

HITACHI



BWRの重大事故対策に対する有効性評価 に係る教訓と課題について

2018年 8月21日

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

木村 竜介

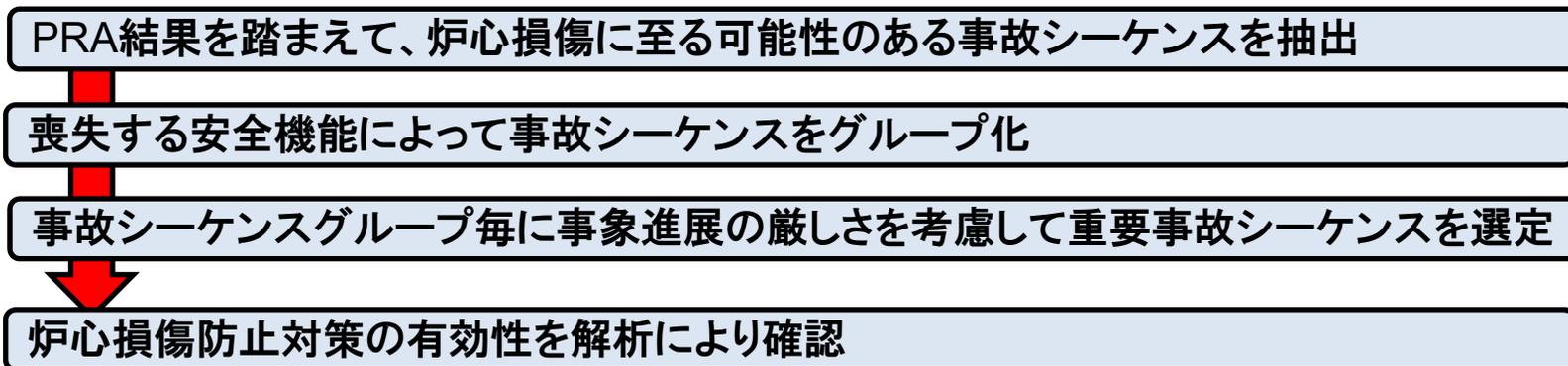


Table of Contents

1. 重大事故対策に係る有効性評価の概要
2. BWRの新規制基準に係る適合性審査の状況
3. 新規制基準対応を通して得られた教訓と課題
4. まとめ

1. 重大事故対策に係る有効性評価の概要

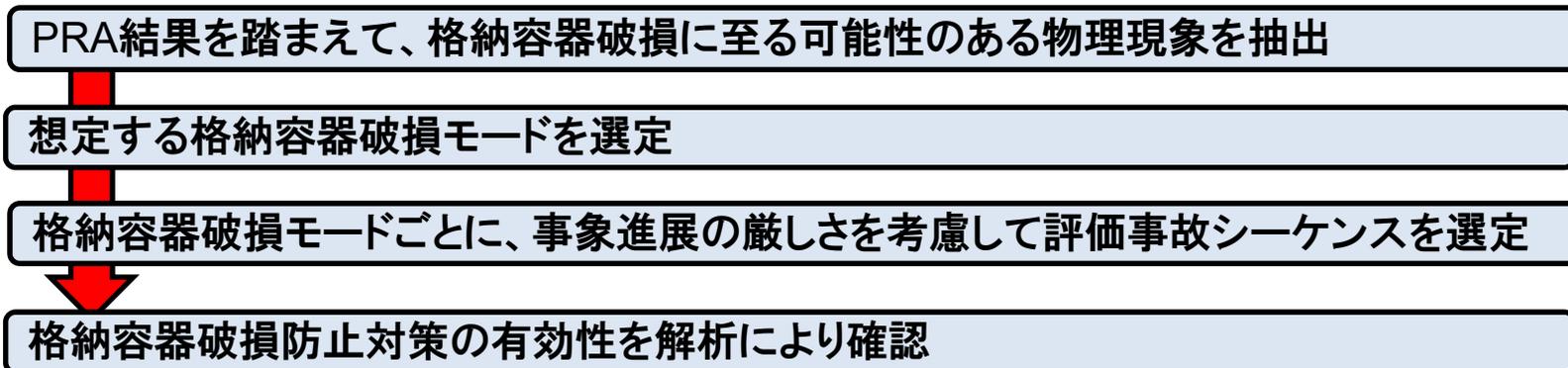
- ・ **「炉心の著しい損傷の防止」**の要求に対して、新規制基準を踏まえて新たに追加した対策が、著しい炉心損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループに対して、有効に機能することを示す、有効性評価(炉心損傷防止対策の有効性評価)を実施する。



