

# 伊方 3 号機の安全性向上評価について

四国電力株式会社  
2020年12月22日

1. 安全性向上評価届出書の概要
2. 安全性向上計画の取組状況及び今後の安全性向上評価届出に係る活動
3. 確率論的リスク評価（PRA）の実施状況及び今後の活動方針
4. ソースターム評価の実施状況及び今後の活動方針
5. 被ばく評価の実施状況及び今後の活動方針
6. 安全裕度評価の実施状況及び今後の活動方針
7. 特定重大事故等対処施設の反映方針とスケジュール

# 1. 安全性向上評価届出書の概要

## 【基本方針】

- 伊方発電所の運営にあたって、自らの責任において、可能な限りリスクの低減と未然防止に務める。

## 【目的及び目標】

### ○ 目的

- ✓ 伊方発電所の更なる安全性向上を図るため、原子力の有するリスクを常に認識し、新しい知見の把握に努め、必要な安全対策に積極的に取り組む。

### ○ 目標

- ✓ 発電所の保安活動に係るリスクの把握に努め、確率論的リスク評価、安全裕度評価の結果等を活用し、継続的なリスク低減や裕度向上のための改善活動を合理的かつ効果的に検討・実施する。

## 【届出実績】

- 伊方3号機について、再稼働後最初に行われる定期検査終了時点（2018年11月28日）のプラント状態の確認およびその状態での確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）等の評価を実施し、安全性向上評価届出書としてとりまとめ、2019年5月24日に届出及び公開している。

## 【外部評価】

### ○ 外部評価

- ✓ 原子力部門以外の委員を中心に構成される「原子力安全リスク管理委員会」にてレビューを受け、記載の充実を図った。
- ✓ 広く評価結果等が理解されるよう届出書案に対する電力間レビューを受け、記載の充実を図った。

# 1. 安全性向上評価届出書の概要

## 【公開方法】

- プレス発表するとともに、当社ホームページ及び原子カライブラリ（伊方ビクターズハウス（PR館）、原子力本部（松山）、本店（高松））にて公開している。

<当社ホームページ>

The screenshot shows the Yonden website interface. The main navigation bar includes '個人のお客さま' (Individual Customers), '法人のお客さま' (Corporate Customers), and 'エネルギー・環境・発電' (Energy, Environment, Power Generation). The breadcrumb trail is 'HOME > エネルギー・環境・発電 > 原子力情報 > 伊方発電所の安全対策'. The main content area is titled '伊方発電所の安全対策' (Safety Measures for Iwano Nuclear Power Plant). A sidebar on the left lists various categories, with '伊方発電所の安全対策' (Safety Measures for Iwano Nuclear Power Plant) highlighted. The main content area features several buttons for safety measures, with '安全性向上評価' (Safety Improvement Evaluation) highlighted in a red box. A callout box on the right provides a detailed list of documents related to the '伊方発電所3号機 第1回 安全性向上評価届出書' (Iwano Nuclear Power Plant Unit 3, 1st Safety Improvement Evaluation Report), including items like '伊方発電所3号機 第1回 安全性向上評価届出(表紙)' (0.2MB), '伊方発電所3号機 第1回 安全性向上評価届出(目次)' (1.2MB), and various safety evaluation reports and standards.

