

原子力プラントの安全性向上評価を 踏まえた安全性向上対策の抽出

2024年9月11日

九州電力株式会社
平塚 大悟



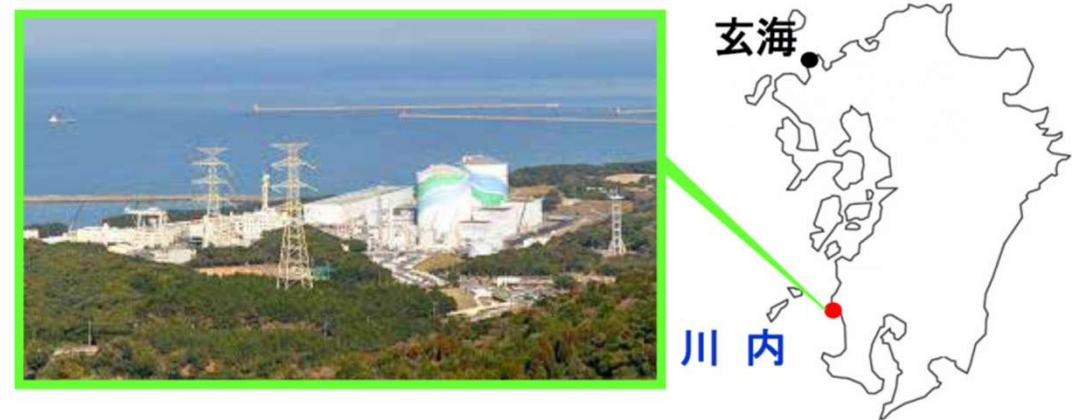
1. はじめに
2. 川内原子力発電所1号機の概要
3. 安全性向上評価
4. 安全性向上評価におけるPRA
5. 更なる安全性向上のための追加措置の検討
6. 抽出した安全性向上対策
7. まとめ

当社は原子力発電所の安全性向上を自主的・継続的に図る取り組みとして、安全性向上評価において、確率論的リスク評価（PRA）を実施し、PRAから得られるリスク情報を活用して安全性向上対策の抽出を行っている。