- **重要事故シーケンスグループ(BWRの例)**
 - 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
 - 原子炉停止時機能喪失
 - LOCA時注水機能喪失
 - 格納容器バイパス

1. 重大事故対策に係る有効性評価の概要

- 「**格納容器破損及び放射性物質の異常放出の防止**」の要求に対して、新規規制基準を踏まえて新たに追加した対策が、重大事故が発生した場合に想定する格納容器破損モードに対して、有効に機能することを示す、有効性評価(格納容器破損防止対策の有効性評価)を実施する。



- 想定する格納容器破損モード
 - 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 水素燃焼
 - 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 格納容器直接接触(シェルアタック)
 - 溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 重大事故対策に係る有効性評価の概要

● 有効性評価に適用するコードの例(BWRの場合)

通常運転中の 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ	適用コード
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP
全交流電源喪失	SAFER MAAP
崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT
LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP
格納容器バイパス	SAFER MAAP

運転停止中の 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ	適用コード
崩壊熱除去機能喪失	—※1
全交流電源喪失	—※1
原子炉冷却材の流出	—※1
反応度の誤投入	APEX SCAT(RIA用)

格納容器破損防止対策

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)	MAAP
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP
格納容器直接接触(シェルアタック)	—※1
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

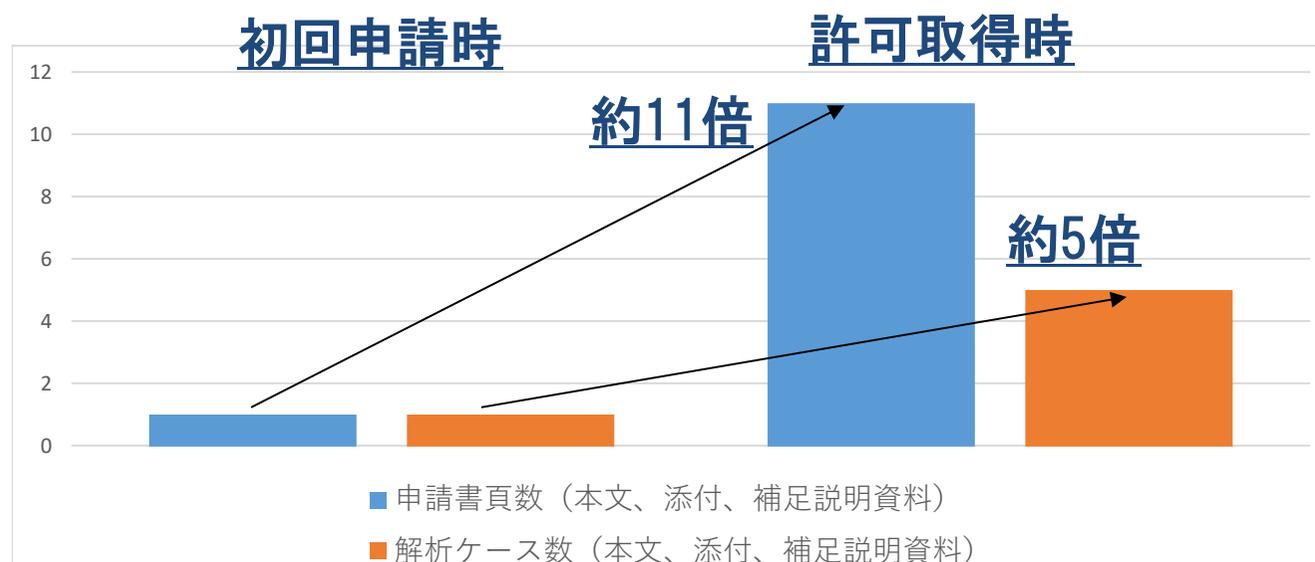
※1:解析コードを用いない評価を実施

「使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止」の有効性評価も同様に解析コードを用いない。

BWRの審査状況

- 2013年9月の東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所（6・7号機）の発電用原子炉設置変更許可申請書の申請を皮切りに、BWRは10プラントが、新規制基準に係る適合性の審査に申請。
