



安全性向上評価届出の状況および今後の予定

関西電力株式会社

2020年12月22日



- 届出済の安全性向上評価の概要について
- 届出済の安全性向上評価の結果を踏まえた主な安全性向上対策について
- 確率論的リスク評価（PRA）の状況および今後の予定
- 被ばく評価の状況および今後の予定
- 安全裕度評価の状況および今後の予定
- 各評価における特重施設の反映スケジュール

- 当社は、高浜3,4号機および大飯3,4号機において計6回の安全性向上評価を実施しており、確率論的リスク評価（P R A）・安全裕度評価を含む各評価について、評価結果及び抽出された安全性向上対策について届出書にまとめ、外部評価を受けた後、届出及び公開している。

<届出実績>

号機	回次	届出日	P R A・安全裕度評価の評価実績
高浜3号機	第1回※1	2018年1月10日	P R A・安全裕度評価
	第2回	2019年6月10日	安全裕度評価の一部※2
高浜4号機	第1回	2019年3月29日	P R A・安全裕度評価
	第2回	2020年8月27日	安全裕度評価の一部※2
大飯3号機	第1回	2020年1月24日	P R A・安全裕度評価
大飯4号機	第1回	2020年4月13日	P R A・安全裕度評価

※1 高浜3号機 第1回評価を対象に、第6回実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合（2018年3月14日）を実施

※2 具体的な評価実績は12頁に記載

<外部評価>

○外部有識者による評価

安全性向上評価の結果について、技術的及び専門的視点から客観的な評価をいただくため、届出前に、特に以下の観点に基づき、原子力安全システム研究所の両所長からご意見・コメントをいただき、届出書の記載の充実を図るなど、安全性向上評価に反映している。

- ✓ P R A 及び安全裕度評価等において発電所の脆弱性を適正に評価できているか
- ✓ 総合的な評価結果及び策定した安全性向上計画は適切であるか

○他の電力事業者による届出書レビュー

専門家も含め広く理解される程度の記載となっているか、評価結果に至るプロセスや根拠が提示されているかなど、届出書の記載ぶりを中心にレビューをいただき、届出書の記載の充実を図るなど、安全性向上評価に反映している。

<公開方法>

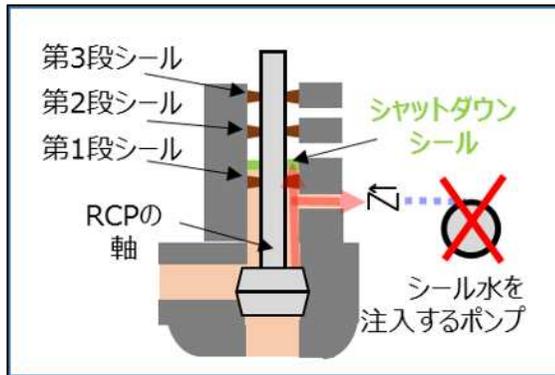
○届出後、プレス発表するとともに、当社のホームページで公開している。

○各発電所の P R 館、原子力情報センター（K N I C）にて閲覧可能な状態としている。

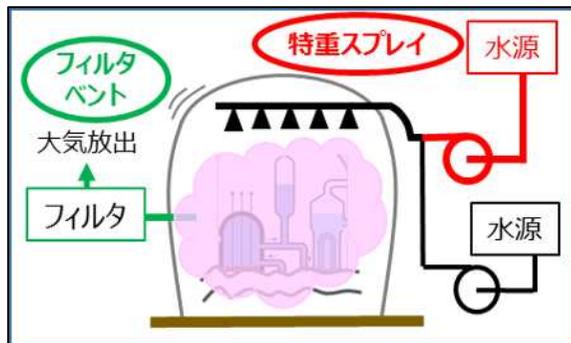
< P R A・安全裕度評価の結果の活用例 >

P R Aの結果から得られた対策
RCPシャットダウンシール、フィルタバント等の導入

- RCPシャットダウンシール
SBO時等のRCPシールLOCA発生リスクの低減によるCDF、CFFの低減を期待。



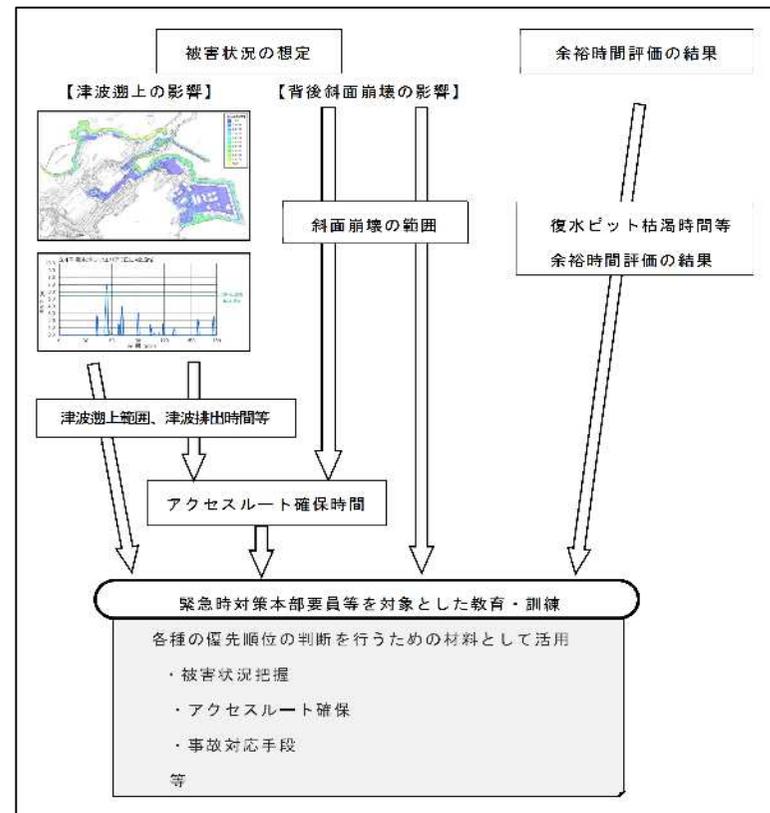
- 格納容器（特重）スプレィ+フィルタバント
格納容器の過圧破損リスク低減によるCFF低減が期待



※CDF：炉心損傷頻度
CFF：格納容器機能喪失頻度

安全裕度評価の結果から得られた対策
緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用

地震と津波の重畳事象及び随伴事象等が発生し、クリフエッジに到達した際には、使用可能な機器が限定されることに加えて、限られた時間余裕の中で必要な作業等を完了させる必要がある。評価から得られた被害状況の想定や、屋外作業の時間余裕に係る知見を、発電所での教育・訓練で活用。



＜今までの評価状況＞

- 高浜3,4号機および大飯3,4号機の第1回の安全性向上評価において、内部事象について出力時Lv.1およびLv.2、停止時Lv.1、外部事象（地震・津波）についてLv.1、Lv.2を評価した。
- 高浜3,4号機の第2回安全性向上評価では、第1回届出以降、第1回の評価結果が変更となる大規模な工事等を行っていないため、評価結果の改訂はしていない。

＜内部事象PRAの改善の主な取組状況＞

- 伊方3号機パイロットプラントの高度化の取組みによる改善事項を大飯3,4号機の第1回届出に反映済。
- 高浜3,4号機については、特重施設等をモデルに反映する届出で反映予定。

項目		初回届出評価（高浜3,4号機 第1回）	改善状況（大飯3,4号機 第1回）
パラメータ関係	機器故障率	国内一般機器故障率 (NUCIA29か年データ)	プラント固有故障率（NUCIA29か年データを事前分布としてベイズ更新）
	起因事象発生頻度	点推定値（最尤法）	平均値（ガンマ分布）
		LOCA発生頻度推定に用いる文献： WASH-1400	LOCA発生頻度推定に用いる文献の最新化： NUREG-1829
モデル改善	起因事象数	20事象	31事象（起因事象の細分化）
	イベントツリー、 フォルトツリー	— (例. RCPシールLOCAを考慮する起因事象は CCW全喪失と外部電源喪失)	イベントツリー等の詳細化 (例. RCPシールLOCAを考慮する起因事象として、 CCW部分喪失などの事象の追加)
	人間信頼性 評価手法	・認知失敗：THERP ・操作失敗：THERP	・認知失敗：HCR/ORE or CBDTM ・操作失敗：THERP

