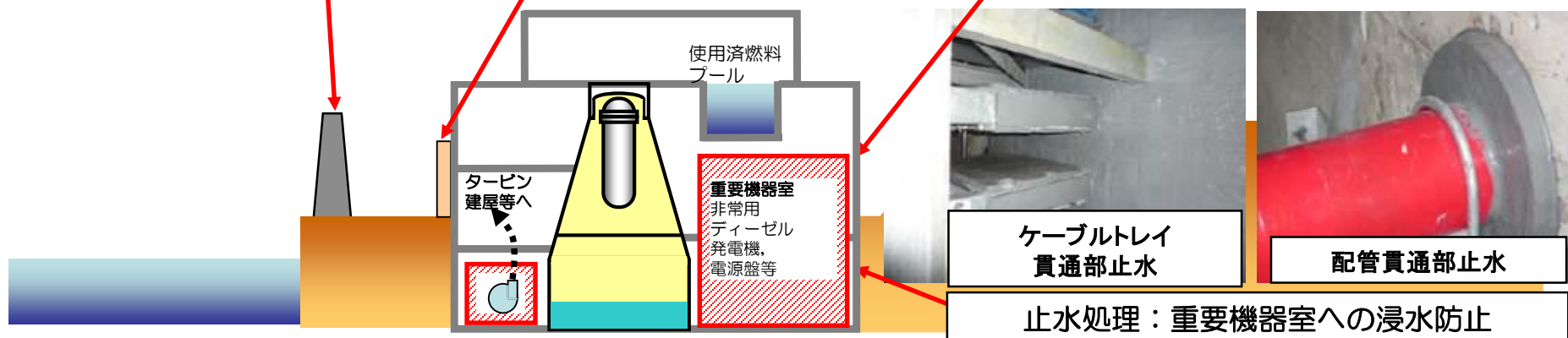
## ■ 柏崎刈羽原子力発電所における津波対策



防潮堤：敷地内への浸水を防止

防潮壁：建屋内への浸水を防止

水密扉：重要機器室への浸水を防止



# その他の外的事象に対する防護

---

- 国内外の規格，文献等から自然現象や人為事象を収集
  - NUREG/CR-2300, IAEA Safety Guide SSG-3, 「日本の自然災害」(国会資料編纂会) 等
- 調査によって収集された40種類の自然現象と，20種類の人為的な外的事象について再検討
  - 自然現象：積雪，強風，竜巻，低温，落雷，外部洪水，火山，地滑り，海中地滑り，森林火災，生物学的影響，隕石，太陽フレア 等
  - 人為事象：航空機落下，火災・爆発，有毒ガス，産業施設事故 等
- 発生確率，影響，クリフエッジ効果の観点から重要な事象を選定（複数の現象の組み合わせも検討）
- 選定された事象に対して，発電所の安全設備を防護する手段を構築



# 福島第一事故の教訓

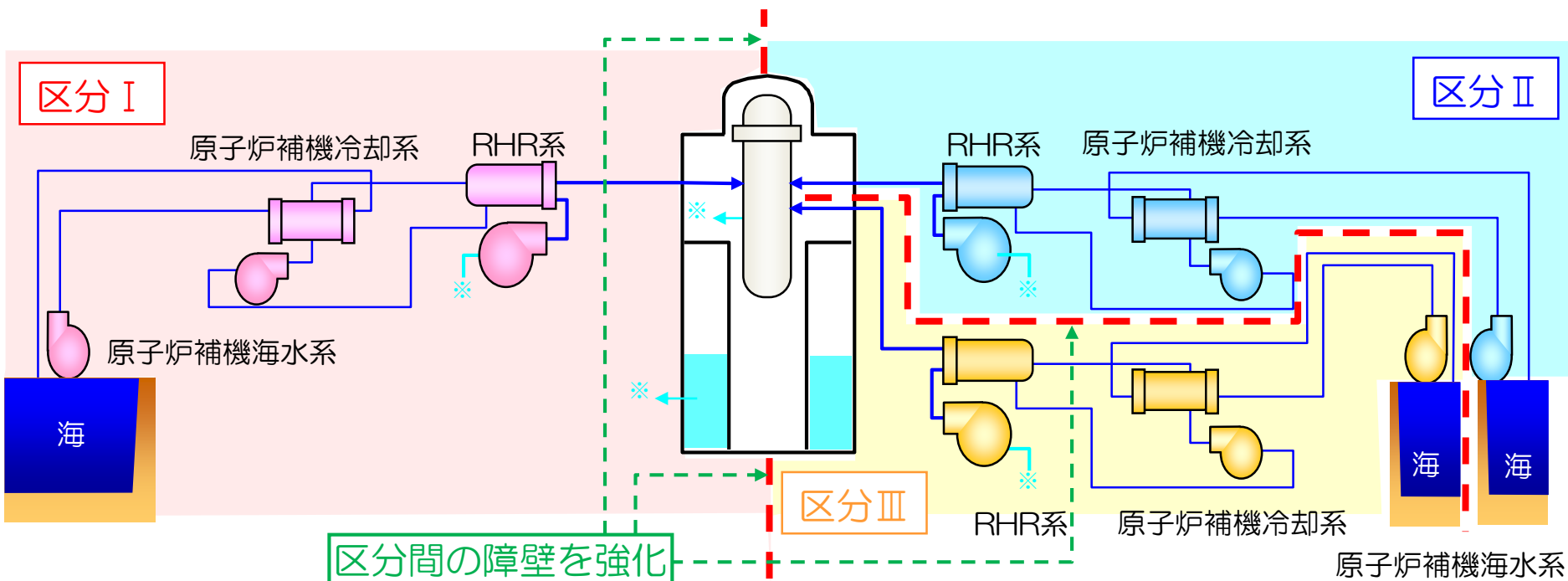
---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

# 共通要因故障を防止する対策の考え方

## ■ 必要事項

安全設備が多重化もしくは多様化され、それぞれに独立して機能し、必要な物理的もしくは電気的障壁によって防護されていること



「冷やす」設備の区分分離の例 (ABWRプラントの残留熱除去系統 (RHR))

# 内部溢水対策(1/2)

## ■ 必要事項

機器の破損等による漏水や、消火活動に伴う放水による溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないようにすること

## ■ 柏崎刈羽原子力発電所における対策

■ 安全上重要な設備に溢水の影響が及ばないように、浸水経路の止水対策を実施

● 止水措置（電路貫通部）  
箇所数：約900箇所  
ケーブルレイ：約10箇所



● 止水措置（ハッチ）  
箇所数：約20箇所



### 溢水防護対策の施工例

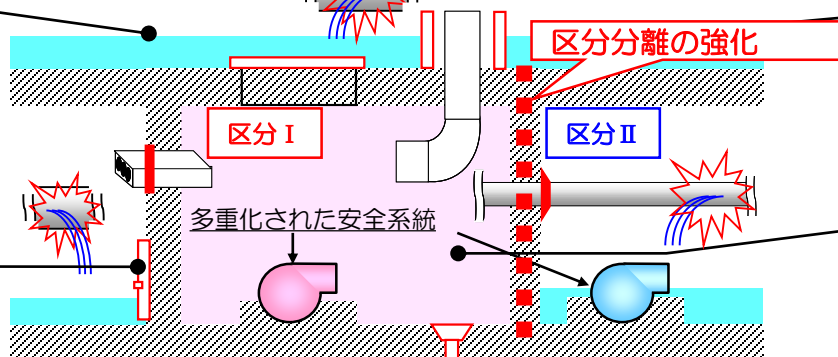
● 止水措置（空調ダクト）  
箇所数：約20箇所



● 止水措置（配管貫通部）  
箇所数：約200箇所



● 水密扉  
箇所数：約50箇所



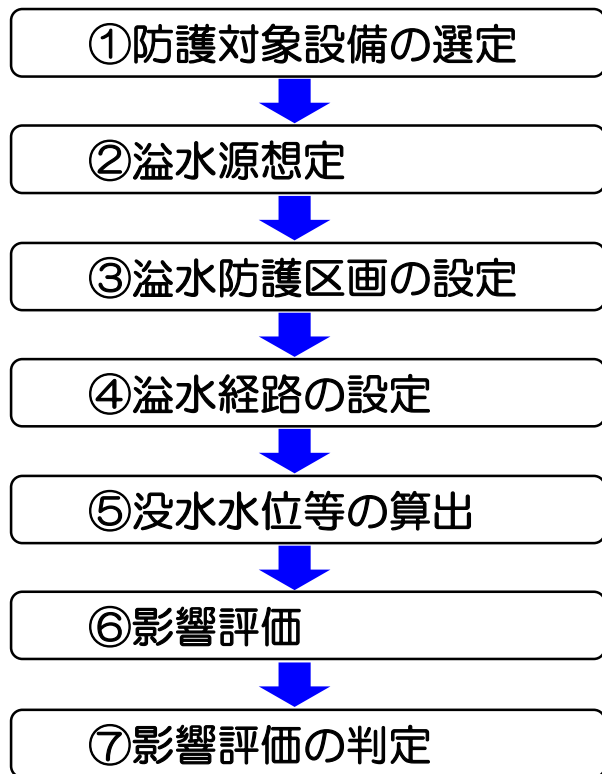
● 床ドレンの逆流防止  
箇所数：約250箇所



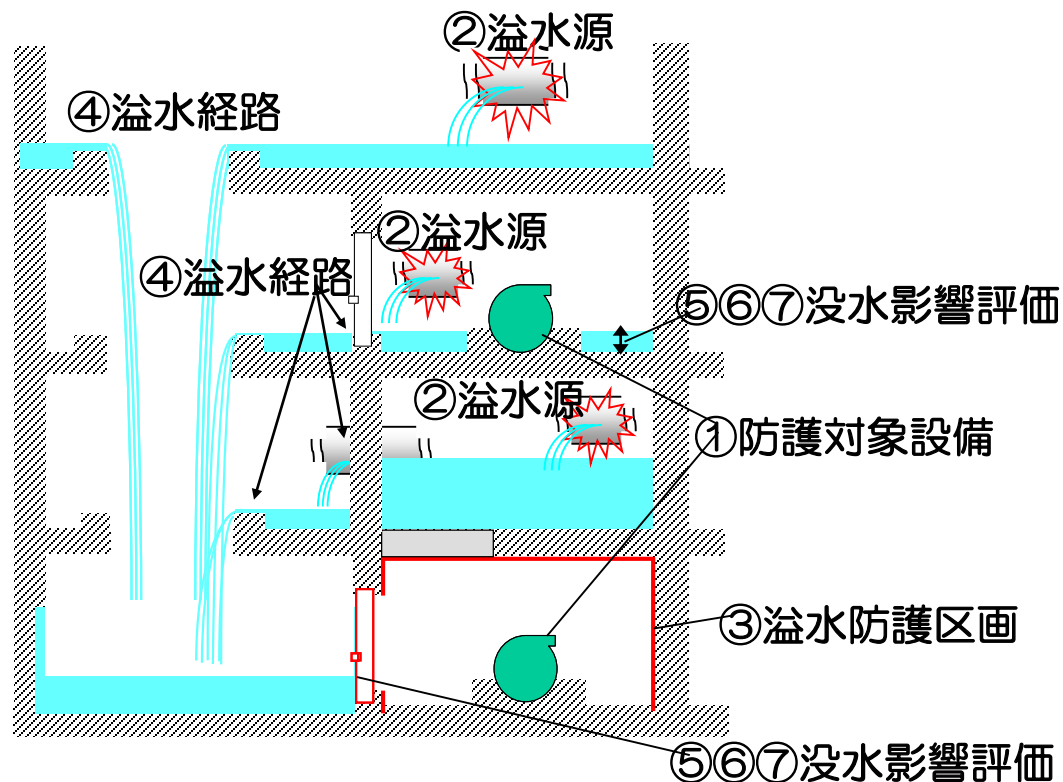
※箇所数は1プラント当たり（検討状況により変更の可能性があります）

# 内部溢水対策(2/2)

■ 溢水が与える影響をシミュレーションで評価し、溢水対策の有効性を確認



溢水影響評価フロー



建物内の溢水経路と防護

# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

# 設計を超過する重大事故の進展防止における対策の考え方

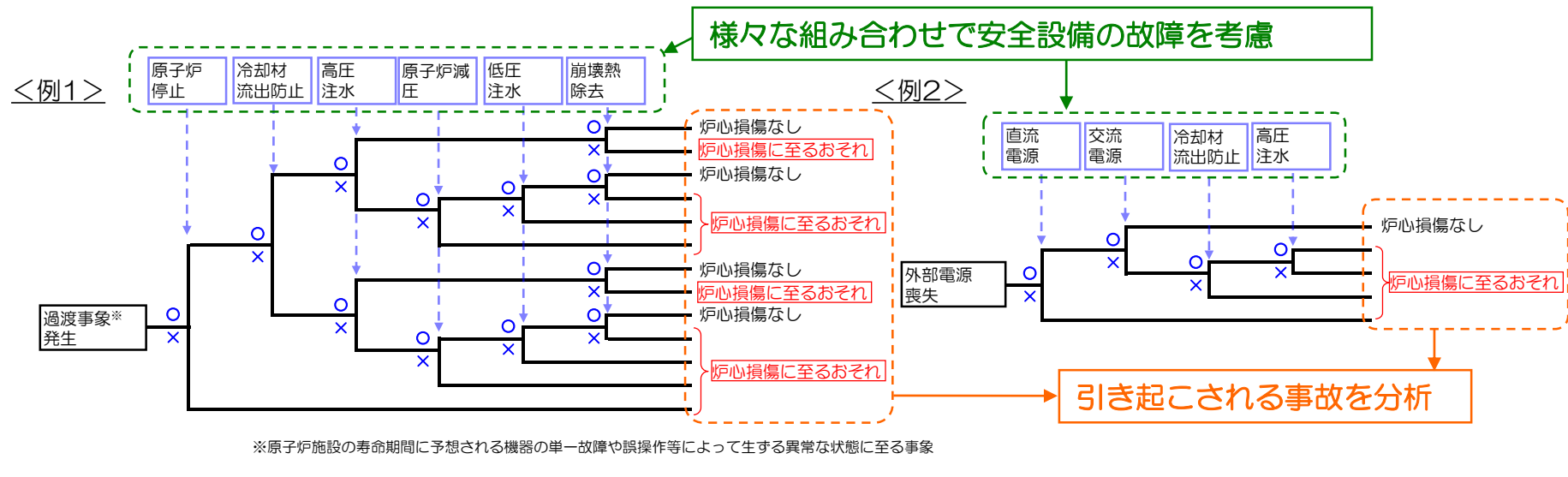
---

- 確率論的リスク評価の手法を用いて、様々な事故進展の可能性と、その安全上の重要度を検討
- 代表的な事故シーケンスを選定
- 設計基準に対応した既存の安全設備とは独立で、可能な限り多様な対策を検討
- 事故収束における人的活動の成立性(人数, 時間, 環境条件等)を検討
- 対策の有効性を解析によって評価(決定論的評価および確率論的評価)

# 確率論的リスク評価の手法による事故シーケンスの検討

- 様々な組合せでの安全機能喪失や、想定を超える地震・津波で起こりうる事故シーケンスを、内部事象PRA, 地震PRA, 津波PRA等を踏まえて評価

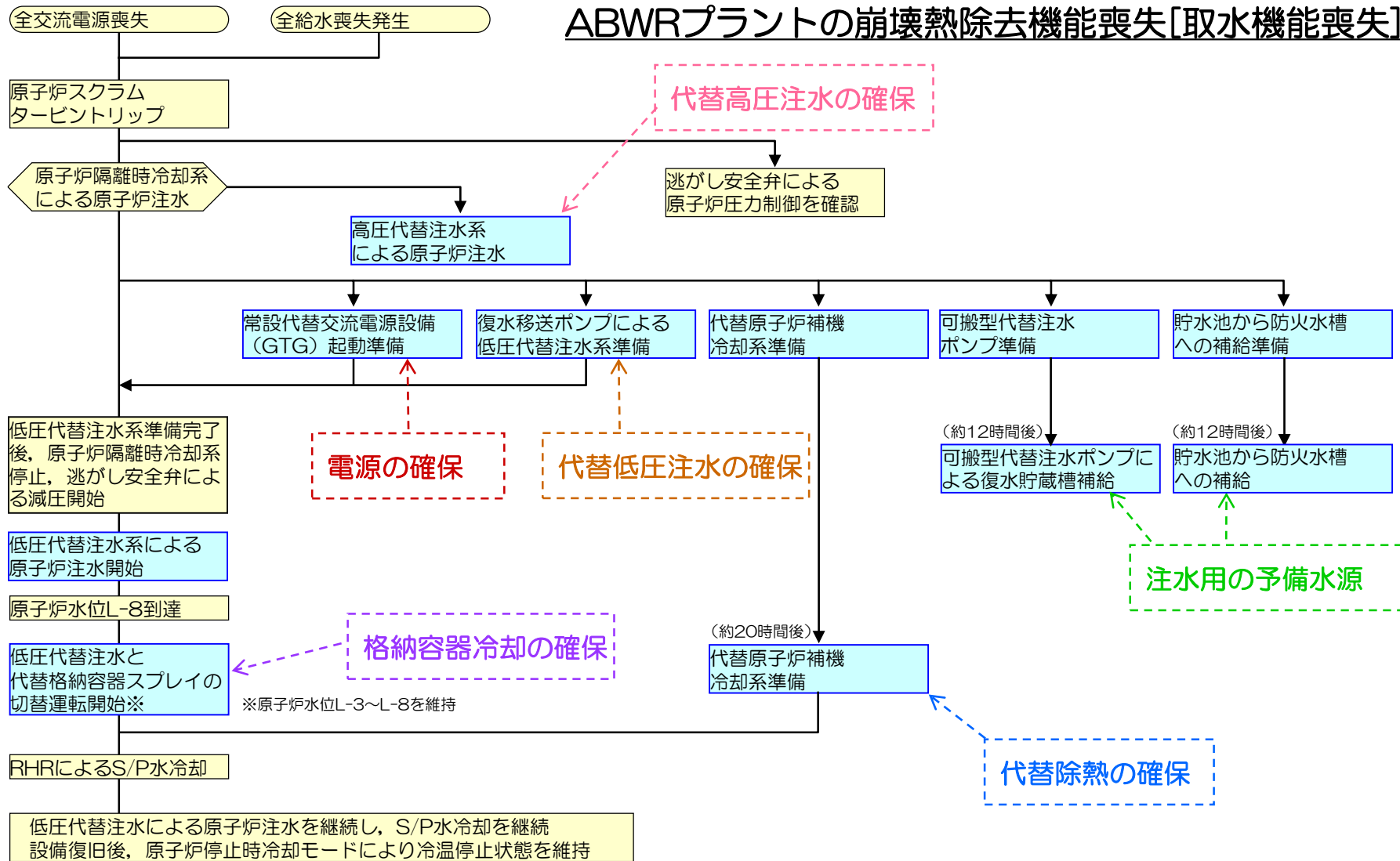
## PRAにおけるFT分析の例



- 抽出された事故シーケンスを事象進展の特徴に応じて分類し、その分類を代表する厳しい事故シーケンスを選定 ⇒ 事故シーケンスに対し、重大事故等対策の有効性評価を実施

