

# 設計基準を超える外的ハザードに対する取組み

2016年10月21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 博士(工学)  
川村 慎一

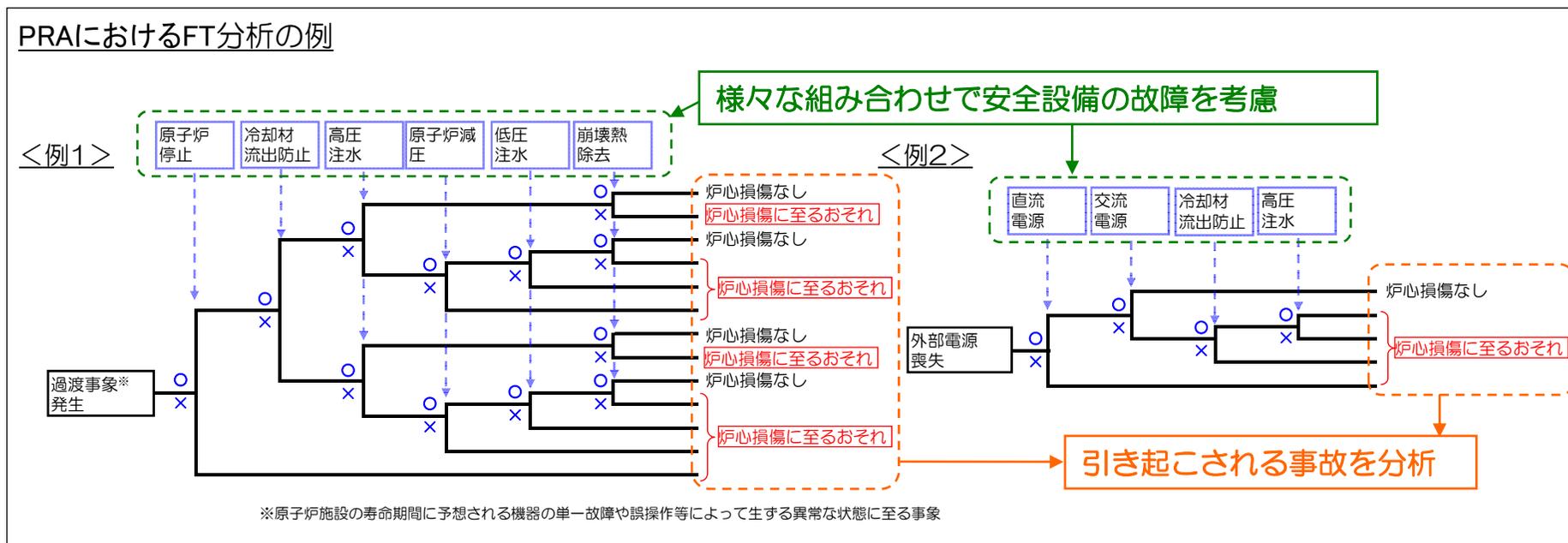
## 外的事象に対する考慮

---

- 福島事故後に、あらためて外的事象に関する再検討を実施
- 国内外の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
- 調査で収集した40種類の自然現象と, 20種類の人為的な外的事象を検討
  - 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で重要な事象を選定(複数の現象の組み合わせも考慮)
- 確率論的(PRA)あるいは決定論的(ストレステスト)手法で, その影響と対処策を検討

