

3. 安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価

3.1.1.4 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）に係る評価の見直し要否

「第2章 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」のとおり、第14回施設定期検査終了日の翌日（平成30年11月29日）から評価時点である第15回施設定期検査終了日（令和4年1月24日）において、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を見直す必要があるような科学的知見及び技術的知見は得られていない。なお、評価の見直し要否を判断するにあたって確認した内容を以降の別紙に示す。

また、第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降、特定重大事故等対処施設や非常用ガスタービン発電機等の工事を実施しているが、これらについては、第1章に示すとおり、安全規制によって法令への適合性が確認されている。

以上より、第2回安全性向上評価届出において改めて調査、分析または評価を実施する必要はない。

地盤に関する新知見関連情報の確認結果について

1. 概要

本資料は、外部事象に係る最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見について、反映が必要な新知見情報ではないが、原子炉施設の設計の前提条件への影響を確認したもののうち、地盤に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果を記すものである。

地盤に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果を第 1.1 表に示す。以下に確認結果の詳細を記す。

2. 確認結果

2.1. 中央構造線に関する知見

平成 27 年 7 月 15 日付設置変更許可（以下「既許可」という。）では、伊方発電所における最も影響の大きい活断層は敷地の沖合い約 8 km を通過する中央構造線断層帯であり、伊方発電所の敷地近傍（半径 5 km）に活断層は分布しないことを確認している。

高橋ほか(2020)は、平成 29 年 12 月に公表された「中央構造線断層帯（金剛山地東縁－由布院）の長期評価（第二版）」（地震調査研究推進本部地震調査委員会，2017）において、「佐田岬半島沿岸の中央構造線については現在までのところ探査がなされていない」、「三波川帯と領家帯上面の接合部以浅の中央構造線も活断層である可能性を考慮に入れておくことが必要」と記載されたことを踏まえ、中央構造線と中央構造線断層帯の分布および活動性について十分な探査データ

を基に検討し（第2.1.1図），伊予灘中部では佐田岬半島沿岸の中央構造線（和泉層群と三波川変成岩類との境界）を新第三系および第四系の堆積物がほぼ水平に覆うことから，地質境界としての中央構造線は活断層ではないとしている。

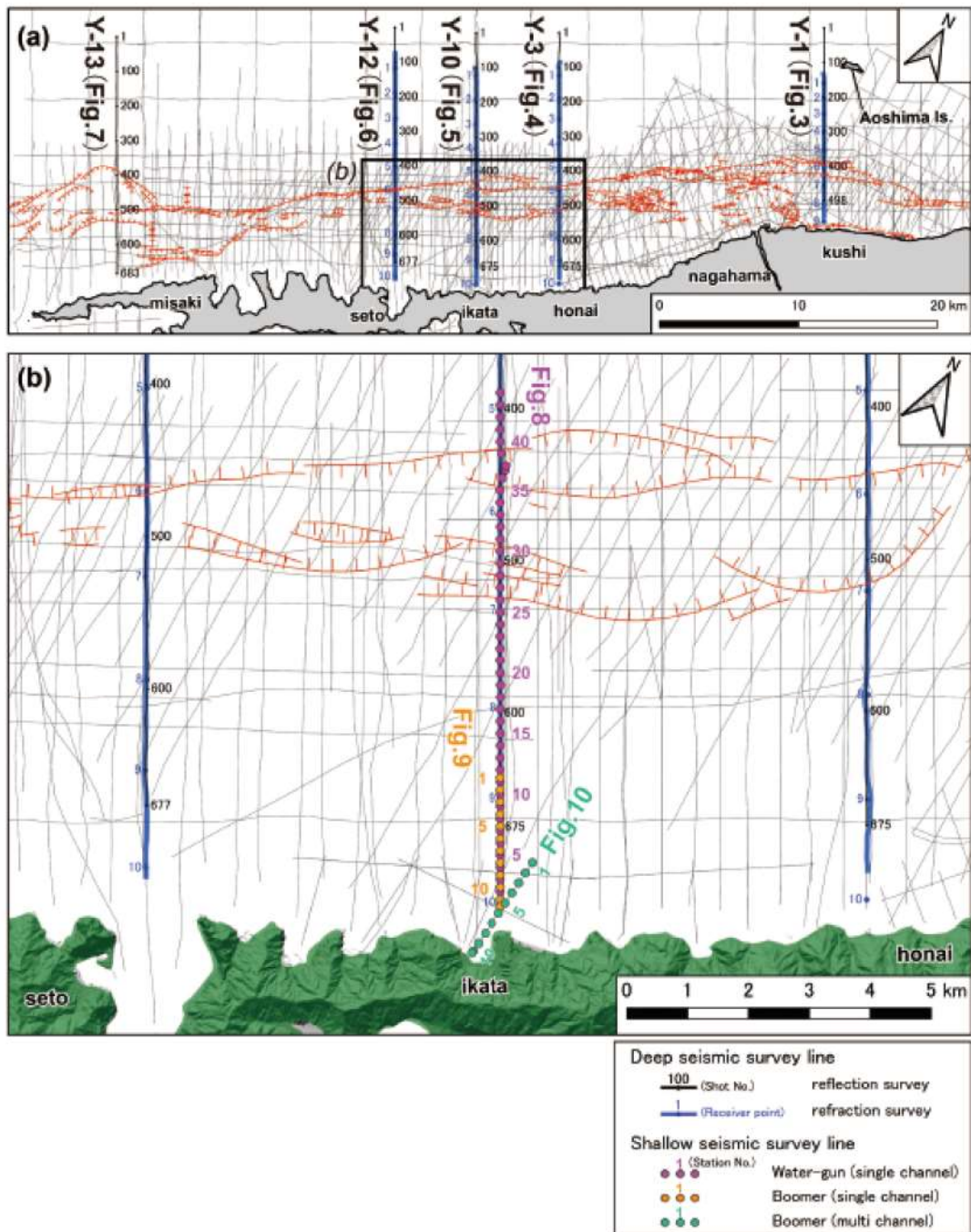
これは，伊方発電所の敷地近傍（半径5 km）に活断層は分布しないとの既許可評価の妥当性を裏付けるものであり，既許可評価への影響がないことを確認した。

3. 参考文献

- (1)地震調査研究推進本部地震調査委員会，2017，中央構造線断層帯（金剛山地東縁－由布院）の長期評価（第二版）。
- (2)高橋恭平・池田倫治・佐藤誉司・足達健人・西坂直樹・大西耕造・大野裕記・露口耕治・辻 健，2020，地震探査結果に基づく四国北西部沖伊予灘海域における中央構造線の分布及び活動性，活断層研究，53，13-32.