# 重大事故時の対応の検討例

## ABWRプラントの崩壊熱除去機能喪失[取水機能喪失]





# 柏崎刈羽における主な重大事故等対処設備(注水・除熱)

## ■ 多種・多様な代替手段で注水・除熱を継続のための対策

**高圧注水** : 原子炉圧力が高い時に注水できる代替手段の確保

**減圧** : 原子炉の蒸気を格納容器内に逃がし、圧力を下げる手段の信頼性の向上

**低圧注水** : 原子炉圧力が下がった後の代替注水手段の確保

**予備水源からの補給** : 注水用の予備水源の増強

**安定除熱** : 安定冷却を継続する代替除熱手段の確保

**水位確認** : 原子炉内の水位を把握する手段の強化

時間の経過

### 代替の高圧注水手段



代替高圧注水設備



原子炉隔離時冷却ポンプの  
手動操作

### 代替の除熱手段



代替熱交換器車

タービン  
建屋

復水貯蔵槽

原子炉建屋

使用者燃料  
プール

### 代替の低圧注水手段



消防車

### 減圧の信頼性向上



予備蓄電池  
予備ポンプの配備

### 原子炉水位把握手段強化

水位計の健全性確認の為、水位計測する凝縮槽に温度計設置。加えて、原子炉まわりの温度計を活用し水位計の補完情報とする

消防車



淡水貯水池

### 予備水源の増強



淡水貯水池設置

代替原子炉補機  
冷却海水ポンプ

代替熱交換器車

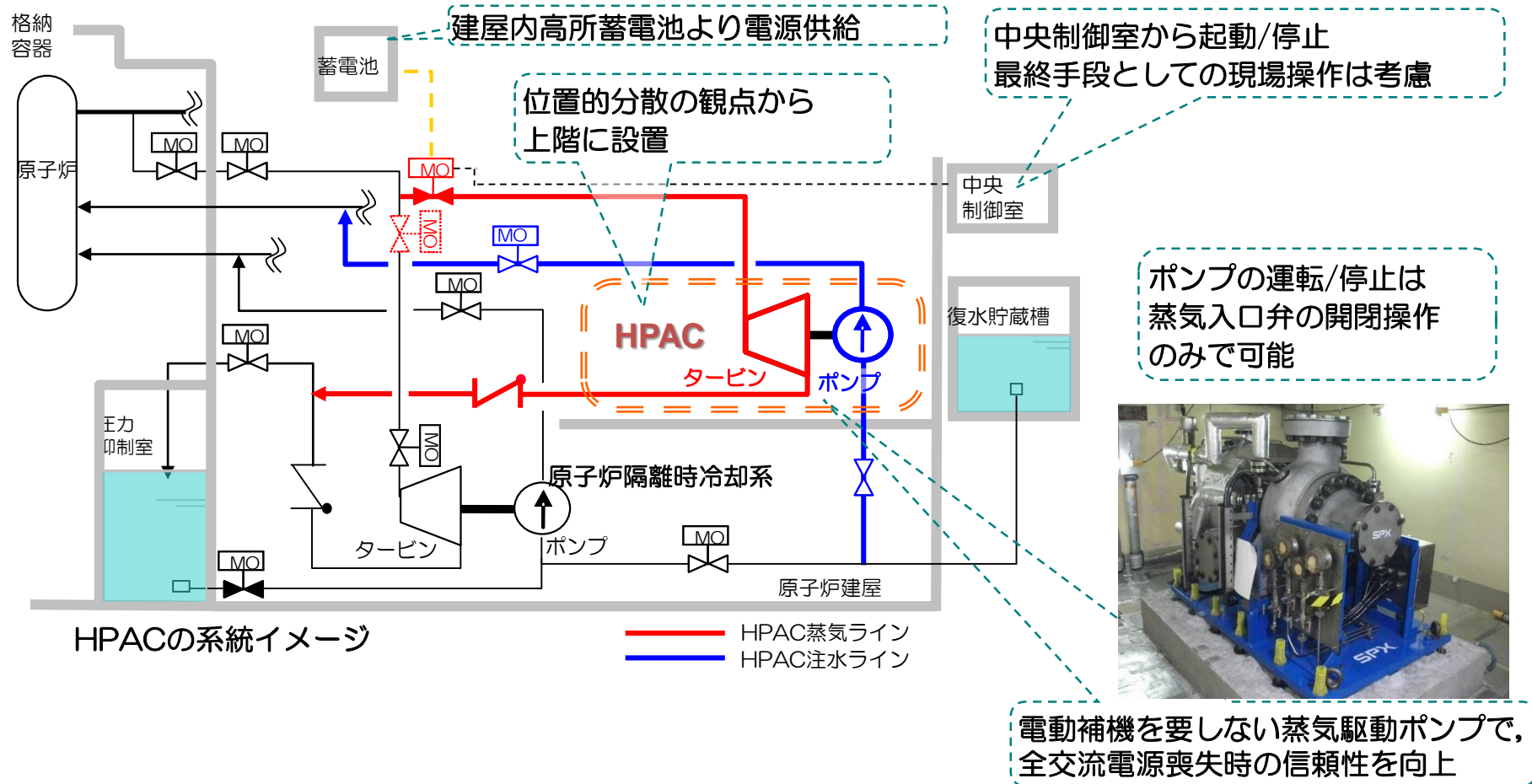
復水移送ポンプ

高圧代替注水設備等

防火水槽

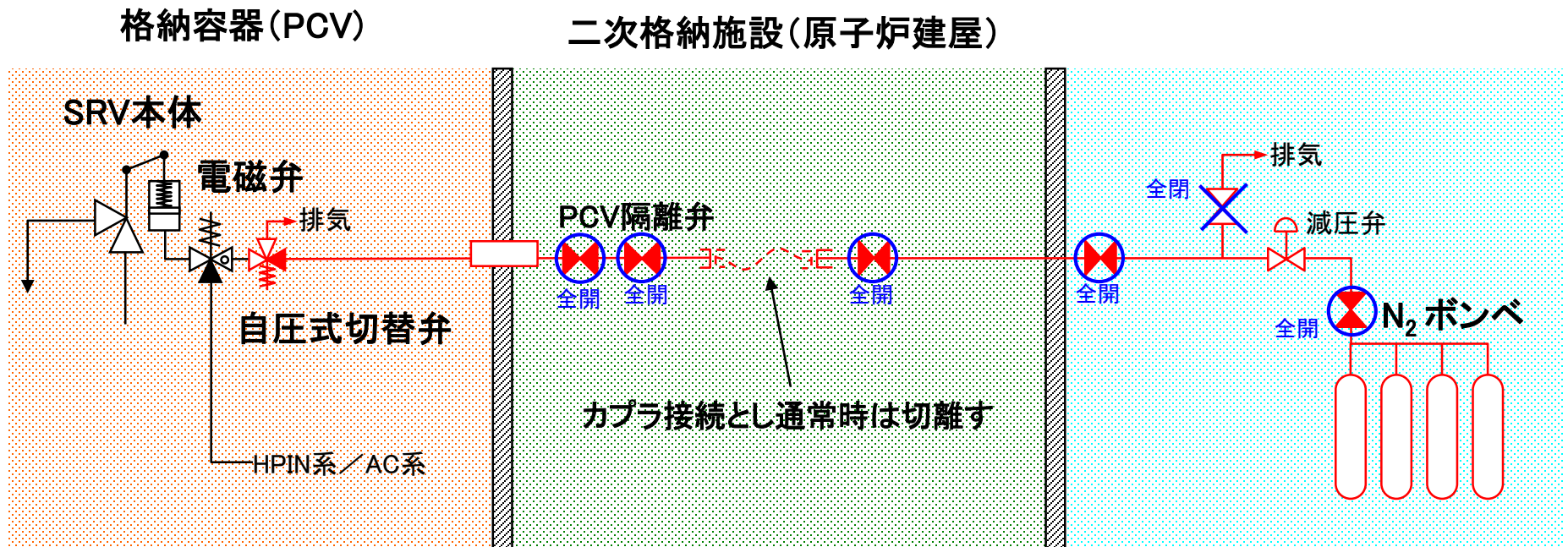
# 多様な代替手段による重大事故への対処の例(代替高圧注水)

- 代替高圧注水系 (HPAC: High Pressure Alternate Cooling System) を設置し、事故後直ちに必要となる高圧注水機能を強化 (全交流電源喪失の長期化も想定)



# 多様な代替手段による重大事故への対処の例(原子炉減圧)

- 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) を動作させる窒素ガス系 (HPIN系) や電磁弁が故障しても、格納容器外から人力操作で動作させるバックアップ設備を設置



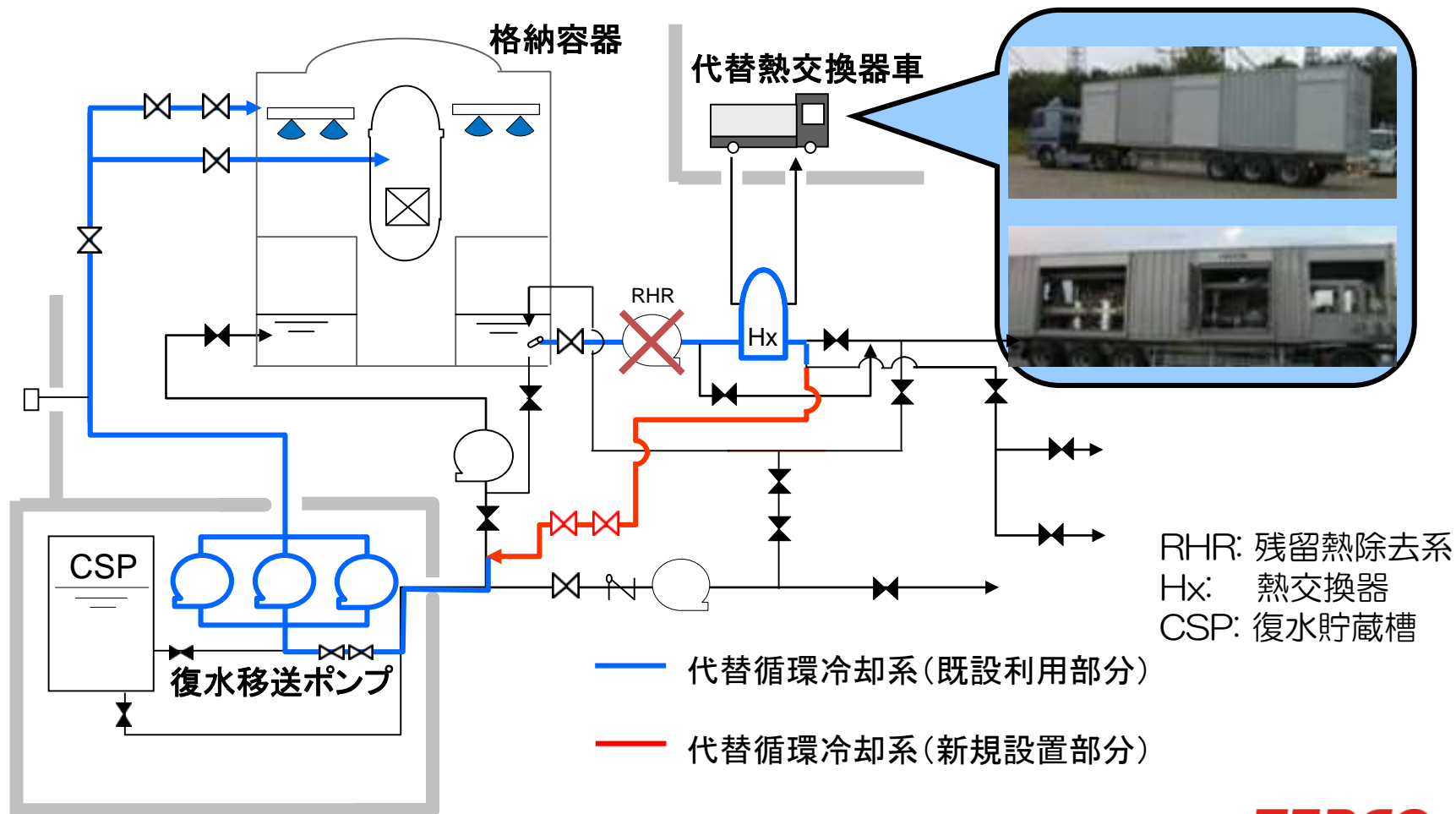
# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

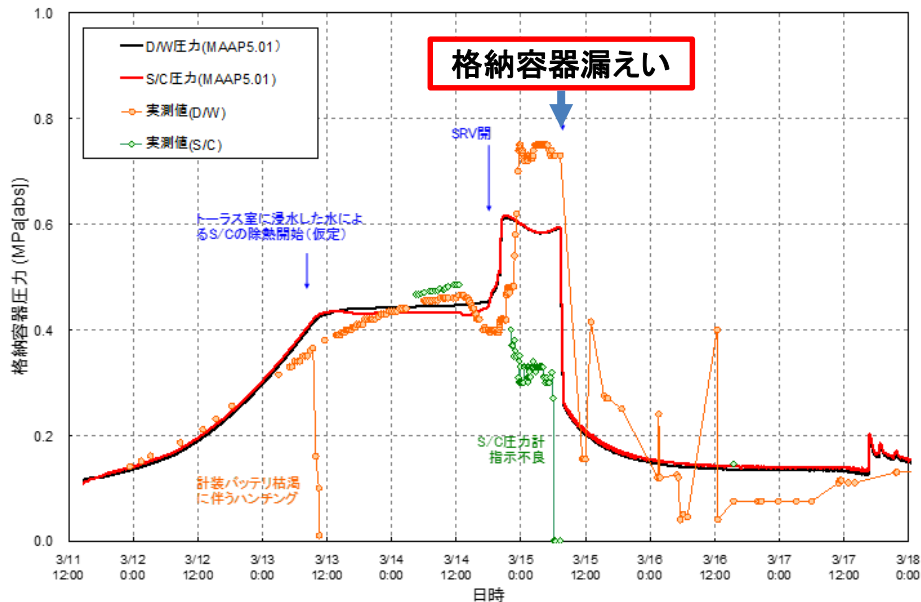
# 格納容器ベントの回避

- 東京電力にて代替循環冷却系を開発し、柏崎刈羽原子力発電所に設置
- 格納容器を冷却して圧力上昇を抑制することで、格納容器ベントを回避

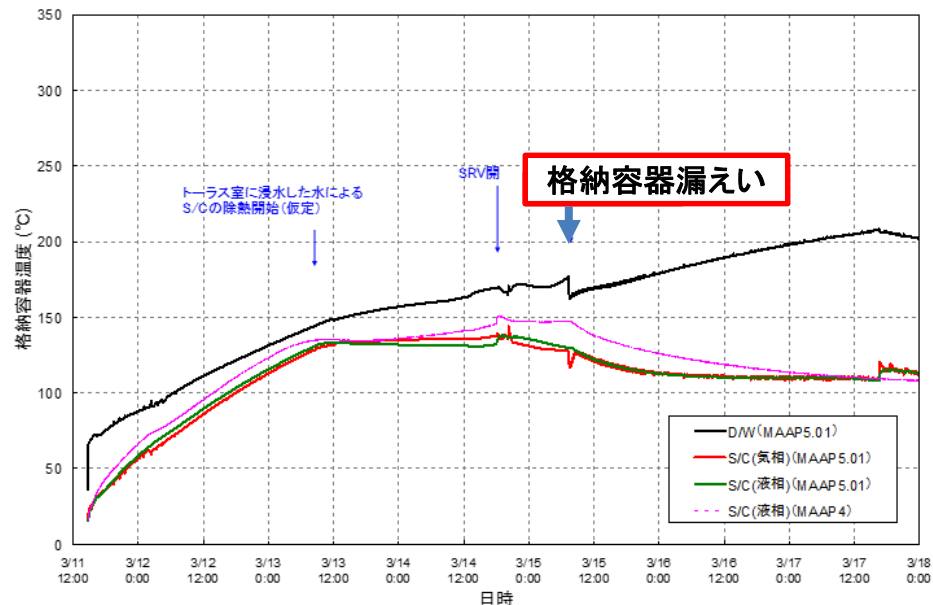


# 福島第一 2号機の原子炉格納容器損傷

- 格納容器ベントに必要な空気作動弁が開けられず、ベントによる格納容器減圧に失敗して、格納容器が破損 ⇒ 大規模な放射性物質の放出
- 事故後の調査で、格納容器上蓋付近の放射線量が他より著しく高いことを確認
- 推定原因は、高温蒸気環境での上蓋フランジシール材料の劣化