原子力規制委員会に届け出た川内原子力発電所 1 号機における PRAを活用した安全性向上対策の抽出について紹介する。

○プラント概要

項目	仕様
原子炉熱出力	2 6 6 万 k W
電気出力	8 9 万 k W
原子炉型式	加圧水型軽水炉（PWR）
原子炉格納容器	上部半球下部半だ円鏡円筒型

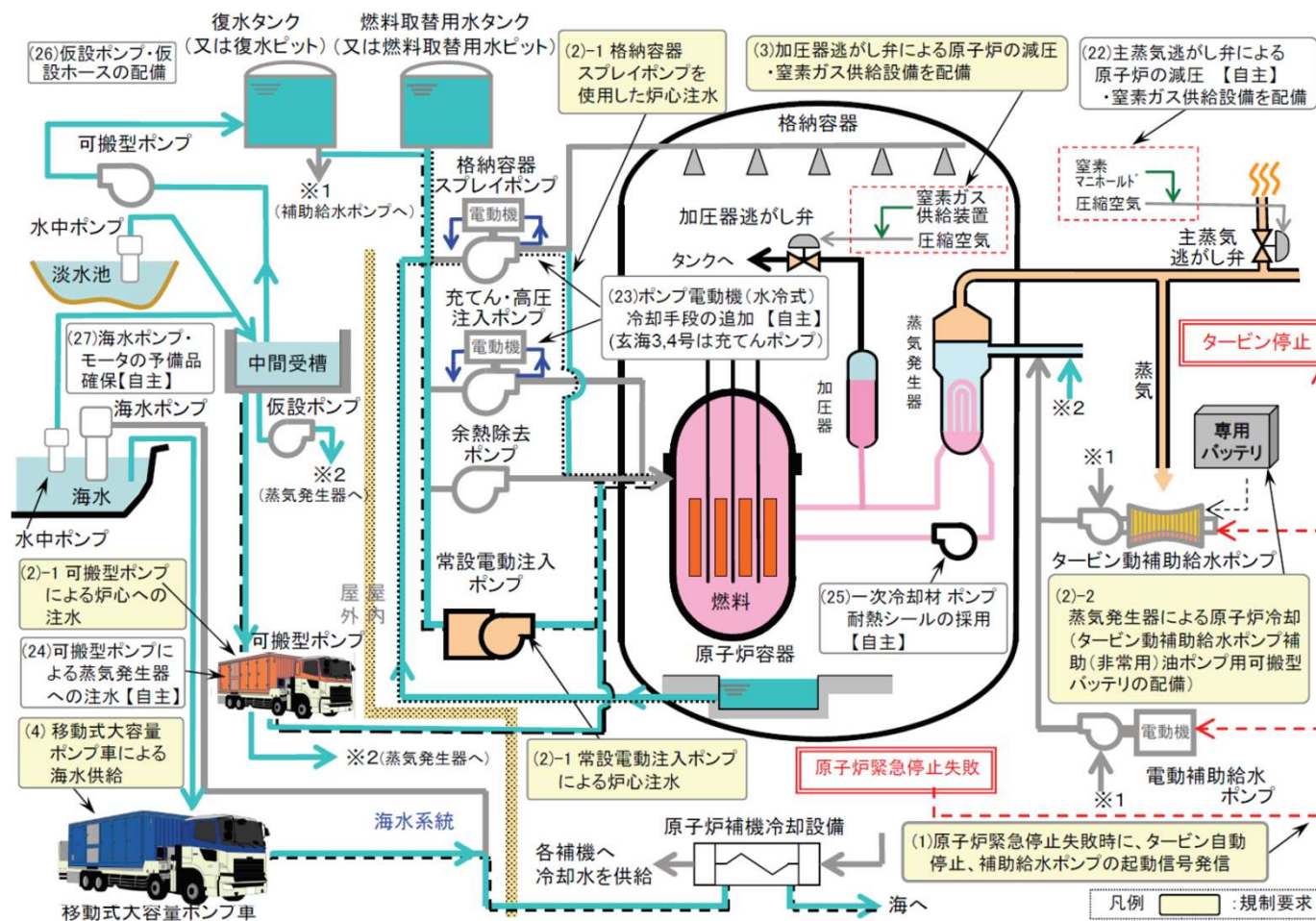


○主なトピックス

年 月 日	項 目
1984年 7月 4日	運転開始
2015年 5月27日	新規制基準に係る許認可完了
2015年 9月10日	使用前検査合格（通常運転に復帰）
2017年 7月 6日	第1回 安全性向上評価届出（出力時,停止時,地震,津波PRA）
2020年 3月25日	特定重大事故等対処施設に係る許認可完了
2020年11月11日	特定重大事故等対処施設の使用前検査合格（運用を開始）
2022年 7月15日	第5回 安全性向上評価届出（出力時PRA）
2023年11月20日	第6回 安全性向上評価届出（停止時,地震,津波PRA）

