

安全性向上評価の継続的な改善の 取組状況について

2020年12月22日

九州電力株式会社

1. 安全性向上評価の概要
2. 改善に向けた取組状況
 - 2-1. 確率論的リスク評価（PRA）
 - 2-2. ソースターム
 - 2-3. 被ばく評価
 - 2-4. 安全裕度評価（ストレステスト）
3. 特定重大事故等対処施設の反映計画

1. 安全性向上評価の概要（1/5）

安全性向上評価の実績

- 当社は、川内1、2号機及び玄海3、4号機において、計8回の安全性向上評価を実施している。
- 本評価では、定期事業者検査終了ごとに保安活動の実施状況調査により発電所の最新の状況を調査し、確率論的リスク評価(PRA)、安全裕度評価等を行い、更なる安全性向上対策を抽出・実施している。

号機	回数	届出日	PRA、安全裕度評価の評価範囲
川内1号機	第1回	2017年 7月 6日 (補正：2018年 3月30日 ^{※1})	PRA、安全裕度評価（地震、津波）
	第2回	2019年 1月 7日	安全裕度評価（随伴、その他自然現象）
	第3回	2020年 5月 11日	安全裕度評価（火山灰）
川内2号機	第1回	2017年 9月 25日 (補正：2018年 3月30日 ^{※1})	PRA、安全裕度評価（地震、津波）
	第2回	2019年 3月 28日	安全裕度評価（随伴、その他自然現象）
	第3回	2020年 7月 22日	安全裕度評価（火山灰）
玄海3号機	第1回	2020年 2月 20日	PRA、安全裕度評価 ^{※2}
玄海4号機	第1回	2020年 5月 20日	PRA、安全裕度評価 ^{※2}

※1 第1回～第6回実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的改善に係る会合での議論を踏まえ補正を実施

※2 川内1、2号機の第1回及び第2回と同じ範囲を評価

- なお、届出に当たっては、外部有識者の視点を更なる安全性向上に活かすことを目的に外部評価を受けるとともに、インターネット等により広く公開を行っている。

PRA及び安全裕度評価の実施状況

○ PRAの実施範囲

《実施対象》

- 内部事象（出力運転時レベル1及びレベル2、停止時レベル1）
- 外部事象（地震、津波）（出力運転時レベル1及びレベル2）
- 敷地境界における実効線量評価

《評価するリスク指標》

- 炉心損傷頻度（CDF）
- 格納容器機能喪失頻度（CFF）
- 事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度
- 敷地境界における実効線量（被ばく評価）

○ 安全裕度評価の実施範囲

《評価事象》

- a. 地震
- b. 津波
- c. 地震及び津波の重畳

d. 地震及び津波随伴事象
e. その他の自然現象

← 川内第2回以降で段階的に拡大

《対象》

- 炉心（出力時）
- 格納容器
- SFP燃料
- 炉心（停止時）

1. 安全性向上評価の概要 (3/5)

評価結果の具体的な活用例

《設備対策》

活用例	効果	関連評価	備考
メタクラ保護継電器のデジタル化	<ul style="list-style-type: none"> ➤ デジタル化により耐震信頼性を向上させる。 ➤ また、地震PRAにおける炉心損傷頻度(CDF)が約5割、格納容器機能喪失頻度(CFF)が約6割低減できる。 	<ul style="list-style-type: none"> • 保安活動調査 • PRA(地震) • 安全裕度評価(地震) 	川内第1回
火山灰降灰時の安全裕度確保のための燃料取替用水タンクの安全性向上工事	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 火山(降灰)に対し更なる安全裕度が確保できる。 	<ul style="list-style-type: none"> • 安全裕度評価(火山灰) 	川内第3回

《運用面》

活用例	効果	関連評価	備考
PRA及び安全裕度評価結果の教育	<ul style="list-style-type: none"> ➤ PRAにおけるCDF等に支配的な重要シナリオ、並びに安全裕度評価から得られた設計を超えた場合のプラント挙動について、教育を行うことで事故時の対応能力向上を期待 	<ul style="list-style-type: none"> • PRA • 安全裕度評価 	川内第1回 第2回 玄海第1回

安全性向上評価届出書の外部評価

○ 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

- 社外有識者によるアドバイザリーボードとして社内に設置
- 当社における原子力の安全に関する取り組みについて、第三者的な視点から評価・提言
- 安全性向上評価の骨子に関して大所高所からのご意見、ご助言

《ご意見、ご助言の例》

ご意見、ご助言	対応状況（対応方針を含む）
原子力部門以外の自然災害に対する全社の事故故障情報等も共有化し、自然災害を起因とした事象等分析を実施する。	九州北部豪雨時の降水量及び流木の発生状況を踏まえ、雨水排出等の観点で、発電所への影響がないことを確認した。

○ 電力各社による届出書全体レビュー

- 調査・分析・解析等が広く理解されるものとなるよう、手法、適用範囲、モデル化、インプット、処理プロセス、アウトプット、判断根拠等の記載が適切であるかの観点で届出書全体についてレビュー

安全性向上評価届出書の情報公開について

九州電力(株)ホームページ

- プレスリリースにて情報発信
- 届出後ホームページに掲載



安全性向上評価に関する情報 (プレスリリース等)

2020年7月22日	川内原子力発電所2号機の第3回安全性向上評価の届出書を提出しました
2020年5月20日	玄海原子力発電所4号機の第1回安全性向上評価の届出書を提出しました
2020年5月11日	川内原子力発電所1号機の第3回安全性向上評価の届出書を提出しました
2020年2月20日	玄海原子力発電所3号機の第1回安全性向上評価の届出書を提出しました

原子力情報公開コーナー

[公開箇所]

- 玄海エネルギーパーク
- 川内原子力発電所展示館 等

■ 原子力情報公開コーナー

以下の施設で原子力に関する資料を公開しています。

●玄海エネルギーパーク

所在地	佐賀県東松浦郡玄海町今村字浅掛4112番地1
開館時間	9時～17時 (入場無料)
休館日	毎月第3月曜日 (ただし祝祭日の場合はその翌日) と年末年始(12月29日～1月2日)
お問い合わせ	電話番号:0955-52-6409

>> 玄海エネルギーパーク

●川内原子力発電所展示館

所在地	鹿児島県薩摩川内市久見崎町字小平1758番地1
開館時間	9時～17時 (入場無料)
休館日	年末年始 (12月29日～1月1日)
お問い合わせ	電話番号:0996-27-3506