- 2017年12月に、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更が、BWRとして、最初の許可を取得。

柏崎刈羽6/7号炉の審査における、「重大事故等の有効性評価」を例に挙げると、約4年に渡る審査の過程（有効性評価関連の審査会合20回超）を経て、補正申請書の頁数（含まれる解析ケース数）は大幅に増加。



解析ケース数増加の内訳

- ・ 初回申請時は、重要事故シーケンスグループ、格納容器破損モードに対して、有効性評価の審査ガイド※記載のとおり、基本的に最適条件を適用した解析を実施。

※「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止の有効性評価に関する審査ガイド」、平成25年6月、原子力規制委員会

- ・ 許可取得時の補正申請書(柏崎6, 7号炉の例)では、増加した解析ケースは、大きく分けて以下に分類することができる。

1. 考慮する事故シナリオの増加
2. 事故時プラント状態の不確かさ
3. 事故時運転操作の不確かさ
4. 事象進展の不確かさ

- ・ 重大事故等発生時の様々な条件、そしてその事象進展や事故時対応には、大きな不確かさが含まれることを考慮し、許可取得時の補正申請書では、以下の不確かさの影響評価項目が追加になり、付随して解析ケース数が増加した。

- 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価
- 解析条件の不確かさの影響評価

(1) 考慮する事故シナリオの増加

- 新たな設備の追設(例:代替低圧注水系、代替高圧注水系、代替循環冷却系※)に伴う、事故シナリオの追加。(→3. の教訓1にて説明)
- 重要事故シーケンスグループの詳細化(全交流動力電源喪失の詳細化)
- 格納容器漏洩シナリオの追加。
- 長期安定冷却シナリオの追加。

(2) 事故時プラント状態の不確かさ

- プラント初期設定条件が最確条件と相違がある場合の影響は、定性的ではあるが網羅的に説明され、申請書にまとめられている。なお、一部解析による定量的な確認が必要と判断された項目について感度解析を実施している。
 - 感度解析を実施している初期条件等の不確かさの例
 - ✓ 外電有無
 - ✓ 初期炉心流量
 - ✓ 炉心燃料燃焼度
 - ✓ etc

※:「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等の一部改正について(案)

— 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映— 平成29年11月29日 原子力規制委員会

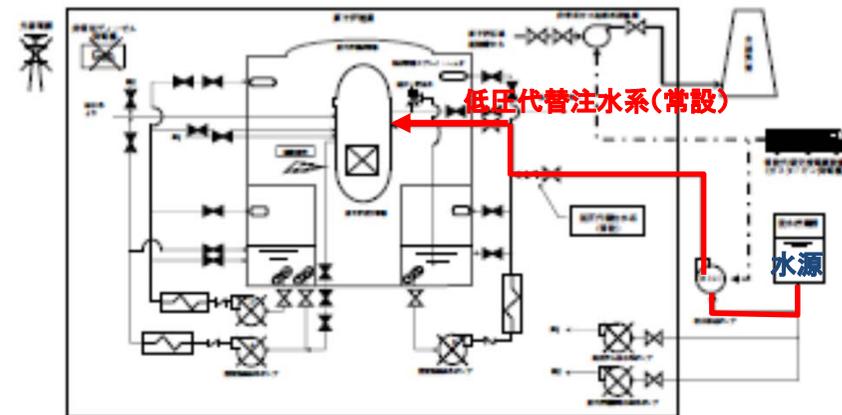
(3)事故時運転操作の不確かさ

- 操作条件の不確かさとして、操作の遅延や操作未実施、誤操作等を考慮した感度解析を実施し、有効性評価の妥当性を確認し、運転操作余裕や事故時プラント状態の余裕を評価。
 - 感度解析を実施している操作不確かさの例
 - 注水開始タイミング他