第1.1表 地盤に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|---------------------------------------|---|---|
| 1 | 地震探査結果に基づく四国北西沖伊予灘海域における中央構造線の分布及び活動性 | 伊予灘における地質境界としての中央構造線と活断層としての中央構造線断層帯の分布および活動性に関する検討を行い、十分な探査データに基づき、伊予灘中部では佐田岬半島沿岸の中央構造線（和泉層群と三波川変成岩類との境界）が活断層ではないことが報告されている。 | 伊方発電所の敷地近傍（半径5km）に活断層は分布しないとの既許可評価を裏付けるものであり、反映不要とした。 |



高橋ほか(2020)から抜粋

第 2. 1. 1 図 高橋ほか(2020)の検討に用いられた地震探査測線

地震に関する新知見関連情報の確認結果について

1. 概要

本資料は、外部事象に係る最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見について、反映が必要な新知見情報ではないが、原子炉施設の設計の前提条件への影響を確認したもののうち、地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果を記すものである。

地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果を第 1.1 表に示す。以下には確認結果の詳細を記す。

2. 確認結果

2.1. 伊方 SSHAC プロジェクトに関する知見

平成 27 年 7 月 15 日付設置変更許可（以下「既許可」という。）では、確率論的地震動評価に基づき、設定した基準地震動 S_s の年超過確率を参照している。既許可以降、原子力発電所の安全性向上の観点から、伊方発電所において将来生じる可能性のある地震動を、国際的な基準である Senior Seismic Hazard Analysis Committee（以下「SSHAC」という。）ガイドラインの Level 3 に準拠して確率論的に評価するプロジェクト（以下「伊方 SSHAC プロジェクト」という。）を実施した。SSHAC ガイドラインに従って、伊方 SSHAC プロジェクトの成果を当社ホームページにて公開しており、この知見が既許可評価に及ぼす影響について確認した。

伊方 SSHAC プロジェクトは、伊方発電所の更なる安全性向上に向け

た自主的な取り組みの一環として、地震動評価における不確かさの取り扱いを定めた国際的な基準である SSHAC ガイドラインの Level 3 を適用し、確率論的地震動評価の高精度化を図ったものである。

伊方 SSHAC プロジェクトにおいて想定された震源としては、伊方発電所周辺の地震テクトニクスを踏まえ、伊方発電所の北側約 8 km を通過する中央構造線断層断層帯、その周辺に分布するその他の内陸活断層による地震、それぞれの活断層で想定される規模（固有規模）より小さい地震、活断層が想定されていない場所で発生する陸側プレートの特定しにくい地震、南方から沈み込むフィリピン海プレートで発生する南海トラフの大地震とフィリピン海プレートの特定しにくい地震が考慮されている。震源特性モデルとしては、こうした多様な震源に対する位置（場所・形状）、規模、発生確率に関する分岐と重みが設定されるとともに、特に伊方発電所の沖合約 8 km を通過する中央構造線断層帯は、連動性評価も含めて詳細なモデル化が行われた。地震動特性モデルとしては、国外でも広く採用される距離減衰式による地震動評価に加え、日本固有の評価として断層モデルを用いたシミュレーションによる地震動評価を取り込んだモデル化が行われた。また、伊方発電所の地下構造については、地震動の増幅の要因となるような構造が認められないことが確認されている。

伊方 SSHAC プロジェクトのモデルに基づく年超過確率毎の一樣ハザードスペクトルと基準地震動 S_s の応答スペクトルの比較を第 2.1.1 図に示す。国際的な基準である SSHAC ガイドラインの Level 3 を踏まえても基準地震動 S_s の超過確率は、水平動、鉛直動ともに $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度と既許可評価で参照した年超過確率と概ね同程度となっている。

2.2 その他の新知見関連情報

その他の新知見関連情報の概要と影響確認結果については第1.1表 (No.2～No.17) に示すとおりであり，既許可評価への影響がないことを確認した。

3. 参考文献

- (1) 亀田弘行・隈元 崇・藤原広行・奥村晃史・佃 栄吉・堤 英明・堤 浩之・遠田晋次・徳山英一・蛭沢勝三・香川敬生・司 宏俊・古村孝志・三宅弘恵・森川信之・奥村俊彦・宮腰淳一，2020，伊方SSHACプロジェクト 最終報告書，四国電力ホームページ。