>> 川内原子力発電所展示館

●十八ビル

所在地	福岡市中央区渡辺通2丁目1-10 十八ビル7階
開館時間	9時～17時 (12時～13時を除く)
休館日	土日祝日、年末年始 (12月29日～1月3日)
お問い合わせ	電話番号:092-761-3031 担当窓口:地域共生本部 エネルギー広報グループ (注) 資料の閲覧を希望のお客さまは、必ず前開館日までに上記連絡先へお申込みをお願いします。

2-1. 確率論的リスク評価（PRA）（1/4）

改善に向けた取組状況（内部事象出力時PRA）

- 最新知見、評価手法の適用や海外専門家レビューコメント、NRRC研究成果の反映等を実施することで、内部事象PRAモデルの改善に取り組んでいる。
- 再稼働後からのプラント設備や運用の変更も計画的にモデルに反映することとしており、現状のプラント状況を適切に把握可能なモデル構築に取り組んでいる。

主な項目	取組内容	川内	玄海
起因事象発生頻度推定	○起因事象の細分化 海外専門家レビューコメント等を反映し、起因事象の細分化を実施	第5回届出反映予定 (スケジュール： スライド10参照)	第1回届出反映済
	○プラント固有データの反映 評価対象プラントのデータ（稼働率）を考慮した発生頻度を推定		第1回届出反映済
	○起因事象発生頻度評価の更新 起因事象発生頻度推定に用いる文献の最新化		第1回届出反映済
成功基準解析	○最確推定による成功基準解析結果の反映 成功基準の最確推定化による保守性の排除（可能なものから適宜反映）		特重反映に合わせて反映
システム信頼性解析	○プラント固有データを反映した機器故障率の適用 国内一般機器故障率を事前分布として対象プラントの運転実績によるベイズ更新を実施		特重反映に合わせて反映
	○国内一般機器故障率の更新 NRRCが推定した新たな国内一般機器故障率の適用		特重反映に合わせて反映
	○共通原因故障率の更新 共通原因故障率の算出に用いる文献の最新化		第1回届出反映済
	○プラント運用状況の反映 機器・システムの交互運転を想定したモデルへの変更		特重反映に合わせて反映
人間信頼性解析	○評価手法の変更 従来用いていたTHERP手法からHRA Calculator手法へ変更	特重反映に合わせて反映	

2-1. 確率論的リスク評価（PRA）（2/4）

改善に向けた取組状況（内部事象停止時・外部事象PRA）

- ・ 内部事象停止時・外部事象（地震・津波）PRAにおける現実的な評価手法の構築を目指し、フラジリティ評価やシステム評価等についての課題を整理し、解決に向けた取組みを行っている。
- ・ これまでに以下の主な項目の課題解決に取り組んでおり、今後の安全性向上評価届出への反映に向けて検討を進めている。

主な項目	取組内容
階層イベントツリーに代わる手法の検討	現状の階層イベントツリー手法による評価が、過度に保守的な評価になっていないことを確認済。
炉心損傷直結シナリオの精緻化検討	保守性を含むシナリオを抽出し、精緻化について検討中。これらのシナリオが持つ保守性については、PRA結果への影響度の大きさ等から優先度をつけ、シナリオ精緻化のために専門家判断を活用しながら対応していく。
内部事象停止時及び外部事象発生状況を想定した人的過誤確率評価の検討	内部事象停止時及び地震・津波発生時のプラント状態を想定したHRA Calculatorによる人的過誤確率の評価手法を検討中。

2. 改善に向けた取組状況（3/8）

2-1. 確率論的リスク評価（PRA）（3/4）

更なる改善に向けた取組

- ・ 電力会社、メーカー、原子力リスク研究センター（NRRC）が一体となり改善に取り組んでいる。
- ・ 海外専門家レビューで得られたコメント対応や新たな評価手法構築等に取り組み、評価手法の更なる高度化・適用範囲の拡大について中長期的に検討を進めている。
- ・ 主な取組内容は以下の通り。

対象PRA	主な取組内容
内部事象PRA	<ul style="list-style-type: none"> ○ レベル1 PRA手法改良（CCFパラメータや人的過誤に関する国内データベースの整備等） ○ 人間信頼性解析手法の改善（過酷状況下や事故シナリオの進展状況に応じた定量化手法の開発等）
地震PRA	<ul style="list-style-type: none"> ○ 地震リスク評価手法高度化 <ul style="list-style-type: none"> ・ ハザード評価手法高度化（SSHACプロセス確立、SSHACの知見を反映したハザード評価手法の確立等） ・ フラジリティ評価手法高度化（機器フラジリティの保守性排除（加振試験等）、建屋・土木構築物の三次元地震応答解析手法の確立等）
津波PRA	<ul style="list-style-type: none"> ○ 津波リスク評価手法高度化 <ul style="list-style-type: none"> ・ ハザード評価手法高度化（地すべり等に起因する津波評価手法の確立等） ・ フラジリティ評価手法高度化（漂流物や浮遊砂影響によるフラジリティ評価手法の確立等）
内部火災、内部溢水PRA	<ul style="list-style-type: none"> ○ モデル構築に向けたプラント情報の収集 ○ リスク評価手法整備（パイロットプラント評価を踏まえた評価手法の確立等）
竜巻・強風、火山等	<ul style="list-style-type: none"> ○ ハザード評価手法高度化、フラジリティ評価手法開発（台風ハザード評価法と台風影響評価法の開発等）
その他	<ul style="list-style-type: none"> ○ レベル2 PRA評価手法関連（FPの現実的挙動の解明とモデル化構築等） ○ マルチユニットPRA手法開発

2. 改善に向けた取組状況（4/8）

2-1. 確率論的リスク評価（PRA）（4/4）

今後の改善計画

届出時期 項目	～2019年度	2020年度	2021年度	2022年度	2023年度～
主なスケジュール		▽ 原子力規制検査本格運用開始 ▽ 玄海3号機初回届出 ▽ 玄海4号機初回届出	▽ 川内1号機4回届出 ▽ 川内2号機4回届出	▽ 川内1号機5回届出 ▽ 川内2号機5回届出	
	RIDM導入※1：フェーズ1 (既存ツールを用いたリスク情報活用 実践による機能の整備及び仕組みの 構築等)	フェーズ2（改善及び活用範囲拡大）			
内部事象PRA	モデル高度化（高度化内容を段階的に反映）				
地震PRA	評価手法高度化※2				
	評価技術の個社適用検討				
津波PRA	評価手法高度化※2				
	評価技術の個社適用検討				
内部溢水PRA※3	パイロットプラントによる試行				
	適用性確認				
	評価技術の個社適用検討				
内部火災PRA※3	研究開発				
	パイロットプラントによる試行・適用性確認				
レベル2PRA	評価手法高度化※2※3				

