中部電力における基準地震動策定に係る不正行為は他でも起こりうるか？—品質マネジメントの観点からの分析—

糸井　達哉[1,*]，村上　健太[2]

Could the Misconduct in Design-Basis Ground Motion Evaluation at Chubu Electric Power Also Occur Elsewhere? : An Analysis from the Perspectives of Quality Management System

Tatsuya ITOI[1,*] and Kenta MURAKAMI[2]

[1] *Department of Architecture, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 7-3-1 Hongo, Bunkyo-ku, Tokyo 113-8656, Japan*

[2] *Resilience Engineering Research Center, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 7-3-1 Hongo, Bunkyo-ku, Tokyo 113-8656, Japan*

This study was motivated by the inappropriate practices identified in the development of the design-basis ground motion at Chubu Electric Power Company. Rather than treating the case as an issue confined to a single operator, it was positioned within a broader context, and the quality management framework governing design processes in Japan's nuclear safety regulation was examined. As a result, the study identified a potential structural pitfall in Japan's regulatory system: the institutional design of quality management for design processes requiring highly specialized expert judgment may have been relatively underdeveloped.

KEYWORDS: quality management system, design-basis ground motion, SSHAC process

[1]東京大学大学院工学系研究科建築学専攻

[2]東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

*Corresponding author, E-mail: itoi@g.ecc.u-tokyo.ac.jp

Ⅰ. 緒言

中部電力・浜岡原子力発電所において、基準地震動策定に係る不適切事案が発覚した[1)]。本事案は、施設の実体的な耐震安全性に及ぼす影響の問題と、安全審査プロセスに関わる活動の信頼性および品質保証の観点からの問題とに分けて検討することができる。不正が前者に与える影響については、策定された地震動が確率論的地震ハザード評価結果を参照する形で一定の妥当性が確認されていること[2)]などを踏まえると、実体的な耐震安全性への影響が顕著ではない可能性も示唆されるが、その程度や範囲については、今後も慎重な検証を要する課題である。後者については、中部電力内部における経緯の解明が現在進められている段階にある。不正がどのような意思決定過程や業務プロセスのもとで行われたのかについて関心が高まっており、今後の調査結果を待つ必要がある。加えて、本事案は、安全審査プロセスの透明性および信頼性に対する社会的関心を喚起した点においても重要な意味を有している。

しかしながら、当該事案を個別事業者の問題にとどめず、より広い制度的・構造的課題の観点から位置づけて議論する試みは、現時点では十分に着目されているとは言い難い。したがって本研究では品質マネジメントの観点に焦点を当て、制度的観点から分析を行うことを目的とする。具体的には、①品質マネジメントシステム（QMS）、②規制における QMS の取り扱い、③地震動評価という高度専門領域における QMS の観点から、我が国の原子力安全規制の制度的課題を捉えることを試みる。

Ⅱ. 原子力施設の設計段階における品質マネジメントと規制枠組みの変遷

1.原子力施設の設計段階における品質マネジメントの変遷

我が国では、2000 年頃から原子力発電所における検査記録の改ざんが大きな社会問題となった。同時期に進められていた総合資源エネルギー調査会原子力安全・保全部会「検査の在り方に関する検討会」の「検査の見直しの方向性（検討会中間とりまとめ）（平成 14 年 6 月 19 日）」を受け、2003 年 10 月、原子炉等規制法に基づく省令が改正され、原子力安全のための品質保証要求が規定された。これらの規制要求を具体化するため、日本電気協会は新たな規格基準（JEAC 4111-2003[3)]、JEAG 4121-2005[4)]）を制定した。これらの規格基準は、QMS に関する国際動向や規制基準の変化を反映しながら改定が重ねられ、現在に至っている。

JEAC 4111-2003 制定当時の品質保証に関する国際規格である ISO 9001:2000 [5)]は、顧客

重視の考え方を明示するとともに、従来の「設計管理」に関する規定を、製品の「設計・開発」に再編し、プロセスアプローチを導入した規格であった。この規格では、設計・開発の計画、インプットとアウトプット、レビュー、検証、妥当性確認、変更管理といった一連の製品実現プロセスを通じて品質管理を行うことが規定されている。

JEAC 4111-2003 においては、顧客重視の考え方が、顧客を原子力安全と読み替えることによって品質保証の枠組みに取り込まれた。これは、品質管理を環境分野へ適用したISO14000 の制定にも影響を受けている。また、プロセスアプローチに基づく設計・開発の品質保証については、製品を「原子力施設」と読み替えることで対応している。この規格では、設計・開発以外の条項については、原則として製品を「業務」と読み替え、品質保証活動が規定された。

