

原子力規制における 確率論的リスク評価の活用 について

原子力規制庁 検査監督総括課
検査評価室
村上 玄

2024年9月11日 2024年日本原子力学会 秋の大会

原子力規制におけるPRA活用分野

新規制基準・適合性審査

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRA^{注1}の実施
- ・ 重大事故対策の有効性評価で評価対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの特定

規制委員会の審査

PRA等による事業者の事故シーケンスグループ特定及び格納容器破損モード特定プロセスの適切性審査

安全性向上評価

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRAの実施
- ・ プラント脆弱点の抽出及び対策の検討

規制委員会の確認

事業者のPRAの評価手法及びそれらの技術的根拠の確認

新検査制度

【事業者のPRA活用】

- ・ リスク情報を活用した意思決定(RIDM)^{注2}の中で検討

規制委員会のPRA活用

- ・ 事業者PRAモデルを用いた検査指摘事項に対する安全重要度評価(SDP評価)
- ・ プラントのリスクプロファイルを把握するとともに、PRAから得られる機器重要度の結果を活用して検査の優先度付けに活用。
(リスク情報ハンドブック)

注1: 重大事故等対策を考慮していないPRA(所謂、裸のPRA)

1. 新規制基準適合性審査でのPRA活用

- 重大事故対策の有効性評価に際して、重大事故対策を施す前の施設に対するPRA（通称「裸のPRA」と呼ぶ。）を用い、**有意な頻度又は影響がある事故シーケンスに見落としがないか**について、事業者の評価を確認している。
- その結果、地震・津波PRAを用いた場合に、複数の新たな事故シーケンスが見出される場合があったものの（建屋破損、格納容器破損、大LOCA（BWR）、蒸気発生器伝熱管複数破損（PWR）、最終ヒートシンク機能喪失（BWR）など）、多くの場合は有意ではないとして事故シーケンスに含めていない（**なお、東海第二については、津波に対して最終ヒートシンク機能喪失を追加している**）。

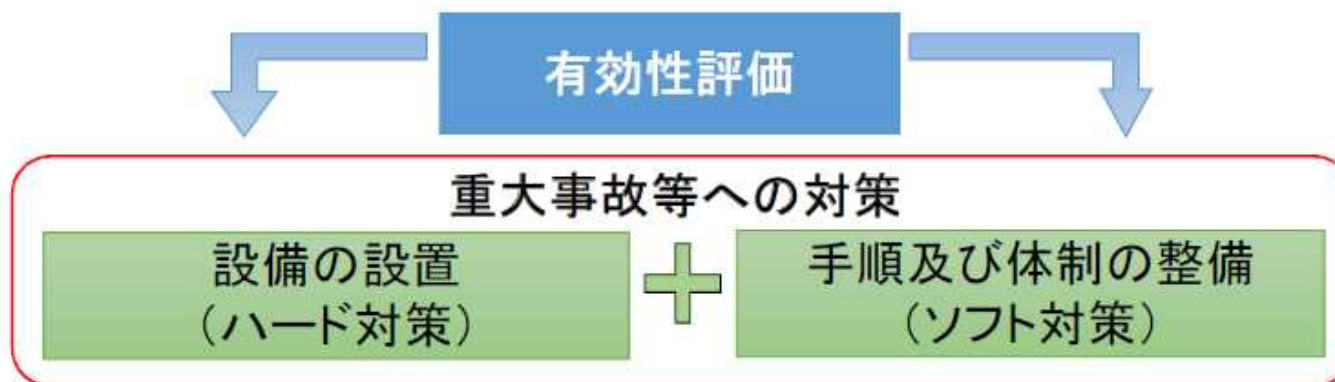


PRA手法については、
主に日本原子力学会標準を参照しつつ、確認している。
(各プラント審査書より)

重大事故の想定について

重大事故の対策が有効であるかどうかを確認するために、

- 様々に考えられる重大事故が漏れなく考慮され、代表的な重大事故が選定されていることを確認
(確率論的リスク評価(PRA)を活用)
- 計算プログラムを用いた事故の進展に関する解析結果を確認
- その結果得られた事故の時間的推移等を見て、設備、手順及び体制が基準に適合しているかを審査



～確認項目の例～

- 重大事故等対処設備を用いて、事故を収束させ、安定状態に移行できることを確認
- 必要となる水源、燃料及び電源を確認し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認 等