○新規規制基準を踏まえ整備した炉心損傷防止対策

- ✓原子炉及び使用済燃料ピットにある燃料の損傷を防止するため、恒設／可搬型のポンプや電源等を配備し冷却手段を多様化



大容量空冷式発電機



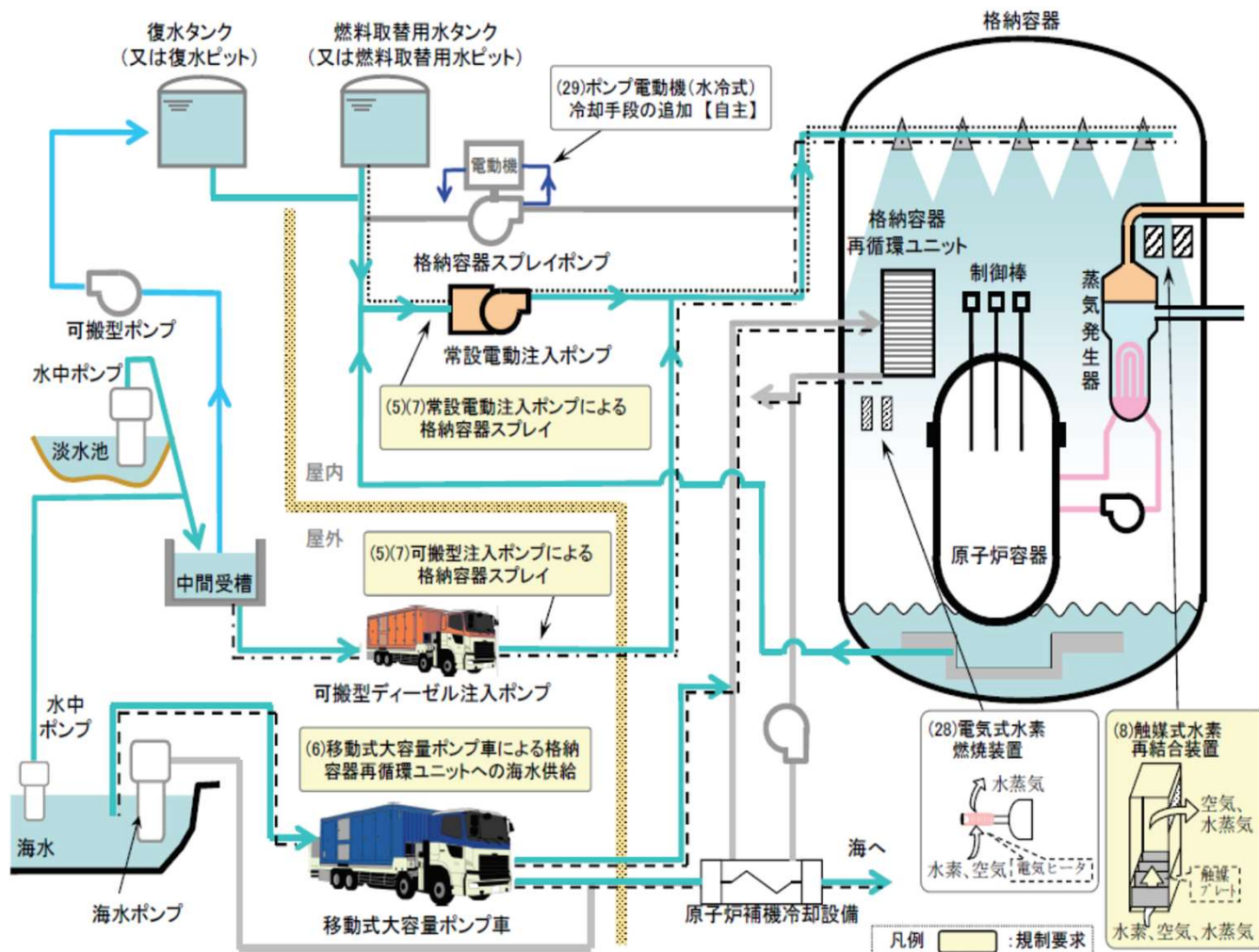
常設電動注入ポンプ



移動式大容量ポンプ車

○新規規制基準を踏まえ整備した格納容器破損防止対策

- ✓ 格納容器の破損を防止するための恒設／可搬型のポンプ等に加え、格納容器内での水素爆発防止対策として触媒プレートや電気ヒータを用いた2種類の装置を設置



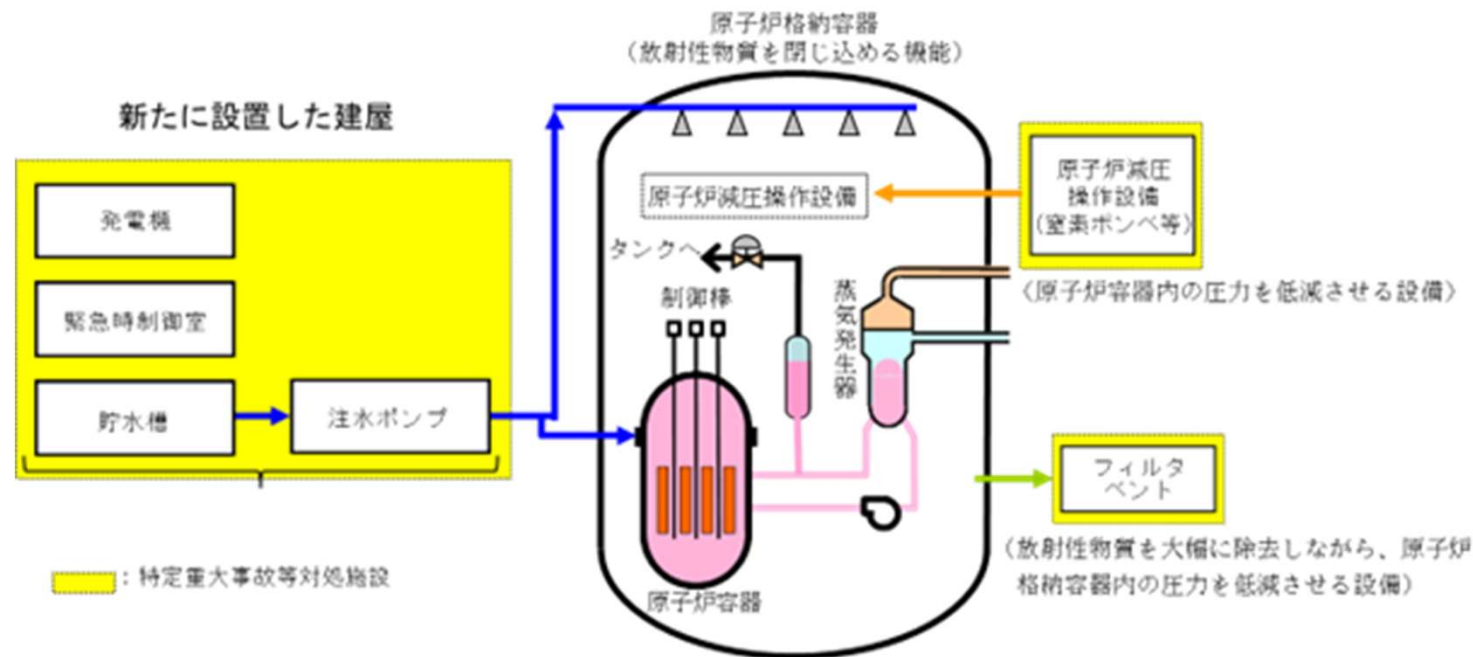
静的触媒式水素再結合装置



電気式水素燃焼装置

○特定重大事故等対処施設の概要

- ✓原子炉容器内や格納容器内の冷却をするためのポンプ、格納容器の過圧破損を防止するためのフィルタベント装置及び特定重大事故等対処施設の機器へ電力を供給するための電源等を設置

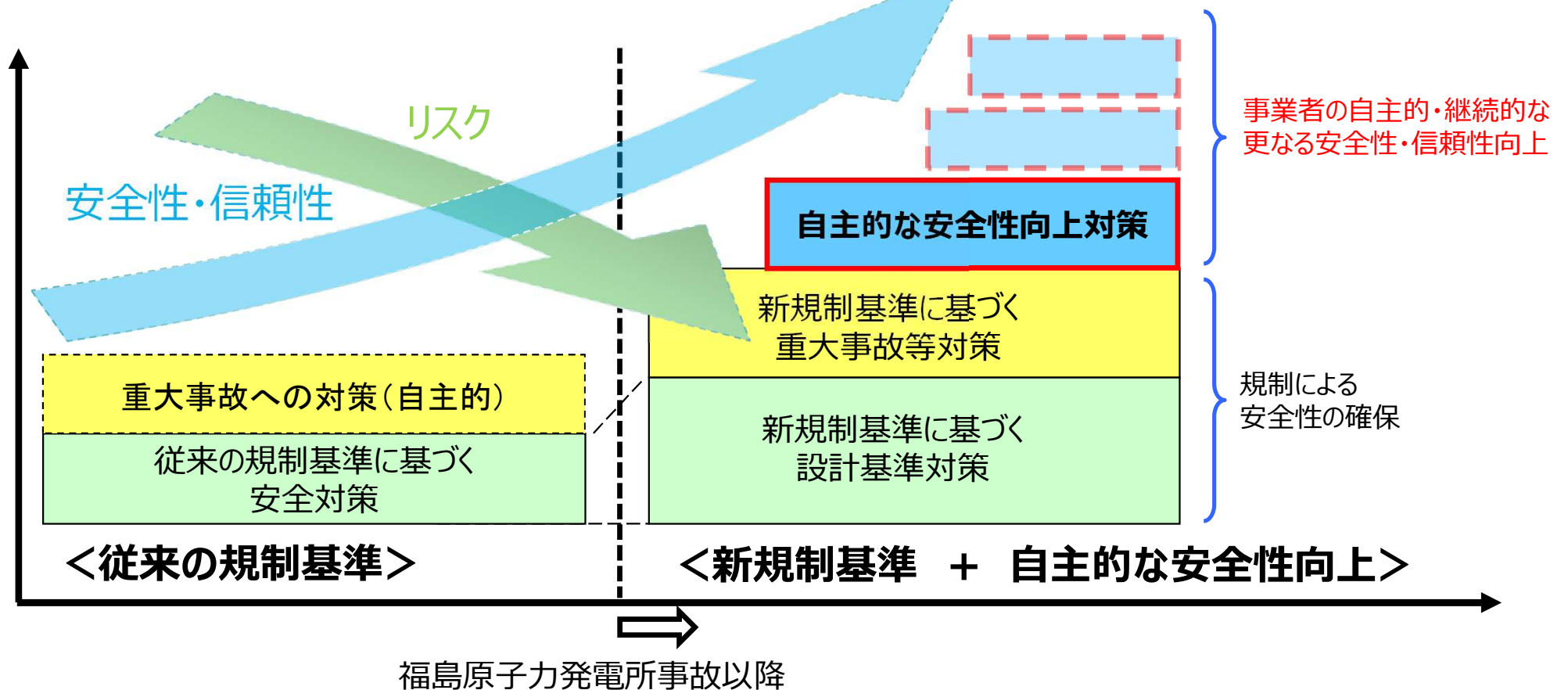


○背景

- ✓ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」を踏まえ、安全性向上評価を実施することで原子力発電所の安全性向上に継続的に取り組んでいる。