格納容器圧力挙動



格納容器温度挙動

## 福島第一 2号機の格納容器圧力・温度挙動

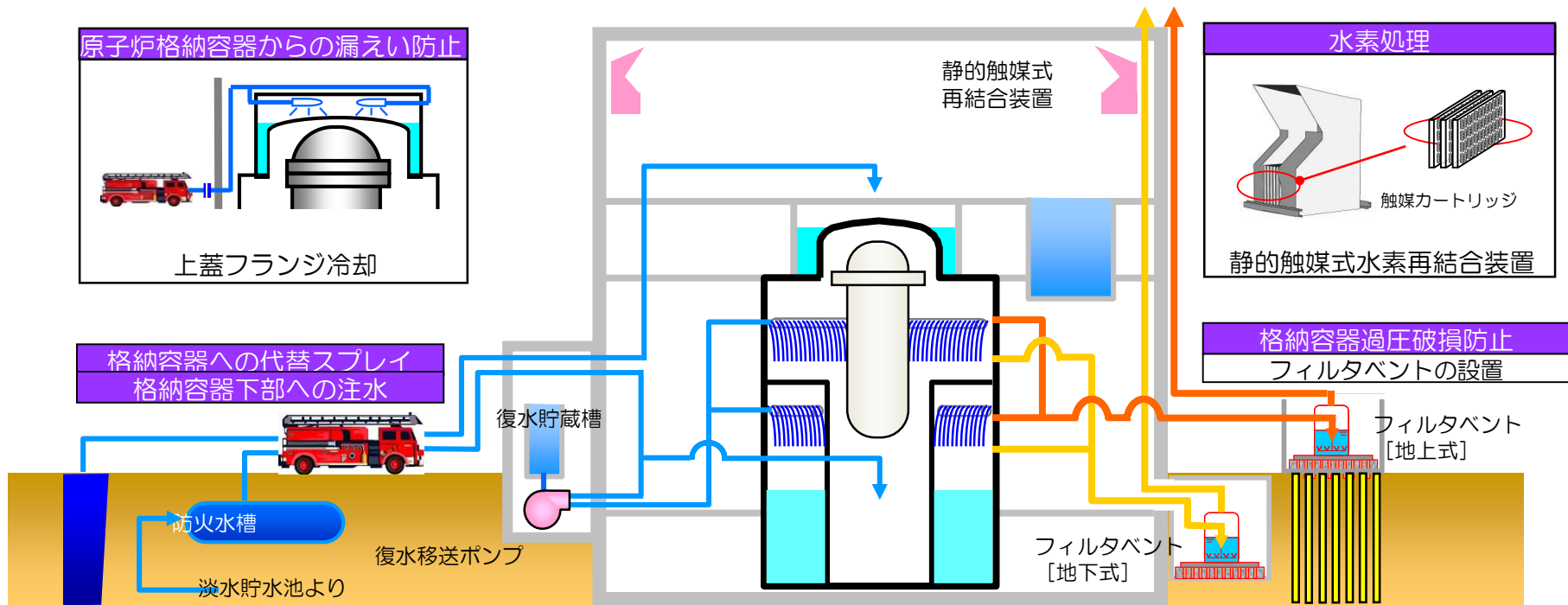
# 代替循環冷却が使えない事態における影響緩和

## ■ 格納容器破損防止及び放射性物質の影響緩和のための対策

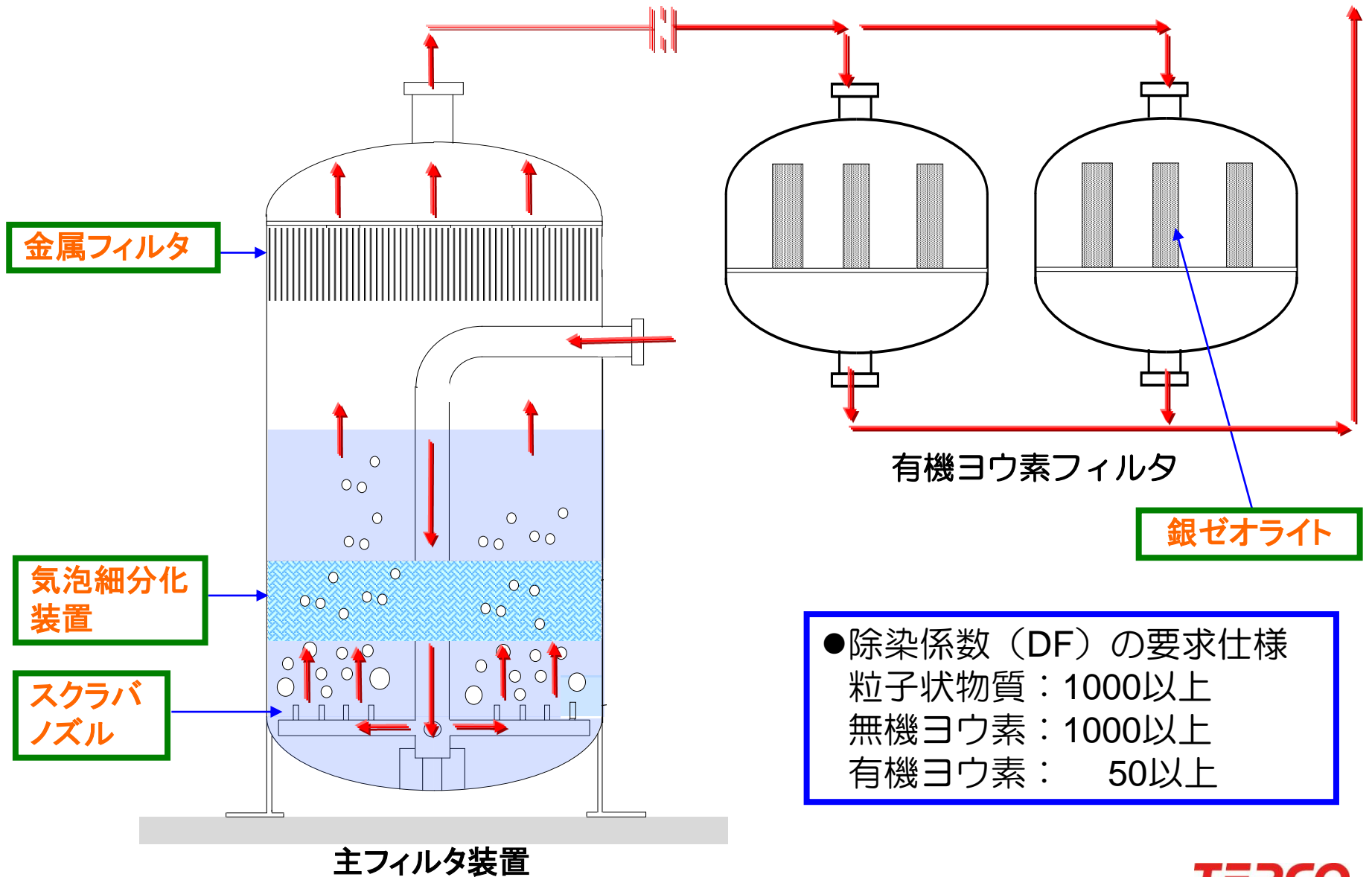
格納容器漏えい防止 : 上蓋フランジの冷却, シール材料の変更 (蒸気環境耐性向上), 代替スプレイ, 原子炉下部への注水, フィルタベント

放射性物質の放出抑制 : フィルタベント

水素爆発防止 : フィルタベント, 静的触媒式再結合装置



# 東京電力によるフィルタベント設備の開発

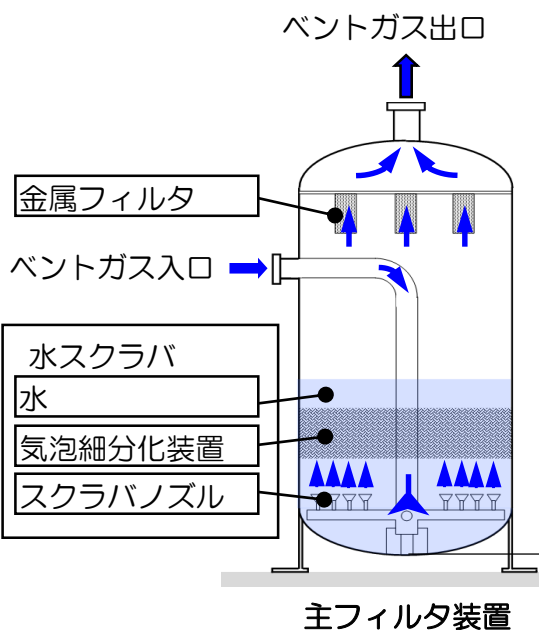


- 除染係数 (DF) の要求仕様  
粒子状物質 : 1000以上  
無機ヨウ素 : 1000以上  
有機ヨウ素 : 50以上



# 主フィルタ装置の性能

- 重大事故時に原子炉格納容器の圧力を逃して過圧破損を防止できるように、原子炉の定格熱出力の1%に相当する蒸気量に対して余裕のある設計流量
- 水スクラバと金属フィルタの組み合わせで、セシウム-137等の粒子状放射性物質の除染係数（DF）を1000以上確保
- スクラバ水のpHを12以上にすることで、無機ヨウ素のDFを1000以上確保