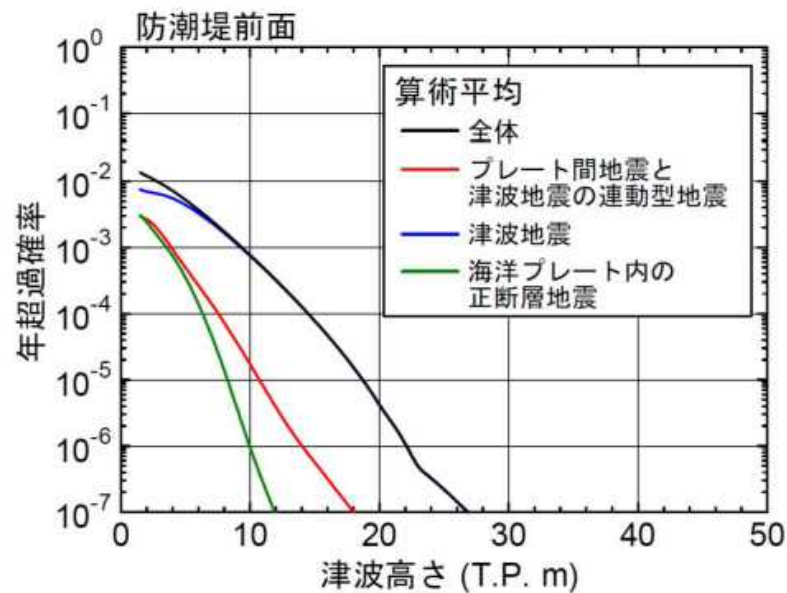
- 要員確保の観点で、時間外、休日(夜間)でも対処可能な体制であることを確認
- 必要な作業が所要時間内に実施できる手順であることを確認
- 手順着手の判断基準が適切であることを確認 等

対策をとらないと炉心が損傷しうる重大事故

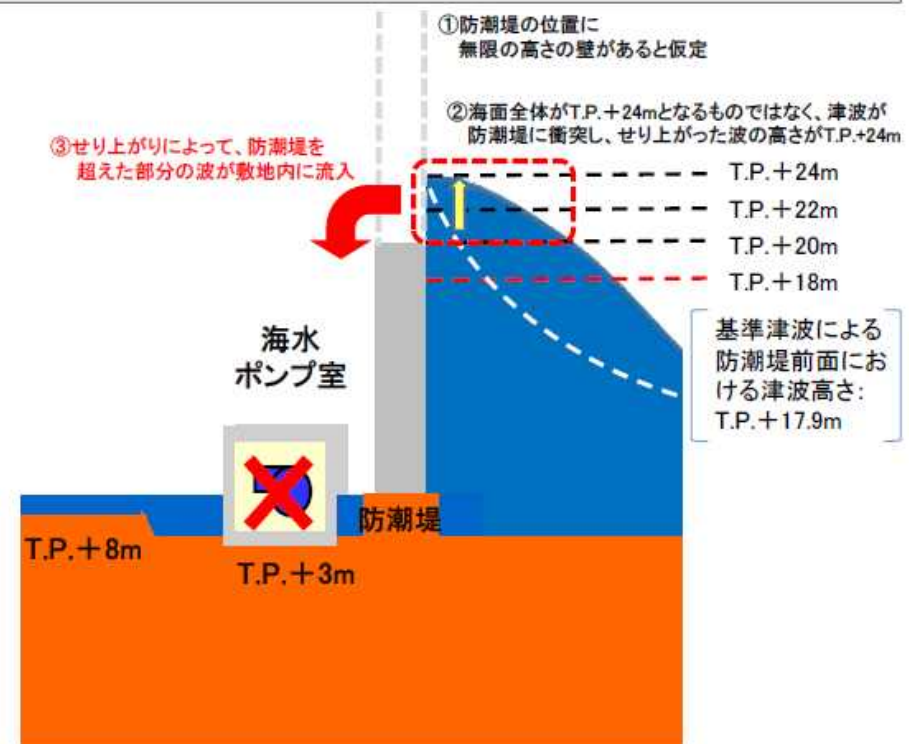
事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス
①	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
②	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗
③	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)
	長期TB	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗
	TBD、TBU	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗+SRV再閉鎖失敗
④	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+RHR失敗(取水機能が喪失した場合)
	残留熱除去系機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+RHR失敗(残留熱除去系が故障した場合)
⑤	原子炉停止機能喪失	過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗
⑥	LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
⑦	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	インターフェイスシステムLOCA
⑧	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失(最終ヒートシンク喪失)

基準津波を超え敷地に遡上する津波の発生の想定について

- ▶ 太平洋側の特徴である高い津波水位、頻度も全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいというレベルではないという知見をもとにした津波ハザード曲線(防潮堤前面)を反映した確率論的リスク評価結果を踏まえ、防潮堤(T.P.+20m)を超える津波を、安全機能への影響から3つに区分。
- ▶ 3つの区分のうちT.P.+20mからT.P.+ 22m及びT.P.+ 22mからT.P.+ 24mの2区分については、全炉心損傷頻度に占める割合が有意であることから、新たな事故シーケンスグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」として追加。
- ▶ 残りのT.P.+ 24mを超える区分については、頻度等の観点から除外。