※1 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」（2020年6月19日電気事業連合会公表）に基づく計画

※2 原子力研究センター（NRRC）の研究の進捗を踏まえて、適宜、評価モデルに取り込むとともに、届出に反映

※3 「NRRC研究ロードマップ」（2020年7月22日NRRC公表）に基づく計画

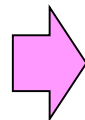
2-2. ソースターム

現状の放出カテゴリの分類における発生頻度とソースターム

- 事故時のCs-137の放出量が100TBqを超える事故の発生頻度を評価

(例) 玄海3号機届出内容

格納容器の状態	分類	放出カテゴリ記号	発生頻度 (／炉年)	Cs-137放出量 (TBq)
格納容器バイパス	内部	F1	7.1E-08	>100
格納容器破損	エナジエティック	F3A	2.8E-09	>100
	先行破損	F3B	3.6E-08	>100
	その他	F3C	5.2E-07	>100
隔離失敗	—	F5	3.6E-07	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)	—	F6	1.4E-06	0.86



特重施設導入後の放出カテゴリイメージ

格納容器の状態	分類	放出カテゴリ記号	発生頻度 (／炉年)	Cs-137放出量 (TBq)
格納容器バイパス	内部	F1	評価中	>100
格納容器破損	エナジエティック	F3A	評価中	>100
	先行破損	F3B	評価中	>100
	その他	F3C	評価中	>100
隔離失敗	—	F5	評価中	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)	—	F6	評価中	0.86
管理放出	—	●	評価中	評価中

【今後の取組み】

- リスク低減効果を確認するために、フィルタベントによる管理放出時のソースターム評価※の実施を検討中。
- フィルタベントにより大気中に放射性物質を放出する場合を、新たに「管理放出」として分類し、整理することを検討中。

※特重施設導入直後の届出においては、格納容器過圧破損の事故シーケンスにおいて、SA設備の活用に失敗し、特重施設の活用に成功するシナリオを検討。

2-3. 被ばく評価

核種毎の被ばく線量への寄与について (玄海3号機の例)

- ・放出量評価や線量評価で用いている解析コードでは、核種の特성에応じて核種グループにまとめて整理したうえで計算。
- ・炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量は、下表のとおり全気象シーケンスの平均値で約18mSv。
- ・実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばくであり、本経路はよう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい。
- ・今回の評価では保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定よう素剤の服用などの防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

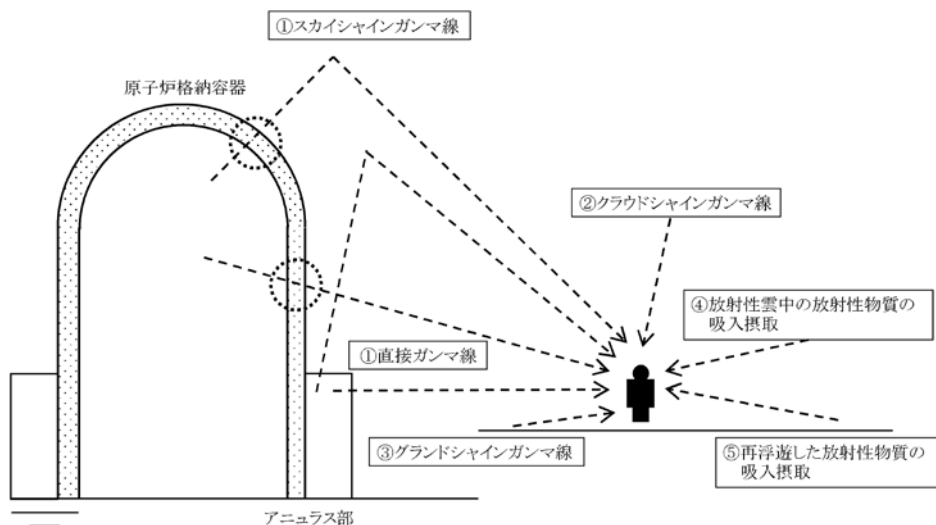


図 被ばく経路イメージ

表 被ばく経路別の実効線量 (平均値)

被ばく経路	実効線量 (mSv)
①直接・スカイシャイン線量	約 0.31
②クラウド外部線量	約 0.55
③グラウンド外部線量	約 2.0
④クラウド内部線量	約 15
⑤再浮遊吸入線量	約 0.18
合計	約 18

【今後の取組み】

- ・実効線量に寄与する核種等の分析。
- ・フィルタベントによる管理放出時のソースターム評価に基づく、被ばく評価の実施の検討。

2-4. 安全裕度評価（ストレステスト）

地震及び津波随伴事象並びにその他の自然現象における検討状況（1/2）

- 地震及び津波の単独評価で得られたクリフエッジに対して、以下の随伴事象が及ぼす影響を評価した。

随伴事象			評価内容
地 震	随伴溢水 （建屋内）	没水影響評価	クリフエッジ加速度で発生する溢水の最高水位とクリフエッジシナリオに必要な設備の機能喪失高さを比較し、没水による影響がないことを確認
		被水影響評価	クリフエッジ加速度で発生する溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水及び天井面の開口部又は貫通部からの被水による影響がないことを確認
		蒸気影響評価	クリフエッジ加速度で発生する漏えい蒸気による影響がないことを確認
	随伴溢水（建屋外）		地震により損傷した屋外設備から発生した溢水による影響がないことを確認
	随伴火災	内部火災	クリフエッジシナリオに必要な設備が設置されている火災区画内の可燃物を火災源とし、地震による損傷の有無や火災防護に係る運用等により影響がないことを確認
		外部火災	地震により想定される屋外の火災源を選定し、火災源からの輻射熱による建屋への影響や配置情報による屋外設備への影響がないことを確認
津波	随伴火災	外部火災	津波による火災源の移動を想定し、建屋・屋外設備への影響がないことを確認

地震及び津波随伴事象並びにその他の自然現象における検討状況（2/2）

- その他の自然現象に対する安全裕度評価について
 - 設計基準事故及び重大事故の設計想定より大きい規模、かつ、発生頻度の低い規模である年超過確率 10^{-6} 相当のハザードを想定し、発電所への影響がないことを確認
 - 《評価事象》
竜巻、落雷、高温、低温、降雪、降雨
 - 年超過確率が設定できない場合でも、設計時よりも計算条件等を保守的に扱い、安全裕度の確認を実施
 - 例) 川内第3回安全性向上評価における火山灰に対する安全裕度評価