# 1. 安全性向上評価届出書の概要

## 【「実用発電用原子炉の安全性向上評価届出に係る改善の考え方」への伊方3号機第1回安全性向上評価届出書における主な対応状況】

改善が必要な事項	対応状況
課題1（全般） 届出書の記載深さについて、各分野の専門家も含め、広く理解される程度の記載とする。	評価結果に加え、 <b>評価の考え方、調査及び評価方法、評価プロセスを記載</b>
課題2（第1章） 最新の状態（as is）の記載について、米国のUFSARやIAEA安全ガイド（GS-G-4.1の改訂版（DS499））等を参考にプラントの最新状態を一つの図書で把握できるように記載する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>最新のプラント状態として<b>系統線図を掲載</b></li> <li>国際動向を踏まえた記載充実の観点から、<b>米国NRCの規制指針R.G1.206のうち、最終安全解析書(FSAR)に係る内容と許認可図書等との記載項目との対応関係を整理し、JANSI JSARガイド※1を参考に記載を充実</b></li> </ul>
課題3（第3章） 確率論的リスク評価について、 ・PRAの目的に照らして評価手法の妥当性を判断し、目的に沿ったPRA手法へ見直しを行い、その内容を明らかにする。 ・PRAの内容を分析し、その結果を明らかにする。	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部事象出力運転時レベル1 PRAについて、<b>PRAの高度化（伊方3号プロジェクト）等を実施し、より現実的な評価を実施</b></li> <li><b>PRA評価結果の過去からの変遷及び差異を分析</b></li> </ul>
課題4（第2章） 国内外の最新知見について、結果だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。	結果に加え、結果に至るプロセスを記載
課題5（第2章） 追加措置（自主設備）の記載について、自主的に設置した設備の記載を充実する。	機能毎に、運用方針や期待される効果などを整理し記載
課題6（第2章） 届出書全体について、外部評価を活用する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>部門横断的な視点から客観的な評価を得るため、安全性向上評価結果等について「原子力安全リスク管理委員会」にてレビューを受け、記載を充実</li> <li>電力間レビューを実施し、記載を充実</li> </ul>
課題7（第3章） 内部事象及び外部事象に係る評価について、結果だけでなく、プロセス等の評価も記載する。	結果に加え、結果に至るプロセスを記載
課題8（第3章） 決定論的安全評価について、結論だけでなく、プロセス等詳細も記載する。最新知見を取り入れた評価手法を積極的に採用し、多角的な挙動を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>結果に加え、結果に至るプロセスを記載</li> <li>重大事故等時におけるより現実的と思われるプラント挙動把握のため、<b>安全評価の一部のシナリオを対象に、解析条件を見直した評価を実施</b></li> </ul>
課題9（第3章） 確率論的リスク評価（PRA）について、PRAの専門家が実施内容を理解できる程度の記載とする。	伊方3号プロジェクトにおける新たな評価手法及び評価結果に係る説明を記載
課題10（第3章） 中長期的な評価について、SSG-25に基づく評価を行い、その考え方と結果を記載する。	各因子に対する <b>現状分析として、安全因子のレビュー項目と届出書の記載項目との対応関係を整理</b> するとともに、 <b>届出書記載事項についてレビュー項目との差異を抽出し、改善が必要な項目を整理</b> して記載

※1：事業者自主安全評価書ガイドライン（一般社団法人 原子力安全推進協会 平成30年4月）

## 2. 安全性向上計画の取組状況及び今後の安全性向上評価届出に係る活動

### 【安全性向上計画の取組状況】

No.	項目	評価分野	届出時点の実施計画	取組状況（2020年11月末時点）
1	恒設非常用発電機設置工事	保守管理	2019年度下期	（使用前検査受検中）
2	安全保護系ロジック盤取替工事	保守管理	2021年度上期	（設工認申請中）
3	1次系配管取替え工事	保守管理	2021年度上期	（設工認申請中）
4	確率論的リスク評価結果から得られるリスク寄与が大きい運転操作等に係る教育・訓練	確率論的リスク評価	次回の評価時点までに実施予定 （2020年度上期）	リスク寄与が大きい運転操作に係る教育実施済 （2020年8月）
5	原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備	確率論的リスク評価		整備した運用を社内規程に反映済 （2020年10月） シミュレータ訓練にて整備した運用の効果を確認済 （2020年6月）
6	特定重大事故等対処設備として導入する格納容器スプレイ及びフィルタベント	確率論的リスク評価	2020年度下期	（工事中）
7	安全裕度評価結果の教育・訓練	安全裕度評価	次回の評価時点までに実施予定 （2020年度上期）	安全裕度評価に関する教育実施済 （2020年4月）
8	余裕時間評価結果の手順書への反映	安全裕度評価		代替炉心注水開始時間の余裕時間評価結果等を社内規程に反映済（2020年4月、6月）
9	メタクラ3D保護継電器取替	安全裕度評価	2019年度下期	保護継電器取替済（2020年8月）