大破断LOCAが発生した場合、
低圧代替注水系(常設)による
70分後の原子炉注水が可能。

低圧代替注水系(常設)による
90分後の原子炉注水の感度解析によっても同等の原子炉冷却
状態維持可能を確認。

運転操作余裕は約20分



第3.1.3.1図 「静荷圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)」の重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/3)
(原子炉注水)

※: 柏崎刈羽原子炉力発電所6号及び7号炉の設置変更許可申請書の補正書からの抜粋

(4)事象進展の不確かさ

- ・ 有効性評価で設定する評価条件は、設計値等の現実的な条件を基本としつつも、原則、有効性を確認するための評価項目に対して、評価結果が保守的になるように設定している。
- ・ その上で、重大事故時の事象進展、事故時対応等への更なる不確かさを想定し、有効性評価の成立性に影響がないことを確認するために、様々な感度解析を実施している。

－ 感度解析を実施している事象進展の不確かさの例

- ・ Excessive LOCAシナリオ※、大LOCA+RPV破損シナリオの評価
(→3. の教訓2にて説明)
- ・ MCCI関連感度解析(コリウムシールド、溶融デブリ量、拡がり挙動等)
(→3. の教訓3にて説明)
- ・ 水の放射線分解のG値感度解析
- ・ etc

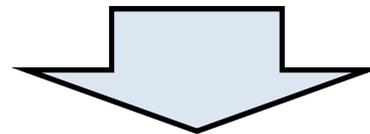
※:大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否に係らず炉心損傷に至るシナリオであるが、ここではRPV接続の主要配管破断を想定。

次頁より、柏崎刈羽6, 7号炉での対応を参考に有効性評価に係る新規制基準対応を通して得られた教訓と課題をまとめていく。

教訓と課題1：設備追加による重大事故対策

設備追加を重視した対策

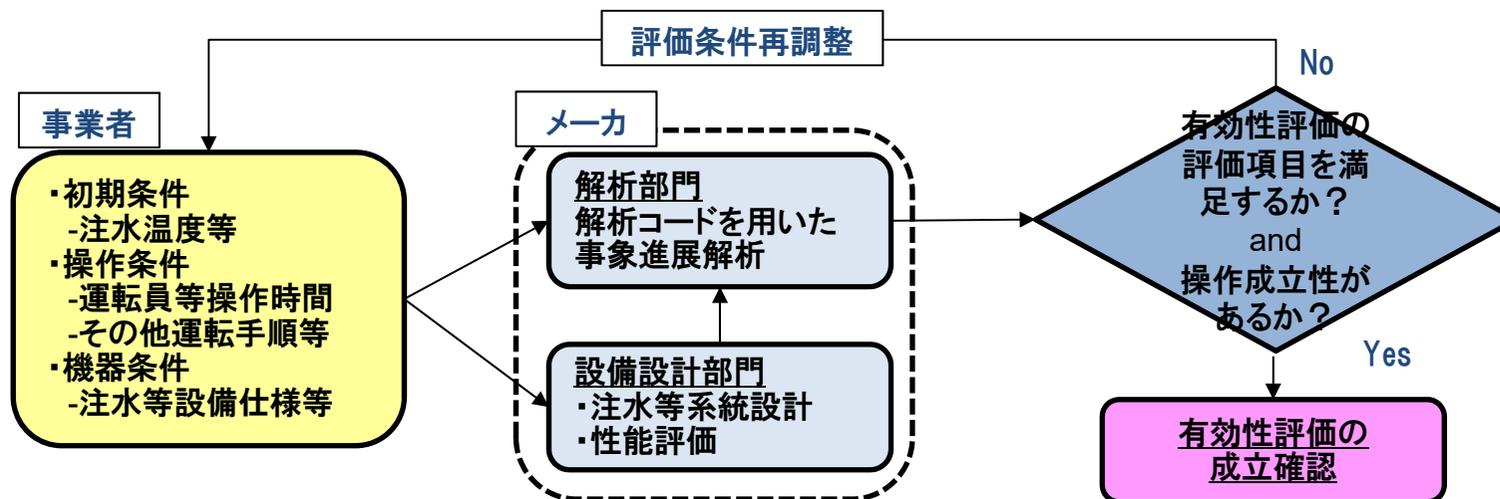
- ① 重大事故等対策の評価は、本来最適条件とすべきだが、不確かさを考慮した説明要求に対して、わかりやすく保守的な想定を置く傾向がある。
(従来の決定論的な許認可と同様)
- ② 保守的な想定においても、事故収束シナリオの成立性を担保するために、設備追設による対応を重視する風潮がある。