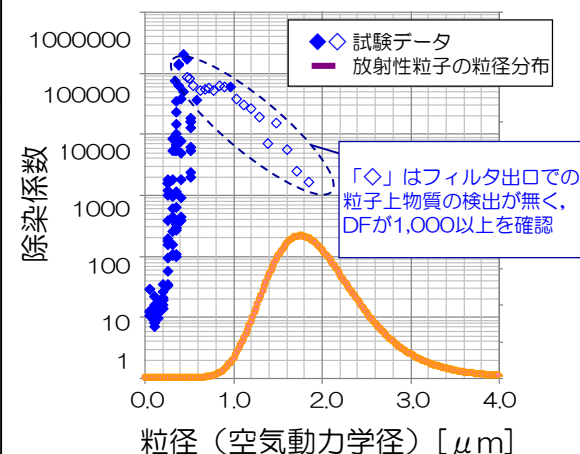


**金属フィルタ**  
○ガスが金属フィルタを通過する過程で、放射性微粒子を捕集

**水スクラバ**  
○ガスが水中を通過する過程で、放射性微粒子を捕集  
○スクラバノズルでガスを勢いよく噴射し、気泡細分化装置で気泡を細かくして、効率良く放射性物質を捕集



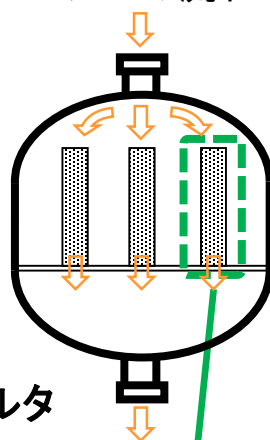
性能試験装置



除去性能試験結果の例

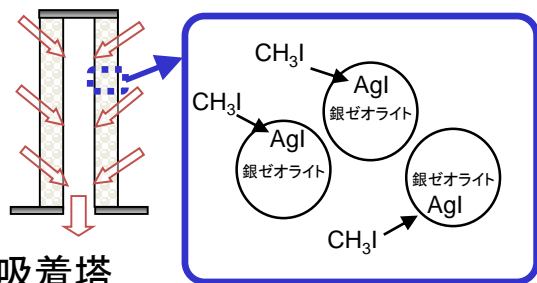
# 有機ヨウ素フィルタの性能

ガスの流れ

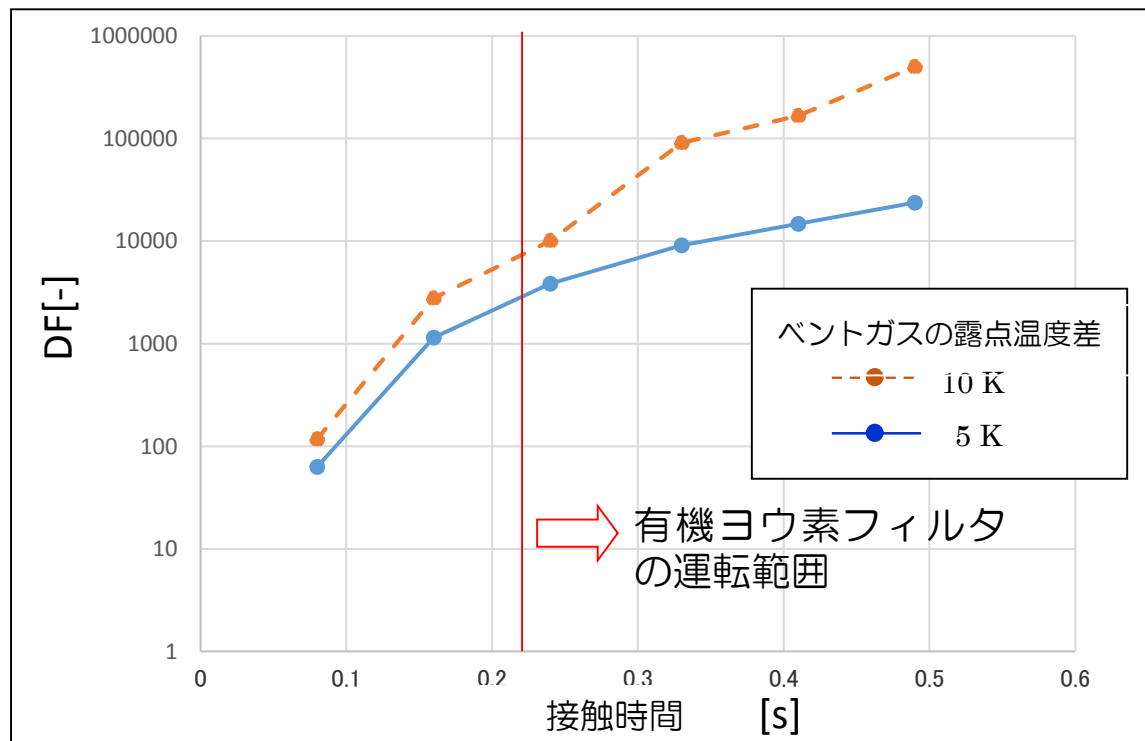


有機ヨウ素フィルタ

・ 銀ゼオライト吸着剤に、よう化銀として捕捉

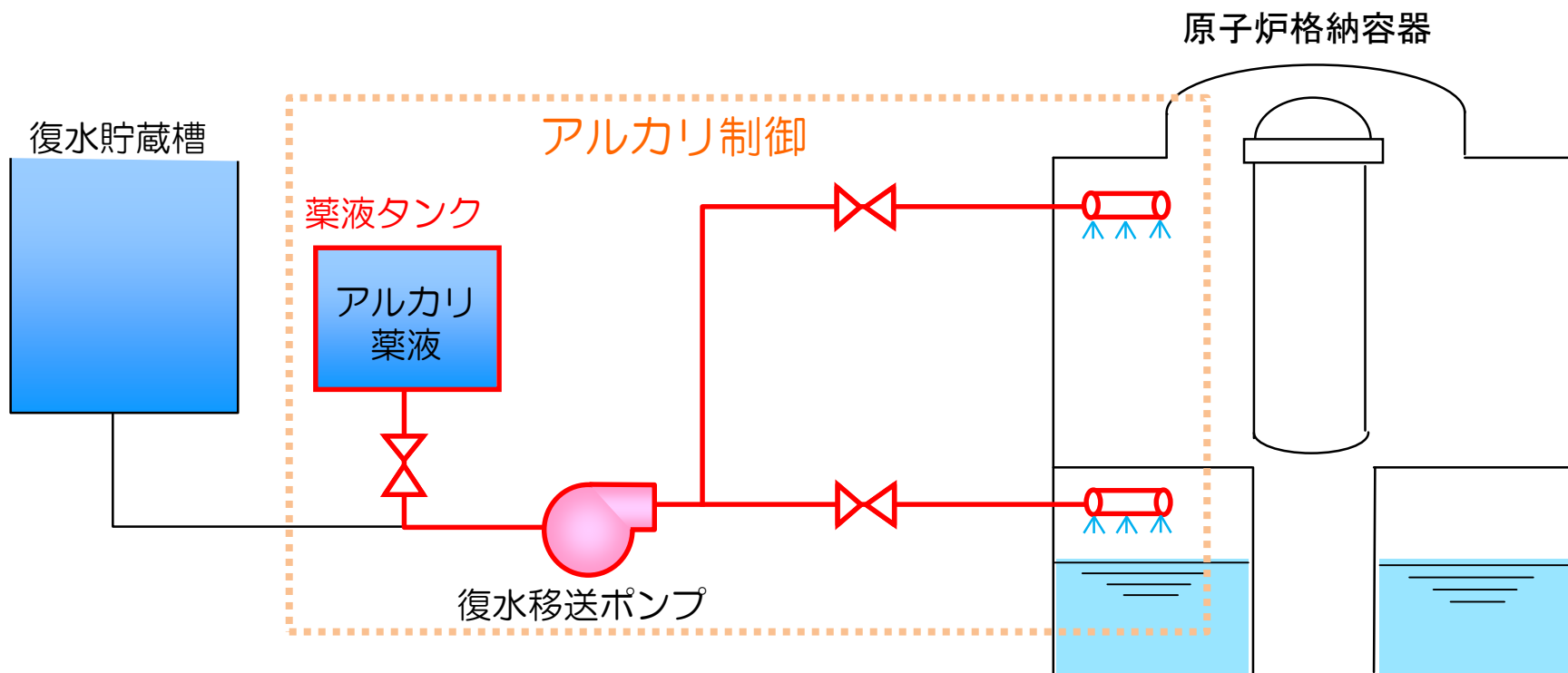


吸着塔



# 格納容器pH制御によるベント時のヨウ素放出抑制

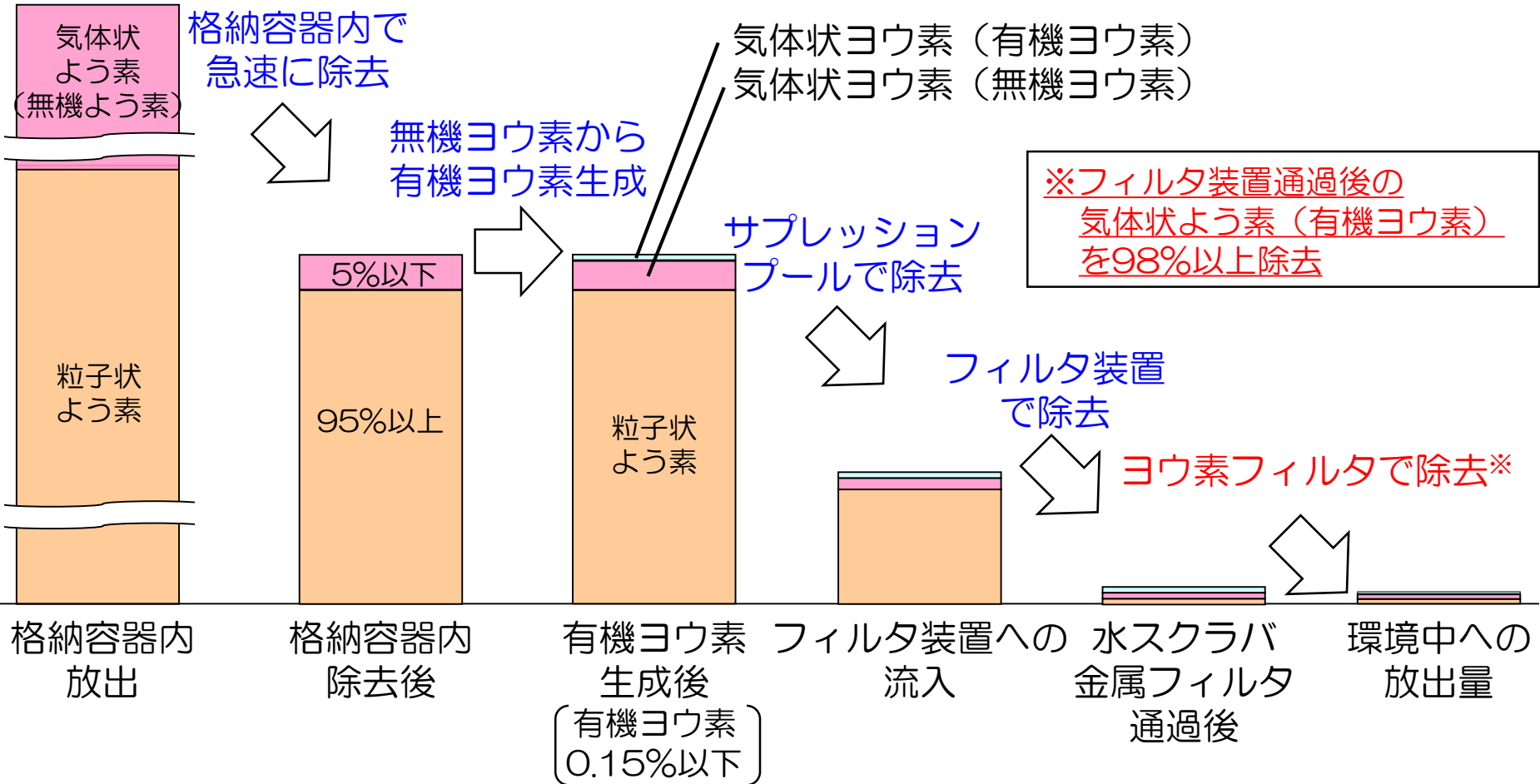
- 格納容器内の水をアルカリ性にすることで、気体状ヨウ素の生成量を抑え、ヨウ素の放出量を低減



# 放射性ヨウ素の放出抑制対策の効果

## ■ 様々な対策の組合で放出量を低減

注：図の縦軸はイメージであり、正確な比率を表していません



# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

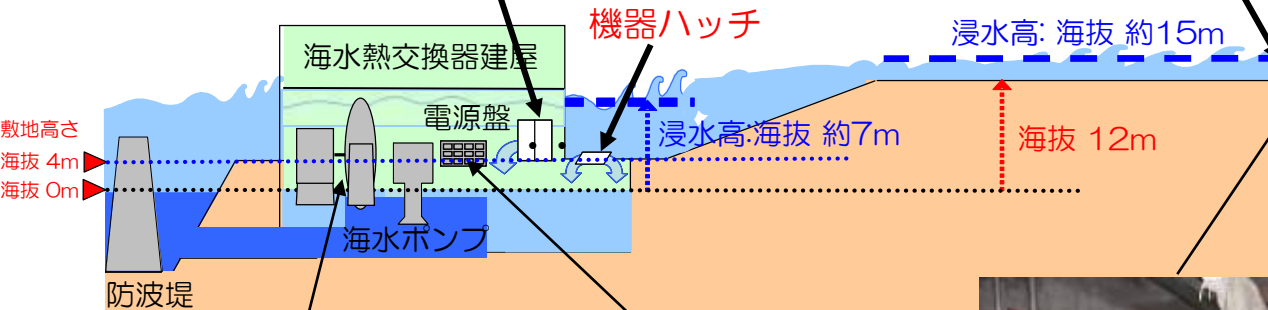
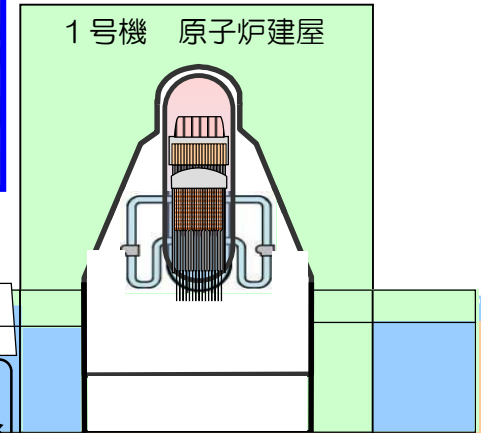
# 福島第二原子力発電所の経験

※全号機  
(3号機南側海水熱交換器建屋除く)