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(1/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|---|---|
| 1 | 伊方 SSHAC プロジェクト 最終報告書 | 国際的な基準である SSHAC ガイドラインの level3 に準拠した伊方発電所における確率論的地震動評価に関する報告である。 | 伊方 SSHAC プロジェクトに基づく基準地震動 S_s の年超過確率は、既許可評価における年超過確率と概ね同程度であり、反映不要とした。 |
| 2 | 三次元材料非線形解析を用いた鉄筋コンクリート製地中構造物を対象とした地震時挙動評価 (構造工学論文集) | <p>妻壁を有する RC 地中構造物を対象に、地盤・構造物連成系の三次元非線形地震応答解析を実施し、構造形状や地震動の入力方向が地震応答に及ぼす影響を評価している。また、動的解析結果に基づいて荷重条件を設定する方法及びプッシュオーバー解析による耐荷特性評価の適用性についても検討している。</p> <p>結果として、地震応答解析の結果から、三次元材料非線形解析を行うことで、二次元解析よりも局所的な損傷状況を把握することができ、また、妻壁の面内剛性の影響により変形拘束効果が発揮され、地盤との相互作用の影響が直接反映された構造物の応答を評価することができた。また、プッシュオーバー解析による検討から、土圧による荷重を載荷することで繰り返しの影響について確認したところ、本解析条件では、構造全体系としての最大耐力への影響は小さいが、変位に対しては構造物全体系としての降伏変位の2倍程度を超えると繰り返し作用の影響がみられた、等が分かったとしている。</p> | <p>仮想された構造物に対する一解析事例であり、また、水平部材や妻壁の開口部も考慮していない単純化されたモデルであるため、原子力施設の耐震性評価及び耐震裕度の評価への反映は必要ない。</p> |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(2/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|---|---|
| 3 | <p>曲げひび割れが生じた鉄筋コンクリート内のアンカーの地震時履歴特性に関する実験的研究 (土木学会論文集)</p> | <p>RC部材に曲げひび割れが生じた場合のアンカーの地震時履歴特性を明らかにすることを目的として、アンカーに引張力とせん断力が同時に作用する条件で静的実験および動的实验を行っている。アンカーは、先付の頭付きアンカーボルト4本を使用し、アンカー長さを変えることでボルト降伏先行型とコンクリート破壊先行型の2種類の試験体を作製し、一部の試験体に残留幅2mmを目安としたひび割れを与えている。</p> <p>結果として、静的実験では、曲げひび割れ無しの場合、ボルト降伏先行型では変形性能に富む履歴特性を示すのに対し、コンクリート破壊先行型では、比較的明瞭な耐力低下が生じるが、両試験体とも最大耐力は計算式による算定値を上回る。ボルト降伏先行型は曲げひび割れの影響を比較的受けにくく、曲げひび割れ無しの場合と比較し遜色ない耐力や変形性能を発揮した。対して、コンクリート破壊先行型では、曲げひび割れの影響を比較的受けやすく、耐力は曲げひび割れ無しの場合よりも著しく低下したが、計算式の結果と同等になった。動的实验では、曲げひび割れ無しの場合、両破壊モードともアンカーの応答履歴は静的実験の結果とよく対応した。曲げひび割れありの場合(ボルト降伏先行型)においても、加振による応答履歴は静的実験の結果とおおむね一致した、等が分かったとしている。</p> | <p>実験条件が限られていることに加え、1つの横断面に着目し、1本の鋼製サポートを対象とする単純化が行われているため、原子力施設の耐震性評価及び耐震裕度の評価への反映は必要ない。</p> |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(3/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|--|--|
| 4 | 基準地震動による機器・配管系の耐震設計における延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準（日本機械学会論文集） | JEAC4601-2015により設計した機器・配管系に生じる変形状態を明らかにするため、弾性解析を用いた設計において供用状態Dsの許容限界となる非線形系の塑性率を求めた。そして、この結果を踏まえて弾塑性解析を用いた設計に適用する機器・配管系の延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準を提案した。 | 弾塑性応答を考慮した耐震設計評価に適用する場合の許容限界の提案であり、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性はなく、反映不要とした。 |
| 5 | 地震時におけるトーラス型容器内部水の有効質量の評価（その2）（無次元化水位に関する検討） （JSME年次大会2018） | 既往検討では、縮小模型を用いた振動実験や数値解析に基づき、トーラス型容器内部水の有効質量比が水位に依存することを示した。本稿では既往検討の結果を一般化するために、数値流体解析を用いて有効質量比を評価するための無次元水位に関する検討を実施した。 | 伊方3号機にはサプレッションプールのようなトーラス形状の容器はないため、反映不要とした。 |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(4/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|--|--|
| 6 | 原子力発電所に使用される電動バタフライ弁駆動装置の耐震試験結果 (ASME PVP2018) | <p>標準設計の電動バタフライ弁駆動装置の3つの加振方向における動作機能限界加速度を確認するため、耐震試験を実施した。この結果に基づいて、3方向において $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ もしくはそれ以上でも弁の操作を可能とする耐震ブラケットを、3タイプの代表モデルについて設計した。設計した耐震ブラケットを耐震試験用モデルに取り付け、3方向で $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の振動試験を行うことにより、バタフライ弁駆動装置の動作機能を確認した。</p> <p>これらの結果と既に報告した電動弁駆動装置の耐震試験結果を用いて、機能維持評価法の改定(案)を策定した。</p> | <p>既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。</p> |

第 1.1 表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(5/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|---|---|---|
| 7 | 原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験解析評価 (ASME PVP2018) | 解析により耐震試験の評価を行うため、代表的な3種類のガスケットについて、要素試験により圧縮変形特性とすべり係数を調べた。ガスケットの特性を考慮した有限要素法を用いた解析法を構築し、その解析結果は、加振時のボルト締結力の緩みと変動、及びガスケットの滑りを安全側に説明できた。 解析によると、電動バタフライ弁駆動装置の接続部位は $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性を示し、他の部位は $30 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性を示した。 | 既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |
| 8 | 曲げ荷重を受けるフィラメントワインディング FRP 配管の終局状態に関する研究 (ASME PVP2018) | 地震による曲げ応力に対する FRP 管の漏水、極限強度、極限応力状態等の損傷過程と終局状態を調査し、FRP 配管の許容曲げ荷重をどのように設定すべきかを示す。 | フィラメントワインディング FRP 配管の許容曲げ荷重設定方法に関する検討であり、伊方3号機の安全上重要な施設に FRP 配管は、使用されていないため、既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(6/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|--|--|
| 9 | 発電用原子炉設備規格設計・建設規格【事例規格】弾塑性応答解析に基づく耐震Sクラス配管の耐震設計に関する代替規定 (発電用原子炉設備規格 設計建設規格) | 本事例規格については、弾塑性応答解析を用いて基準地震動 S_s に対する耐震Sクラス配管の耐震設計を行う際に、以下の規定に替えて適用することができるものである。(日本電気協会 電気技術規定 原子力編 原子力発電所耐震設計技術規定 JEAC4601 の4.2.3.1(2)項 Sクラス施設の許容応力 管の許容応力) | 弾塑性解析を適用する場合の規定であり、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |
| 10 | 沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気隔離弁の耐震試験結果 (日本原子力学会 2020年春の年会 予稿集) | これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な(一財)電力中央研究所の共振振動台を使用して、主蒸気隔離弁の耐震試験を実施した結果、既往の試験実績加速度を大きく上回る $15 \times 9.8 \text{m/s}^2$ においても機能維持を確認できる結果を得た。 | 動作機能耐震試験結果は、既往の動作機能確認済加速度を超えており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |
| 11 | 原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験用試験体の選定 (ASME PVP2019) | 本研究では、弁の形式、製造元及び既往の試験結果に基づいて空気作動弁を分類した。さらに、動的機能の健全性を調べるための耐震実証と耐震試験条件を評価するための計画を提案した。 | 動作機能耐震試験の成果(別報)は、既往の動作機能確認済加速度を超えており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(7/9)