＜内部事象PRAの今後の改善の主な取組み＞

伊方3号機パイロットプラントにおける海外PRA専門家レビューで得られた知見、原子力規制庁による原子力規制検査のためのPRAモデルの適切性確認における指摘事項の改善を、安全性向上評価届出におけるPRAに適宜反映する。

項目		現状	改善の取組み	特重反映届出での反映計画
パラメータ関係	機器故障率	NUCIA29か年データを使用	新しい国内一般機器故障率の反映（NRRCによる取組みの反映）	○
	起因事象発生頻度	外部電源喪失発生頻度をPWRの運転経験から推定	外部電源喪失発生頻度についてBWRの運転経験も考慮	○
	共通要因故障	米国のCCFパラメータを使用	国内CCFパラメータ推定結果を反映（NRRCによる取組みの反映）	※
モデル改善	成功基準	主に設置変更許可の解析結果を基に成功基準を設定	成功基準の保守性が大きい箇所について、成功基準解析を最確推定で実施し反映	※
	イベントツリー、フォルトツリー	機能要求があった際に運転している機器と待機している機器での共通要因故障を考慮しない	左記の機器の共通原因故障を考慮する。	○
		海水ポンプなどの交互運転している機器・システムについて、運転状態を固定して評価	交互運転している機器・システムの運転状態を反映した評価	○

※：電力間で共通に取り組んでいるデータの整理、検討状況を踏まえ、可能なものから届出書に適宜反映。

＜地震・津波PRAの改善の主な取組状況＞

- 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。
- 地震により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

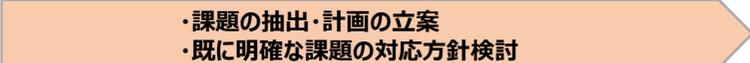
地震により炉心損傷に直結する機器・建屋等の損傷時のシナリオ精緻化について検討を実施。

- ✓ 大飯3,4号機の原子炉建屋のうち建屋上部にある主蒸気管室が最弱部であり、主蒸気管室が損傷した場合、従来の評価手法では原子炉建屋全体が損傷し炉心損傷に直結する評価になるが、主蒸気管室を原子炉建屋と区別する評価とすることで、炉心損傷に直結しないシナリオがあることを確認し、地震PRAに反映。【個社対応】
- ✓ 地震により損傷した場合の損傷規模や程度を特定できずに直接炉心損傷に至るとしている機器について、判断するためのデータに乏しく評価を精緻化できていないことから、地震動評価に用いた専門家判断の手法を参考に、電力共同研究において評価の精緻化手法を今後検討していく。

シナリオ精緻化については、炉心損傷に直結するシナリオに至る機器・建屋等のフラジリティ等の評価技術が成熟していない点や、当該事象の地震PRA結果に占める割合が低いことを踏まえ、優先度をつけて対応する。

- 人間信頼性評価手法の変更（THERP手法⇒EPRI手法）を今後反映する予定。
- P9に示す電力共通の中長期的課題は、電力大研究、NRRCの活用により、効果的な解決に向けた取組みを推進中。評価手法の適用性が確認されたものから、必要に応じて個社適用を検討。
- なお、内部事象PRAの改善の成果についても適宜反映する。

<実施スケジュール>

	2017年度	2018年度	2019年度	2020年度	2021
新検査制度	 試運用開始（2018年9月）※ 1		 本格運用開始（2020年4月）		
RIDM導入※ 2	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 高度化計画 （高浜3,4号機） （大飯3,4号機）	 高浜3号機初回届出（2018年1月）	 高浜4号機初回届出（2019年3月）	 大飯3号機初回届出（2020年1月）	 大飯4号機初回届出（2020年4月）	
	 モデル構築	 モデル高度化※ 3			 ※2020年度以降も継続的に モデル高度化の取組みを進める
地震PRA 現実的な手法に係る 計画	 ・課題の抽出・計画の立案 ・既に明確な課題の対応方針検討		 評価手法の構築等※ 4		
津波PRA 高度化計画	 評価手法高度化※ 4				
その他	内部火災PRA  研究開発				 パイロット
	内部溢水PRA  研究開発		 パイロット		

- ※ 1 試運用の代表プラントである当社プラントの大飯3,4号機の内部事象出力時PRAは、先行して高度化した。
- ※ 2 2018年2月8日に電気事業連合会から公表した「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」に基づく計画。
- ※ 3 高度化…PWRパイロットプラントによる高度化の取組みとして主に以下の項目が該当する。
 ○起因事象精緻化 ○人間信頼性解析における最新手法適用 ○イベントツリー・フォールトツリー精緻化 ○個別プラント故障率適用
- ※ 4 原子カリスク研究センター（NRRC）の研究成果等に応じて、適宜、評価モデルに取り込むとともに、それぞれの時点で目処が立ったものを届出に反映。

＜更なるPRA高度化に向けた取組み＞

- 電力会社、メーカ、原子力リスク研究センター（NRRC）が一体となり研究を進めている。
- NRRCの研究成果等を踏まえ、必要に応じ評価モデルに反映する。
- 内部火災PRA、内部溢水PRAについては、NRRCにおいて、評価手法の開発を実施中。
NRRCの研究成果等を踏まえ、その後の個別プラント評価の検討を進める。

＜NRRCにおける取組内容＞

対象PRA	取組内容（共同研究実施時期※）
地震PRA	地震リスク評価手法高度化（～2023年度）
	SSHACプロセス確立
	ハザード、フラジリティ評価手法高度化
津波PRA	津波リスク評価手法高度化（～2022年度）
	ハザード、フラジリティ評価手法高度化
内部火災PRA	リスク評価手法整備（～2025年度）
内部溢水PRA	リスク評価手法整備（～2023年度）
竜巻・強風、火山等	ハザード評価手法高度化、フラジリティ評価手法開発
その他	Lv.2 PRA関連（FPの現実的挙動の解明とモデル構築等）（～2025年度） 人間信頼性解析手法の改善 マルチユニットPRA手法開発 等

※：「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年改訂版）」に記載の共同研究実施時期。

<今までの評価状況>

○ソースターム評価

・「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目して評価。

○評価結果（高浜3、4号機、内部事象出力運転時PRAの例）

①格納容器健全

・大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ失敗を代表的な事故シーケンス※として選定。
 ※設置変更許可申請書添付書類十の「格納容器過圧破損」と同じ。

・Cs-137の放出量は事故発生後7日時点で約2.9TBq。

②格納容器機能喪失

・既往の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認。

③放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

・Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 1.7×10^{-7} （/炉年）。

<今後の予定（特重施設設置後の評価について）>

○リスク低減効果を把握する目的で、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。

○新たに放出カテゴリ「管理放出」を設定することを検討。

※特重施設設置後の第3回届出では、格納容器過圧破損の事故シーケンスにおいて、SA設備の活用失敗、特重施設の活用成功するシナリオを検討。

【現状（特重施設導入前）】

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	-	F1	2.2E-08	>100
格納容器破損	エナジエティック	F3A	3.7E-10	>100
	先行破損	F3B	4.2E-09	>100
	その他	F3C	1.3E-07	>100
隔離失敗	-	F5	1.4E-08	>100
健全（設計漏えい）	-	F6	5.6E-07	約2.9



【特重施設導入後の放出カテゴリのイメージ】

格納容器の状態	分類	放出カテゴリ記号	Cs-137放出量（TBq）
格納容器バイパス	-	F1	>100
格納容器破損	エナジエティック	F3A	>100
	先行破損	F3B	>100
	その他	F3C	>100
隔離失敗	-	F5	>100
管理放出	-	●	■
健全（設計漏えい）	-	F6	約2.9

＜今までの評価状況＞

○被ばく評価

・格納容器健全時のソースターム評価結果を基に、防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の被ばく線量を評価

○評価結果及び被ばく線量に寄与する核種等について（高浜3,4号機の例）

・評価結果の平均値は約59mSv

・クラウドまたはグランドによる被ばく経路からの線量が大きく占め、さらにクラウド内部被ばく（主によ素）によるものが大きい。

・内部被ばくの要因となるよ素に対する防護対策（屋内退避、安定よ素剤の服用）を行うことで公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。（詳細は別紙のとおり）