【今後の取組み】

- 特定重大事故等対処施設の反映（スライド 15 参照）
- その他の自然現象に対する安全裕度評価において、火山灰に対する安全裕度評価と同様に、定性的な評価にとどまっていた項目の中で、定量的な想定が可能になったものについて、順次、評価を行っていく。

○ 特重施設のPRA、安全裕度評価への反映は、以下を実施する計画である。

- 特重施設設置後の届出となる川内第4回において、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、フィルタベント等によるリスク低減効果をまず評価
- 第5回以降、重大事故等への活用を踏まえ、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策に対する評価

ユニット	2020年度	2021年度	2022年度
川内1号機	<p>届出 ★ (第3回)</p> <p>第25回</p>	<p>特重施設によるリスク低減効果を評価</p> <p>届出 ★ (第4回)</p> <p>第26回</p>	<p>特重施設のSA活用を踏まえた評価※</p> <p>届出 ★ (第5回)</p>
川内2号機	<p>届出 ★ (第3回)</p> <p>第24回</p>	<p>特重施設供用開始</p> <p>特重施設によるリスク低減効果を評価</p> <p>届出 ★ (第4回)</p>	<p>特重施設のSA活用を踏まえた評価※</p> <p>届出 ★ (第5回)</p>

※ 内部事象停止時PRA及び外部事象PRA並びに安全裕度評価は、進捗によっては第6回届出に記載する場合あり。

なお、玄海3/4号機（特重施設設置期限 3号:2022.8.24、4号:2022.9.13）は、特重施設の設置状況を踏まえて、2022年度以降に評価を実施する。

○ 特重施設の届出書への記載については、設置許可申請書等の公開範囲に準じて、届出書本文（公開）及び参考資料（非公開）の範囲を検討していく。

END



(参考) 川内1号機 確率論的リスク評価 (PRA) 結果

○炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-07 (15.8%)	2.3E-09 (0.2%)	8.3E-08 (4.8%)	ε
全交流動力電源喪失	5.3E-08 (4.0%)	6.9E-08 (5.6%)	6.9E-07 (40.1%)	5.6E-09 (53.5%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07 (10.6%)	1.7E-09 (0.1%)	8.7E-07 (50.4%)	4.8E-09 (45.3%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.5E-08 (1.9%)	/	ε	/
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)	/	3.2E-08 (1.9%)	/
ECCS注水機能喪失	2.3E-07 (17.3%)	/	2.9E-08 (1.7%)	/
ECCS再循環機能喪失	6.4E-07 (48.7%)	/	7.6E-11 (<0.1%)	/
格納容器バイパス	2.1E-08 (1.6%)	/	/	/
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	/	3.2E-07 (25.6%)	/	/
原子炉冷却材の流出(停止時)	/	8.3E-07 (67.6%)	/	/
反応度の誤投入(停止時)	/	1.1E-08 (0.9%)	/	/
炉心損傷直結事象	/	/	2.1E-08 (1.2%)	1.2E-10 (1.2%)
合計	1.3E-06	1.2E-06	1.7E-06 [※]	1.0E-08

○格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	5.0E-11 (<0.1%)	4.5E-11 (<0.1%)	ε
格納容器隔離失敗	3.8E-08 (15.1%)	4.5E-07 (30.0%)	5.0E-10 (5.4%)
水素燃焼	3.5E-10 (0.1%)	1.4E-09 (0.1%)	1.5E-12 (<0.1%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.6E-07 (63.8%)	9.9E-07 (66.0%)	8.4E-09 (89.6%)
ベースマット溶融貫通	1.6E-09 (0.6%)	5.1E-08 (3.4%)	3.8E-10 (4.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	2.8E-08 (11.2%)	2.6E-09 (0.2%)	5.6E-11 (0.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	8.6E-10 (0.3%)	2.1E-10 (<0.1%)	1.6E-12 (<0.1%)
格納容器雰囲気気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステムLOCA	1.0E-09 (0.4%)	/	/
蒸気発生器伝熱管破損	2.1E-08 (8.3%)	2.9E-09 (0.2%)	1.3E-11 (0.1%)
格納容器過温破損	5.1E-12 (<0.1%)	3.6E-09 (0.2%)	1.8E-11 (0.2%)
格納容器直接接触	ε	2.5E-11 (<0.1%)	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	/	2.1E-08 (1.4%)	/
合計	2.5E-07	1.5E-06 [※]	9.2E-09

ε : カットオフ値未満

※ メタルクラッド開閉装置の保護継電器デジタル化完了に伴い、地震による炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度は以下の通り改善された。

	デジタル化前	デジタル化後
炉心損傷頻度	1.7E-06	8.5E-07
格納容器機能喪失頻度	1.5E-06	6.3E-07

○炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-07 (15.8%)	2.3E-09 (0.2%)	9.5E-08 (9.4%)	ε
全交流動力電源喪失	5.3E-08 (4.0%)	6.9E-08 (5.6%)	3.4E-07 (33.4%)	5.6E-09 (53.5%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07 (10.6%)	1.7E-09 (0.1%)	5.1E-07 (50.0%)	4.8E-09 (45.3%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.5E-08 (1.9%)	/	ε	/
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)	/	2.8E-08 (2.8%)	/
ECCS注水機能喪失	2.3E-07 (17.3%)	/	2.5E-08 (2.5%)	/
ECCS再循環機能喪失	6.4E-07 (48.7%)	/	ε	/
格納容器バイパス	2.1E-08 (1.6%)	/	/	/
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	/	3.2E-07 (25.6%)	/	/
原子炉冷却材の流出(停止時)	/	8.3E-07 (67.6%)	/	/
反応度の誤投入(停止時)	/	1.1E-08 (0.9%)	/	/
炉心損傷直結事象	/	/	2.1E-08 (2.0%)	1.2E-10 (1.2%)
合計	1.3E-06	1.2E-06	1.0E-06 [※]	1.0E-08