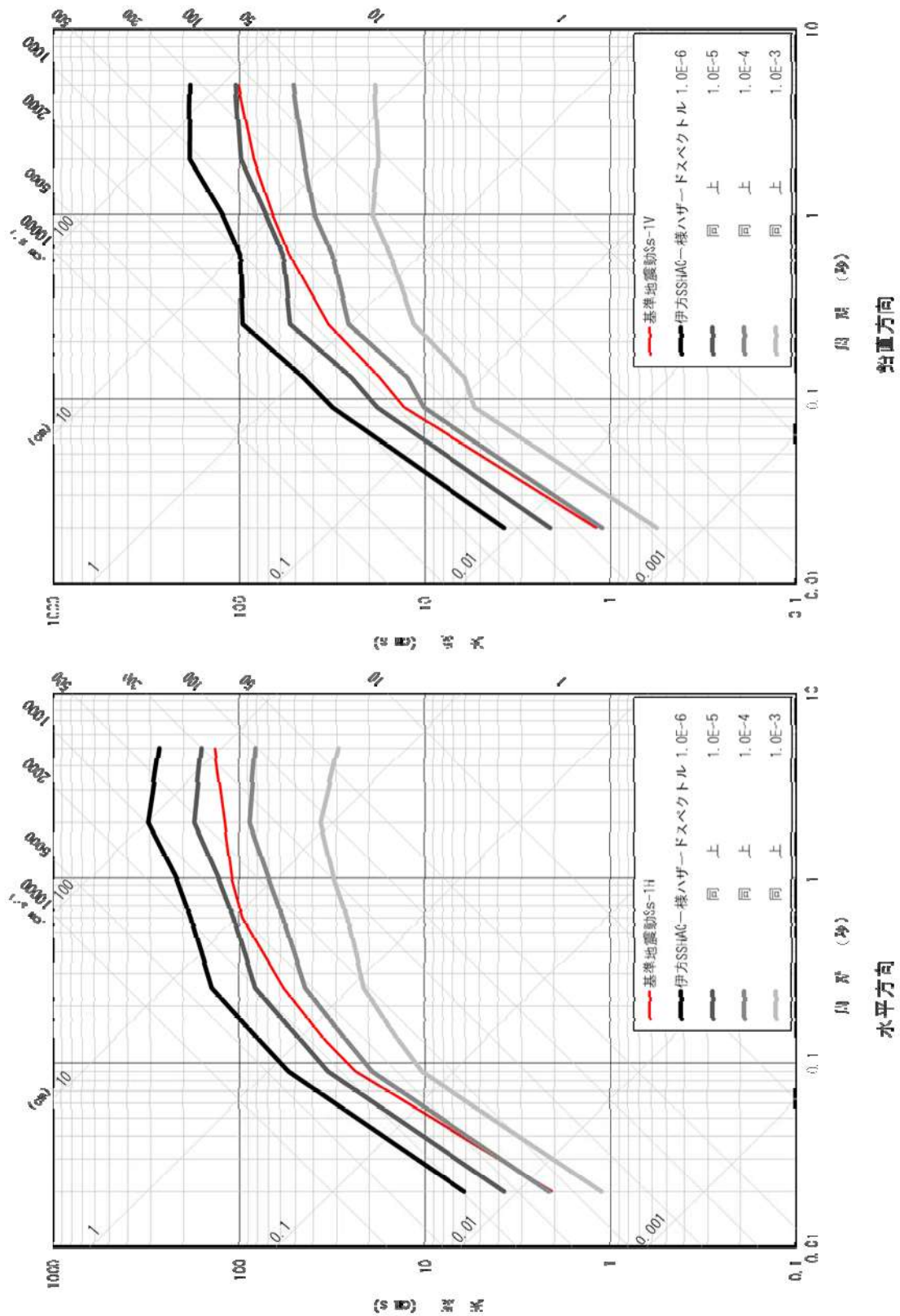
| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|---|--|
| 12 | 原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験結果 (空気作動バタフライ弁(直結式)) (ASME PVP2019) | 従来では達成できなかった加速度レベルで耐震試験ができる電力中央研究所の共振振動台を使用した。空気作動弁駆動装置の耐震試験の結果から、現行の設計で使用している動的機器の機能維持性能は、水平(X及びY)方向 $15 \times 9.8\text{m/s}^2$ 以上、鉛直(Z)方向 $20 \times 9.8\text{m/s}^2$ 以上となることが確認された。 | 動作機能耐震試験の成果は、既往の動作機能確認済加速度を超えており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |
| 13 | 原子力発電所の空気作動弁駆動装置の耐震試験結果 (空気作動玉形弁(シリンダ型)) (ASME PVP2019) | 本研究では、 $20 \times 9.8\text{m/s}^2$ の加速度レベルの振動台試験を用いて検証をした結果、現在の空気作動玉形弁の設計で使用される動的機器は、水平(X及びY)方向、鉛直(Z)方向とも $22 \times 9.8\text{m/s}^2$ で機能が維持されることを示した。 | 動作機能耐震試験の成果は、既往の動作機能確認済加速度を超えており、伊方3号機の既許可の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(8/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|--|---|--|
| 14 | 屋外タンクに対する津波漂流物衝突時の構造評価法の検討 (日本機械学会論文集) | 屋外タンクの漂流物衝突の構造評価方法を確立する目的で、漂流物衝突実験と、漂流物衝突をシミュレートする動的及び静的解析を実施した。実験の結果、漂流物の衝突時の薄肉円筒の挙動データが得られた。 実験をシミュレートする動的解析も実施し、応答が実験と類似していることを確認した。さらに、静的増分解析を使用したデブリ衝突時の変位と反力の評価式を提案した。 | 伊方3号機において、基準津波はT.P.+10.0mの敷地に遡上せず、既許可評価への影響がないことを確認したため、反映不要とした。 |
| 15 | 弾塑性座屈解析による鋼製原子炉格納容器の座屈強度設計手法の提案 (日本機械学会論文集) | 本研究では、鋼製格納容器(SCV)の寸法に対応する鋼製円筒容器の座屈試験の弾塑性座屈解析をさまざまな解析条件で実施し、座屈荷重の感度を確認し、解析手順と可能な解析条件を確立した。SCVの座屈挙動と座屈荷重を保守的かつ合理的に計算できる。さらに、提案された座屈設計法の有効性を解析によって検証するために、それに従った弾塑性解析を一連の鋼製容器の座屈試験に対して実施した。これらの解析の結果、提案された座屈設計法の適用性が確認された。 | 鋼製格納容器の耐震裕度向上を図ることに関する知見であり、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |

第1.1表 地震に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果(9/9)

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|---|--|--|
| 16 | 原子力発電所の空気作動弁駆動部の耐震試験結果：空気作動グローブ弁（ダイヤフラムタイプ）及び空気作動バタフライ弁（レバータイプ）（ASME PVP2020） | 本研究では、これまで達成できなかった加速度レベルで加振試験ができる共振振動台が使用された。弁の仕様、駆動部の仕様、駆動機構、弁棒への駆動力伝達機構、弁メーカーと試験記録に基づいて、弁を分類した。試験対象弁は、上記の分類に属しているグループで地震の弱点評価と施設計画の番号に基づいて選ばれた。空気作動弁駆動部の加振試験の結果、空気作動グローブ弁の駆動部と空気作動バタフライ弁の駆動部の動作機能維持加速度は、 $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ 以上であることが確認された。 | 動作機能耐震試験の成果は、既往の動作機能確認済加速度を超えており、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性はなく、反映不要とした。 |
| 17 | 日本の沸騰水型原子力発電所の主蒸気隔離弁の耐震試験結果（ASME PVP2020） | これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な電力中央研究所（CRIEPI）の共振振動台を使用し、MSIVの耐震試験を実施した。その結果、 $15 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の応答加速度でも動作機能が維持されることが確認できた。 ここで得られたMSIVの耐震機能維持の結果は、地震PRAのフラジリティ評価に適用される。 | 沸騰水型原子力発電所の主蒸気隔離弁に関する知見であり、伊方3号機の既許可評価の見直しの必要性は無く、反映不要とした。 |



第 2.1.1 図 基準地震動 Ss-1 と伊方 SSHAC プロジェクトによる一様ハザードスペクトルの比較

津波に関する新知見関連情報の確認結果について

1. 概要

本資料は、外部事象に係る最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見について、反映が必要な新知見情報ではないが、原子炉施設の設計の前提条件への影響を確認したもののうち、津波に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果を記すものである。

津波に関する新知見関連情報の概要と影響確認結果については第1.1表に示すとおりであり、既許可評価への影響がないことを確認した。

第 1.1 表 津波に関する新知見関連情報の概要と確認結果

| No. | 情報名称 | 概 要 | 判断根拠 |
|-----|---|---|--|
| 1 | 屋外タンクに対する津波漂流物衝突時の構造評価法の検討 (日本機械学会論文集) | 屋外タンクの漂流物衝突の構造評価方法を確立する目的で、漂流物衝突実験と、漂流物衝突をシミュレートする動的及び静的解析を実施した。実験の結果、漂流物の衝突時の薄肉円筒の挙動データが得られた。 実験をシミュレートする動的解析も実施し、応答が実験と類似していることを確認した。さらに、静的増分解析を使用したデブリ衝突時の変位と反力の評価式を提案した。 | 伊方3号機において、基準津波はT.P.+10.0mの敷地に遡上せず、既許可評価への影響がないことを確認したため、反映不要とした。 |

火山に関する主要な知見の確認結果について

1. 概要

本資料は、外部事象に係る最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見について、反映が必要な新知見情報ではないが、原子炉施設の設計の前提条件への影響を確認したもののうち、火山に関する主要な知見の概要と影響確認結果を記すものである。

火山に関する主要な知見の概要と影響確認結果を第 1.1 表に示す。以下に確認結果の詳細を記す。

2. 確認結果

2.1. 敷地において考慮すべき降下火砕物に関する知見

平成 27 年 7 月 15 日付設置変更許可（以下「既許可」という。）では、敷地において考慮すべき降下火砕物の厚さを 15cm、粒径を 1mm 以下主体と評価している。

Tsujii et al. (2020)は、平成 28 年 10 月 8 日午前 1 時 46 分に阿蘇山中岳第一火口で発生した爆発的噴火による降下火砕物の粒径分布等について検討し、火砕物の拡散過程において、細粒な粒子は単独ではなく、凝集して見かけ上大きな粒子となって降下したことを示している。

当該噴火によって、伊方発電所では、運転開始以降初めてごく少量の降下火砕物が確認されたが、伊方地点の粒径は最大 0.5mm であることが示されており（第 2.1.1 図）、当該噴火による降下火砕物の厚さ