※ 伊方3号機の運転計画「未定」のため工事完了時期未定

### 【今後の安全性向上評価届出に係る活動】

- 届出書1章の記載内容について、設置（変更）許可申請書の記載内容と評価時点のAs isのプラント状態との差異を整理し、届出書1章に含める。
- 現実的な評価条件を用いた事故シナリオ解析を実施中。
- 中長期的な評価について電力共同委託にて具体的評価手法を検討中。
- 設計の経年化評価について電力共同委託にて設計比較による着眼点の抽出等の作業に着手。

【伊方3号機第1回届出書での対応状況】

- 内部事象並びに外部事象として地震及び津波を対象とした出力運転時レベル1 PRA及びレベル2 PRA、内部事象を対象とした停止時レベル1 PRAを実施。
- より現実的な評価に基づく安全性向上評価を実施するため、伊方3号プロジェクトにおける活動を通じて高度化したPRAモデルを活用。

項目	実施内容
起因事象の選定	・故障モード影響解析（FMEA）の採用によるプラント固有の起因事象の選定
事故シーケンスの分析 システム信頼性解析	・イベントツリー、フォールトツリーの詳細化
人間信頼性解析	・HRA Calculator手法を用いた人的過誤確率の算出による感度解析（運転員インタビューの実施により得られた現実的な運転操作の情報を反映） 【内部事象出力運転時レベル1 PRA】
パラメータの作成	・プラント固有の機器故障率データを用いた感度解析 【内部事象出力運転時レベル1 PRA】

【内部事象出力運転時PRAにおける取り組み状況】

- 第1回安全性向上評価届出において構築した内部事象出力運転時レベル1モデルについては、原子力規制庁殿におけるモデルの適切性確認を受け、原子力規制検査での活用が開始されている。
- 伊方3号プロジェクトにおいて実施した海外のPRA専門家によるレビューの結果及び第1回安全性向上評価において抽出した追加措置を踏まえ、以下に示す内部事象出力運転時レベル1及びレベル2 PRAモデルの高度化を実施。

項目	取組内容
起因事象発生頻度の推定方法の変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・平均値の使用</li> <li>・稼働率の考慮</li> <li>・参照する文献の最新化</li> </ul>
成功基準の変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・最確推定による成功基準解析結果を反映した成功基準の見直し</li> <li>・第1回安全性向上評価において抽出した追加措置（原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備）を踏まえた成功基準の変更</li> </ul>
人間信頼性解析手法の変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・HRA Calculator手法を用いた人的過誤確率の算出（運転員インタビューの実施により得られた現実的な運転操作の情報を反映）</li> </ul> <p>【内部事象出力運転時レベル2 PRA】</p>
パラメータの変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント固有の機器故障率データの反映</li> </ul> <p>【内部事象出力運転時レベル2 PRA】</p>



【内部事象出力運転時PRAにおける今後の活動方針】

- リスク情報活用の推進に向け、海外のPRA専門家によるレビュー結果等の反映を計画的に実施。
- 大型工事による新規設備を反映。

項目	取組内容 [取組完了時期]
モデルの高度化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・NRRCにおいて新たに整備する国内一般機器故障率の反映[～2020年度]</li> <li>・BWRの運転経験も考慮した外部電源喪失発生頻度への見直し[～2022年度]</li> <li>・交互運転している系統の運転状態をモデル化[～2022年度]</li> <li>・共通原因故障の範囲の適正化[～2022年度]</li> <li>・最確推定による成功基準解析結果の反映[可能なものから成果を適宜反映]</li> <li>・海外のPRA専門家によるレビュー結果の反映[可能なものから成果を適宜反映]</li> </ul>
新規設備の反映	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ガスタービン発電機の反映[2020年度]</li> </ul>

- 電力共通の中長期的課題として、NRRCにおける研究等を活用して取り組む。
  - ✓ レベル2 PRA評価手法（核分裂生成物の現実的挙動の解明、モデル構築等）の反映
  - ✓ 共通要因故障データ等の収集、分析による機器故障率に係るパラメータの整備
  - ✓ シミュレータ訓練を活用した人的過誤情報の収集による人間信頼性データベースの構築 等
- 機器故障データについては、今後もデータ収集の実績を積み重ねることにより、データの更なる信頼性向上を図る。
- これらの活動成果を踏まえてPRAモデルを適宜更新していき、更新したPRAモデルを安全性向上評価届出等に活用。