図 敷地境界における実効線量の評価結果

表 ベースケースにおける放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種
(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	γ線エネルギー0.5MeV換算		I-131等価 小児実効線量係数換算 (内部被ばくに寄与)
	希ガス含む (クラウド外部被ばくに寄与)	希ガス含まない (グランド外部被ばくに寄与)	
核種	Xe-133	I-132	I-131
	Kr-88	I-135	I-133
	Xe-135	I-133	Te-132
	I-132	I-131	I-134
	I-135	I-134	Cs-137
	・上位5位寄与割合：90%程度 ・希ガスの寄与割合：80%程度	・上位5位寄与割合：90%程度 ・よ素の寄与割合：同上	・上位5位寄与割合：90%程度 ・よ素の寄与割合：80%程度

＜今後の予定（特重施設設置後の被ばく評価について）＞

○フィルタバントによる管理放出時のソースターム評価結果を基に、被ばく評価の実施を検討。

○被ばく線量に寄与する核種等の分析についても、格納容器健全時と同様に検討。

<今までの評価状況>

プラント	地震単独	津波単独	重畳	地震随伴	津波随伴	その他 自然現象	事象進展 余裕時間	号機間 相互影響
高浜3号機	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回	未	第1回	第2回
高浜4号機	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回	第2回※1	第1回	第1回
大飯3号機	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回※1	第1回	—※2
大飯4号機	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回	第1回※1	第1回	第1回

※1：火山を除く

※2：大飯4号機 第1回届出で評価済み

- 地震随伴（溢水、斜面崩壊、火災）及び津波随伴（外部火災）は、当社最初の届出である高浜3号機 第1回届出より順次実施
- 地震、津波以外のその他自然現象は、火山を除き大飯3号機 第1回届出より順次実施

<今後の予定>

- 特重施設の反映
 - ✓ 特重施設設置後の初回届出以降、評価が完了したのから順次届出予定。
- その他自然現象の評価
 - ✓ 評価が未実施である高浜3号機は第3回届出で実施予定
 - ✓ 火山については大山生竹テフラに係る許認可の状況等を踏まえて、次回届出以降に評価を検討
- 地震随伴内部火災の評価手法の改善
 - ✓ 今後は海外の動向等を踏まえて評価手法の改善を検討

- PRA評価には、詳細な設計・運用情報が必要となり、特重施設の設計・運用情報整備の進捗状況に応じた評価を行うこととなり、まず内部事象出力運転時PRA のモデルを構築し、その構築したモデルを順次その他の事象に引き継ぎモデル構築をするため、全事象の評価完了には、相応の期間を要する。
 - ✓ 高浜3,4号機は、特重施設設置後の第3回届出では、特重施設のうちフィルタベント等の効果をモデル化した評価を行い、第4回届出で特重施設の重大事故等への活用を踏まえた評価を実施予定。
 - ✓ 大飯3,4号機は特重施設設置後の第4回届出で、特重施設の重大事故等への活用を踏まえた評価を実施予定。
- 安全裕度評価は特重施設設置後の初回届出以降、評価が完了したのから順次届出予定。

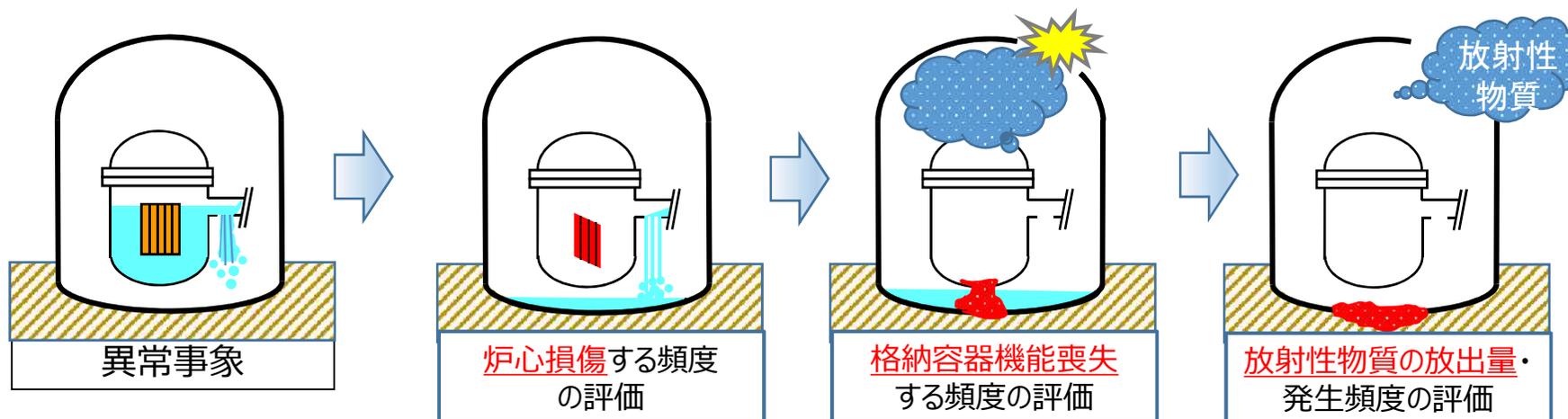
	2020年度	2021年度	2022年度
高浜3号機	第24回 ▽8/3	特重施設による リスク低減効果を評価 第3回届出 ★ (時期未定) 第25回	特重施設のSA活用を 踏まえた評価 第4回届出 ★
高浜4号機	第2回届出 ★ 第23回 ▽10/8 特重施設 設置期限	特重施設による リスク低減効果を評価 第3回届出 ★ (時期未定)	特重施設のSA活用を 踏まえた評価 第4回届出 ★ 第24回
大飯3号機	第18回※	第2回届出 ★ (時期未定) 第19回	第3回届出 ★ ▽8/24 第20回
大飯4号機	第17回	第2回届出 ★	特重施設 設置期限 第18回 ▽8/24 第3回届出 ★

※特重施設に関する届出書への記載については、「行政機関の保有する情報の公開に関する法律」および「特定重大事故等対処施設に関する秘密保持契約書」に基づき、届出書本文（公開）及び参考資料（非公開）の範囲を検討する。

參考資料

PRAの評価対象範囲・評価結果について

- ◆ 異常事象(起因事象)の発生を発端とし、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)等までの評価を実施している。
- ◆ また、その異常事象を発生させる要因として、内部事象、地震、津波を対象に実施している。



PRAの分類			レベル1	レベル1.5	レベル2 Cs137放出量100TBqを超過する頻度
評価	内部事象	出力時	7.2E-7	1.7E-7	1.7E-7
		停止時	6.8E-7	-	-
	外部事象	地震※	1.1E-7	6.6E-8	6.6E-8
		津波	1.6E-7	1.2E-7	1.2E-7
	合計		9.9E-7	3.6E-7	3.6E-7

※ 3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

【レベル1PRA】

事故シナリオグループ	内部事象 (出力時)	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	9.5E-8	4.4E-9	2.5E-9	ε
全交流電源喪失	1.4E-7	1.1E-7	6.6E-8	1.6E-8
原子炉補機冷却機能喪失	7.2E-8	3.2E-9	3.2E-8	1.3E-7 (79.8%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	5.3E-9		ε	
原子炉停止機能喪失	1.1E-9		1.3E-9	
ECCS注水機能喪失	3.3E-7 (46.1%)		1.1E-9	
ECCS再循環機能喪失	5.4E-8		3.0E-12	
格納容器バイパス	2.2E-8			
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		1.5E-7 (22.7%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		4.1E-7 (59.5%)		
反応度の誤投入(停止時)		9.1E-9		
炉心損傷直結事象			5.0E-9	1.7E-8
合計	7.2E-7	6.8E-7	1.1E-7	1.6E-7