○格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	5.0E-11 (<0.1%)	1.9E-11 (<0.1%)	ε
格納容器隔離失敗	3.8E-08 (15.1%)	3.5E-07 (40.2%)	5.0E-10 (5.4%)
水素燃焼	3.5E-10 (0.1%)	9.2E-10 (0.1%)	1.5E-12 (<0.1%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.6E-07 (63.8%)	4.7E-07 (54.0%)	8.4E-09 (89.6%)
ベースマット溶融貫通	1.6E-09 (0.6%)	2.0E-08 (2.3%)	3.8E-10 (4.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	2.8E-08 (11.2%)	3.6E-09 (0.4%)	5.6E-11 (0.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	8.6E-10 (0.3%)	1.4E-10 (<0.1%)	1.6E-12 (<0.1%)
格納容器雰囲気気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステムLOCA	1.0E-09 (0.4%)	/	/
蒸気発生器伝熱管破損	2.1E-08 (8.3%)	1.6E-09 (0.2%)	1.3E-11 (0.1%)
格納容器過温破損	5.1E-12 (<0.1%)	1.5E-09 (0.2%)	1.8E-11 (0.2%)
格納容器直接接触	ε	9.5E-12 (<0.1%)	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	/	2.1E-08 (2.4%)	/
合計	2.5E-07	8.7E-07 [※]	9.2E-09

ε : カットオフ値未満

※ メタルクラッド開閉装置の保護継電器デジタル化完了に伴い、地震による炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度は以下の通り改善された。

	デジタル化前	デジタル化後
炉心損傷頻度	1.0E-06	6.6E-07
格納容器機能喪失頻度	8.7E-07	5.1E-07

○炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	5.1E-07 (20.6%)	1.9E-09 (0.8%)	4.0E-08 (7.6%)	ε
全交流動力電源喪失	1.9E-07 (7.6%)	2.8E-08 (11.3%)	2.3E-07 (43.8%)	1.5E-12 (3.3%)
原子炉補機冷却機能喪失	7.6E-07 (30.7%)	1.4E-08 (5.5%)	1.1E-07 (21.8%)	/
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-08 (0.7%)	ε	1.1E-10 (<0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)	/	3.8E-08 (7.2%)	/
ECCS注水機能喪失	4.0E-07 (16.4%)	3.8E-11 (<0.1%)	7.2E-08 (13.8%)	ε
ECCS再循環機能喪失	5.4E-07 (22.0%)	2.3E-12 (<0.1%)	9.8E-09 (1.9%)	ε
格納容器バイパス	4.9E-08 (2.0%)	/	/	/
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	/	1.1E-07 (43.2%)	/	/
原子炉冷却材の流出(停止時)	/	8.7E-08 (35.0%)	/	/
反応度の誤投入(停止時)	/	9.1E-09 (3.6%)	/	/
炉心損傷直結事象	/	/	2.0E-08 (3.8%)	4.5E-11 (96.7%)
合計	2.5E-06	2.5E-07	4.7E-07	4.6E-11

ε : カットオフ値未満

○格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	5.5E-11 (<0.1%)	ε	ε
格納容器隔離失敗	3.6E-07 (36.6%)	1.7E-07 (46.3%)	4.5E-11 (97.2%)
水素燃焼	1.6E-09 (0.2%)	4.3E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.4E-07 (45.1%)	1.1E-07 (31.0%)	3.7E-13 (0.8%)
ベースマツト溶融貫通	7.9E-09 (0.8%)	4.3E-09 (1.2%)	6.6E-14 (0.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.6E-08 (3.6%)	2.0E-09 (0.6%)	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	1.1E-09 (0.1%)	2.6E-11 (<0.1%)	ε
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステムLOCA	3.8E-09 (0.4%)	/	/
蒸気発生器伝熱管破損	6.7E-08 (6.8%)	1.9E-08 (5.1%)	ε
格納容器過温破損	6.3E-08 (6.4%)	5.6E-08 (15.4%)	8.6E-13 (1.9%)
格納容器直接接触	ε	ε	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	/	1.9E-09 (0.5%)	/
合計	9.9E-07	3.5E-07	4.6E-11

○炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	5.1E-07 (20.6%)	1.9E-09 (0.8%)	3.2E-08 (7.5%)	ε
全交流動力電源喪失	1.9E-07 (7.6%)	2.8E-08 (11.3%)	1.9E-07 (44.5%)	1.5E-12 (3.3%)
原子炉補機冷却機能喪失	7.6E-07 (30.7%)	1.4E-08 (5.5%)	9.4E-08 (22.5%)	/
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-08 (0.7%)	ε	1.1E-10 (<0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)	/	2.3E-08 (5.5%)	/
ECCS注水機能喪失	4.0E-07 (16.4%)	3.8E-11 (<0.1%)	4.4E-08 (10.5%)	ε
ECCS再循環機能喪失	5.4E-07 (22.0%)	2.3E-12 (<0.1%)	9.7E-09 (2.3%)	ε
格納容器バイパス	4.9E-08 (2.0%)	/	/	/
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	/	1.1E-07 (43.2%)	/	/
原子炉冷却材の流出(停止時)	/	8.7E-08 (35.0%)	/	/
反応度の誤投入(停止時)	/	9.1E-09 (3.6%)	/	/
炉心損傷直結事象	/	/	3.0E-08 (7.1%)	4.5E-11 (96.7%)
合計	2.5E-06	2.5E-07	3.8E-07	4.6E-11

ε : カットオフ値未満

○格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	5.5E-11 (<0.1%)	ε	ε
格納容器隔離失敗	3.6E-07 (36.6%)	1.4E-07 (45.8%)	4.5E-11 (97.2%)
水素燃焼	1.6E-09 (0.2%)	1.8E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.4E-07 (45.1%)	8.6E-08 (28.1%)	3.7E-13 (0.8%)
ベースマツト熔融貫通	7.9E-09 (0.8%)	3.4E-09 (1.1%)	6.6E-14 (0.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.6E-08 (3.6%)	2.0E-09 (0.7%)	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	1.1E-09 (0.1%)	1.4E-11 (<0.1%)	ε
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステムLOCA	3.8E-09 (0.4%)	/	/
蒸気発生器伝熱管破損	6.7E-08 (6.8%)	1.0E-08 (3.3%)	ε
格納容器過温破損	6.3E-08 (6.4%)	4.4E-08 (14.4%)	8.6E-13 (1.9%)
格納容器直接接触	ε	ε	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	/	2.0E-08 (6.7%)	/
合計	9.9E-07	3.0E-07	4.6E-11