○安全性向上評価の目的

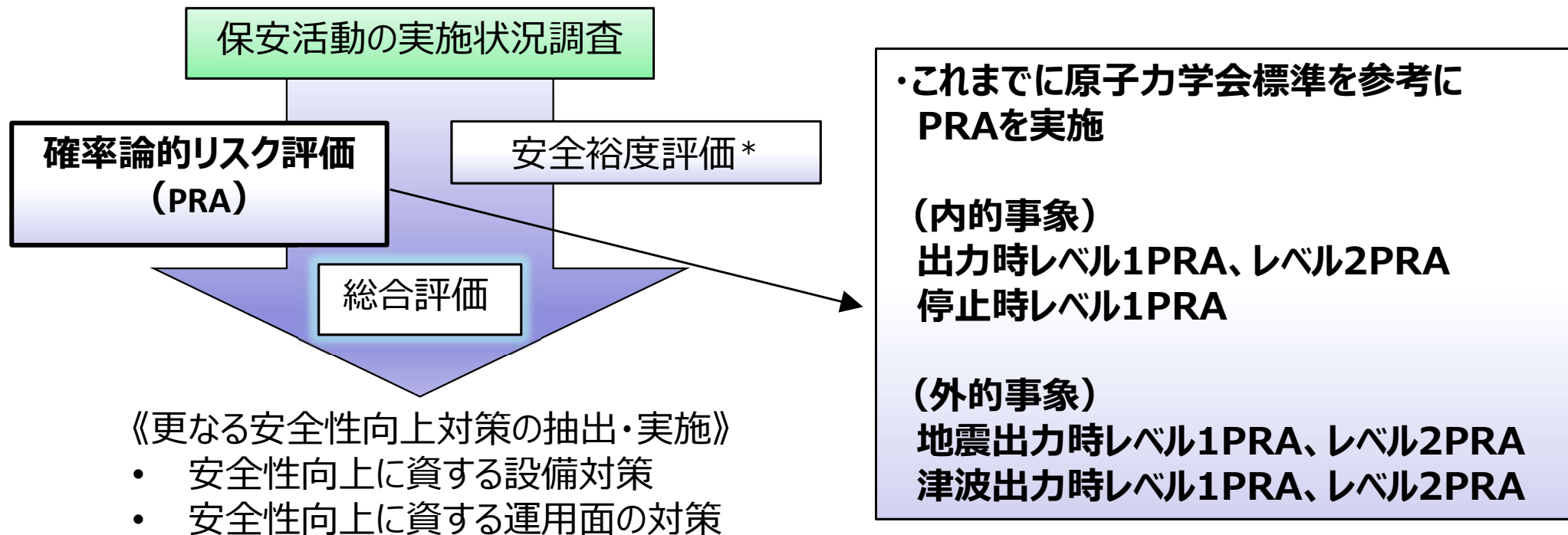
- ✓ 安全性向上評価は、規制基準を満足するだけでなく、自主的かつ継続的に更なる原子力発電所の安全性及び信頼性を向上させることを目的に実施するもの



○安全性向上評価の主な項目

- ✓ 安全性向上評価は、安全対策の工事が行われる定期検査終了毎に、発電所の保安活動の実施状況を調査し、「確率論的リスク評価」、「安全裕度評価」等を行い、保安活動の安全性向上への効果を評価するとともに、更なる安全性向上対策を抽出する。

【安全性向上評価の主な項目】



* 安全裕度評価：地震等の自然現象に対して、設計値を超え、どの程度まで炉心及び使用済燃料の著しい損傷を発生させることなく、耐えることができる裕度を有しているかを評価するもの。

○第5回、6 回安全性向上評価におけるPRA実施内容及び実施範囲

- ✓ 第1回安全性向上評価にて構築したSA対策を考慮したPRAモデルから、特定重大事故等対処施設の反映など、設計・運用情報等の更新、新たな知見を反映したPRAを実施している。