【レベル1.5 PRA】

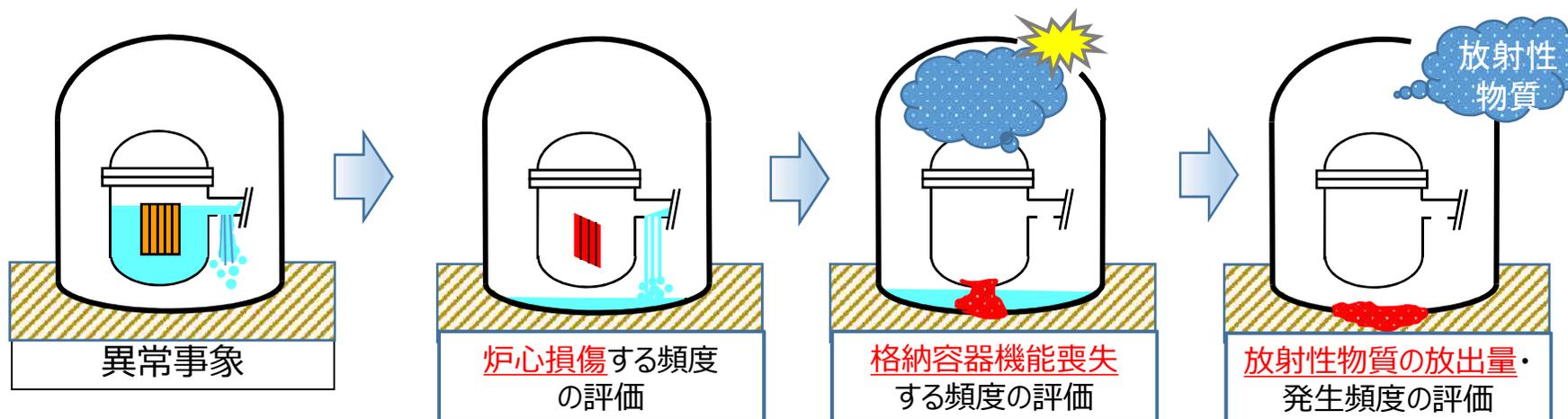
CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震※	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	2.7E-11	ε	2.1E-12
格納容器隔離失敗	1.4E-8	2.2E-8 (33.0%)	2.5E-8 (21.2%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-7 (75.1%)	3.8E-8 (56.7%)	8.7E-8 (74.6%)
ベースマツト溶融貫通	2.7E-9	1.5E-9	1.6E-9
水蒸気蓄積によるCV先行破損	4.2E-9	3.1E-10	3.0E-9
原子炉容器外水蒸気爆発	3.4E-10	3.7E-12	4.7E-11
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステム LOCA	4.0E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	1.8E-8	2.0E-9	3.0E-11
過温破損	6.5E-11	3.2E-11	1.5E-10
溶融物直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		3.0E-9	
合計	1.7E-7	6.6E-8	1.2E-7

注：εは無視小(0.1%未満)。また、重要な事故シナリオグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。

※：3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

PRAの評価対象範囲・評価結果について

- ◆ 異常事象(起因事象)の発生を発端とし、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)等までの評価を実施している。
- ◆ また、その異常事象を発生させる要因として、内部事象、地震、津波を対象に実施している。



PRAの分類		レベル1	レベル1.5	レベル2 Cs137放出量100TBqを超過する頻度
評価	内部事象	出力時	1.9E-6	6.4E-7
		停止時	1.2E-6	-
	外部事象	地震※	6.0E-7	4.8E-7
		津波	6.8E-9	5.6E-9
	合計		2.6E-6	1.1E-6

※ 3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

【レベル1PRA】

事故シナリオグループ	内部事象 (出力時)	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	2.8E-7	2.4E-8	1.7E-7 (28.3%)	ε
全交流電源喪失	9.9E-8	1.7E-7	2.3E-07 (38.1%)	4.7E-9
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-6 (58.7%)	7.9E-9	5.2E-8	2.0E-9
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.3E-9	1.4E-11	6.2E-10	ε
原子炉停止機能喪失	5.6E-9		6.0E-9	ε
ECCS注水機能喪失	2.7E-7	1.9E-10	6.5E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	3.1E-8	1.4E-13	3.1E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		9.5E-7 (78.0%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		6.6E-8		
反応度の誤投入(停止時)		4.0E-10		
炉心損傷直結事象			7.7E-8	1.6E-10
格納容器バイパス	8.8E-8			
合計	1.9E-6	1.2E-6	6.0E-7	6.8E-9

【レベル1.5 PRA】

CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震※	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.7E-11	ε	2.0E-13
格納容器隔離失敗	7.6E-8	1.6E-7 (33.9%)	4.2E-10
水素燃焼	5.2E-11	4.6E-11	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-7 (56.2%)	1.2E-7 (26.1%)	4.1E-9
ベースマツト溶融貫通	1.1E-8	8.0E-9	1.1E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.4E-8	7.4E-9	1.5E-10
原子炉容器外水蒸気爆発	3.8E-10	3.8E-11	2.3E-12
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OCA	1.7E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	9.5E-8	3.1E-8	7.5E-12
格納容器過温破損	8.1E-8	9.6E-8	9.0E-10
格納容器直接接触	ε	E	ε
地震によるCV先行機能喪失		4.7E-8	
合計	6.4E-7	4.8E-7	5.6E-9

注：εは無視小(0.1%未満)。また、重要な事故シナリオグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。

※：3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

○高浜3、4号機

・Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

内部事象： 1.7×10^{-7} （/炉年）、地震： 6.6×10^{-8} （/炉年）、津波： 1.2×10^{-7} （/炉年）

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)
				内的事象 (出力時)	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	2.2E-08	2.6E-11	3.5E-12	>100
		外的	F2	—	2.0E-09	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	F3A	3.7E-10	3.7E-12	1.2E-11	>100
		先行破損	F3B	4.2E-09	3.1E-10	4.3E-10	>100
		その他	F3C	1.3E-07	3.9E-08	8.2E-09	>100
		外的	F4	—	3.0E-09	—	>100
	隔離失敗	—	F5	1.4E-08	2.2E-08	7.6E-10	>100
健全（設計漏えい）	—	F6	5.6E-07	3.2E-08	1.3E-08	約2.9	

○大飯3、4号機ソースターム評価

・Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

内部事象： 6.4×10^{-7} （/炉年）、地震： 4.8×10^{-7} （/炉年）、津波： 5.6×10^{-9} （/炉年）

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)
				内的事象 (出力時)	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	9.6E-08	9.3E-10	7.5E-12	>100
		外的	F2	—	3.0E-08	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	F3A	4.5E-10	8.4E-11	2.5E-12	>100
		先行破損	F3B	1.4E-08	7.4E-09	1.5E-10	>100
		その他	F3C	4.5E-07	2.3E-07	5.1E-09	>100
		外的	F4	—	4.7E-08	—	>100
	隔離失敗	—	F5	7.6E-08	1.6E-07	4.2E-10	>100
健全（設計漏えい）	—	F6	1.1E-06	9.6E-08	1.1E-09	約1.6	

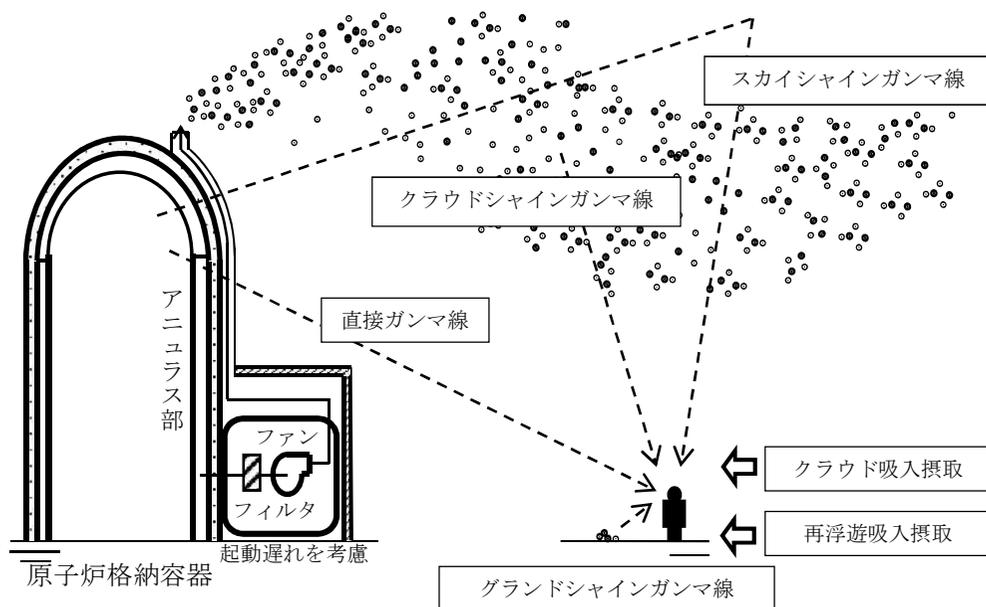
□ 敷地境界における被ばく評価

➤ 評価条件

- 炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の被ばく線量を評価
- 屋内退避や避難等の防護対策開始までの十分長い期間として7日間の評価期間を想定
- 評価においては、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8760通り（365日×24時間）の気象シーケンスを選定