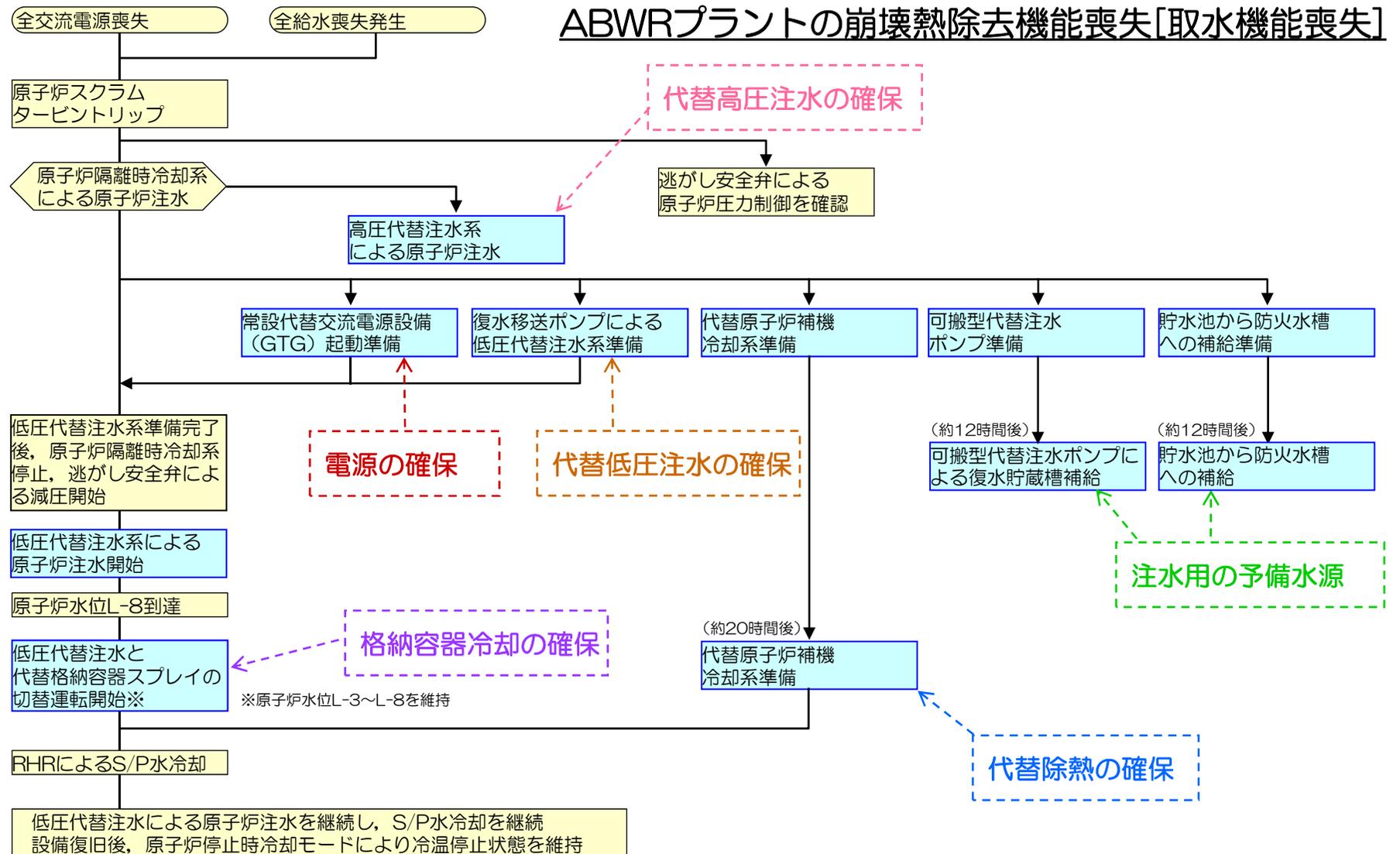
# 確率論的リスク評価の手法による事故シーケンスの検討

- 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



- 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

# 重大事故対処用の設備を用いたマネジメントの成立性の検討



# 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

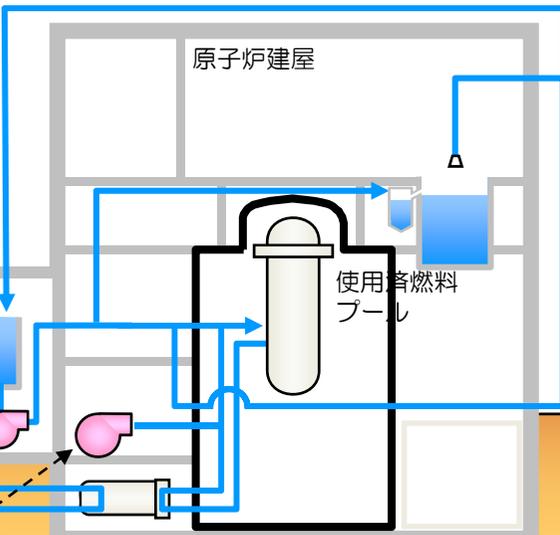
復水貯蔵槽

代替熱交換器車

代替原子炉補機冷却海水ポンプ