【第5回安全性向上評価】

- 内部事象 出力時レベル1、2 PRA

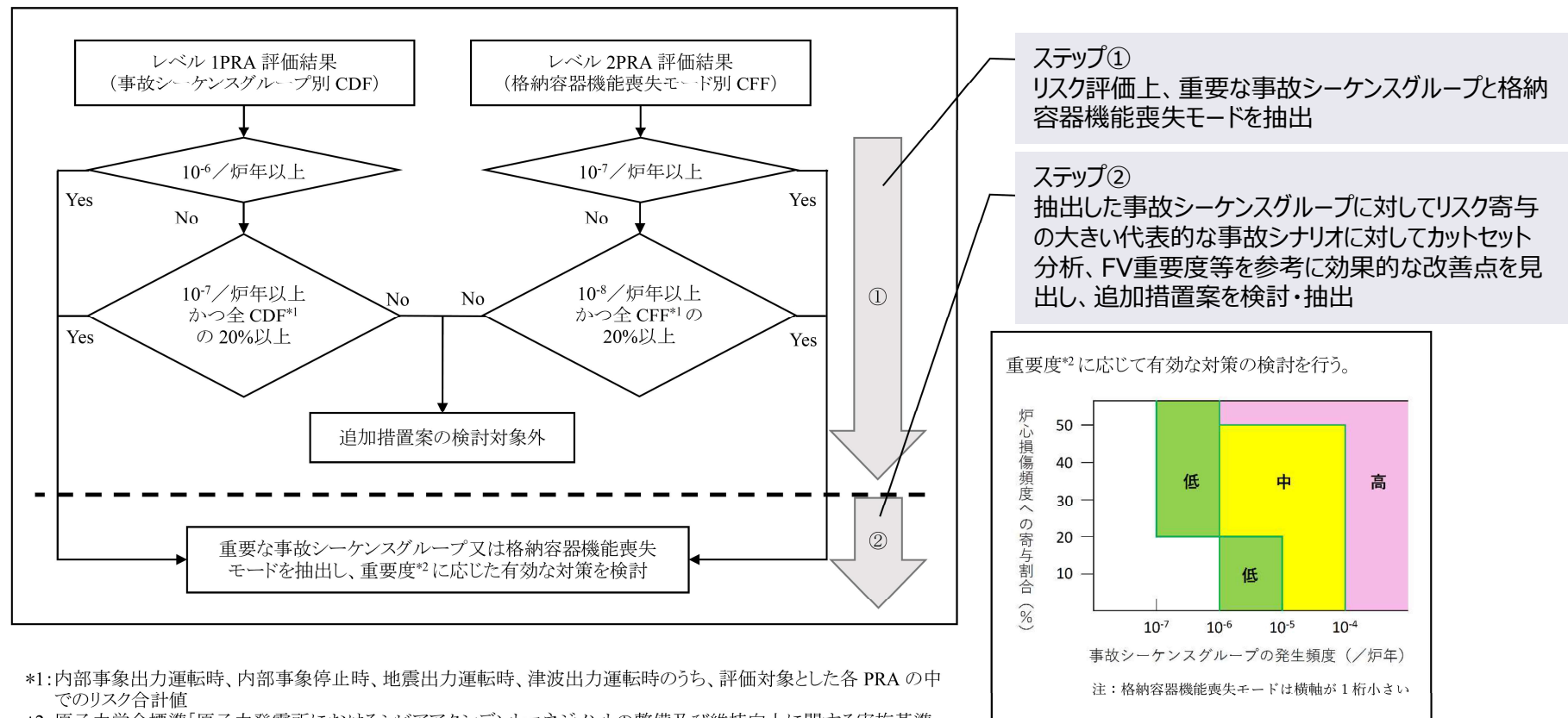
【第6 回安全性向上評価】

- 内部事象 停止時レベル1PRA
- 外部事象 地震レベル1、2PRA、津波レベル1、2PRA

		炉心損傷頻度 (CDF)【/炉年】	格納容器機能喪失頻度 (CFF)【/炉年】
内部事象	出力時	3.0E-06	4.4E-07
	停止時	1.2E-06	—
外部事象	地震	9.9E-07	5.5E-07
	津波	7.5E-09	2.5E-09

- ✓ 川内1号機の安全性を更に向上する効果的な追加措置を検討することを目的として、リスク寄与が大きな事故シナリオに対して優先的に追加措置を検討した。検討方法については、原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準」を参考とした。

追加措置の検討対象選定フロー



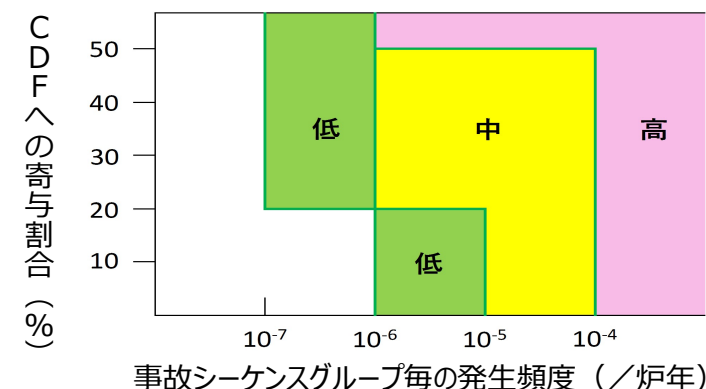
*1:内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中でリスク合計値

*2:原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度「高」「中」「低」の事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が1桁ずつ低い値を閾値として設定

- 低**：炉心損傷防止及び格納容器破損防止に着目した手順への対処（重要な事故シーケンスの教育、訓練による緩和策の習熟等）を検討する。
- 中**：緩和策の面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順あるいは設備の変更案を検討する。
- 高**：起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順又は設備の変更案を検討する。

- ✓ レベル1PRA結果から、事故シーケンスグループ毎の発生頻度（／炉年）とCDFへの寄与割合を基に下表の重要な事故シーケンスグループを抽出した。

事故シーケンスグループ	CDF（／炉年） （寄与割合）			
	出力時	停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.1E-07 (10.2%)	1.1E-09 (0.1%)	1.1E-07 (11.0%)	8.7E-11 (1.2%)
全交流動力電源喪失	2.2E-07 (7.2%)	7.4E-08 (6.1%)	8.9E-08 (9.0%)	2.5E-09 (33.4%)
原子炉補機冷却機能喪失	3.7E-07 (12.2%)	8.9E-08 (7.3%)	6.2E-07 (62.6%)	4.8E-09 (64.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.3E-08 (0.4%)	ε (<0.1%)	6.2E-11 (<0.1%)	ε (<0.1%)
原子炉停止機能喪失	6.3E-10 (<0.1%)		3.7E-08 (3.8%)	
ECCS注水機能喪失	1.4E-07 (4.5%)	9.5E-11 (<0.1%)	8.1E-08 (8.2%)	ε (<0.1%)
ECCS再循環機能喪失	1.8E-06 (58.6%)	5.0E-10 (<0.1%)	1.5E-08 (1.5%)	ε (<0.1%)
格納容器バイパス	2.1E-07 (6.9%)			
崩壊熱除去機能喪失		5.6E-07 (45.8%)		
原子炉冷却材の流出		4.1E-07 (33.4%)		
反応度の誤投入		8.7E-08 (7.2%)		
原子炉建屋損傷			ε (<0.1%)	
原子炉格納容器損傷			3.3E-08 (3.3%)	
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）			5.6E-09 (0.6%)	
複数の信号系損傷				1.1E-10 (1.4%)
合計	3.0E-06	1.2E-06	9.9E-07	7.5E-09