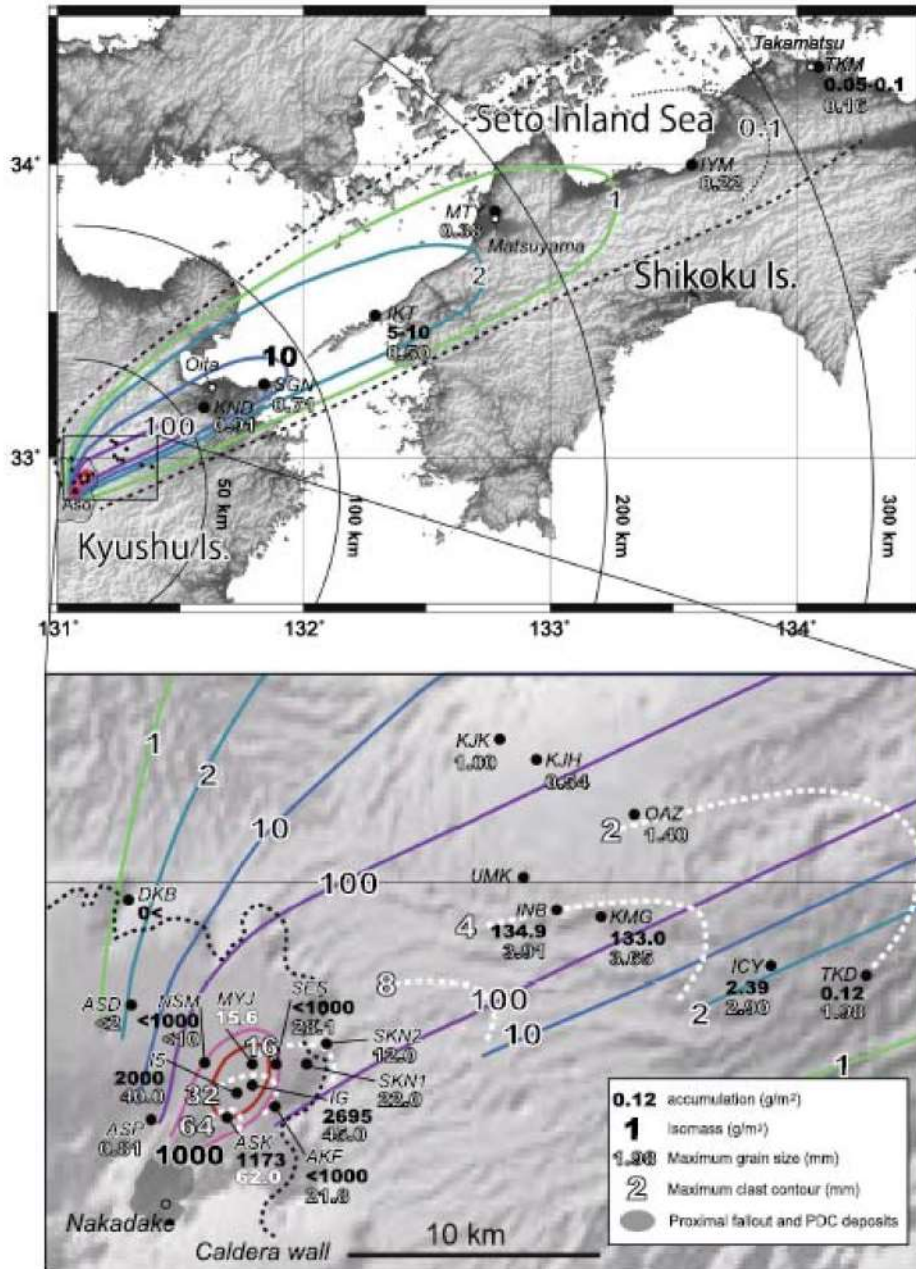
や粒径は、既許可評価への影響がないことを確認した。

3. 参考文献

- (1) Tsuji, T., N. Nishizaka, and K. Ohnishi, 2020, Influence of particle aggregation on the tephra dispersal and sedimentation from the October 8, 2016, eruption of Aso volcano, Earth, Planets and Space, 72, 104, 1-19.

第1.1表 火山に関する主要な知見の概要と影響確認結果

| No. | 情報名称 | 概要 | 判断根拠 |
|-----|---|---|---|
| 1 | Influence of particle aggregation on the tephra dispersal and sedimentation from the October 8, 2016, eruption of Aso Volcano | 平成28年10月8日に発生した阿蘇山中岳第一火口における爆発的噴火に関する九州から四国での降灰分布と性状に関する報告である。拡散過程において、凝集の影響が大きいことが報告されている。 | 敷地での降灰はごく少量であるとともに、最大粒径は0.5mmであり、既許可評価に影響するものではないことを確認したため、反映不要とした。 |



Tsuji *et al.* (2020)から抜粋

第2.1.1図 阿蘇山中岳平成28年10月8日噴火に伴う降灰分布

土石流特別警戒区域，警戒区域に係る影響確認について

1. はじめに

伊方町防災マップが更新され，伊方発電所付近に土石流に係る特別警戒区域，警戒区域が設定されたため，安全施設の安全機能に及ぼす影響について確認した。

2. 確認結果

第 2.1 図に示すとおり，特別警戒区域，警戒区域内に重要安全施設（クラス 1，2 の安全施設）はなく，クラス 3 の安全施設のみが設置されている。

クラス 3 の安全施設は，重要度分類指針上，一般産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される施設である。したがって，土石流に対して，本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じて要求される安全機能を損なわない設計とし，構築物にあつては，相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするととともに，損傷した場合には速やかに補修を行う。また，必要に応じて放射線量を測定し，遮蔽等の運用上の措置を講じることとしている。