【地震PRAにおける取り組み状況】

○より現実的な評価手法の構築を目指した取り組みを推進。

対応	検討項目	取組内容
電力共通	階層イベントツリーに代わる手法の検討 (階層イベントツリーの適用性検討も含む)	・現状の階層イベントツリー手法による評価が、過度に保守的ではないことを確認。
	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の検討	・炉心損傷に直結するシナリオが持つ保守性に対し、PRA結果への影響度の大きさ等から優先度をつけ、地震動評価に用いた専門家判断手法を参考にしながらシナリオ精緻化の検討を今後進める。
	人間信頼性解析手法の変更	・HRA Calculator手法を用いた人的過誤確率の算出（運転員インタビューの実施により得られた現実的な運転操作の情報を反映）を今後実施予定。
個社	SSHACプロセスを適用した確率論的地震ハザード評価	・SSHACプロジェクトを2016年3月から開始し、2020年10月完了。成果を今後の評価に反映していく。

【地震、津波、火災、溢水PRAにおける今後の活動方針】

○高度化を進めている内部事象出力運転時PRAの成果を既存の地震PRAへ優先して展開。

○地震・津波フラジリティ評価手法の高度化などの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。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。

○火災・溢水PRAについては、NRRCによる研究成果を踏まえて、個社適用を検討。

○内部事象出力運転時PRAと同様に、適宜更新したPRAモデルを安全性向上評価届出等に活用。

#### 【実施スケジュール】

	～2020年度	2021年度	2022年度	2023年度
RIDM導入	フェーズⅠ (既存のツールでリスク情報活用を実践し、自社プロセスを構築)	▽新検査制度 本格運用開始 (2020年4月) フェーズⅡ (継続的な改善及び活用範囲の拡大)		
内部事象PRA	▼伊方3号機初回届出 (2019年5月)	高度化したPRAモデルは、適宜、RIDMに活用 モデル高度化 (海外のPRA専門家によるレビュー結果等の段階的な反映)		
地震PRA	リスク評価技術の高度化※2		評価技術の個社適用検討	
津波PRA	リスク評価技術の高度化※2		評価技術の個社適用検討	
溢水PRA	パイロットプラントによる試行		適用性確認※3 (～2023年度) 評価技術の個社適用検討	
火災PRA	パイロットプラントによる試行・適用性確認※3 (～2025年度)			
レベル2	リスク評価技術の高度化※2			

- ※1 2020年6月19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（2020年改訂版）」に基づく計画。
- ※2 適用性の確認結果及び個別プラントへの適用結果を適宜フィードバックしながらリスク評価技術の開発あるいは高度化を継続（電力共通）。
- ※3 必要に応じて開発・高度化したリスク評価技術の検証により適用性を確認（電力共通）。

# 4. ソースターム評価の実施状況及び今後の活動方針

## 【伊方3号機第1回届出書での対応状況】

- 新規規制基準への適合により設置したS A設備を考慮した「Cs-137放出量」及び「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」に着目して評価を実施。

## 【今後の活動方針】

- 第1回届出で着目した評価項目について、特定重大事故等対処施設（格納容器スプレイ及びフィルタベント）の導入によるリスク低減効果を把握することを目的とした評価※を実施することを検討中。
  - ※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、S A設備の活用に失敗し、特重施設の活用不成功するシナリオを検討
  - ✓ 格納容器が健全な状態における放出形態と異なる点を考慮し、新たな放出カテゴリによる整理を検討。

第1回届出書での原子炉格納容器の状態ごとのCs-137放出量評価結果

原子炉格納容器の状態	分類	発生頻度 [ /炉年 ]	Cs-137放出量 [TBq]
格納容器バイパス	-	3.3E-8	>100
格納容器破損	イナジェティブ	1.1E-9	>100
	先行破損	7.5E-8	>100
	その他	4.2E-7	>100
隔離失敗	-	4.4E-8	>100
健全(設計漏えい)	-	1.2E-6	約3.4