○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

格納容器の状態		分類	発生頻度 (／炉年)			ソースターム解析結果※ (Cs-137放出量) (TBq)
			内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内部	2.2E-08	2.9E-09	1.3E-11	>100
		外部	—	<1.0E-12	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	1.3E-09	1.7E-09	3.1E-12	>100
		先行破損	2.8E-08	2.6E-09	5.6E-11	>100
		その他	1.6E-07	1.1E-06	8.7E-09	>100
		外部	—	2.1E-08	—	>100
	隔離失敗	—	3.8E-08	4.5E-07	5.0E-10	>100
	合計	—	2.5E-07	1.5E-06	9.2E-09	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)		—	1.1E-06	1.5E-07	1.4E-09	3.2

※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。

○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

格納容器の状態		分類	発生頻度 (/ 炉年)			ソースターム解析結果※ (Cs-137放出量) (TBq)
			内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内部	2.2E-08	1.6E-09	1.3E-11	>100
		外部	—	<1.0E-12	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	1.3E-09	1.1E-09	3.1E-12	>100
		先行破損	2.8E-08	3.6E-09	5.6E-11	>100
		その他	1.6E-07	4.9E-07	8.7E-09	>100
		外部	—	2.1E-08	—	>100
	隔離失敗	—	3.8E-08	3.5E-07	5.0E-10	>100
	合計	—	2.5E-07	8.7E-07	9.2E-09	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)		—	1.1E-06	1.1E-07	1.4E-09	3.2

※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。

○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

格納容器の状態		分類	発生頻度 (／炉年)			ソースターム解析結果※ (Cs-137放出量) (TBq)
			内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内部	7.1E-08	3.0E-10	<1.0E-15	>100
		外部	—	1.8E-08	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	2.8E-09	6.9E-11	<1.0E-15	>100
		先行破損	3.6E-08	2.0E-09	<1.0E-15	>100
		その他	5.2E-07	1.7E-07	1.3E-12	>100
		外部	—	1.9E-09	—	>100
	隔離失敗	—	3.6E-07	1.7E-07	4.5E-11	>100
	合計	—	9.9E-07	3.5E-07	4.6E-11	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)		—	1.4E-06	9.6E-08	1.4E-14	0.86

※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。

○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

格納容器の状態		分類	発生頻度 (／炉年)			ソースターム解析結果※ (Cs-137放出量) (TBq)
			内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内部	7.1E-08	2.2E-10	<1.0E-15	>100
		外部	—	9.8E-09	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	2.8E-09	3.2E-11	<1.0E-15	>100
		先行破損	3.6E-08	2.0E-09	<1.0E-15	>100
		その他	5.2E-07	1.3E-07	1.3E-12	>100
		外部	—	2.0E-08	—	>100
	隔離失敗	—	3.6E-07	1.4E-07	4.5E-11	>100
	合計	—	9.9E-07	3.0E-07	4.6E-11	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)		—	1.4E-06	6.5E-08	1.4E-14	0.86

※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。

○敷地境界における実効線量評価

- 炉心損傷後、格納容器健全時の7日間の敷地境界における被ばく線量を評価した。
- 評価に使用する気象データは、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを設定した。

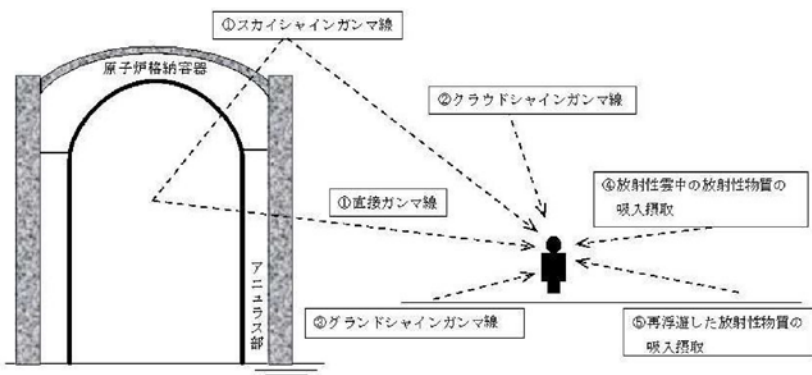


表 被ばく経路別の実効線量 (平均値)

被ばく経路	実効線量 (mSv)
①直接・スカイシャイン線量	約 12
②クラウド外部線量	約 0.69
③グラウンド外部線量	約 6.0
④クラウド内部線量	約 24
⑤再浮遊吸入線量	約 0.30
合計	約43

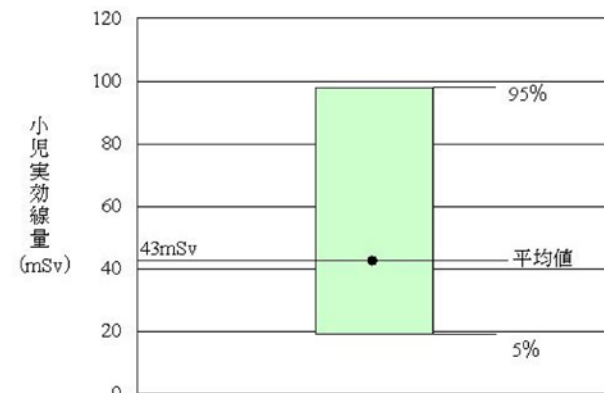


図 敷地境界における公衆の被ばく経路

図 敷地境界における実効線量の評価結果

○敷地等境界における実効線量評価

- 炉心損傷後、格納容器健全時の7日間の敷地等境界における被ばく線量を評価した。
- 評価に使用する気象データは、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを設定した。

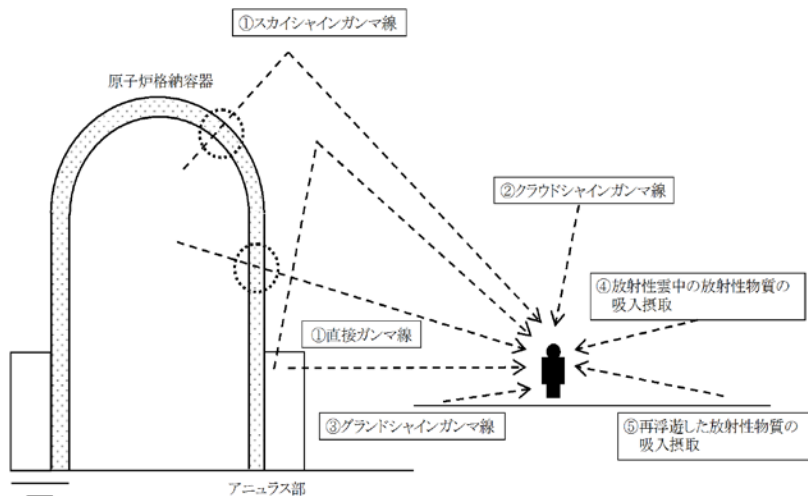


図 敷地等境界における公衆の被ばく経路

表 被ばく経路別の実効線量 (平均値)

