

炉心損傷防止対策の有効性評価

- 炉心損傷に至る事故シーケンスグループのうち、格納容器の機能に期待できないものは、炉心損傷防止対策に有効性があることを確認
- 上記以外の事故シーケンスグループについては、炉心損傷に至る可能性を十分に下げているか確認

	想定すべき事象	基本的要求事項	要求事項の詳細、審査ガイドのポイント
(1) 炉心損傷防止対策	(1-1) 想定される炉心損傷に至る事故シーケンスグループのうち格納容器の機能に期待できないもの <ul style="list-style-type: none"> ➢ 格納容器先行破損シーケンス (例: ATWS、崩壊熱除去機能喪失) ➢ 格納容器バイパス (例: IS-LOCA、SGTR) 	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 想定される炉心損傷に至る事故シーケンスグループのうち格納容器の機能に期待できないもの(格納容器先行破損シーケンス及び格納容器バイパス事象)に対して、炉心損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。 	① 「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することという。 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷に至らず冷却可能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力 ・格納容器バウンダリの圧力・温度
	(1-2) 上記以外の想定される炉心損傷に至る事故シーケンスグループ	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 上記以外の想定される炉心損傷に至る事故シーケンスグループに対して、十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。 	② 「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 ③ 「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することという。 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷に至らず冷却可能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力 ・格納容器バウンダリの圧力・温度

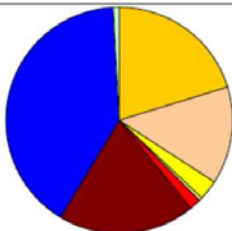
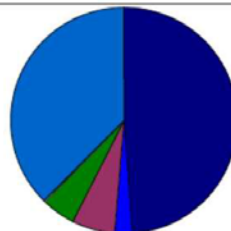
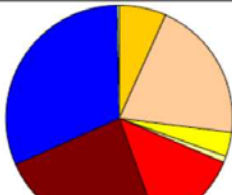

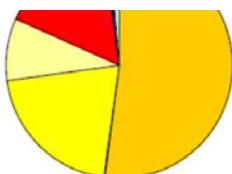

格納容器破損防止対策の有効性評価

- 炉心損傷発生後、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認

	想定すべき事象	基本的要求事項	要求事項の詳細、審査ガイドのポイント
(2) 格納容器 破損防止 対策	➢ 格納容器破損モード (静的負荷、DCH、MCCI等)	➢ 想定される格納容器破損モードに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。	④ 「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 ・格納容器バウンダリの圧力、温度 ・放射性物質の総放出量 ・原子炉冷却材圧力 ・格納容器下部への事前注水 等 ⑤ その際、格納容器破損防止対策の有効性の評価においては、物理現象及び評価手法の不確実さにより、設計基準事故に対する安全評価のような精度は期待できないことを十分に認識する必要がある。

事故シーケンスの選定方法

炉心損傷

施設	炉心損傷シーケンス (BWR) 出典1	施設	炉心損傷シーケンス (PWR) 出典2
BWR-3 Mark-I	 <ul style="list-style-type: none"> ■ 高圧・低圧注水失敗 : 20.2% ■ 高圧注水・減圧失敗 : 13.9% ■ 全交流電源喪失 : 2.7% ■ 全交流・直流電源喪失 : 0.7% ■ 崩壊熱除去失敗 : 1.6% ■ 原子炉未臨界確保失敗 : 19.6% ■ LOCA時注水失敗 : 40.5% ■ インターフェイスシステムLOCA : 0.8% 	PWR 2-loop	 <ul style="list-style-type: none"> ■ ECCS再循環機能喪失 : 48.9% ■ ECCS注水機能失敗 : 2.7% ■ 漏えい箇所の隔離機能喪失 : 6.0% ■ 二次系からの除熱機能喪失 : 4.6% ■ 安全機能のサポート機能喪失 : 0.4% ■ 原子炉停止機能喪失 : 0.0% ■ 格納容器の除熱機能喪失 : 37.4%
BWR-4 Mark-I	 <ul style="list-style-type: none"> ■ 高圧・低圧注水失敗 : 6.6% ■ 高圧注水・減圧失敗 : 20.3% ■ 全交流電源喪失 : 3.7% ■ 全交流・直流電源喪失 : 0.9% ■ 崩壊熱除去失敗 : 12.9% ■ 原子炉未臨界確保失敗 : 24.0% ■ LOCA時注水失敗 : 31.4% 	PWR 3-loop	 <ul style="list-style-type: none"> ■ ECCS再循環機能喪失 : 56.5% ■ ECCS注水機能失敗 : 3.5% ■ 漏えい箇所の隔離機能喪失 : 3.1% ■ 二次系からの除熱機能喪失 : 5.9% ■ 安全機能のサポート機能喪失 : 2.3% ■ 原子炉停止機能喪失 : 0.0% ■ 格納容器の除熱機能喪失 : 28.7%
ABWR RCCV	 <ul style="list-style-type: none"> ■ 全交流電源喪失 : 20.5% ■ 全交流・直流電源喪失 : 8.9% ■ 崩壊熱除去失敗 : 16.4% ■ 原子炉未臨界確保失敗 : 0.0% ■ LOCA時注水失敗 : 0.5% ■ インターフェイスシステムLOCA : 1.4% 	PWR 4-loop PCCV	 <ul style="list-style-type: none"> ■ ECCS再循環機能喪失 : 10.2% ■ 漏えい箇所の隔離機能喪失 : 17.2% ■ 二次系からの除熱機能喪失 : 8.7% ■ 安全機能のサポート機能喪失 : 0.0% ■ 原子炉停止機能喪失 : 9.7% ■ 格納容器の除熱機能喪失 : 54.2%