➤ 評価結果

- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約59mSv
- 安全性向上評価運用ガイドに従って防護対策（マスク着用）を考慮しない条件で評価しているため、クラウド吸入摂取の被ばく経路が実効線量の大部分を占める



被ばく経路イメージ



敷地境界における実効線量の評価結果

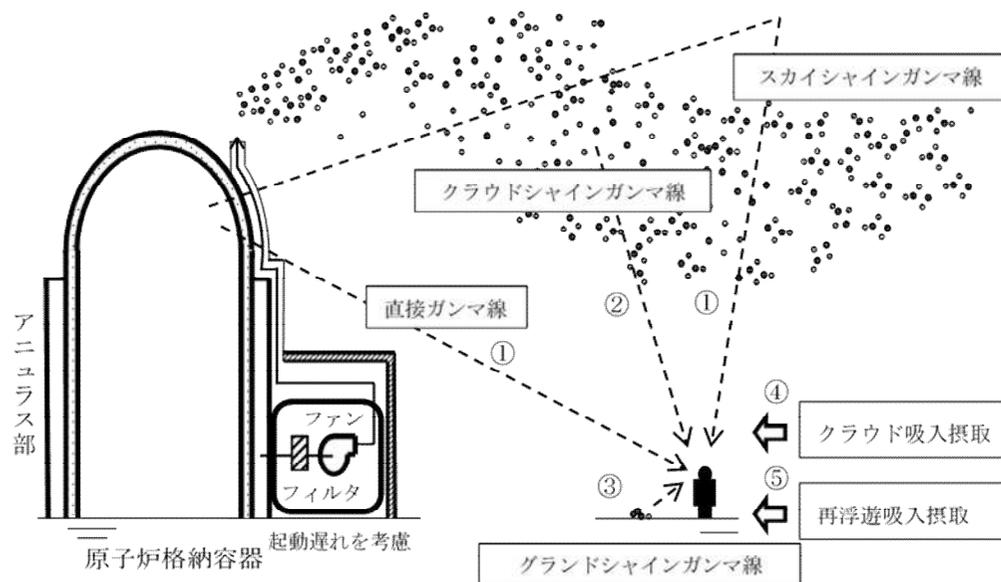
□ 敷地境界における被ばく評価

➤ 評価条件

- 炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の被ばく線量を評価
- 屋内退避や避難等の防護対策開始までの十分長い期間として7日間の評価期間を想定
- 評価においては、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8760通り（365日×24時間）の気象シーケンスを選定

➤ 評価結果

- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約13mSv
- 安全性向上評価運用ガイドに従って防護対策（マスク着用）を考慮しない条件で評価しているため、クラウド吸入摂取の被ばく経路が実効線量の大部分を占める



被ばく経路イメージ



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		クリフエッジ評価結果
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.18G（蓄圧タンク）
	炉心(停止時)	1.19G（バッテリー）
	CV	1.26G（CV隔離弁等）
	SFP	1.26G（CV損傷）※1
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	15.0m（建屋シール）
	炉心(停止時)	15.0m（建屋シール）
	CV	15.0m（建屋シール）
	SFP	15.0m（CV損傷）※1
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.18G（蓄圧タンク） ----- 15.0m（建屋シール）
	炉心 (停止時)	1.19G（バッテリー） ----- 15.0m（建屋シール）
	CV	1.26G（原子炉建屋） ----- 15.0m（建屋シール）
	SFP	1.26G（CV損傷） ----- 15.0m（CV損傷）※1

項目		クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随伴事象	溢水	項目①のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約5.5時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動：0.71G
基準津波高さ：+4.5m

※1：CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

○評価結果概要

項目		クリフエッジ評価結果
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.18G（蓄圧タンク）
	炉心(停止時)	1.19G（バッテリー）
	CV	1.26G（CV隔離弁等）
	SFP	1.26G（CV損傷）※1
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	15.0m（建屋シール）
	炉心(停止時)	15.0m（建屋シール）
	CV	15.0m（建屋シール）
	SFP	15.0m（CV損傷）※1
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.18G（蓄圧タンク）
		----- 15.0m（建屋シール）
	炉心 (停止時)	1.19G（バッテリー）
		----- 15.0m（建屋シール）
	CV	1.26G（原子炉建屋）
		----- 15.0m（建屋シール）
	SFP	1.26G（CV損傷）
		----- 15.0m（CV損傷）※1

項目		クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随伴事象	溢水	斜面崩壊を考慮すると地震・津波単独に比べてCV、SFPクリフエッジの変化あり。 (可搬式代替低圧注水ポンプが機能喪失することにより、1.18Gの地震と8.0mの津波の重畳もクリフエッジとなる)
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

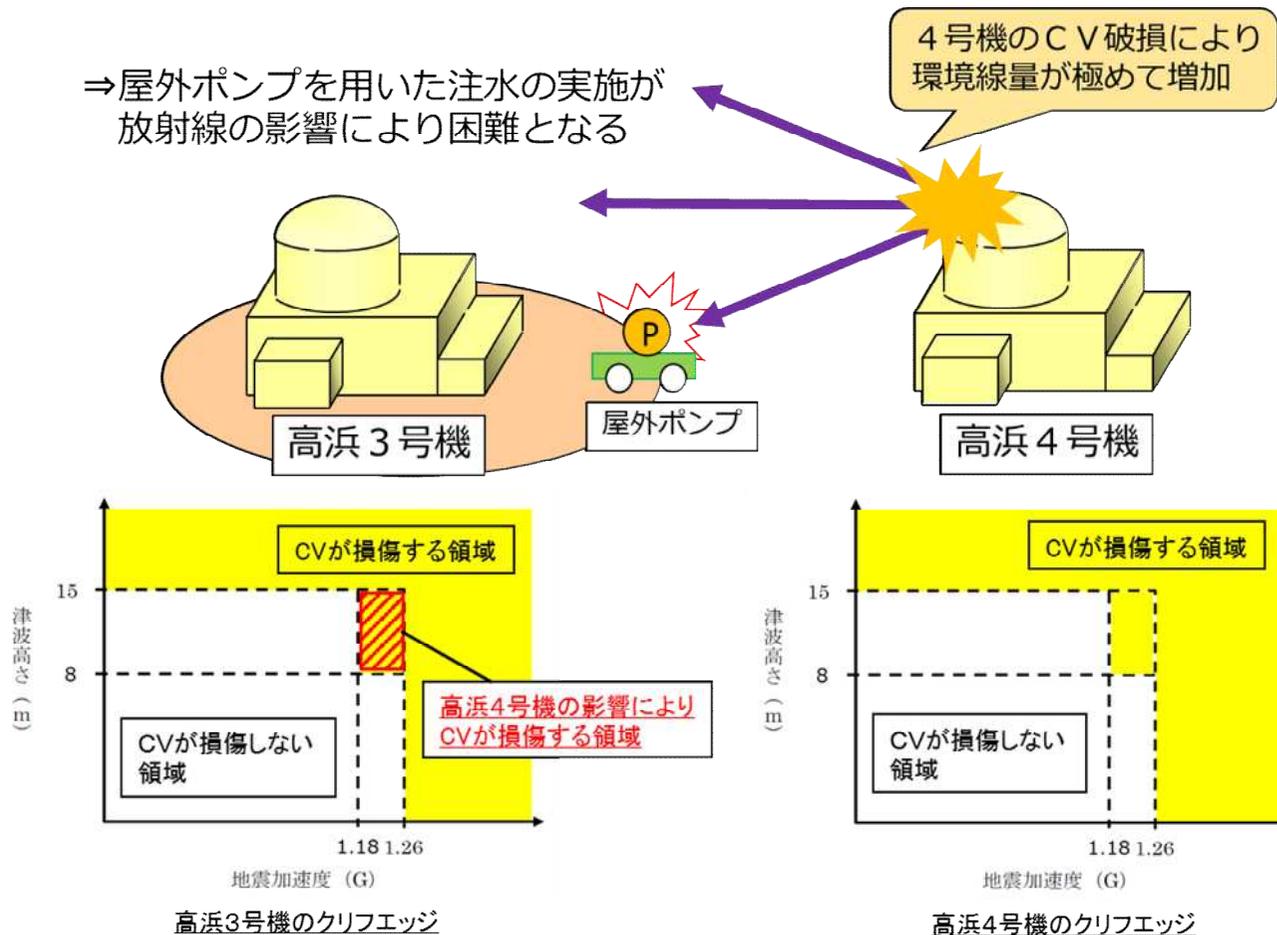
評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約5.5時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動：0.71G
基準津波高さ：+4.5m