特重施設導入後の評価結果 (イメージ)

原子炉格納容器の状態	分類	Cs-137放出量 [TBq]
格納容器バイパス	-	>100
格納容器破損	イナジェティブ	>100
	先行破損	>100
	その他	>100
隔離失敗	-	>100
健全(設計漏えい)	-	約3.4
管理放出(フィルタベント)	-	■ (<100)

# 5. 被ばく評価の実施状況及び今後の活動方針

## 【伊方3号機第1回届出書での対応状況】

- 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能が維持されている場合に、防護対策を考慮しない状況での敷地境界付近における被ばく線量を評価。
- 被ばく経路毎の内訳により、「直接・スカイシャイン線による外部被ばく」及び「クラウドによる内部被ばく」が大部分を占めることを把握。

## 【今後の活動方針】

- フィルタベントによる管理放出時のソースターム評価を基に、被ばく評価の実施を検討中。
- 記載深さに関する改善に係る指摘事項を踏まえ、評価の基本となる情報等について記載の充実を検討。

敷地境界付近における被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 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被ばく
	④ 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
	⑤ 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被ばく

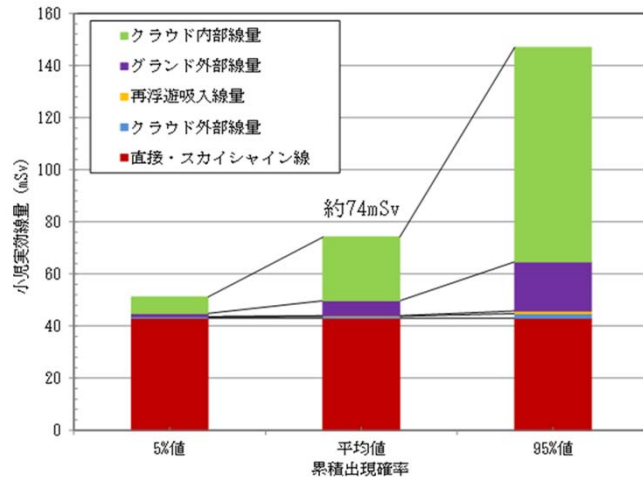


図 第1回届出書での敷地境界における実効線量の評価結果

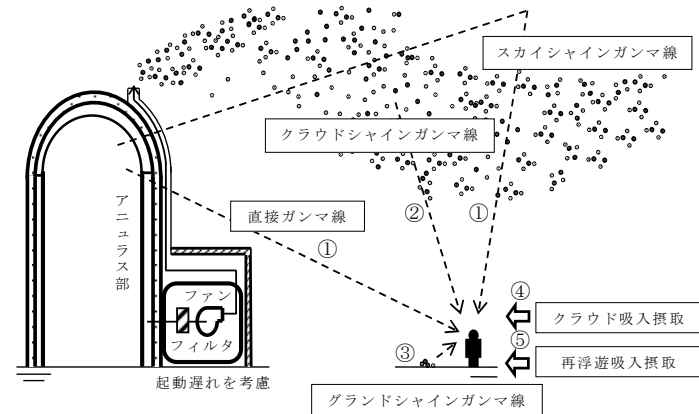


図 被ばく経路イメージ

### 【伊方3号機第1回届出書での対応状況】

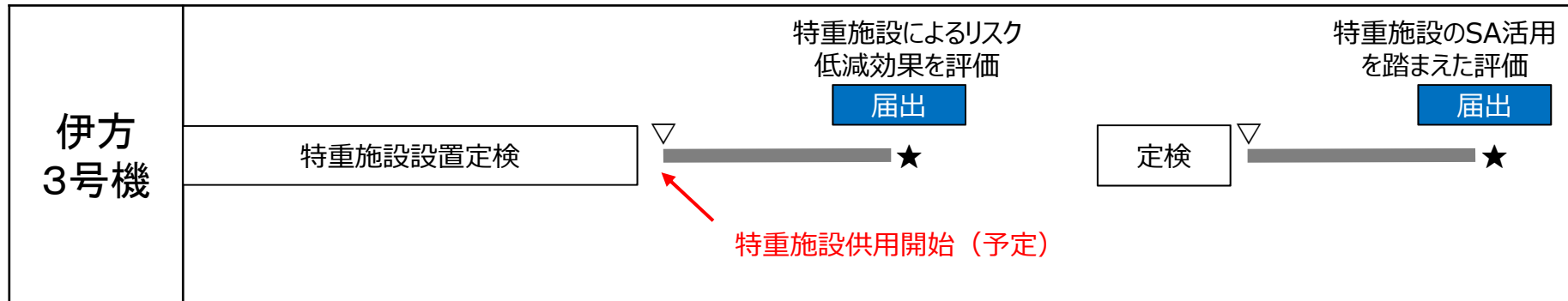
- 炉心、原子炉格納容器、使用済燃料ピットを対象とし、地震、津波、地震と津波の重畳事象、地震または津波に対するその他の自然現象の重畳事象について安全裕度評価を実施。
- 地震については、フラジリティを評価指標とし、地震加速度が95%信頼度5%損傷確率相当の値（HCLPF値）となった時点で機器等が機能喪失するものとして評価。
- 津波については、津波高さを評価指標とし、設置高さに津波が到達した時点で機器等が機能喪失するものとして評価。