- ◆ 設備による対応も重要であるが、設備追加に伴う、運用の複雑化、管理の複雑化というデメリットもある。
- ◆ 適切な(人的・物質的)リソース配分にはリスク情報の活用が重要。

教訓と課題1: 設備追加による重大事故対策

設備設計への制約



- ◆ 設備追加に伴い、操作時間や配置等に基づく設備仕様への制約が増加。
- ◆ 事故シーケンスに応じて、設備仕様，事故時操作手順，有効性評価を並行して最適解を検討する設計プロセスとなる。

教訓と課題2: 過度に保守的な評価条件の取り扱い

事故シナリオの保守性

- BWRは重大事故対策により、炉心損傷したとしてもRPV破損防止可能
- ただし、RPV破損を伴う格納容器破損モード(DCH, FCI, MCCI)では、重大事故対策の一部を期待しないことを想定している。
- 更なる不確かさの考慮として、Excessive LOCAシナリオ、大LOCA+RPV破損シナリオにおける対策の成立性を確認している。

- ◆ 過度な保守性をもった条件は、適切なプラントリスクの評価、最適な事故時対応検討を阻害する可能性がある。また、設備設計においては過剰なスペック要求になり得る。
- ◆ 合理化努力が必要であり、どのような事故シナリオ、保守的条件まで設備設計へ考慮すべきか基準(発生頻度基準等)が必要。

教訓と課題3: 新知見への対応

新知見の評価への反映

- ・ 将来的に国際プロジェクト等で進められている研究で新たな知見が得られる可能性があり、また、福島では1～3号機の原子炉格納容器内部調査により、断片的ではあるが、事故時の状況に関する情報が得られ始めている。これらの新知見は有効性評価へのフィードバックが考えられる。

新知見に基づく感度解析や影響評価の例

- 偏心位置でのデブリ落下が想定されるデブリ堆積位置
- ペDESTALでのデブリ堆積形状

- ◆ 最新知見に基づく影響評価は必要。
- ◆ ただ、新知見の影響が予想される不確かさの大きい事象に関わる設備(例えばコリウムシールド等)は、設置許可・工認の対象設備として管理すると改善等の柔軟な対応が難しくなる難点がある。

- 2013年9月の初回申請書から、約4年後の2017年12月に、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可申請書が、BWRとして、最初の許可を取得。
- その間の安全審査を踏まえて、補正申請書の頁数(解析ケース数)は大幅に増加したが、新たな設備の追加や、不確かさの影響評価の考慮に起因するもの。
- 評価を進める上で、以下の教訓と課題を得た。

- 設備追加による重大事故対策
- 過度に保守的な評価条件の取り扱い
- 新知見への対応

- いずれも今後も継続的に検討、改善を行うことで対応していくものであり、今後とも事業者殿と協力し、より合理的かつ高い説明性の両立を目指した審査対応に取り組んでいく。

HITACHI