次の大きな国際規格の改定である ISO 9001:2015 [6)]では、品質マネジメントの対象が「製品及びサービス」へと拡張された。あわせて、リスク[1]に基づく考え方が導入され、製品又はサービスの設計・開発を進める意思決定に際して、不確かさがもたらす正負の影響を考慮することや、利害関係者と協議することが求められるようになった。また、従来の「経営者の責任」に関する要求事項が積極的かつ継続的な改善を促す仕組みとして「リーダーシップ」の概念に拡張・再構成され、リーダーシップに対するアセスメントも加えられた。

ISO 9001 に対応する IAEA の安全基準（GSR Part 2）[7)]の策定と歩調を合わせる形で、改定版国際基準[6)]の発刊前から国内の原子力規格基準へと展開された。JEAC 4111-2013[8)]では、規格名称が「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」に変更され、設計及び工事の品質保証に関する要求が精緻化された。JEAC 4111-2013 に対応する指針であるJEAG 4121-2015[9)] には、設置許可や設工認の各段階における確認フローや留意点が例示されている。その中では、技術検討資料等を外注する場合の品質マネジメントの方法や、解析業務の品質向上に関するガイドラインも参照されている。さらに、JEAC 4111-2013 には、安全のためのリーダーシップ、安全文化の継続的改善、ならびに安全文化及び安全のためのリーダーシップに対するアセスメントが、推奨事項として追加された。これらの基本的な考え方は、現行版である JEAC 4111-2021 [10)]においても踏襲されている。

JEAG 4111-2021 によれば、設置許可申請段階における品質マネジメントとして、審査に

[1] ISO9001 ではリスクを「不確かさに対する影響」と定義している

必要な解析業務の前後に、検討課題の抽出を目的としたレビューと、技術検討書等の審査を目的としたレビューが計画される。これらのレビューでは、解析の対象とする問題を明確化し、その結果が要求事項を満たし得るかを評価する。レビューには、関連する部門を代表する者および当該解析に係る専門家が参加することとされている。専門家の要件としては、主任技術者や建築士等の公的資格、課長や副長等の職位、分野ごとの経験年数などの業務経験が例示されている。

2. 設計段階の品質マネジメントに対する規制

前項で述べたとおり、2003 年には実用炉規則に品質保証に関する要求が追加された。これは、保安のために必要な措置[11]と位置づけられており、事業者は保安規定の中に品質保証計画を定め、規制機関は保安規定の遵守状況を確認することによって、原子力施設の運用段階における品質を規制してきた。一方、本論文の対象とする設計・開発段階における品質については、工認計算を規制の技術支援組織であった原子力安全基盤機構（JNES）がクロスチェック（独立再解析）することで確認されていた。

原子力規制委員会の設立後、原子炉等規制法の改正によって、原子力事業者の安全に対する責任がより明確化された。2013 年には工認用品管規則[12]が制定され、設計・開発段階における QMS が規制対象とされたことにより、JNES によるクロスチェックは廃止された。工認用品管規則では、ISO 9001 に準拠し、設計・開発段階の品質管理に対してプロセスアプローチが要求された。これにより、現行規制基準の下で運転再開するすべての原子力発電所の設計に対して、一定の品質が確保される仕組みが構築された。

一方、2020 年に新たな検査制度が施行された[13]。この制度では、従来のように保安規定の遵守状況を確認するのではなく、監視領域ごとに定められた安全実績指標に基づいて、原子力事業者のパフォーマンスを確認する仕組みが採用された。原子力規制検査官には発電所へのフリーアクセス権限が付与され、常駐検査官による日常的な検査と、火災防護等の専門性を有する検査官による定期的な検査を組み合わせることで、事業者の活動が監視されている。新検査制度の施行に伴い、工認用品管規則は廃止され、QMS は設置許可の基準に取り込まれることとなった。すなわち、品管規則に基づく QMS は、設計・開発段階を含め、許可基準[14]へと位置付けが引き上げられた。

原子力規制検査において、QMS は独立した監視領域ではなく、すべての監視領域を補完する横断領域と定義されている。理想的には、申請書類作成のための技術検討書等のレビ

ューを行う会合に原子力規制検査官が陪席するなどのアプローチが、設計・開発段階における QMS の運用状況を監視する上で有効であると考えられる。しかし、品質マネジメントの運用に関する検査ガイドはサイト常駐の検査官向けに整備されており、解析業務が本店主導で実施される場合を想定していない。また、そもそも原子力規制検査は、技術上の基準の遵守状況等を監視する制度である。QMS そのものを直接の監視対象とはせず、保安規定を通じて QMS の運用を監視するという制度設計を踏まえると、設置許可取得のために実施された解析を原子力規制検査の直接の対象とすることにも疑義がある。したがって実質的には、許認可申請書類に添付される品質管理計画書類や、使用前検査における記録類の確認を通じて、設計・開発段階の QMS が規制されていると整理できる。