図：津波ハザード曲線(防潮堤前面)

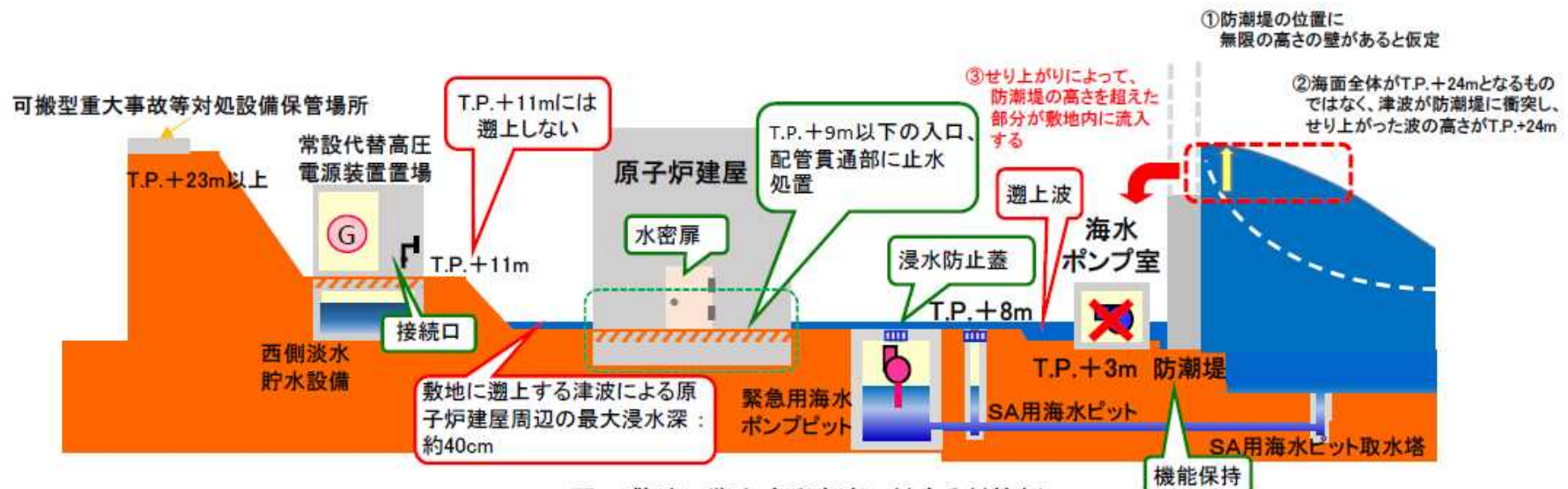


図：敷地に遡上する津波のイメージ図

炉心損傷防止対策③

敷地に遡上する津波に対する主要な方策

- 原子炉建屋等に対して、敷地に遡上する津波を考慮した新たな流入経路の特定、施設及び設備が漂流物となる可能性の評価等を行った上で、以下の流入防止対策等を講じることを確認。
 - ・ 原子炉建屋の外壁及び水密扉を漂流物の衝突を考慮した設計とする
 - ・ 敷地に遡上する津波の影響が及ぶ地上部の開口部に新たに浸水防止設備を設置 等
- 可搬型重大事故等対処設備の保管場所、接続口、水源を、敷地に遡上する津波が到達しない高台(T.P.+11m以上)に設置することを確認。
- 熱を最終的に海に放出するため、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した常設の冷却設備(緊急用海水系)を使用することを確認。