※1：CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

○号機間相互影響評価

- ✓ 地震と津波の重畳において、高浜3号機は斜面崩壊の影響を受けないが、高浜4号機は斜面崩壊の影響を受けるとCVが損傷してしまう。
- ✓ ここで、高浜4号機のCVが損傷すると周囲の環境線量が極めて高くなることから、高浜3号機でも屋外ポンプの注水が困難となりCVが損傷してしまう。（SFPも同様）
- ✓ よって、高浜3号機のクリフエッジは下図の通り、高浜4号機と同じ形状へと変化する。
- ✓ 上記事項は、送水車の導入により解消する予定である。



○評価結果概要

項目		クリフエッジ評価結果
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.26G（原子炉建屋）
	炉心(停止時)	1.26G（原子炉建屋）
	CV	1.26G（原子炉建屋）
	SFP	1.26G（原子炉建屋）
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	9.9m（建屋シール）※1
	炉心(停止時)	9.9m（建屋シール）※1
	CV	9.9m（建屋シール）※1
	SFP	9.9m（CV損傷）※2
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.26G（原子炉建屋）

		9.9m（建屋シール）※1
	炉心 (停止時)	1.26G（原子炉建屋）

		9.9m（建屋シール）※1
	CV	1.25G（空冷式非常用発電装置）と 8.0m（海水ポンプ）の重畳

		1.24G（CV貫通部）と 8.0m（海水ポンプ）の重畳
	SFP	1.26G（SFP本体）

		9.9m（CV損傷）※2
	1.24G（CV貫通部）と 8.0m（海水ポンプ）の重畳※2	

項目		クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随伴事象	溢水	項目①のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約9.8時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動：0.88G
 基準津波高さ：+5.9m（3,4号海水ポンプ室前）

※1：遡上の影響を考慮した値。
 ※2：CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

○評価結果概要

項目		クリフエッジ評価結果
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.26G (原子炉建屋)
	炉心(停止時)	1.26G (原子炉建屋)
	CV	1.26G (原子炉建屋)
	SFP	1.26G (原子炉建屋)
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	11.4m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	11.4m (建屋シール) ※1
	CV	11.4m (建屋シール) ※1
	SFP	11.4m (CV損傷) ※2
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.07G(主蒸気管室)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	炉心 (停止時)	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.25G (空冷式非常用発電装置)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	CV	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	SFP	1.26G (SFP本体)
		11.4m (CV損傷) ※2
		1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳 ※2

項目		クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随伴事象	溢水	項目①のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

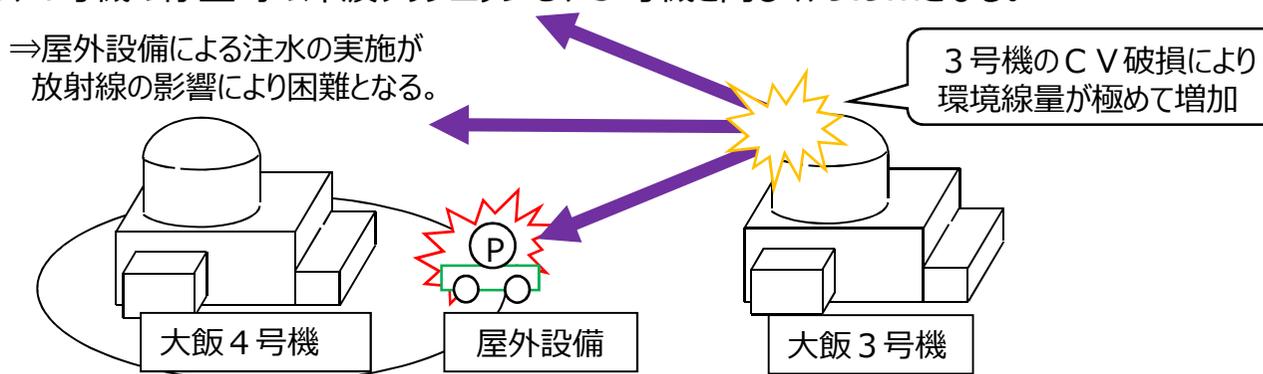
評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約9.8時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動 : 0.88G
 基準津波高さ: +5.9m (3,4号海水ポンプ室前)

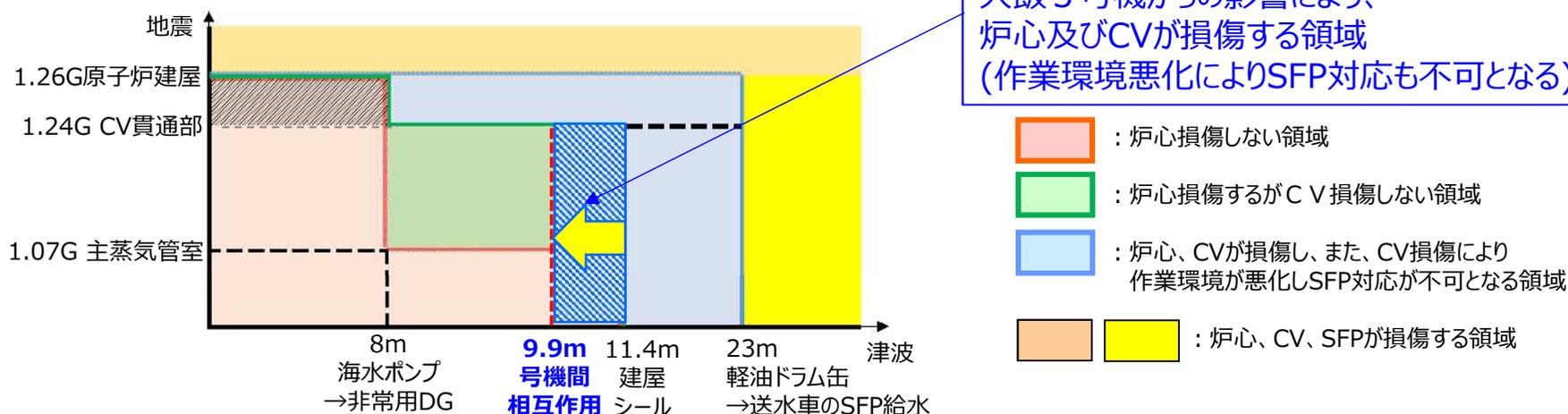
※1 : 遡上の影響を考慮した値。
 ※2 : CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

○号機間相互影響評価

- ✓ 津波遡上解析を踏まえ、11.4m以下（海水ポンプ前）の津波により大飯4号機のC V健全性は確保できるが、9.9m（海水ポンプ前）を超える津波では、3号機の炉心及びC Vが損傷する。
- ✓ ここで、3号機の炉心及びC Vが損傷すると、周囲の環境線量が極めて高くなることから、4号機でも屋外設備による注水が困難となり、炉心及びC Vが損傷することになる。
- ✓ よって、4号機のC V、S F Pの津波クリフエッジは、下図の通り、3号機と同じく、9.9mとなる。
- ✓ また、運転中の3号機のC V破損により、停止時の4号機の屋外作業（大容量ポンプによる補機冷却）ができなくなることから、4号機の停止時の津波クリフエッジも、3号機と同じく、9.9mとなる。