復水移送ポンプ

高圧代替注水設備等



**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

防火水槽

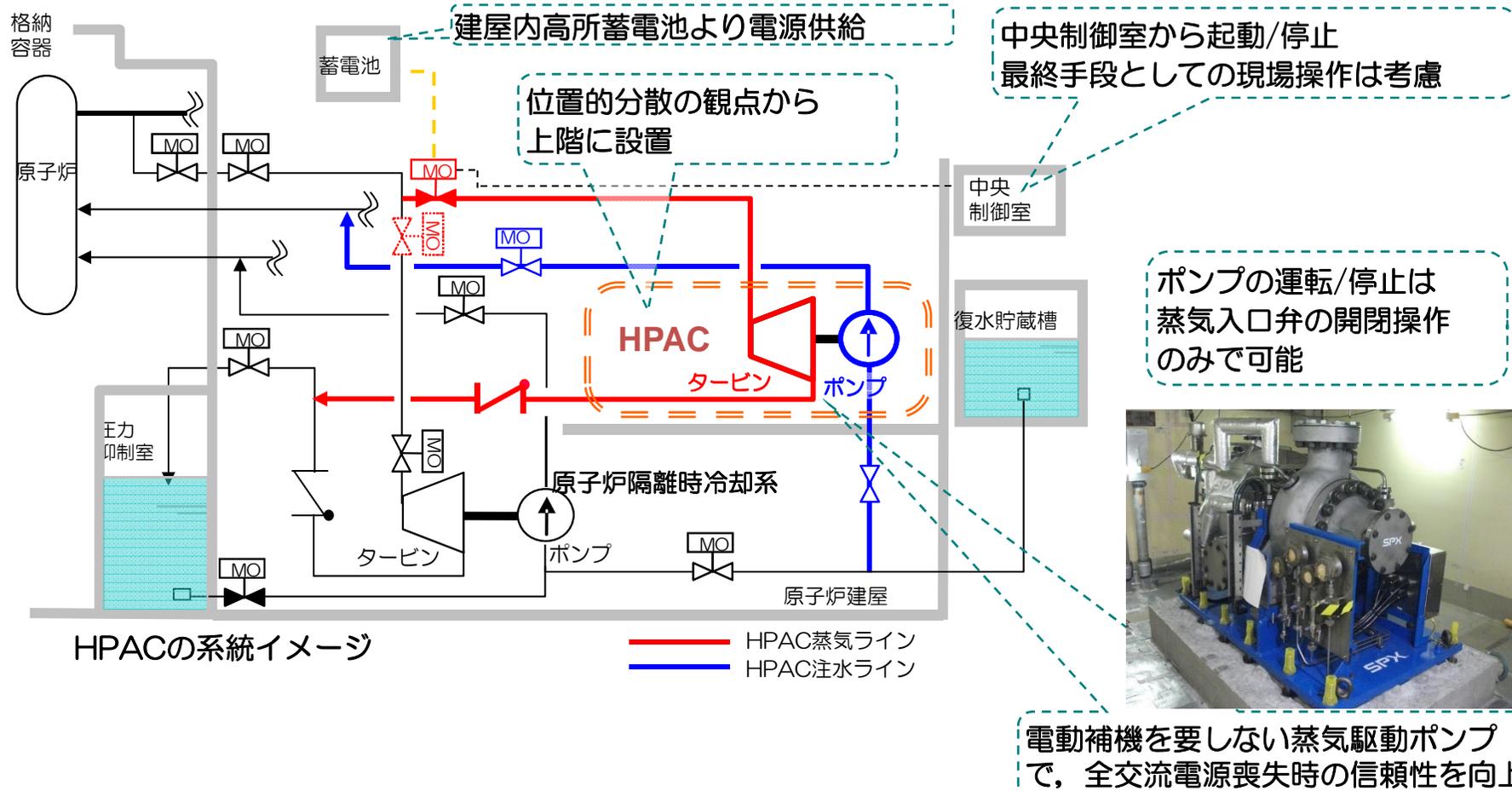
淡水貯水池

予備水源の増強

淡水貯水池設置

# 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)

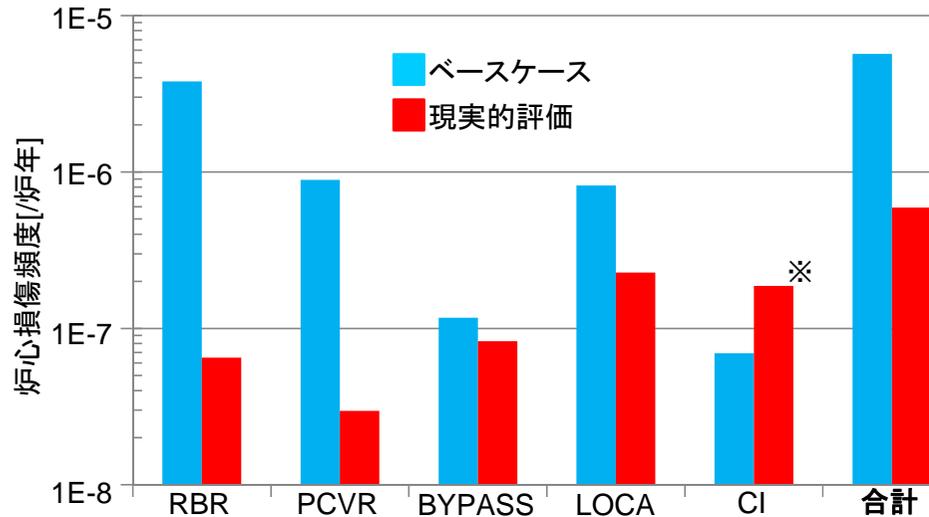
代替高圧注水系（HPAC: High Pressure Alternate Cooling System）を設置し、事故後直ちに必要となる高圧注水機能を強化（全交流電源喪失の長期化も想定）