- 随伴事象は右表のとおり想定し、地震・津波事象におけるクリフエッジシナリオに対する影響を確認。

想定した随伴事象
地震随伴溢水
地震随伴内部火災
地震随伴外部火災
津波随伴外部火災

### 【今後の活動方針】

- その他自然事象単独の安全裕度評価を実施する。
  - ✓ ハザードの特性に基づく分類や伊方発電所の立地の特徴などを踏まえ、火山に対する評価を検討中。
- 特重施設を反映した安全裕度評価を実施する。
  - ✓ 特重施設設置直後の安全性向上評価では、格納容器破損防止機能に着目し、フィルタメント等を反映した評価手法について検討し、効果を確認する。
  - ✓ 以降の安全性向上評価において、各評価項目に対する特重施設の反映を進めていく。

- 特重施設の供用開始以降に、特重施設を考慮したPRA及び安全裕度評価を実施し、安全性向上評価の届出を行う。
- 評価には、詳細な設計・運用情報（設備仕様、保守、手順など）が必要となることから、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になる。また、評価に当たっては、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実施していくことになる。
- このため、特重施設設置直後の安全性向上評価届出では、最新のPRAモデルを用いて、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、フィルタベント等を新たにモデル化した評価を実施する。
- その後の安全性向上評価届出において、種々のモデル変更等を行った高度化したPRAモデルを用いて特重施設の炉心損傷防止を含む重大事故等への活用も考慮した評価を実施する。



※ 1 運転差し止め訴訟（広島高裁仮処分）のため、特重施設の供用開始時期は未定。

# 参考資料



## ○ 概要

- ✓ 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。
- ✓ 異常状態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。

## ○ 結果

分類		レベル1	レベル2	
		炉心損傷頻度[/炉年]	格納容器機能喪失頻度[/炉年]	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[/炉年]
内部事象	出力時	1.8E-06	5.7E-07	5.7E-07
	停止時	5.1E-07	—	—
外部事象	地震	1.2E-06	1.0E-06	1.0E-06
	津波	2.6E-08	2.2E-08	2.2E-08