図：敷地に遡上する津波に対する対策例

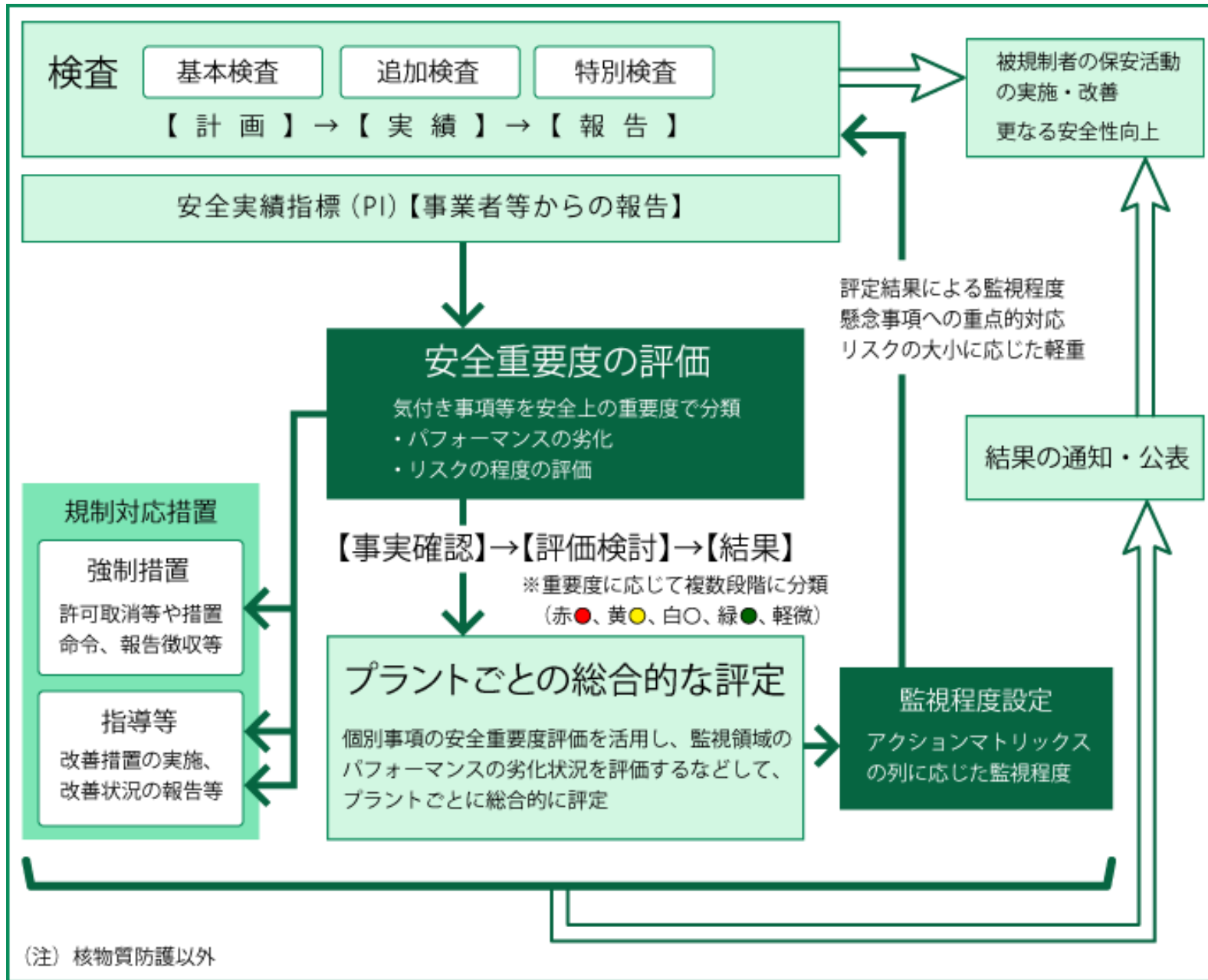
2. 原子力規制検査でのPRA活用

- ・ 原子力規制検査における検査指摘事項については、安全上の重要度（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の4区分によって事業者のパフォーマンス劣化を判定するが、スクリーニングの結果「白」以上となる場合には詳細なリスク評価を実施することとなる。炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）を用い、事業者のパフォーマンス劣化を評価する。
- ・ 評価にあたっては、通常時とパフォーマンス劣化時との差分として Δ CDF及び Δ CFFを算出するが、その際事業者の**PRAモデル**を用いるため、その**適切性を確認**し、結果を原子力規制委員会に報告している。
- ・ また、プラント毎のリスク情報をまとめた「リスクブック」を現地規制事務所に配布し、日常検査で参照している。



**PRA手法については、
主に米国ASMEのPRA標準との対比が論点となっている。**

(参考) 原子力規制検査の概要



3. まとめ (私見)

- PRAという評価手法がどうあるべきか、という姿について、規制側として明確なものがあるわけではない。
- これは、規制において確率論的リスク評価の結果を参照するものの、直接行政判断の基準として用いるわけではないということと、PRAを活用する目的に応じて、確認の深さや項目が変化するためと思われる。
- 現在、リスク情報の活用面の議論が種々なされているが、行政的には参照にとどめるとしても評価結果の公平性などは懸念事項。PRAに関する個々の課題にどのように向きあうべきか（考慮すべきか、放置・無視してかまわないのか、活用上の取扱いを整理しておくのか）。

<PRAとはどうあるべきか？>

- プラント毎に違ってよいのか悪いのか
- 機器故障データ収集の信頼性はどうなれば良いのか
- 保守的な設定でよいのか など

<より有効な活用をめざして>

- PRAをより有効に活用する工夫があってもよいのではないか
(例：詳細なツリー構造で因果関係がたどれるメリットをもっと活かさないか)
→どんなことについて共通理解が必要か