機器搬入口が津波により破壊され、建屋へ浸水



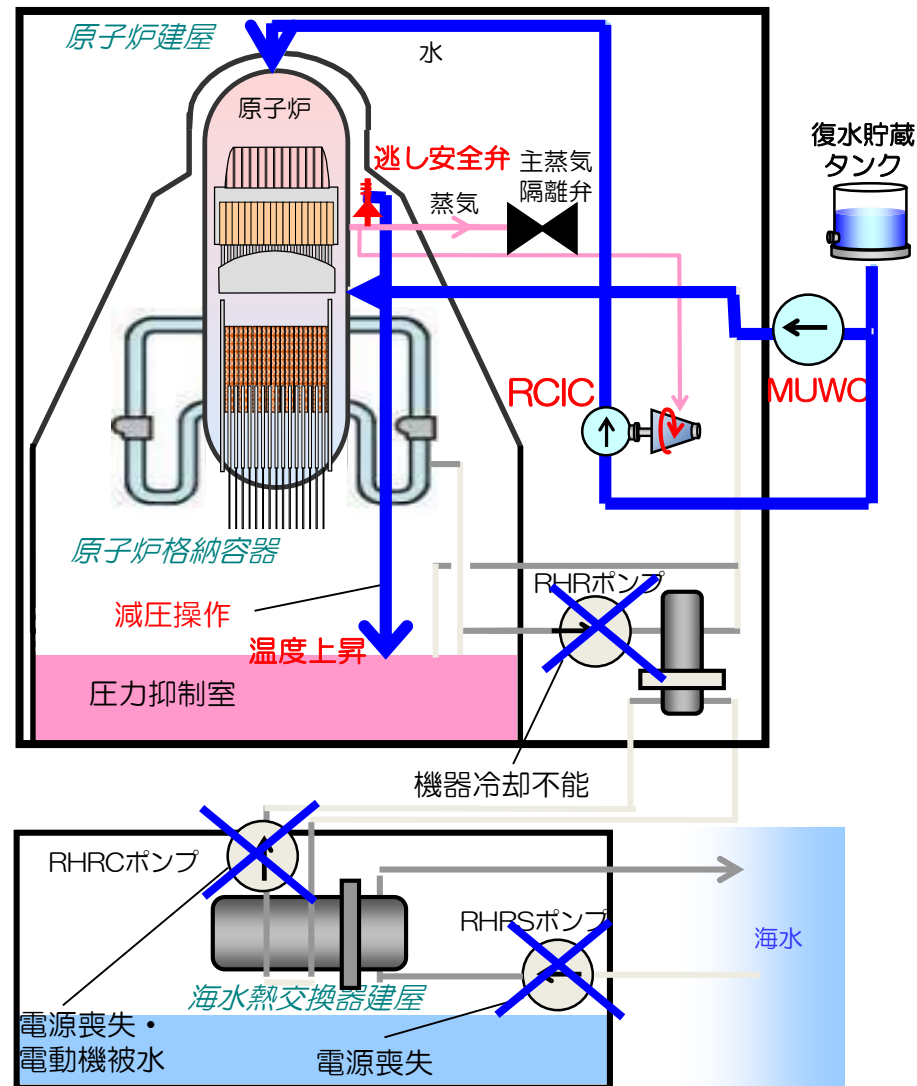
※1号機  
原子炉建屋付属棟へ非常用ディーゼル発電機給気口等から浸水



※2~4号機  
原子炉建屋付属棟への浸水はほとんどなし

# 福島第二の緊急時対応の概要

- 津波による被害で、原子炉の熱を除去する系統が完全に機能喪失
- 復旧までの非常手段として、本来の非常用設備ではない代替設備で原子炉へ注水
- 復旧資材(ポンプ電動機, 電源車, 変圧器, 動力ケーブル等)を緊急調達し、応急的に機能を回復
- 燃料を損傷させず、格納容器のベントも必要とせず、発災から5日目までにプラントの冷温停止に成功



略語説明	RCIC : 原子炉隔離時冷却系
	MUWC : 復水補給水系
	RHR : 残留熱除去系
	RHRC : 残留熱除去機器冷却系
	RHRS : 残留熱除去機器冷却海水系

# 初期対応の成功要因

- **中央制御室に適切な支援を行うとともに、指揮命令系統の一貫性を確保**
  - **中央制御室のリソースマネジメント**
    - ・ 中央制御室運転員への支援を行い、対策組織との連絡調整等を担うことで、運転員が監視・操作に集中できるようにした
  - **中央制御室と発電所対策組織が、共通の認識を持つこと**
    - ・ 対策組織が中央制御室と情報共有し、見える形で掲示等を行うことで、**全対応要員が共通の認識を維持**できるようにした
  
- **状況把握と推移予測に基づき、対応手段の代替可能性を常に増す戦略**
  - **データによる状況把握と推移予測**
  - **具体的にとられた戦略**
    - ・ 最初の対応手段(RCIC)による注水確保後は、減圧を速やかに実行し、複数の代替手段が取り得る低圧注水へ移行
    - ・ 格納容器内に水をスプレーすることで、温度・圧力の上昇抑制を図りつつ、さらに代替手段として、格納容器ベントによる冷却も検討・準備



# 復旧活動における教訓

---

## ➤ 復旧優先順位を明確にした戦略

- 現場調査で被害状況を確認し、比較的早期に復旧の優先順位を明確に定めることができた

## ➤ 現場活動の安全確保

- 緊急時の現場活動を想定し、安全確保手段を予め備えておくべき

## ➤ 現場対応に関する時間的余裕

- 初動段階では、被害現場での調査や復旧活動が制約を受ける可能性、休日・夜間など対応要員が限定される場合も想定し、初動から一定時間は現場活動に期待しなくても対応できる手段の準備が重要

## ➤ 発電所員の技能訓練

- 緊急復旧作業に必要な技能を発電所員が身につけ、休日・夜間も含めて何時でも対応できるようにすることが重要

# ロジスティクス等における教訓

---

## ➤ 資材輸送における教訓

- **緊急時輸送の体制を予め構築**し、放射線防護教育を含め、必要な訓練等を実施しておく必要あり
- 発電所外での活動では、自然災害と重畳した**複合災害の影響**を検討しておく必要あり
- 輸送チームと発電所間の**通信手段の確保**

## ➤ 必要資材の所内備蓄に関する教訓

- 電源車、構内車両の**燃料調達先確保**、ガソリン等の構内保管と給油運営の安全確保

## ➤ **長期化した緊急時活動を支援**するうえでの教訓

- 対応要員の家族の安否確認と自宅状況の確認
- 対応要員のストレスケア
- 衛生面のリスク管理

# マネジメントシステムの課題

---

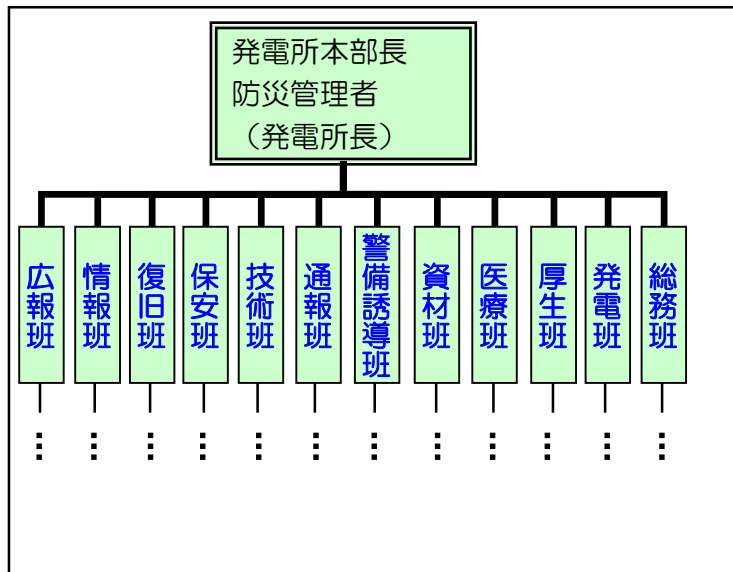
- 本部長のもと、12の機能班を並列設置
  - 予め決めた手順に従って、各班が並行に迅速な活動を展開する体制
  - 想定を超える状況に対処し難く、福島第一では指揮命令系統が混乱
- 用意された対応戦略ではなく、戦略プランニング機能そのものが重要
  - 福島第二では、限られた情報で対応を開始し、対応を通じて状況認識を高め、戦略を順次改定して状況に対応
  - 従来 of 体制では、この機能が明確でない
- 福島第二の対応を分析した結果、ロジスティクス活動、ならびに長期の緊急時活動を支える活動に多くの課題があることも判明
  - これまでの緊急時対策組織で、明確に定義されていなかった機能であり、重要な機能として位置づけて強化することが必要
- これらの機能を確認するうえで、米国で自然災害への対応に活用されてきた Incident Command System (以下、ICS) を、原子力事故対応に活用することを検討