○原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

- 重要度「高」**
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「中」**
⇒緩和策の面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「低」**
⇒炉心損傷防止に着目した手順への対処

ε：カットオフ値未満

内部事象 出力時レベル1PRA

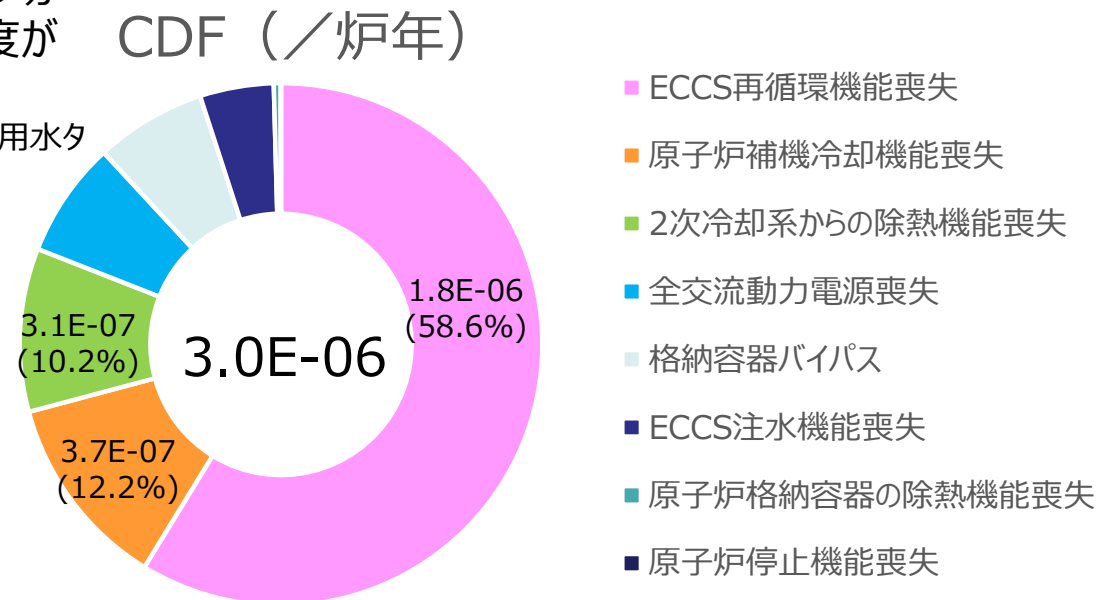
○事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

- ✓ 事故シーケンスグループ別の全CDFへの寄与は、「ECCS再循環機能喪失」が約59%、「原子炉補機冷却機能喪失」が約12%、「2次冷却系からの除熱機能喪失」が約10%となり、「ECCS再循環機能喪失」はリスク上重要な事象（重要度「高」）であった。
主なシナリオは以下の通り。

【ECCS再循環機能喪失】（重要度：高）

- 小破断LOCAや中破断LOCAが発生し、ECCSによる炉心への注水後のECCS再循環運転への切替操作※に失敗し炉心損傷に至る事故の頻度が大きい。

※：炉心の継続的な冷却のため、ECCSの水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプへの切り替えが必要



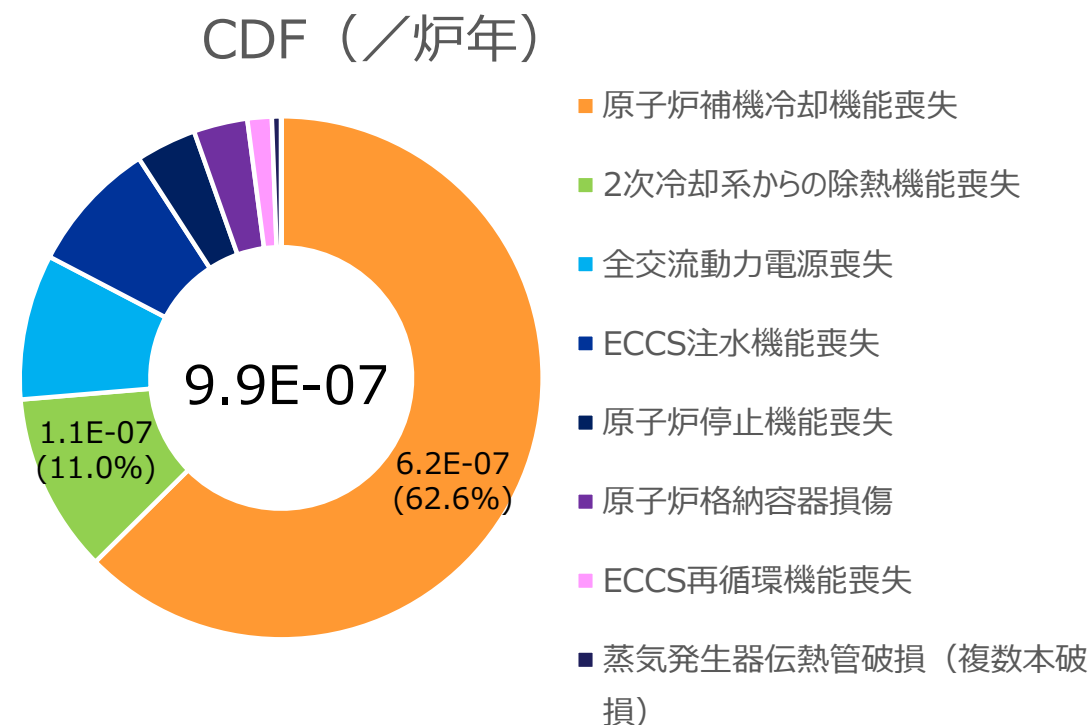
外部事象 地震レベル1PRA

○事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

- ✓ 事故シーケンスグループ別の全CDFへの寄与割合は、「原子炉補機冷却機能喪失」が約63%、「2次冷却系からの除熱機能喪失」が約11%となり、「原子炉補機冷却機能喪失」はリスク上重要な事象（重要度「低」）であった。主なシナリオは以下の通り。