以上を踏まえ，各施設への影響について以下に整理した。

(1) ろ過水タンク（重要度分類：PS-3）

淡水を所内用水タンク等へ供給するための施設であり，土石流による被害のおそれのある地域に存在する。重要度分類指針上の安全機能とし

ては、プラント運転補助機能を有する。当該施設が損傷した場合においても、その機能の喪失に伴い発生する事象によって、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれはない。また、供給先である所内用水タンク等の設置場所は土石流による被害のおそれのない箇所であることから、直ちに淡水の供給に影響を及ぼすことはない。

(2) 雑固体処理建屋（重要度分類：PS-3）

雑固体廃棄物を圧縮減容、固型化处理等するための施設であり、土石流による被害のおそれのある地域に存在する。重要度分類指針上の安全機能としては、プラント運転補助機能を有する。当該施設が損傷した場合においても、取り扱う低レベル放射性廃棄物の放射エネルギーが少ないため、その機能の喪失によって、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれはない。

当該施設は、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造の構築物であり、施設自体が倒壊することは考え難い。仮に建屋が損傷した場合には、速やかに補修を行い、長期的な公衆又は従事者の被ばく低減対策として、放射線量を計測し、必要に応じて雑固体廃棄物の運搬、鉛毛マット等による遮蔽を行う。補修期間中に減容作業ができなくなるが、固体廃棄物貯蔵庫には保管余裕があるため、直ちに固体廃棄物の貯蔵に影響を及ぼすことはない。

(3) 焼却炉建家（重要度分類：PS-3）

可燃性の雑固体廃棄物及び廃油を焼却処理し、減容するための施設であり、土石流による被害のおそれのある地域に存在する。重要度分類指針上の安全機能としては、プラント運転補助機能を有する。当該施設が

損傷した場合においても、取り扱う低レベル放射性廃棄物の放射エネルギーが少ないため、その機能の喪失によって、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれはない。

当該施設は、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造の構築物であり、施設自体が倒壊することは考え難い。仮に当該施設が損傷した場合には、速やかに補修を行い、長期的な公衆又は従事者の被ばく低減対策として、放射線量を計測し、必要に応じて雑固体廃棄物の運搬、鉛毛マット等による遮蔽を行う。補修期間中に減容作業ができなくなるが、固体廃棄物貯蔵庫には保管余裕があるため、直ちに固体廃棄物の貯蔵に影響を及ぼすことはない。

(4) 蒸気発生器保管庫（重要度分類：PS-3）

蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器等を保管するための施設であり、土石流による被害のおそれのある地域に存在する。重要度分類指針上の安全機能としては、放射性物質の貯蔵機能を有する。当該施設が損傷した場合においても、低レベル放射性廃棄物の貯蔵施設であり、保管している機器の表面線量率は低く、必要に応じて遮蔽性能を有する保管容器に収納していること、また、保管されている蒸気発生器等に内包される放射性物質は開口部の溶接等により密封されており、内部の放射性物質が容易に放散することはないことから、その機能喪失に伴い発生する事象によって、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれはない。

当該施設は、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造の構築物であり、施設自体が倒壊することは考え難い。仮に当該施設が損傷した場合には、速やかに補修を行い、長期的な公衆又は従事者の被ばく低減対策

として、放射線量を計測し、必要に応じて鉛毛マット等による遮蔽を行う。

また、土石流の2次的影響として、土石流による被害のおそれのある地域での排水路の閉塞が考えられる。ただし、第2.1図に示すとおり、原子炉施設付近の土石流による被害のおそれのある地域は、3号炉原子炉建屋西側～南西側の EL. 32m 盤を隔てたエリアに位置していることから影響はない。

以上のとおり、土石流により、安全施設の安全機能を損なうことはない。



第 2.1 図 特別警戒区域、警戒区域と安全施設の位置関係

出典：伊方町防災マップ（令和2年7月14日時点）（一部加筆）

別紙 3.1.1.4-6

航空機落下確率の再評価について

伊方発電所3号炉に対する航空機落下確率について、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号）に基づき評価を行ったところ、結果は伊方3号炉で約 6.1×10^{-8} 回/炉・年、使用済燃料乾式貯蔵施設で約 5.1×10^{-8} 回となり、判断基準値である 10^{-7} 回/炉・年及びそれぞれの設置変更許可申請書記載値である約 6.5×10^{-8} 回/炉・年、約 5.4×10^{-8} 回/炉・年を下回ることを確認した。

評価対象事故、評価に用いた数値および評価結果について、以下に示す。

1. 評価対象事故

| 評価対象 | 1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故 | | 2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故 | 3) 自衛隊機または米軍機の落下事故 | |
|----------------------|---------------------|-----------------|----------------------|-----------------------------|--------------------|
| | ①飛行場での離着陸時における落下事故 | ②航空路を巡航中の落下事故 | | ①訓練空域内で訓練中および訓練空域外を飛行中の落下事故 | ②基地-訓練空域間を往復時の落下事故 |
| 伊方発電所3号炉/使用済燃料乾式貯蔵施設 | × ^{注1} | ○ ^{注2} | ○ | ○ (訓練空域外を飛行中の落下事故) | ○ ^{注3} |

○：対象、×：対象外

注1：発電所は、滑走路方向に対して $\pm 60^\circ$ 扇型区域から外れている。

注2：発電所上空には、広域航法（RNAV）経路として「Y23」，「Y40」，「Y351」が存在する。

注3：自衛隊機および米軍機の想定飛行範囲内に原子炉施設が存在する。

2. 評価に用いた数値

1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故

② 航空路を巡航中の落下事故

$$Pc = fc \cdot Nc \cdot A / W$$

Pc : 対象施設への巡航中の航空機落下確率 (回/年)

Nc : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数 (飛行回/年)

A : 原子炉施設の標的面積 (km²)

W : 航空路幅 (km)

$fc = Gc / Hc$: 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率
(回 / (飛行回・km))

Gc : 巡航中事故件数 (回)