# ICSを原子力災害対応に応用

- 戦略プランニング機能を明確に位置付けるとともに、他の主要機能を現場対応機能、外部連携機能、活動支援機能に集約し、責任組織を設置

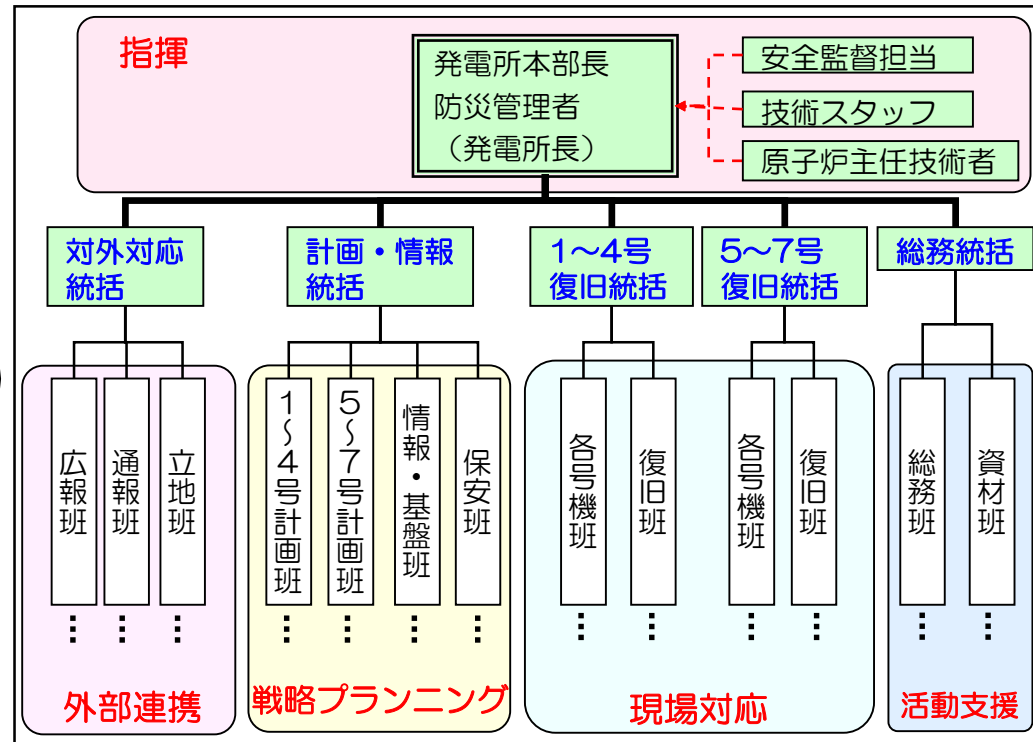
## < ICS導入前 >

- 発電所本部長以下にフラットな機能班



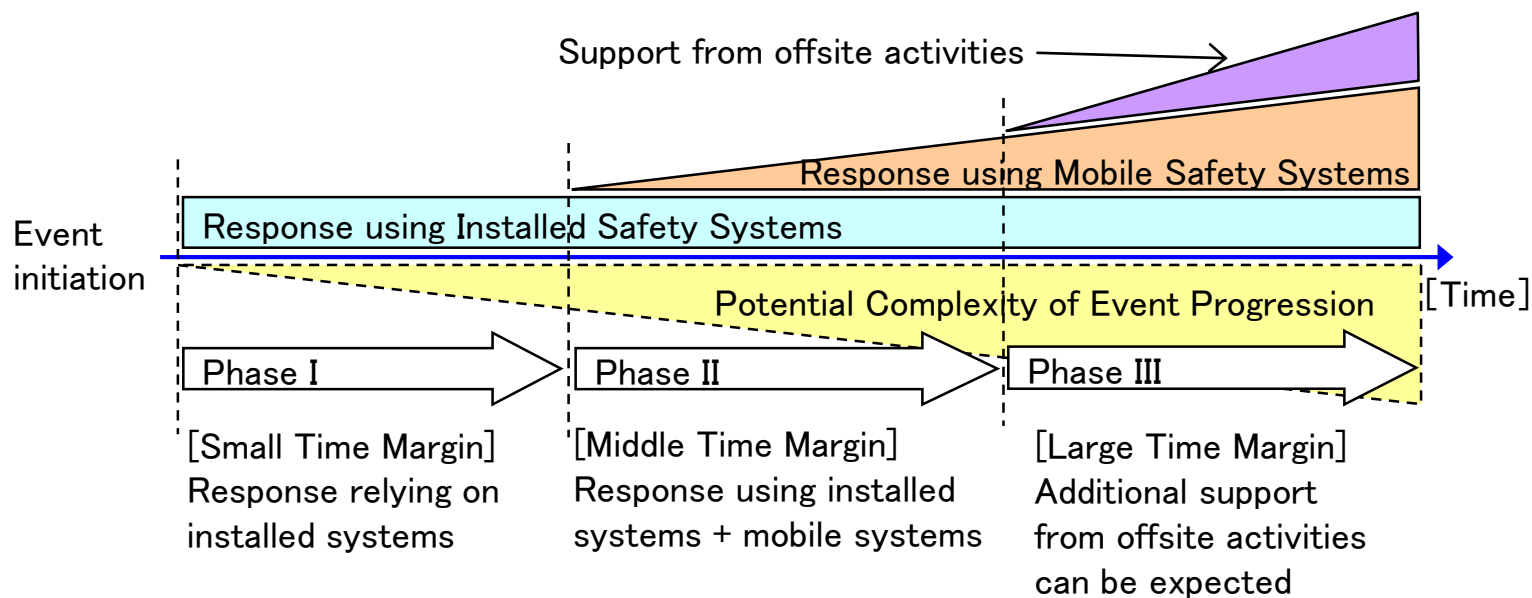
## < ICS導入後 >

- 管理スパンの減少 / 階層化
- 機能毎にグルーピング / 指揮命令系統の明確化



# フェーズドアプローチによる対応戦略

- 事故での教訓： 初動の一定期間は、現場活動が制約を受けた
- 第1フェーズ： 恒設設備で短時間に遂行できる対応戦略（期間の目安： 事故発生後12時間まで）
- 第2フェーズ： 所内の可搬設備や資材で復旧を進めつつ、安全確保の手段を追加する戦略（期間の目安： 事故発生後7日まで）
- 第3フェーズ： 所外から人的・物的支援を導入し、安全確保の継続性を確かにする戦略（期間の目安： 事故から7日以降の長期）



# 福島第一事故の教訓

---

- 外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと
- 共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと
- 設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと
- 放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと
- 複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時対応組織が十分に対応できなかったこと
- こうした事態に備えるうえでの意思決定の失敗

# 東京電力原子力改革特別タスクフォースによる事故の総括(1/2)

## 【要点】

- ・設計段階から外的事象を起因とする共通原因故障への配慮が足りず、全電源喪失という過酷な状況を招き、安全設備のほとんど全てが機能喪失したこと
- ・海外の安全性強化策や運転経験の情報を収集・分析して活用したり新たな技術的な知見を踏まえたりする等の継続的なリスク低減の努力が足りず、過酷事故への備えが設備面でも人的な面でも不十分であったこと

(参考:根本原因分析－2012年12月14日中間報告)

### ○過酷事故対策の不備

全電源喪失等により過酷事故が発生する可能性は十分小さく、更に安全性を高める必要性は低いと考え、過酷事故対策の強化が停滞した。

### ○津波対策の不備

知見が十分とは言えない津波に対し、想定を上回る津波が来る可能性は低いと判断し、深層防護の備えを行わなかった。

### ○事故対応の準備不足

過酷事故や複数号機の同時被災が起こると考えておらず、現場の事故対応の備えが不十分であった。

## 東京電力原子力改革特別タスクフォースによる事故の総括(2/2)

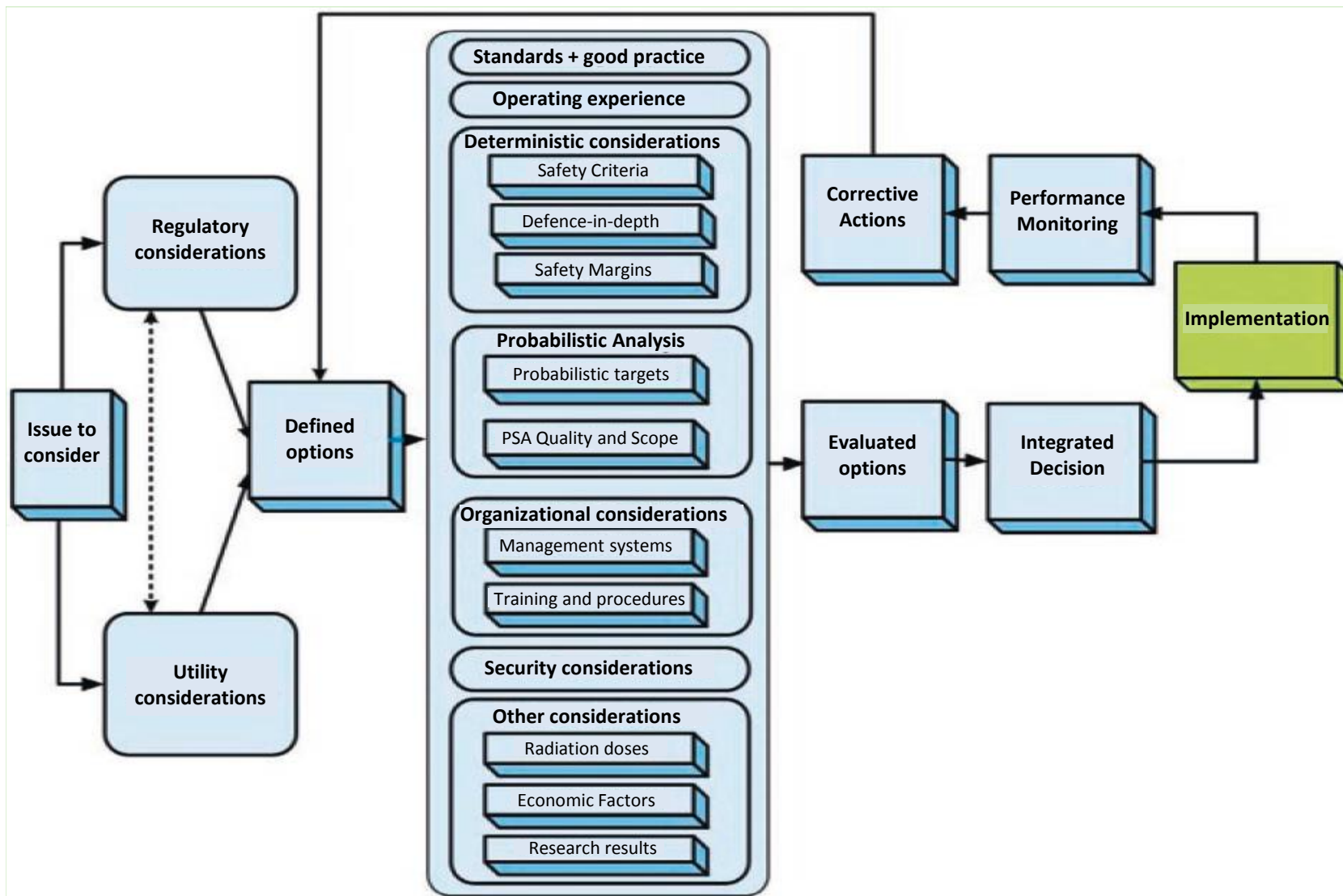
原子力発電という特別なリスクを有する設備運転の責任を有する事業者は、一般産業をはるかに上回る高い安全意識を基礎として、世界中の運転経験や技術の進歩に目を開き、確固たる技術力を身に付け、日々リスクの低減の努力を継続しなければならない立場にあります。

したがって、巨大な津波を予想することが困難であったという理由で、今回の事故の原因を天災として片づけてはならず、人智を尽くした事前の備えによって防ぐべき事故を防げなかったという結果を、真摯に受け入れることが必要と考えます。

<参考:報告書> 1. 全体概要 P9



# Risk Informed Decision Makingの全体構成



出典: “A Framework for an integrated risk informed decision making process”, INSAG-25, IAEA (2011)

# PRAで先行する米国と日本の取り組みの違い

## ■ 日本と米国の取り組みの違い

- 米国では事業者、規制当局双方が(合理的な規制のための)PRAの活用に向けて高度化に取り組んできたが、日本では炉心損傷頻度の評価が主たる目的であったため、評価手法高度化への取り組みは緩やか

## ■ 米国の状況

- 解析技術の進歩、新たな知見、運転経験の蓄積等の状況から、妥当と判断すれば規制要件の見直しが行われており、その一環として、リスク情報が活用されている

### ➤ 活用の例

- ISTプログラム変更 — 弁及びポンプの試験間隔の延長
- ISIプログラム変更 — 検査プログラムの合理化
- 保安規定変更 — 各種設備のAOT延長、サーベイランス延長、等

# PRAに関する日米のギャップ

	活用	評価モデル	標準・ガイダンス類
米国	発電所の安全かつ効率的な運用に活用	活用の目的により、詳細な評価が要求される(活用目的によっては簡易的な評価でよい場合もある) (HRAモデル, 起因事象etc. で日本よりも詳細な評価を実施)	活用目的に応じた品質を満たすため ・標準(ASME/ANS), ・ガイダンス類(EPRI/NEI等)を整備
日本	安全性を示すための炉心損傷頻度の評価	必ずしも詳細でなくてもよい(保守的であればよい)	実施基準を標準として整備(原子力学会) 具体的に評価を行うためのガイダンス類は整備されていない(標準に評価事例として一部の手法は記載されている)

※申請の根拠とするPRAの(必要なハザード, PRAの範囲, 評価基準を決定し)各部分に必要な評価の詳細さを決定  
《要求される詳細さの例》

<b>起因事象</b>	系統影響の <b>定量的レビュー</b> (系統の起因事象を特定)	構造的アプローチ(FMEA, 他の系統的プロセス等)を使用(個別の系統・トレイン故障が原因となる起因事象発生確率を評価)	<b>FMEA実施</b> (系統インターフェイスの詳細モデルを作成し, 個別の系統・トレイン故障が原因となる起因事象発生確率を評価)
	インタビューに関する <b>要件なし</b>	見落とされている起因事象がないか, <b>プラント要員</b> (例えば運転員, 保守員, 技術者, 安全解析者)に <b>インタビュー</b> を実施	見落とされている起因事象がないか, <b>運転員, 保守員, 技術者, 安全解析者にインタビュー</b> を実施
<b>HRA</b>	HFEのHEPに対し, <b>保守的な推定</b> (例えばスクリーニング値)を利用	重要なHFEに: 詳細解析実施 重要でないHFE: スクリーニング値を利用	<b>詳細解析実施</b>

簡易的なモデル ←

→ 詳細なモデル

# 東京電力の現場でのPRA活用例 (リスクモニタによる評価)

## 柏崎刈羽原子力発電所 プラント停止中の週間『リスク』予報

K7

### RISK ASSESSMENT IN PLANT SHUTDOWN [WEEKLY FORECAST]

＜お願い＞ 作業主管グループ/各企業においては、『保安規定、停止時安全管理マニュアルの遵守』に加え、『リスク情報』についても参考の上、点検工程計画の策定をお願い致します。

現在の崩壊熱の状況 (Current decay heat)			
RPV側 除熱全停止の場合	約 221	時間後に100℃に到達 (冷却材初期温度: 35℃)	( 0.29 ℃/h )
SFP側 除熱全停止の場合	約 118	時間後に65℃に到達 (冷却材初期温度: 35℃)	( 0.25 ℃/h )

＜凡例＞ 基準 (運転中) 4.7E-11 (/炉日)			
炉心損傷	L 運転中リスク基準の1/10未満	M 運転中リスク基準の1/10以上	H 運転中リスク基準と同じレベル
LCO逸脱 EAL発生	L リスク LOW LCOに余裕あり	M リスク MID 注意が必要	H リスク HIGH 単一故障で逸脱