被ばく経路	実効線量 (mSv)
①直接・スカイシャイン線量	約 0.31
②クラウド外部線量	約 0.55
③グラウンド外部線量	約 2.0
④クラウド内部線量	約 15
⑤再浮遊吸入線量	約 0.18
合計	約 18

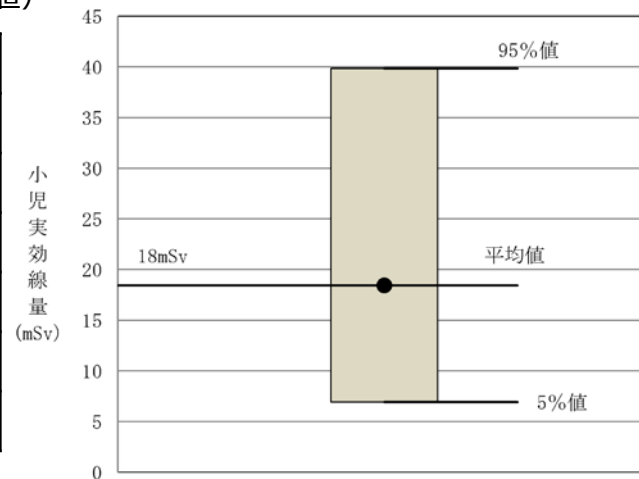


図 敷地等境界における実効線量の評価結果

○評価結果概要

項目		評価結果
a. 地震 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.04G（自動弁）
	炉心（停止時）	1.04G（自動弁）
	CV	1.04G（炉心損傷）
	SFP	1.17G （SFP補給用水中ポンプ 他）
b. 津波 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	15m（主要機器水没）
	炉心（停止時）	15m（主要機器水没）
	CV	15m（主要機器水没）
	SFP	27m（タンクローリー）
c. 地震及び 津波の重畳 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.04G（自動弁）
		15m（主要機器水没）
	炉心（停止時）	1.04G（自動弁）
		15m（主要機器水没）
	CV	1.04G（炉心損傷）
		15m（主要機器水没）
	SFP	1.17G （SFP補給用水中ポンプ 他）
		27m（タンクローリー）

項目			評価結果
d. 地震 及び津 波随伴 事象	地震 随伴	溢水	a.のクリフエッジ評価結果に対して 左記の随件事象が影響を与えない ことを確認
		内部火災	
		外部火災	
	津波 随伴	外部火災	b.のクリフエッジ評価結果に対して 左記の随件事象が影響を与えない ことを確認
		e. その他の 自然現象	
			年超過確率が想定できない事象 について、発電所への影響がない ことを定性的に確認
			火山灰（降灰）に対して設計時 よりも計算条件を保守的に扱い、 安全裕度の確認を実施

【参考】 基準地震動 : 620Gal（約0.63G）
 基準津波高さ : 約5.5m（約6.0m※）
 ※地盤沈下や潮位のバラツキを含めた満潮時の最大遡上高さ

○評価結果概要

項目		評価結果
a. 地震 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.10G（パワーセンタ）
	炉心（停止時）	1.10G（パワーセンタ）
	CV	1.10G（パワーセンタ）
	SFP	3号：1.40G（タンクローリ他） 4号：1.15G（原子炉建屋）
b. 津波 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	13m（主要機器水没）
	炉心（停止時）	13m（主要機器水没）
	CV	13m（主要機器水没）
	SFP	28m （SFP補給用水中ポンプ 他）
c. 地震及び 津波の重畳 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.10G（パワーセンタ）
		13m（主要機器水没）
	炉心（停止時）	1.10G（パワーセンタ）
		13m（主要機器水没）
	CV	1.10G（パワーセンタ）
		13m（主要機器水没）
SFP	3号：1.40G（タンクローリ他） 4号：1.15G（原子炉建屋）	
	28m （SFP補給用水中ポンプ 他）	

項目			評価結果
d. 地震 及び津 波随伴 事象	地震 随伴	溢水	a.のクリフエッジ評価結果に対して 左記の随件事象が影響を与えない ことを確認
		内部火災	
		外部火災	
	津波 随伴	外部火災	b.のクリフエッジ評価結果に対して 左記の随件事象が影響を与えない ことを確認
e. その他の 自然現象			年超過確率 10^{-6} 相当のハザード を想定し、発電所への影響がない ことを確認
			年超過確率が想定できない事象 について、発電所への影響がない ことを定性的に確認

【参考】 基準地震動 : 620Gal (約0.63G)
 基準津波高さ : 約4.0m (約6.0m※)
 ※発電所取水ピット前面での潮位のバラツキなどを
 考慮した満潮時の最大津波高さ

(1) 階層イベントツリーに代わる手法の検討

国内プラントで用いられている階層イベントツリー手法（階層ET）は、下位の起因事象を上位の起因事象に包絡させて（必ず発生するとして）モデル化する手法であるため、起因事象の重畳の影響を保守的に評価してしまう可能性がある。

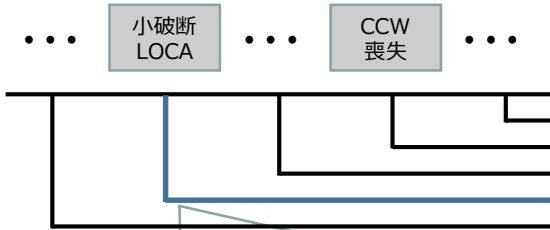
<課題に対する検討>

以下のとおり、現状の階層ETの構成について確認し、過度に保守的なモデルとはなっていないことを確認した。

- 階層ETでは、上位と下位の起因事象が同時発生した場合のシナリオを上位の起因事象のシナリオに代表させて評価する。
- 下位の起因事象の発生が上位の起因事象の成功基準に影響しない場合、階層ETを用いても過度に保守的な想定とはならない。
 - 例：「大破断LOCA」（上位）、「2次系破断」（下位）の場合、大破断LOCA発生時には、2次系による炉心冷却に期待しないため、「2次系破断」は「大破断LOCA」の成功基準の観点から重要ではなく、これらを階層ETでモデル化しても過度に保守的な扱いとはならない。
- 下位の起因事象の発生が上位の起因事象の成功基準に影響する場合、上位と下位の起因事象の同時発生を想定すると、階層ETを用いるのは保守的な評価となる。そのため、上位の起因事象のFTにおいて下位の起因事象に繋がる故障の発生確率を考慮し、起因事象の組み合わせを考慮した評価にしており、過度に保守的な扱いとならないように工夫している。
 - 例：小破断LOCA発生時は、緩和機能のサポート系として、CCW（「CCW喪失」は起因事象でもある）に期待するため、小破断LOCAの緩和系のFT内で、CCW確立失敗の発生確率を考慮することで、起因事象の組み合わせを考慮している。（下図参照）