[大飯4号機 クリフエッジ評価結果（地震と津波の重畳）]



○ 高浜4号機の第1回安全性向上評価（2019.3.29届出）において、保安活動全般、新知見、PRA、安全裕度評価等の評価から、以下の14項目のプラントの安全性向上に資する自主的な安全性向上対策を抽出した。

網掛け：PRA・安全裕度評価の評価結果から得られた安全性向上対策

No.	安全性向上対策	評価分野
1	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善 不適合の検出・処理を行い、継続的改善を行っているが、より軽微な事象を積極的に検出し、かつ原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善	品質保証
2	MAAPコード※を導入した運転シミュレータでの重大事故対応訓練の実施 ※ シビアアクシデント時のプラント挙動解析コード 炉心損傷後のプラント状態を模擬できる運転シミュレータで対応操作訓練を実施	運転管理
3	1次冷却材ポンプシャットダウンシール導入 全交流電源喪失時の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入	保守管理・新知見・PRA
4	海水ポンプ軸受取替 信頼性向上及びメンテナンス性向上を図るため、海水ポンプの軸受を潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取替え	保守管理
5	主変圧器取替 経年劣化傾向を踏まえ、予防保全対策として、主変圧器を取替え	保守管理
6	送水車導入 重大事故等時における事故収束作業の迅速化等を図るため、消防ポンプから送水車を用いた事故対応に変更し、更に格納容器破損防止対策に係るクリフエッジの向上を図るため、送水車の保管場所を地震・津波重畳の影響を受けにくい場所に設定	緊急時の措置 安全裕度評価
7	免震事務棟設置他 事故対応時の現場対応体制及び作業員の安全性を更に確保するため、免震構造を有する事務棟を設置	緊急時の措置
8	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入 緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）を高める研修（たいかん訓練；英略号ECOTEC）を導入	緊急時の措置
9	労働災害防止に向けた活動の強化 TBM（ツール・ボックス・ミーティング）の充実、現場パトロールの強化及び作業員の体調管理強化等の活動を実施	安全文化醸成
10	特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入 格納容器の過圧破損のリスクの低減を図るため、特定重大事故等対処施設を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備	PRA
11	オフィスの健全性確認方法の改善 信頼性の向上を図るため、確率論的リスク評価の評価結果から見出された安全注入ライン配管のオフィス閉塞リスクの低減に向けた対応として健全性確認の手順を追加	PRA
12	運転員及び緊急時対策要員への教育・訓練プログラム策定に係るリスク情報の活用 確率論的リスク評価の評価で代表的な事故シナリオに登場する操作失敗等のリスク情報を教育・訓練プログラムの策定に活用	PRA
13	余裕時間評価を踏まえた大規模損壊手順書の充実 時間余裕評価の結果を踏まえ、事故対応時における更なる余裕時間を確保するための方策を検討し、大規模損壊対応に係る手順書を充実	安全裕度評価
14	緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用 安全裕度評価の評価で得られた知見（例；斜面崩壊の影響範囲等）を教育、訓練に活用	安全裕度評価

<課題>

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、下位の起因果象を上位の起因果象に包絡させて（必ず発生するとして）モデル化する手法であるため、起因果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。

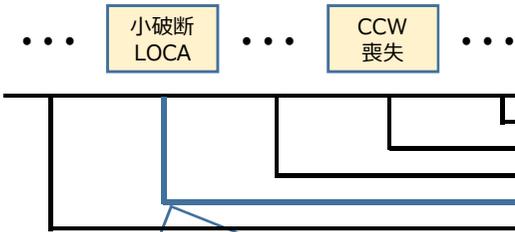
<課題に対する検討>

以下の通り、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。

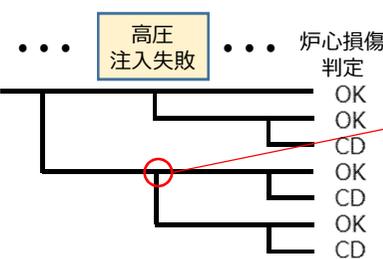
- 階層ETでは、上位と下位の起因果象が同時発生した場合のシナリオを上位の起因果象のシナリオに代表させて評価する。
- 下位の起因果象の発生が上位の起因果象の成功基準に影響しない場合、階層ETを用いても過度に保守的な想定とはならない。
(例：「大破断LOCA」（上位）、「2次系破断」（下位）の場合、大破断LOCA発生時には、2次系による炉心冷却に期待しないため、「2次系破断」は「大破断LOCA」の成功基準の観点から重要ではなく、これらを階層ETでモデル化しても過度に保守的な扱いとはならない。)
- 下位の起因果象の発生が上位の起因果象の成功基準に影響する場合、上位と下位の起因果象の同時発生を想定すると、階層ETを用いるのは保守的な評価となる。そのため、上位の起因果象のFTにおいて下位の起因果象に繋がる故障の発生確率を考慮し、起因果象の組合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」は起因果象でもある）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事で、起因果象の組合せを考慮している。（下図参照））

○起因果象の組合せ（「小破断LOCA」・「CCW喪失」）の例

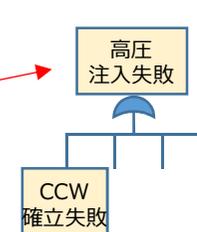
階層ET（概念図）



緩和系ET（小破断LOCA）（概念図）



FT（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、「小破断LOCA」において「CCW喪失」が必ず発生すると想定した場合、「小破断LOCA」のシナリオに代表させて評価するのは、保守的な扱いとなる。

そのため

小破断LOCAの緩和系ETのFT内でCCW確立失敗の発生確率を考慮することで、起因果象の組合せを適切に表現し、過度に保守的な扱いとならないようにする。

<課題>

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SSCs 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を抽出した。抽出したシナリオの例を以下の表に示す。

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点を踏まえ、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。

なお、今回の届出においては、炉心損傷に直結するシナリオの発生頻度が地震PRAの結果に占める割合が低いことを確認している。

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伝熱管破損は複数本破損を想定し、CVバイパスにより直接炉心損傷に至る事象としている。	<ul style="list-style-type: none"> ○フラジリティ評価上の課題 SGへの入力に対する伝熱管の損傷規模（損傷本数）とその不確かさについて検証した結果を踏まえて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。	<ul style="list-style-type: none"> ○フラジリティ評価上の課題 原子炉容器への入力の大きさに対する各支持構造物部材の損傷程度と、それらの損傷程度に応じた1次冷却材管や炉内構造物の応答変化への影響を検討した結果を踏まえて、1次冷却材管や炉内構造物のフラジリティ評価を行う。

- 高浜3,4号機、大飯3,4号機の津波安全裕度評価では、以下のとおり津波が建屋シール高さを超えた時点でクリフエッジ（炉心損傷、格納容器機能喪失）に至るとしている。

プラント	クリフエッジ津波高さ	【参考】基準津波高さ
高浜3,4号機	15m	4.5m
大飯3,4号機	11.4m (9.9m※)	5.9m

※：遡上を考慮した場合のクリフエッジ津波高さ

- 上記の評価については浸水経路を考慮したものではなく、津波が建屋シール高さを超えた時点でシール高さ以下の建屋内エリアが全て水没する評価としている。
- ただし、建屋浸水により炉心損傷に至るシナリオが津波PRAに占める割合が小さい、もしくは当該シナリオが絶対値として低頻度であり、より精緻な評価は不要と考える。
- また、クリフエッジ津波高さに至るまでに発生する原子炉補機冷却海水系の全喪失等の影響もクリフエッジ・エフェクトとして確認しており、プラントの脆弱点についても把握できていると考える。