# 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)



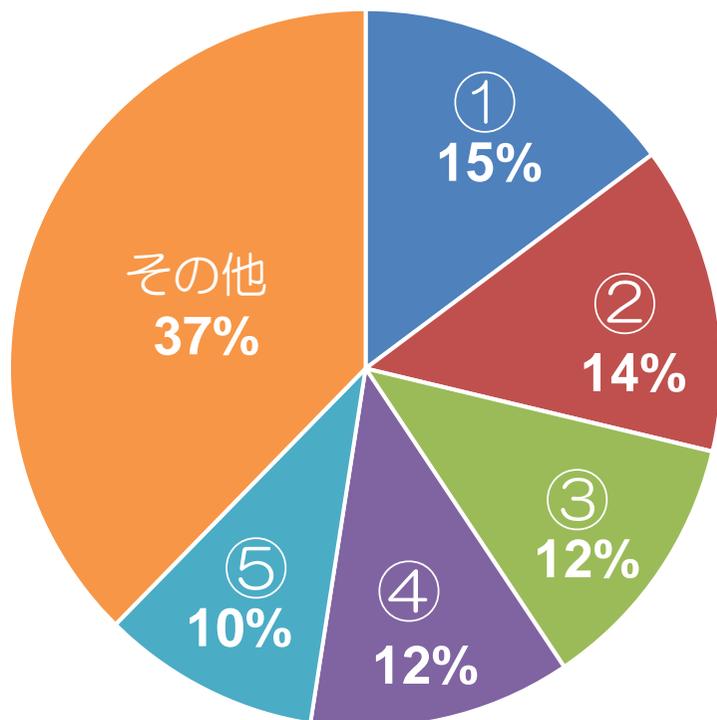
※イベントツリー前段のヘディング(RBR等)の詳細評価を実施した結果、イベントツリー後段のヘディングの炉心損傷頻度が相対的に高くなる

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

| 炉心損傷シーケンス                  | 対象            | 評価手法  |
|----------------------------|---------------|---|
| RBR<br>原子炉建屋<br>損傷         | 原子炉建屋<br>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、<br>・ 建相対変位による建屋間貫通配管の損傷<br>・ 建屋傾斜屋間による建屋内機器の損傷<br>に対し、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を行うとともに、原子炉建屋の一部区画が機能喪失した場合に対し、炉心損傷を回避するシナリオを展開                             |
| PCVR<br>格納容器・<br>圧力容器損傷    | 格納容器内<br>構造物  | RPV ペDESTALについて、交番荷重による影響を詳細に検討   |
| BYPASS<br>格納容器<br>バイパス     | 原子炉冷却材<br>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<br>主蒸気系 | 炉心注水に成功すれば炉心損傷に至らないことから、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に至る隔離弁の損傷が考えにくいこと<br>・ 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<br>Excessive-<br>LOCA | 格納容器内配<br>管   | 格納容器内の配管損傷の相関性を見直し、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<br>計測・制御系<br>喪失         | コントロール<br>建屋  | 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、地震収束後の復旧操作を考慮   |

# 東京電力におけるPRAの検討状況（内部溢水PRAの構築）



**Total CDF =  $8.9 \times 10^{-9}$  /炉年**  
 (内部溢水対策前の状態をモデル化)

- ① 溢水源：制御建屋地下2階 消火系，隔離成功
- ② 溢水源：制御建屋地下1階 消火系，早期隔離失敗
- ③ 溢水源：タービン建屋熱交換器エリア CW系，早期隔離失敗
- ④ 溢水源：タービン建屋復水器エリア CW系，早期隔離失敗
- ⑤ 溢水源：ラド建屋地下2階 MUWC系，早期隔離失敗

- 制御建屋の消火系溢水と，タービン建屋の循環水(CW)系溢水で50%以上を占める
  - 制御建屋で，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
  - タービン建屋で，CW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
- 以下のような対策が有効
  - 水密扉の設置等，止水対策
  - 位置的分散された代替の直流電源
  - CW溢水の検知と遮断

# 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)<br>(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<br>・標準(ASME/ANS),<br>・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)<br>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)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>  | エラーの確率に, <b>保守的な推定</b> (例えばスクリーニング値)を利用 | 重要な人的要因イベント: 詳細解析実施<br>それ以外: スクリーニング値を利用                                     | <b>詳細解析</b> 実施  |

簡易的なモデル ←

→ 詳細なモデル

# 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

## まとめ

---

- 福島事故後に外的事象に対する再検討を実施
- PRAやストレステストを活用し、原子力施設への影響、ならびにハード・ソフトを統合した対処策を検討
- 設計基準を超過する外的事象に対し、現実的な応答と安全性能の限界に関する知見の充実が望まれる
- PRA等の評価手法は、日常的な運転・保守管理や安全確保に関する意思決定に使い続けることで改善が促進される