# (参考) 確率論的リスク評価結果(2/2)

## <炉心損傷頻度>

事故シーケンスグループ	伊方3号			
	出内	停内	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.7E-07 (20.4%)	3.0E-9 (0.6%)	3.0E-07 (25.0%)	1.9E-10 (0.7%)
全交流電源喪失	2.0E-07 (11.2%)	1.4E-7 (27.3%)	4.2E-07 (35.6%)	1.9E-08 (74.0%)
原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-07 (38.3%)	4.7E-9 (0.9%)	3.9E-07 (32.7%)	7.3E-11 (0.3%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-08 (0.6%)	ε	6.7E-10 (0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	3.9E-09 (0.2%)	-	1.1E-08 (0.9%)	-
ECCS 注水機能喪失	1.5E-07 (8.1%)	1.7E-8 (3.2%)	8.1E-09 (0.7%)	ε
ECCS 再循環機能喪失	3.5E-07 (19.5%)	ε	5.2E-08 (4.4%)	ε
格納容器バイパス	2.9E-08 (1.6%)	-	-	-
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	-	1.7E-7 (32.5%)	-	-
原子炉冷却材の流出(停止時)	-	1.8E-7 (35.2%)	-	-
反応度の誤投入(停止時)	-	1.7E-9 (0.3%)	-	-
炉心損傷直結事象	-	-	7.9E-09 (0.7%)	6.4E-09 (25.0%)
合計	1.8E-6	5.1E-7	1.2E-06	2.6E-08

注：εはカットオフより小さい値

## <格納容器機能喪失頻度>

格納容器機能喪失モード	伊方3号		
	出内	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	4.4E-11 (<0.1%)	7.5E-12 (<0.1%)	ε
格納容器隔離失敗	4.4E-08 (7.6%)	8.4E-08 (8.1%)	6.8E-09 (30.8%)
水素燃焼	1.5E-10 (<0.1%)	3.7E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.2E-07 (72.1%)	9.0E-07 (87.1%)	1.4E-08 (64.6%)
ベースマツト溶融貫通	7.4E-09 (1.3%)	3.2E-08 (3.1%)	3.5E-10 (1.6%)
水蒸気蓄積によるCV 先行破損	7.5E-08 (13.1%)	7.7E-09 (0.7%)	5.6E-10 (2.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	8.6E-10 (0.1%)	9.5E-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	5.3E-09 (0.9%)	-	-
蒸気発生器伝熱管破損	2.8E-08 (4.8%)	8.4E-09 (0.8%)	6.2E-12 (<0.1%)
過温破損	2.2E-10 (<0.1%)	1.1E-9 (0.1%)	7.2E-11 (0.3%)
溶融物直接接触	ε	1.0E-12 (<0.1%)	ε
地震によるCV 先行機能喪失	-	8.2E-11 (<0.1%)	-
合計	5.7E-07	1.0E-06	2.2E-08

原子炉格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)			Cs-137放出量 (TBq)
				内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F 1	3.3E-8	5.1E-10	6.2E-12	> 100
		外的	F 2	-	7.9E-9	-	> 100
	格納容器 破損	エナジेटニック	F 3 A	1.1E-9	1.4E-10	ε	> 100
		先行破損	F 3 B	7.5E-8	7.7E-9	5.6E-10	> 100
		その他	F 3 C	4.2E-7	9.3E-7	1.5E-8	> 100
		外的	F4	-	8.2E-11	-	> 100
	隔離失敗	-	F 5	4.4E-8	8.4E-8	6.8E-9	> 100
	合計	-	-	5.7E-7	1.0E-6	2.2E-8	> 100
健全 (設計漏えい)	-	F 6	1.2E-6	8.8E-8	2.3E-9	約3.4	

注：εはカットオフより小さい値

## 【評価条件等】

- 直接線の評価はQADコード、スカイシャイン線の評価はSCATTERINGコードを使用。
- 大気拡散評価はMACCS2コードを使用。
- 炉心損傷後の格納容器が健全な場合において、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日間の同一場所での滞在を想定。
- 評価においては、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選定。なお、大気拡散条件は保守的に風向出現頻度を考慮せず。

## 【評価結果】

- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約74mSv
- 直接・スカイシャイン線による外部被ばく及びクラウドによる内部被ばくが大部分を占める

## 【感度解析】

- 原子炉格納容器内線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価については、現実的な結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用した。また、大気拡散条件は、気象データに基づく風向出現頻度を考慮した。その結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約16mSvとなった。なお、現実的には、屋内退避等の防護対策により、実効線量はさらに低減すると考えられる。