		4/20 Mon	4/21 Tue	4/22 Wed	4/23 Thu	4/24 Fri	4/25 Sat	4/26 Sun		
原子炉の状態		冷温停止 (Cold Shutdown)								
燃料状態		燃料装荷 (Fuels in reactor core)								
SFPゲート状態		Gate Close								
角の状態		A,B,C角確保								
照射燃料作業の実施状況		照射作業禁止							原子炉建屋機器蒸化に伴う対策他	
炉心損傷頻度 (CDF) Core Damage Frequency (/炉日)		LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	CDFは低い状態を維持しています。  (注)仮想不待機は、機能ありとしてCDF評価しています。	
L C O 逸 脱 リ ス ク	崩壊熱除去機能	RPV側	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	A系、C系仮想不待機による注意喚起
		SFP側	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	A系、C系仮想不待機による注意喚起
	注水機能	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	MID ※1	A系、C系仮想不待機による注意喚起
	閉じ込め機能	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW	
電源機能	MID ※1	MID ※1	MID ※1	HIGH ※1,2,3	HIGH ※1,2,3	HIGH ※1,2,3	HIGH ※1,2,3	HIGH ※1,2,3	第59条リスク、A、C系仮想不待機による注意	
EAL発生リスク		LOW	LOW	LOW	MID ※3	MID ※3	MID ※3	MID ※3	外電喪失3時間継続でEAL-1となる	

#### 今週のリスク評価 (7 Day Look Ahead)

※1 A系、C系の2系統が仮想不待機期間となっています。  
B系の機能維持を確実に実施してください。B系機器(D/G7B含む)不具合によるLCO逸脱のリスクを低減するため、仮想不待機中のA系、C系についても機能維持に努める必要があります。万が一、B系の重要機器にトラブルが発生したら、A系、C系の仮想不待機を中止してください。

【B系が使用不能となった場合】  
RHR(A)がHPAC工事のため使用不可能ですので、第40条の注水機能としてC系のECCS機器が必要となります。

※2 No.1 HSTr停止。残り2系のHSTrは、それぞれ別の66kV母線に電源を供給中。片側のHSTrの故障により、外部電源喪失には至らないものの、片側の66kV母線は外部電源からの供給を失う。

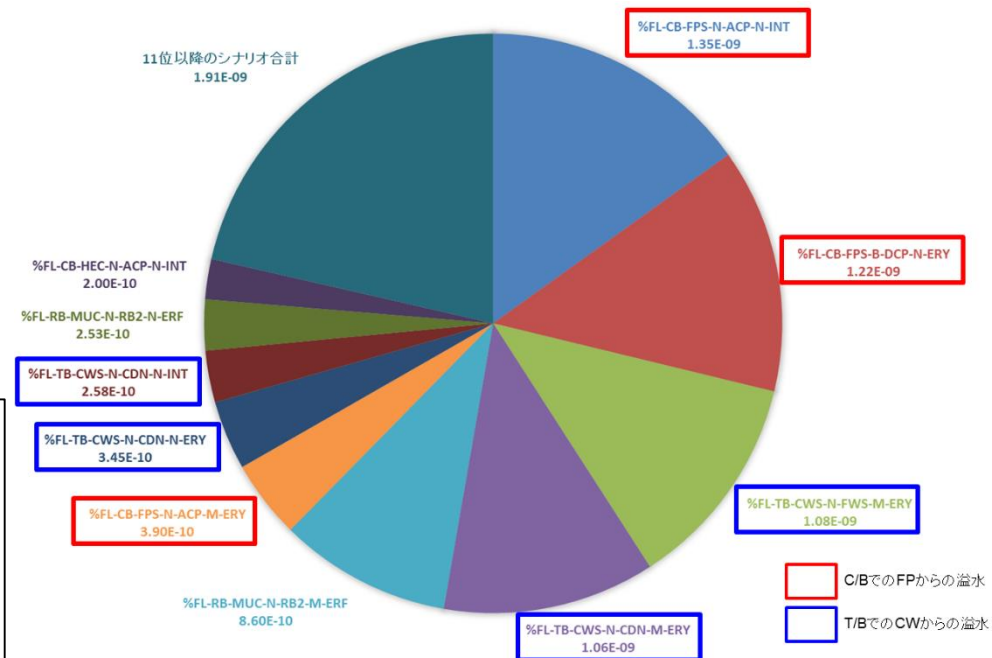
※3 LST r 6SB停止。LST r 6SAの故障により、保安規定第59条のLCO逸脱となる。LSTr6SAの故障等で外部電源喪失に至った場合、外部電源喪失が3時間以上継続でEAL-1となる。

# 東京電力におけるPRAの検討状況（内部溢水PRAの構築）

- 内部溢水による全CDF  
= 8.93 E-09 /炉年
- 主な内部溢水シナリオ  
(右表: 上位10シナリオ)
- 制御建屋の消火系溢水,  
及び, タービン建屋の循環  
水系溢水で約65%を占める
- 制御建屋は全安全区分の蓄電  
池が同一フロアに設置されてい  
ること, タービン建屋は循環水  
系溢水の影響範囲に, 全安全  
区分の海水系ポンプが設置さ  
れていることが, 主な要因

起回事象	溢水発生頻度 [ /炉年]	隔離失敗 確率	隔離までの 余裕時間 [分]	シナリオ発生 頻度 [ /炉年]	CCDP	CDF [ /炉年]
%FL-CB-FPS-N-ACP-N-INT	8.79E-04	9.46E-01 ※1	— (Success)	8.32E-04	1.62E-06	1.35E-09
%FL-CB-FPS-B-DCP-N-ERY	2.66E-07	4.60E-03	126	1.22E-09	1.00E+00	1.22E-09
%FL-TB-CWS-N-FWS-M-ERY	1.60E-04	2.50E-03	26	4.00E-07	2.69E-03	1.08E-09
%FL-TB-CWS-N-CDN-M-ERY	1.70E-04	2.32E-03	154	3.94E-07	2.69E-03	1.06E-09
%FL-RB-MUC-N-RB2-M-ERF	9.16E-07	1.90E-02	41.7	8.70E-10 ※2	9.88E-01	8.60E-10
%FL-CB-FPS-N-ACP-M-ERY	2.41E-04	1.00E+00	31	2.41E-04	1.62E-06	3.90E-10
%FL-TB-CWS-N-CDN-N-ERY	3.10E-04	4.14E-04	1372	1.28E-07	2.69E-03	3.45E-10
%FL-TB-CWS-N-CDN-N-INT	3.10E-04	1.00E+00 ※1	— (Success)	3.10E-04	8.31E-07	2.58E-10
%FL-RB-MUC-N-RB2-N-ERF	5.89E-06	8.70E-04	300	2.56E-10 ※2	9.88E-01	2.53E-10
%FL-CB-HEC-N-ACP-N-INT	1.24E-04	1.00E+00 ※1	— (Success)	1.24E-04	1.62E-06	2.00E-10

※1: 隔離成功確率(1-隔離失敗確率) ※2: シール喪失(機器ハッチ)確率0.05を想定



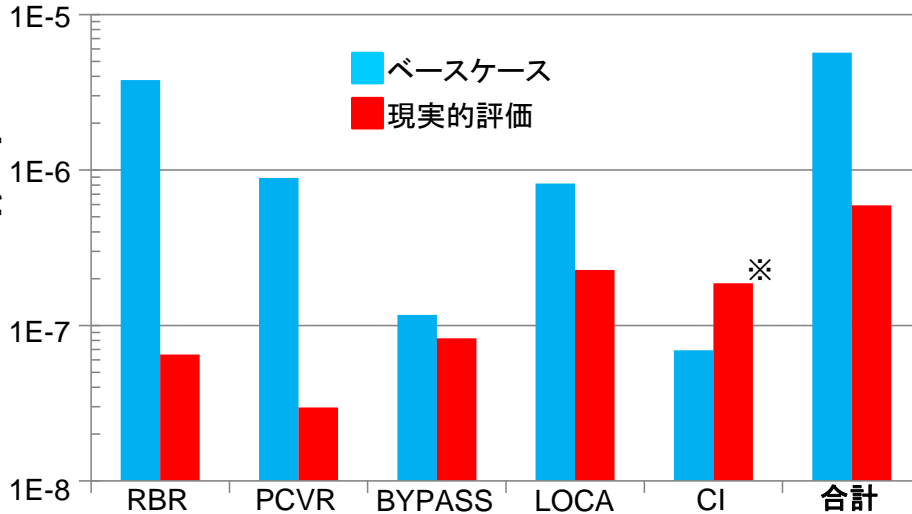
## <起回事象の凡例>

- %FL (①) -CB (②) -FPS (③) -N (④) -ACP (⑤) -N (⑥) -INT (⑦)
- ①: 溢水起回事象を示すID
  - ②: 溢水発生建屋 (RB, TB, CB, RW)
  - ③: 溢水源系統
  - ④: 溢水源系統の区分 (A, B, C, N)
  - ⑤: 溢水発生区画 (影響設備)
  - ⑥: 溢水発生量 (Major or Nominal)
  - ⑦: 隔離の有無 (INT: 早期隔離成功 (当該区画のみ), ERY: 隔離成功, LAT: 隔離失敗)

# 東京電力におけるPRAの検討状況（地震PRA評価の改善）

- 柏崎刈羽6,7号機の地震PRAでは支配的なシナリオが炉心損傷直結シナリオ(⇒対策困難)
- 保守性を排除した現実的な事故シナリオの評価で、現実的な脆弱性を把握(⇒対策検討が可能)

評価結果(評価手法変更前後の比較)



※イベントツリー前段のヘディング(RBR等)の詳細評価を実施した結果、イベントツリー後段のヘディングの炉心損傷頻度が相対的に高くなる

RBR: 原子炉建屋損傷, PCVR: 格納容器・圧力容器損傷,  
 BYPASS: 格納容器バイパス, LOCA: Excessive-LOCA,  
 CI: 計測・制御系喪失

## 評価手法変更点

炉心損傷シナリオ	対象	評価手法
RBR 原子炉建屋 損傷	原子炉建屋 基礎地盤	地盤変形量を指標としたフラジリティ評価を用いて、 ・ 建相対変位による建屋間貫通配管の損傷 ・ 建屋傾斜屋間による建屋内機器の損傷 に対して炉心損傷を回避するシナリオを展開
	原子炉建屋	領域を分割した原子炉建屋フラジリティ評価結果を踏まえ、原子炉建屋の一部区画が機能喪失した場合に対して同様にシナリオを展開
PCVR 格納容器・ 圧力容器損傷	格納容器内 構造物	RPV ペDESTAL(円筒部・リブ)についての交番荷重の試験結果等を踏まえて、RPV支持構造物の損傷を炉心損傷直結シナリオから除外
BYPASS 格納容器 バイパス	原子炉冷却材 浄化系	バイパス発生時の運転員によるバックアップ操作に期待
	給水系及び 主蒸気系	炉心注水に成功していれば炉心損傷には至らないことから、格納容器バイパス発生後の事象緩和シナリオを展開
	残留熱除去系	・ ISLOCAに至るような隔離弁の損傷が考えにくいこと ・ 事象発生後の事象緩和が可能であることから、スクリーニングアウト
LOCA Excessive- LOCA	格納容器内 配管	格納容器内の配管損傷の相関性について、現実的には全ての配管が同時に損傷することは考えにくいことから、緩和系と同様に系統間で独立であると仮定して、炉心損傷を回避するシナリオを展開
CI 計測・制御系 喪失	コントロール 建屋	コントロール建屋のフラジリティの向上を目的として解析で使用するせん断に対する復元力特性をより実情に近いものに見直した上でフラジリティ評価を実施
	盤関連故障	計測・制御系の盤関連のフラジリティ評価はチャタリングを想定しており、継続的な誤信号については対応操作を実施することが想定されることから、地震収束後の復旧操作に期待

# PRAに関する今後の展開

---

## ■ PRAの具体的な活用

- リスク情報を活用することが、PRAの品質向上につながる
- タイムリーなリスク情報の活用のためには、各発電所での評価が必須

## ■ ガイダンス類の整備

- 具体的な評価を実施するためのガイダンス類（EPRI/NEIのガイダンスに相当するもの）の整備が望まれる

## ■ 人材育成

- 発電所での評価、より広範なPRAの実施に向け、質・量ともにPRA技術者の拡充が必要

## ■ 複数ユニットサイトのリスク、レベル3PRA

- プラントの総合的リスク、脆弱性を把握し、安全性向上に資するため、より広いスコープのPRAを実施
- 複数ユニットを有する発電所のリスク把握のため、複数ユニットPRA、レベル3PRAを実施

# おわりに

---

- 福島事故の教訓をもとにして、原子力発電所では設備、事故時の対応能力の両面から安全性を向上させている
- 安全性向上に終わりはなく、継続的な改善の取り組みが重要