Hc : 延べ飛行距離 (飛行回・km)

| 評価対象 パラメータ | 伊方発電所3号炉 | 使用済燃料 乾式貯蔵施設 |
|---------------|--|------------------------|
| 対象航空路 | Y23, Y40, Y351 | |
| Nc 注1 | Y23 : 19,345 Y40 : 7,300 Y351 : 1,460 | |
| A 注2 | 0.012 | 0.010 |
| W 注3 | Y23, Y40, Y351 : 18.52 | |
| fc 注4 | 0.5 / 11,511,864,144 = 4.343×10^{-11} | |
| Pc | 7.91×10^{-10} | 6.59×10^{-10} |

注1 : 国土交通省航空局への問い合わせ結果 (令和2年のピークデイの値) を365倍した値。なお、ピークデイにおける各航空路の値は、Y23が53、Y40が20、Y351が4であり、令和2年1月24日のデータである。

注2 : 伊方3号炉は、原子炉建屋、原子炉補助建屋、海水ポンプ設置エリアの合計値が0.01104km²であるので標的面積を0.012km²とする。使用済燃料乾式貯蔵建屋の水平面積は0.010km²未満であるので、標的面積は0.010km²とする。

- 注3：広域航法経路（Y23, Y40, Y351）については、「A I P J A P A N」の航法精度に基づき、中心線から両側に5nm（1nm=1.852km、全幅：18.52km）とする。
- 注4：巡航中事故件数(Gc)は、平成11年～平成30年の間で0件のため0.5件と仮定する。延べ飛行距離(Hc)は、平成11年～平成30年の「航空輸送統計調査年報第1表 総括表 1. 輸送実績」における運航キロメートルの国内の値（幹線、ローカル線、不定期の合計値）を合計した値。

2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故

$$P_V = (f_V / S_V) \cdot A \cdot \alpha$$

P_V ：対象施設への航空機落下確率（回／年）

f_V ：単位年当たりの落下事故率（回／年）

S_V ：全国土面積（km²）

A ：原子炉施設の標的面積（km²）

α ：対象航空機の種類による係数

| 評価対象 パラメータ | 伊方発電所3号炉 | 使用済燃料 乾式貯蔵施設 |
|---------------|--|-----------------------|
| f_V 注1 | 大型固定翼機 0.5/20=0.025 小型固定翼機 24/20=1.200 大型回転翼機 2/20=0.100 小型回転翼機 18/20=0.900 | |
| S_V 注1 | 372,000 | |
| A | 0.012 | 0.010 |
| α 注2 | 大型固定翼機、大型回転翼機：1 小型固定翼機、小型回転翼機：0.1 | |
| P_V | 1.08×10^{-8} | 9.01×10^{-9} |

注1：「NRA技術ノート 航空機落下事故に関するデータ（平成11～30年）」（令和3年2月 原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門）より。大型固定翼機の事故件数は0件のため、0.5件と仮定する。

注2：「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」より。

3) 自衛隊機または米軍機の落下事故

① 訓練空域外を飛行中の落下事故

$$P_{so} = (f_{so}/S_o) \cdot A$$

P_{so} : 訓練空域外での対象施設への航空機落下確率 (回/年)

f_{so} : 単位年当たりの訓練空域外落下事故率 (回/年)

S_o : 全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積 (km²)

A : 原子炉施設の標的面積 (km²)

| 評価対象 パラメータ | 伊方発電所3号炉 | 使用済燃料 乾式貯蔵施設 |
|---------------|--------------------------------|-----------------------|
| f_{so} 注1 | 自衛隊機 9/20=0.45 米軍機 4/20=0.2 | |
| S_o 注1 | 自衛隊機 294,000 米軍機 372,000 | |
| A | 0.012 | 0.010 |
| P_{so} | 2.48×10^{-8} | 2.07×10^{-8} |

注1 : 「NRA技術ノート 航空機落下事故に関するデータ(平成11~30年)」
(令和3年2月 原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビア
アクシデント研究部門) より。

- ② 基地－訓練空域間を往復時の落下事故（想定飛行範囲内に原子炉施設が存在する場合）

$$Pse = (fse / Sse) \cdot A$$

Pse : 対象施設への航空機落下確率（回／年）

fse : 基地と訓練空域間を往復中の落下事故率（回／年）

Sse : 想定飛行範囲の面積（ km^2 ）

A : 原子炉施設の標的面積（ km^2 ）

| 評価対象 パラメータ | 伊方発電所3号炉 | 使用済燃料 乾式貯蔵施設 |
|---------------|---|-----------------------|
| fse 注1 | 自衛隊機 0.5 / 20 = 0.025 米軍機 0.5 / 20 = 0.025 | |
| Sse 注2 | 自衛隊機 40,080 米軍機 17,840 | |
| A | 0.012 | 0.010 |
| Pse | 2.43×10^{-8} | 2.03×10^{-8} |

注1 : 「NRA技術ノート 航空機落下事故に関するデータ(平成11～30年)」
(令和3年2月 原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビア
アクシデント研究部門)より。自衛隊機、米軍機の事故については0件
のため、0.5件と仮定する。

注2 : 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に
基づき算出。

3. 落下確率値の合計値

(回/炉・年)

| 評価対象 | 1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故 | | 2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故 | 3) 自衛隊機または米軍機の落下事故 | | 合計 |
|-----------------|---------------------|------------------------|-----------------------|------------------------------|-----------------------|----------------------|
| | ① 飛行場での離着陸時における落下事故 | ② 航空路を巡る落下事故 | | ① 訓練空域内で訓練中および訓練空域外を飛行中の落下事故 | ② 基地-訓練空域間往復時の落下事故 | |
| 伊方発電所 3号炉 | — | 7.91×10^{-10} | 1.08×10^{-8} | 2.48×10^{-8} | 2.43×10^{-8} | 6.1×10^{-8} |
| 使用済燃料 乾式貯蔵施設 | — | 6.59×10^{-10} | 9.01×10^{-9} | 2.07×10^{-8} | 2.03×10^{-8} | 5.1×10^{-8} |