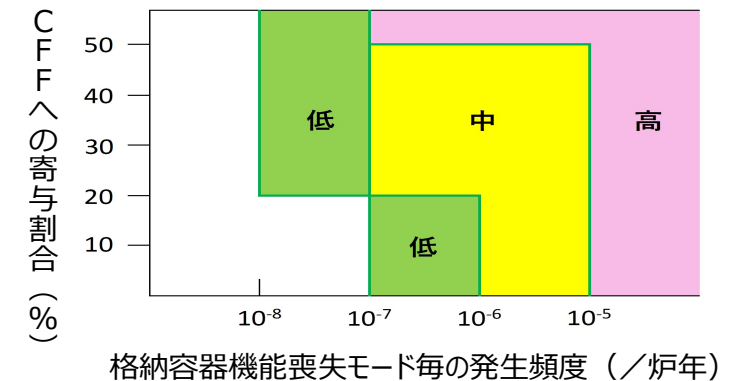
【原子炉補機冷却機能喪失】（重要度：低）

- 地震により、海水取水ライン構造物の損傷による海水系の全喪失と、外部電源喪失が重畳することで、全交流動力電源喪失が発生する。その後、補助給水系が機能喪失すると炉心損傷に至る。



- ✓ レベル2PRA結果から、格納容器機能喪失モード毎の発生頻度（／炉年）及びCFFへの寄与割合を基に下表のとおり重要な格納容器機能喪失モードを抽出した。

格納容器機能喪失モード	CFF（／炉年） （寄与割合）		
	出力時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.8E-10 (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
格納容器隔離失敗	8.2E-08 (18.6%)	2.1E-07 (38.3%)	3.3E-10 (13.3%)
水素燃焼（原子炉容器破損前）	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
水素燃焼（原子炉容器破損直後）	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
水素燃焼（原子炉容器破損後長期）	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-07 (30.3%)	3.0E-07 (54.3%)	2.1E-09 (86.3%)
ベースマツト溶融貫通	1.1E-09 (0.3%)	1.1E-09 (0.2%)	5.8E-12 (0.2%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	9.8E-09 (2.2%)	9.6E-10 (0.2%)	4.3E-13 (<0.1%)
原子炉容器外水蒸気爆発	2.0E-09 (0.5%)	1.2E-10 (<0.1%)	2.7E-12 (0.1%)
格納容器雰囲気直接加熱	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
インターフェイスシステムLOCA	5.0E-08 (11.3%)		
蒸気発生器伝熱管破損	1.6E-07 (36.8%)	6.0E-09 (1.1%)	ε (<0.1%)
格納容器過温破損	7.3E-11 (<0.1%)	2.1E-10 (<0.1%)	ε (<0.1%)
格納容器直接接触	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失		3.3E-08 (6.0%)	
合計	4.4E-07	5.5E-07	2.5E-09



○原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

重要度「高」
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更

重要度「中」
⇒緩和策の面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更

重要度「低」
⇒格納容器機能喪失防止に着目した手順への対処

ε：カットオフ値未満

内部事象出力運転時レベル2PRA結果

○格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

- ✓ 格納容器破損モード「g（蒸気発生器伝熱管破損）」が約37%、「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」が約30%と全CDFに対する寄与が大きい結果となった。

主なシナリオは以下の通り。

【g（蒸気発生器伝熱管破損）】（重要度：中）

- 蒸気発生器伝熱管破損発生後、破損SG隔離操作に失敗することで蒸気発生器保有水が主蒸気管へ浸水する。主蒸気安全弁からの液相放出に伴う弁開固着が発生した後、クールダウンアンドリサーキュレーション※に失敗することで炉心損傷に至り、直接格納容器機能喪失に至る事故の頻度が大きい。

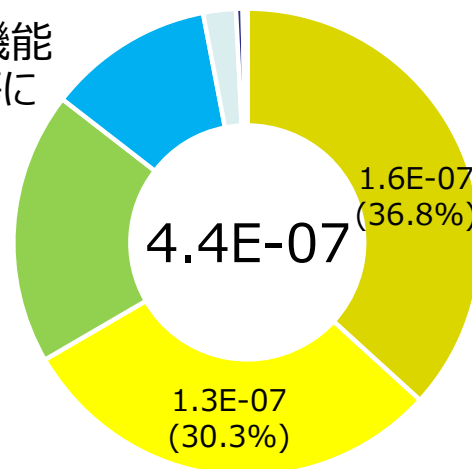
※：充てん／高圧注入ポンプにより原子炉への注水を確保しつつ、健全側蒸気発生器及びタービンバイパス系により原子炉を冷却し、加圧器スプレイ等により原子炉を減圧して漏えいを抑制する手段

【δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）】

（重要度：中）

- 人的過誤又は機器故障による特重設備（電源）の機能喪失や、人的過誤による代替格納容器スプレイ失敗等により格納容器機能喪失に至る事故の頻度が大きい。

CFF（／炉年）



- g（蒸気発生器伝熱管破損）
- δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）
- β（格納容器隔離失敗）
- v（インターフェイスシステムLOCA）
- θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）
- η（原子炉容器外水蒸気爆発）
- ε（ベースマット溶融貫通）
- α（原子炉容器内水蒸気爆発）
- τ（格納容器過温破損）
- γ（水素燃焼（RV破損前））
- γ'（水素燃焼（RV破損直後））
- γ''（水素燃焼（RV破損後長期））
- σ（格納容器雰囲気直接加熱）
- μ（格納容器直接接触）