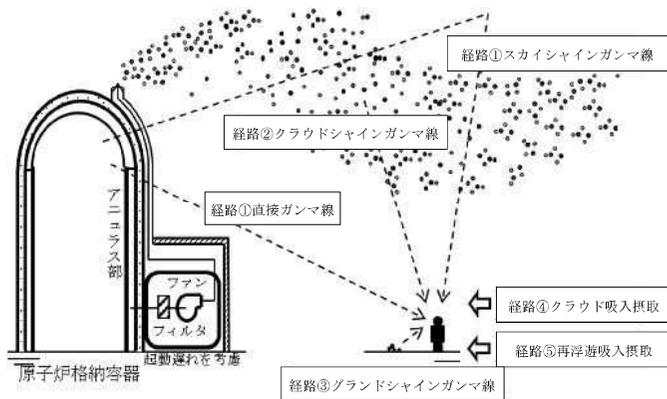
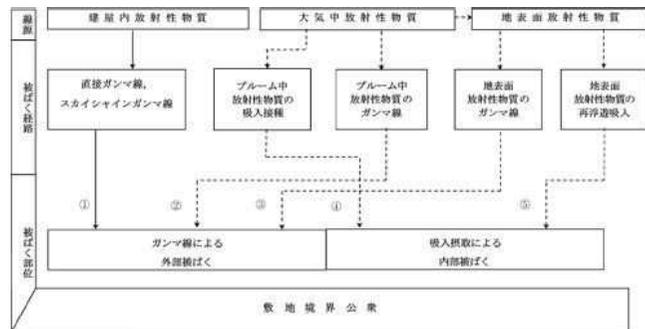
高浜発電所第3号機の安全性向上評価について（平成30年4月9日面談資料2）

敷地境界線量評価について、被ばく経路毎での線量に寄与する核種等について

1. 線量評価の方法と評価結果の概要

高浜3号炉の安全性向上評価届出においては、炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の、公衆の個人の被ばく線量を評価している^{※1}。

被ばく線量評価では、原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空气中濃度及び地表面濃度を基に、敷地境界における被ばく線量を以下の被ばく経路毎に評価している。敷地境界における公衆の被ばく経路及び被ばく経路イメージを第1図に示す。



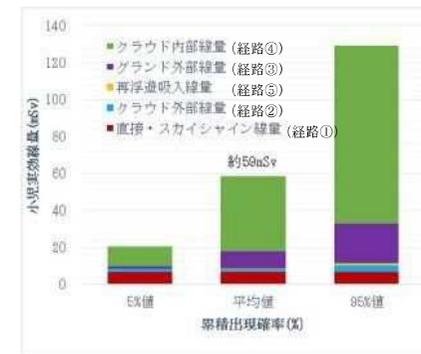
第1図 敷地境界における公衆の被ばく経路及び被ばく経路イメージ

被ばく経路①では、原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地境界に到達してくるガンマ線及び空气中で散乱されて敷地境界に到達してくるガンマ線による線量（第1図の直接・スカイシャイン線量）、被ばく経路②では、大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線による線量（クラウド外部線量）、被ばく経路③では、大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による線量（グラウンド外部線量）、被ばく経路④では、大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量（クラウド内部線量）、被ばく経路⑤では、大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量（再浮遊吸入線量）をそれぞれ評価している。

このうち、経路②～⑤では、大気中での放射性物質の拡散効果及び地表面への沈着を考慮し、放射性物質の空气中濃度及び地表面濃度を計算しており、その濃度は気象条件の影響（風速や大気安定度に応じた拡散効果、降雨量に応じた湿性沈着影響）を受ける。

大気拡散評価では、敷地内で観測した1年間の気象データを使用し、年間の種々の気象条件を網羅する8760通り（365日×24時間）の気象シーケンスを対象に評価する。なお、評価期間としては、屋内退避や避難等の防護対策開始までの十分長い期間として7日間を想定した。

気象シーケンス毎に評価した実効線量を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を第2図に示す。



第2図 敷地境界における実効線量の評価結果

第2図のとおり、気象条件の影響を受けない被ばく経路①は、気象条件の影響を受ける経路②～⑤と異なり、累積出現確率毎で線量評価結果に対する内訳に差異はない。

評価結果について考察するために、被ばく経路毎での核種の線量寄与について検討した結果を2. に示す。

※1 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドに記載のとおり。

2. 線量評価結果に対する核種の寄与について

(1) 検討概要

ベースケースの線量評価結果概要は第1表のとおりである。

評価に用いたMACCS2コードでは核種ごとの線量がアウトプットできないため、敷地境界線量について核種ごとの寄与を検討するにあたっては、放出放射エネルギーには線量とおおよその相関があることから、核種毎の放出放射エネルギーに着目することとした。

検討は、被ばく経路に着目した線量内訳(第1表)から線量寄与の大きい経路を把握したうえで、経路毎での、放出放射エネルギーに対する核種の寄与を確認(第2表)した。

なお、第1表に示すとおり、気象条件の違いの影響を受けない直接・スカイシャイン(上述)は、累積出現確率によって変動しない。

(2) 評価結果

第1表で整理した線量評価結果の内訳のとおり、被ばく線量のうち70%程度以上を直接・スカイシャイン線を除く経路からの線量が占めており、気象条件の影響を受けない直接・スカイシャイン線による寄与は累積出現確率が大きくなるにつれ、小さくなることから、第2表では、以下の被ばく形態毎(外部被ばく、内部被ばく)に寄与割合の高い5核種の確認結果を整理した。

- ・希ガスを含むγ線エネルギー0.5MeV換算
- ・希ガスを含まないγ線エネルギー0.5MeV換算
- ・I-131等価(小児実効線量係数換算)

クラウド線量は放出された全放射性物質からの外部γ線線量であることから希ガスを含むγ線エネルギー0.5MeV換算に、グランドシャイン線量は地表に沈着した放射性物質からの外部γ線線量であることから希ガスを含まないγ線エネルギー0.5MeV換算に、また、内部被ばくは吸入摂取であることからI-131等価での放出放射エネルギーに相関があるため、第2表では被ばく形態と被ばく経路を関連付けて整理した。

- ・各分類での放出放射エネルギーの核種毎の内訳は、80%程度以上を上位5核種が占める。
- ・希ガスを含むγ線エネルギー0.5MeV換算では希ガスの割合が約80%(クラウド外部に寄与)、希ガスを含まないγ線エネルギー0.5MeV換算ではよう素の割合が約90%(グランド外部に寄与)、I-131等価ではよう素の割合が約80%(内部に寄与)を占める。

(3) まとめ

敷地境界線量の内訳は、70%程度以上をクラウドまたはグランドによる被ばく経路からの線量が占め、さらに、その70%程度以上は吸入摂取による内部被ばく(よう素寄与80%程度)によるものである。

敷地境界線量評価では、炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策が想定される。合計の実効線量に対して内部被ばく(主により素)による寄与が大きく占めることを踏まえると、内部被ばくの要因となるよう素に対する防護対策(屋内退避、安定よう素剤)を行うことで公衆の実効線量低減に効果があると考えられる。なお、屋内退避等の措置により外部被ばくに対して防護することでさらに線量影響の低減が期待できる。

第1表 ベースケースにおける線量評価結果

累積出現確率	放出分				直接・スカイシャイン	合計
	クラウド外部	グランド外部	吸入内部	再浮遊内部		
5%値	1.75	1.37	10.7 (合計の50%程度)	0.106	6.77 (合計の30%程度)	20.7
平均値	1.54	9.11	40.7 (合計の70%程度)	0.548	同上 (合計の10%程度)	58.6
95%値	3.68	21.5	96.0 (合計の70%程度)	1.10	同上 (合計の5%程度)	129

(単位: mSv)

※表中の数値は有効数字4桁目を四捨五入し3桁に丸めた値。

第2表 ベースケースにおける放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種

分類	γ線エネルギー0.5MeV換算		I-131等価 小児実効線量係数換算 (内部被ばくに寄与)
	希ガス含む (クラウド外部被ばくに寄与)	希ガス含まない (グランド外部被ばくに寄与)	
核種	Xe133	I132	I131
	Kr88	I135	I133
	Xe135	I133	Te132
	I132	I131	I134
	I135	I134	Cs137
	・上位5位寄与割合:90%程度 ・希ガスの寄与割合:80%程度	・上位5位寄与割合:90%程度 ・よう素の寄与割合:同上	・上位5位寄与割合:90%程度 ・よう素の寄与割合:80%程度

以上