- 確率論的リスク評価を用い、以下を包絡する事故シーケンスグループを選定

- 規制委員会が選定する事故シーケンスグループ
- 個別の炉心について、有意な炉心損傷確率を与える事故シーケンスグループ

出典1: (財)原子力発電技術機構、INS/M02-01、「平成14年度軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果の評価に関する報告書」(平成14年10月)よりJNESでグラフ化

出典2: (財)原子力発電技術機構、INS/M00-13、「平成12年度レベル2PSA手法の整備に関する報告書=PWRプラント=」(平成13年3月)よりJNESでグラフ化

事故シーケンスの選定方法

炉心損傷

BWR^{*1}

- 高圧・低圧注水機能喪失
- 高圧注水・減圧機能喪失
- 全交流電源喪失
- 崩壊熱除去機能喪失
- 原子炉停止機能喪失
- LOCA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）

PWR^{*2}

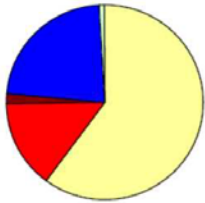
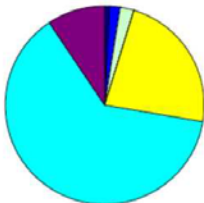
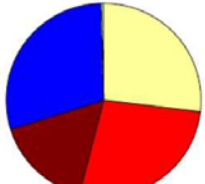
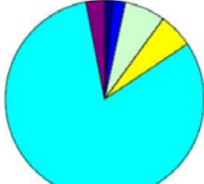

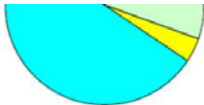
- 2次系からの除熱機能喪失
- 全交流電源喪失
- 原子炉補機冷却機能喪失
- 格納容器の除熱機能喪失
- 原子炉停止機能喪失
- ECCS注水機能喪失
- ECCS再循環機能喪失
- 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

*1:例えば、原子力安全基盤機構「JNESにおけるPRA手法の標準化＝出力運転時内部事象レベル1PRA手法＝（別冊2）出力運転時内部事象レベル1PRA標準報告書＝BWR5型プラント＝」、JNES/SAE07-040、平成19年4月

*2:例えば、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所、「PWRプラントのIPE(レベル1PRA)レビューに係る検討成果報告書(付録5)」、M93-K1-M02(A-5)、平成6年3月

事故シーケンスの選定方法

格納容器損傷

施設	格納容器破損モード* (BWR) 出典1			施設	格納容器破損モード* (PWR) 出典2		
BWR-3 Mark-I	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 60.1% 格納容器先行破損 (原子炉未臨界確保失敗) : 22.6% 格納容器直接接触 : 14.5%	PWR 2-loop	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ε ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 22.9% ベースマツト溶融貫通 : 22.9% インターフェイスシステム LOCA : 9.3%
BWR-4 Mark-I	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		格納容器先行破損 (原子炉未臨界確保失敗) : 29.8% 格納容器直接接触 : 27.1% 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 26.8%	PWR 3-loop	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ε ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 81.5% 蒸気発生伝熱管破損 : 6.7% ベースマツト溶融貫通 : 5.6%
RCCV	<ul style="list-style-type: none"> ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		: 16.5% インターフェイスシステム LOCA : 1.4%	4-loop PCCV	<ul style="list-style-type: none"> ■ η ■ γ ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		: 21.7% インターフェイスシステム LOCA : 12.9%

■ 確率論的リスク評価を用い、以下を包絡する事故シーケンスグループを選定

- 規制委員会が選定する事故シーケンスグループ
- 個別の炉心について、有意な格納容器機能喪失確率を与える事故シーケンスグループ

当後)
破損
破損

出典1: (財)原子力発電技術機構、INS/M02-01、「平成14年度軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果の評価に関する報告書」(平成14年10月)よりJNESでグラフ化

出典2: (財)原子力発電技術機構、INS/M00-13、「平成12年度レベル2PSA手法の整備に関する報告書=PWRプラント=」(平成13年3月)よりJNESでグラフ化

事故シーケンスの選定方法

格納容器損傷

検討すべき格納容器破損モード

- (1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷
- (2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- (3) 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用（圧カスパイク）
- (4) 水素燃焼
- (5) 格納容器直接接触（シェルアタック）
- (6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

※格納容器バイパス（蒸気発生機伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA）については、別途、炉心損傷防止対策において考慮する。

原子力規制委員会による性能目標

性能目標の設定について

	<目的>	<現状の目標>	<今後の目標>
<div style="display: inline-block; vertical-align: middle; border: 1px solid black; padding: 5px;"> 人の保護 ※1 </div> <div style="display: inline-block; vertical-align: middle; border: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 10px;"> 環境の保護 </div>	炉心損傷防止	炉心損傷頻度 (CDF) 10^{-4} / 炉年程度	同 左
	格納容器機能喪失防止	格納容器機能喪失頻度 (CFF) 10^{-5} / 炉年程度	同 左
	放射性物質の大量放出防止	設定なし	放射性物質の大量放出防止の観点からの性能目標の設定が必要 大規模放出頻度 (頻度、放出量)

※1 公衆の個人死亡リスク

原子力規制委員会による性能目標

資料6-2

放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）