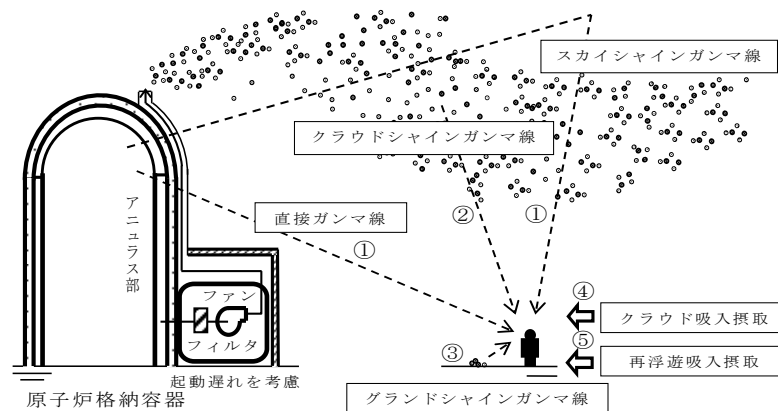


図 被ばく経路イメージ

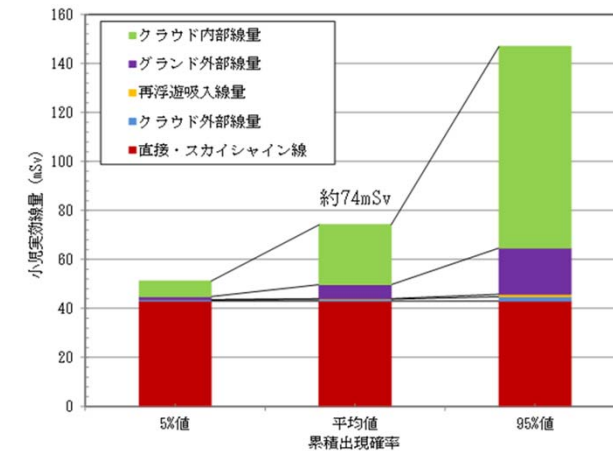


図 敷地境界における実効線量の評価結果

# (参考) 安全裕度評価結果

## 【評価結果の概要】

評価項目		評価結果	評価項目		クリフエッジへの影響評価結果
地震単独 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.02G（メタクラ-3D）	地震に 対する 随件事象	溢水	地震単独のクリフエッジシナリオに必要な設備が、クリフエッジ地震加速度で発生する左記の随件事象の影響により機能喪失しないことを確認
	炉心（停止時）	1.02G（メタクラ-3D）		内部火災	
	原子炉格納容器	1.02G（メタクラ-3D）		外部火災	
	使用済燃料ピット	1.02G※（メタクラ-3D） 1.20G（SFP）	津波に 対する 随件事象	外部火災	クリフエッジ津波高さにより外部火災が発生しないことを確認
津波単独 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	14.2m（建屋シール）	地震・津波 重畳に 対する 随件事象	溢水	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオに必要な設備が、左記の随件事象の影響により機能喪失しないことを確認
	炉心（停止時）	14.2m（建屋シール）		内部火災	
	原子炉格納容器	14.2m（建屋シール）		外部火災	
	使用済燃料ピット	14.2m※（建屋シール） 32m（中型ポンプ車等）	地震又は津波に対する その他自然現象の重畳	クリフエッジ・エフェクトとなる地震・津波が発生した状況に対し、防護すべき設備の機能維持等の観点で、その他自然現象の重畳が影響を及ぼさないことを確認	
地震・津波 重畳 クリフエッジ 評価	炉心（出力時）	1.02G（メタクラ-3D） 14.2m（建屋シール）		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     (参考) 基準地震動 : 650Gal (約0.66G)                      基準津波高さ : T.P. 8.12m (敷地前面)                 </div>	
炉心（停止時）	1.02G（メタクラ-3D） 14.2m（建屋シール）				
	原子炉格納容器	1.02G（メタクラ-3D） 14.2m（建屋シール）			
使用済燃料ピット	1.02G※（メタクラ-3D） 1.20G（SFP）				
	14.2m※（建屋シール） 32m（中型ポンプ車等）				

※：原子炉格納容器が損傷すると屋外作業が困難になることから、原子炉格納容器のクリフエッジと同じになる