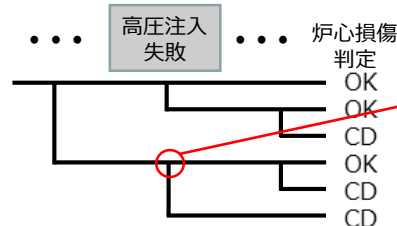
起因事象の組合せ（「小破断LOCA」・「CCW喪失」）の例

階層ET（概念図）



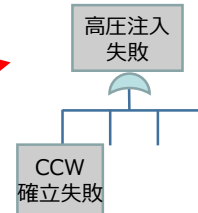
小破断LOCA発生時には、緩和機能のサポート系としてCCWに期待するため、「CCW喪失」が「小破断LOCA」に包絡されると想定すると、保守的な扱いとなる。

緩和系ET（小破断LOCA）（概念図）



FT内でCCW確立失敗の発生確率を考慮することで、起因事象の重畳を適切に表現する。

FT（概念図）



(2) 炉心損傷に直結する機器・建屋等の損傷時のシナリオ精緻化検討

地震PRAにおける直接炉心損傷に至るとしている起因事象は、その要因となるSSC損傷時の影響を保守的に扱くと、地震PRA結果を過大に評価し、現実的な地震リスクを評価できなくなる可能性がある。

<課題に対する検討>

現状の地震PRAモデルにおいて直接炉心損傷に至るとしているシナリオのうち、保守性を含むシナリオの例を下表のとおり抽出した。

シナリオ (例)	現状の想定・課題	精緻化の方策の例
①SG伝熱管破損シナリオ	SG伝熱管破損本数ごとのフラジリティを評価できないことから、SG伝熱管破損は全数破損を想定し、CVバイパスにより直接炉心損傷に至る事象としている。	○フラジリティ評価上の課題 SGへの入力に対して、損傷する伝熱管の本数を不確実さも含めて検証し、伝熱管の損傷規模（損傷本数）に対応するフラジリティ評価を行う。 ○システム評価上の課題 SG伝熱管の破損本数や破損基数をパラメータとし、また他の起因事象との重畳も考慮した成功基準解析を実施し、緩和シナリオを明確にする。
②原子炉容器破損シナリオ	原子炉容器支持構造物の損傷が発生すると原子炉容器に予期しない振動が発生することで1次冷却材管や炉内構造物を損傷させることにつながると想定し、直接炉心損傷に至る事象としている。	○フラジリティ評価上の課題 原子炉容器への入力の大さに対する各支持構造物部材の損傷程度と損傷程度に応じた1次冷却材管や炉内構造物応答の変化を検証し、1次冷却材管や炉内構造物のフラジリティ評価を行う。

これらのシナリオが持つ保守性は、システム評価及びフラジリティ評価において評価技術が成熟していないものであるものの、安全性向上評価の目的を踏まえると精緻化を検討していく必要があると考えており、PRA結果への影響度の大きさ等から優先度をつけて対応していきたいと考えている。

津波に対する耐力評価の指標

- 許容津波高さとして機器の設置高さ及び建屋シール高さをを用いて決定論的に評価
- 建屋開口部より津波が流入した場合には建屋内も津波高さまで浸水すること、また建屋内浸水時には津波高さより低い位置に設置されている建屋内機器等は津波により機能喪失することを想定

津波が建屋シール
高さを超えた時点で
建屋内が水没する
と評価

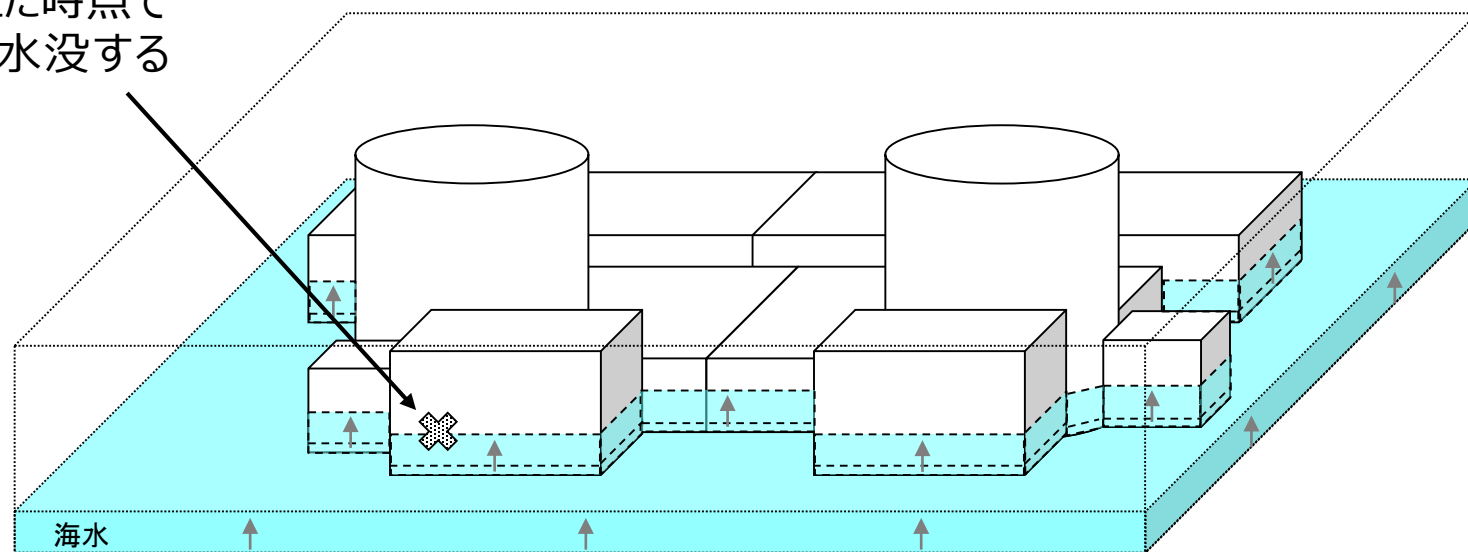


図 津波の安全裕度評価のイメージ