外部事象 地震時レベル2PRA

○格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

- 格納容器破損モード「 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」が約54%、「 β （格納容器隔離失敗）」が約38%と全CFFへの寄与が大きくリスク上重要な事象（重要度「中」以上）であった。

主なシナリオは以下の通り。

【 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）】

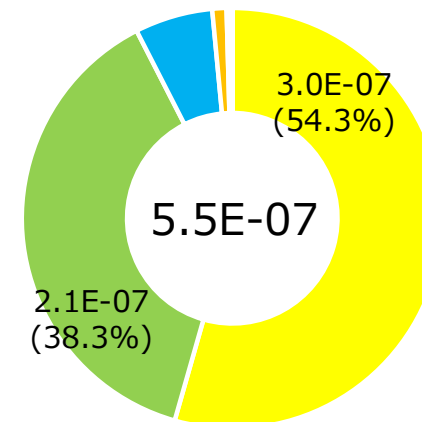
（重要度：高）

- 地震により、海水取水ライン構造物の損傷による海水系の全喪失と、外部電源喪失が重畳すると、全交流動力電源喪失が発生する。その後、大容量空冷式発電機が機能喪失するとともに、特重設備（発電機）の機能喪失が重畳することで、格納容器内の除熱に失敗し格納容器機能喪失に至る。

【 β （格納容器隔離失敗）】（重要度：中）

- 原子炉補助建屋の損傷により、建屋内の各種設備が損傷し、監視計器が使用できなくなり格納容器隔離に失敗し格納容器機能喪失に至る。

CFF（／炉年）



- δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）
- β （格納容器隔離失敗）
- χ （炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失）
- g （蒸気発生器伝熱管破損）
- θ （水蒸気蓄積による格納容器先行破損）
- ε （ベースマツト溶融貫通）
- τ （格納容器過温破損）
- η （原子炉容器外水蒸気爆発）
- α （原子炉容器内水蒸気爆発）
- γ （水素燃焼（RV破損前））
- γ' （水素燃焼（RV破損直後））
- γ'' （水素燃焼（RV破損後長期））
- σ （格納容器雰囲気直接加熱）
- μ （格納容器直接接触）

- ✓ リスク上重要な事故シナリオに対して、FV * 重要度結果等を参考に効果的な追加措置を抽出した。

* FV：着目する機器のリスクが0のときのリスク改善度（安全性向上対策により、高い効果を期待できる機器等を抽出）

抽出した安全性向上対策と期待される効果

事象	抽出した安全性向上対策	期待される効果	分類
出力時 レベル1	・ECCS再循環切替自動化設備の導入 ・ECCS再循環切替操作に係る教育、訓練の継続	・ECCS再循環切替操作を実施するための時間 余裕が短いことから、切替手順の自動化により切 替操作失敗のリスク低減に期待できる。	設備対策／ 運用対策 教育・訓練の 強化
地震 レベル1	・地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を 防止するための原子炉補機冷却水系保有水 量の監視強化の教育	・地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期 発見し、原子炉補機冷却水系の全喪に至る 発生頻度の低減に期待できる。	教育・訓練の 強化
停止時 レベル1	・原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用 の検討	・原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度 の低減に期待できる。	設備対策／ 運用対策
出力時 レベル2	・フィルタベントの成否に影響を与える運転操作 （気密扉の閉止操作）について、確認行為 （リカバリーステップ）を手順書に追加	・フィルタベント操作の信頼性の改善による過圧破 損のリスク低減に期待できる。	設備対策／ 運用対策
出力時 レベル2	・破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後 のSA対策に関する教育・訓練の実施	・リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要性の高 い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施 することにより、運転員の意識を高め、事故対応能 力を向上できる。	教育・訓練の 強化
地震時 レベル2	・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔 離弁の閉止手順の追加に係る検討	・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離 失敗（βモード）に至るリスクの低減に期待できる。	設備対策／ 運用対策
地震時 レベル2	・機器故障率の精緻化 （重要シナリオにおける機器故障のうち、特に代 用パラメータを使用している機器（特重設備 （発電機）等）の運転実績の継続的な収集・ 反映）	・PRA評価の持つ不確実さを低減し、より現実的 なリスク分析の実施に期待できる。	PRAモデル の高度化

- 安全性向上評価におけるPRAから得られるリスク情報活用により有効な安全性向上対策を抽出することができた。
- 今後もリスク情報を意思決定に活用（RIDM, Risk-Informed Decision Making）することで、原子力プラントの安全性向上を図っていくためには、さまざまな課題解決も必要である。
 - ✓ PRAの品質確保が重要であり、PRA標準の階層化において、PRAの高次要求事項に対する規定を「基準」として明確化し、サポート要求や具体的な実施方法に対する要求を「指針」として規定することが重要。
 - ・ 国内でのPRAピアレビュー実施においてPRA標準をどう活用していくか？
 - ✓ 安全性向上対策の抽出、検査、保全活動など、様々な分野においてリスク情報を活用を推進していくためにPRAの活用事例を増やし、事例について「技術レポート」として充実化していくことも重要。
 - ・ 内的事象PRAと外的事象PRAでは取り扱う不確実さの性質が異なり、点推定値や不確実さに差異がある。様々な事象のPRA結果を踏まえて、どのように意思決定を行っていくか？
 - ・ PRAの数値だけで意思決定を行うことは困難であり、RIDMを行う上では、PRAだけでなく決定論や運転経験などさまざまなリスクの観点から、現場の真の安全性向上につながるのか、あらゆる側面からの検討が必要ではないか？
 - ・ リスク情報活用に向けてOLM導入などの検討を進めているが、PRAの活用事例を増やしていくことでPRAの品質向上やリスク情報活用の推進につながっていくのではないか？

END