これまでの経緯を総括すると、設置許可の基礎となる解析に対して、事業者は JEAC 4111 に基づいて設計・開発段階にプロセスアプローチを適用することで品質を確保し、規制機関は QMS が品管規則の要求を満たしていることを確認することで規制を行う、という建付けであった。品管規則の遵守を含む QMS の運用を原子力規制検査によって監視し、必要に応じて改善を促すことが期待されていたものの、事業者の本店等で実施される解析等のレビュー活動や審査資料の取り纏めを含む一連の活動に原子力規制検査官を含む規制者がアクセスするための法的および実質的な手段は欠けていた。また、解析については長らく審査過程で確認してきたことを踏まえると、仮に現行の検査制度のもとで解析業務のレビュー活動へのアクセス手段を講じていたとしても、それを適切に監視するために必要な専門性を備えた検査官を十分に確保するには相応の時間を要したと考えられる。

Ⅲ. 日米の地震動評価プロセスの比較

1. 我が国の変遷

我が国では、原子力委員会が 1978 年に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」[15)]を制定し（その後、1981 年には建築基準法改正の内容を取り込んで改訂）、それまで個別審査に依存していた耐震設計の考え方が、国として初めて統一的かつ体系的に整理された。その後、1995 年兵庫県南部地震や 2000 年鳥取県西部地震など、強震動観測および活断層研究の進展による知見が蓄積したことを踏まえ、2001 年に指針が改訂された。さらに、2001 年に原子力安全基準専門部会の下に設置された耐震指針検討分科会での審議を経て、「地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積並びに発電用軽水型原子炉施設の耐震設計技術の著しい改良及び進歩を反映し」[16)]、2006 年には全面的な改訂が行われた。

2006 年の改訂では、基準地震動を超える地震動に対する「残余のリスク」[2]の認識とそれを可能な限り低減するという考え方の導入、詳細な活断層調査に基づき不確かさを考慮した基準地震動の策定方法の高度化（断層モデルを用いる地震動評価手法の導入）、さらに斜面崩壊・津波など地震随伴事象への考慮が明文化されたことなどが特徴であるとされる。

以上のように耐震設計審査指針において、断層モデルを用いる地震動評価手法を含む高度な手法が導入され、地震現象をより実態に即して評価する方向へと発展した。他方で、不確かさが大きい地震動評価プロセスに固有の課題(モデル選定やパラメータ設定の裁量、判断過程の透明性、トレーサビリティ等）を踏まえた QMS に関する要求事項は、電力事業者が自社の品質保証体系の中で設定する調達要求（解析業務の委託仕様、レビュー体制、内部監査など）や、JNES が実施するクロスチェックに依存する形で担保されていた。しかし、この仕組みは、事業者内部も含めた設計プロセスに内在する品質を対象とするものではなく、設計成果物の妥当性を事後的に確認する性格が強かった。

原子力規制委員会による現行の規制基準においても、地震動評価を含む耐震設計に関する基本的枠組みは 2006 年指針を踏襲しており、JNES によるクロスチェックは廃止された一方、判断基準の厳格化や審査の透明性向上が図られたにとどまり、設計プロセスそのものに対する品質マネジメント上の要求が明示的に導入されたわけではない。

2. 基準地震動策定における不確かさの要因と我が国の規制審査における取扱い

地震動評価には、多様な不確かさが内在している。「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（原管地発第 1306192 号。以下「審査ガイド」という。）では、「不確かさの考慮については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて評価すること」とされている。

地震動予測に伴う不確かさは、自然現象に固有のランダム性に起因する偶然的不確かさと知識不足やモデル選択の差異に起因する認識論的不確かさに分類され[19)]、この区分は地震ハザード評価の成立過程において体系化され、現在に至っている[20)]。規制審査において

[2] 「地震学的見地からは、想定する地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できないことから、想定を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより重大な損傷事象や大量の放射性物質が放散される事象などが発生することのリスク」を意味する

は、基準地震動の評価において、震源特性・伝播特性・サイト特性に関わる不確かさが、これら二分類の観点から適切に整理・反映されているかが確認されている。Table 1 に、を用いる地震動評価に係る主な不確かさ要因[21)-23)]と、審査ガイドにおける規制審査上の取扱いを整理して示す。今回の不適切事案の対象となったのは、これらの不確かさ要因のうち、地震動のばらつき（ground motion variability）に関わる要因のひとつである[24)]。

地震動予測において考慮される不確かさの中には、震源特性や断層形状、伝播経路、サイト特性のように、調査結果や観測記録等に基づき比較的明示的に設定されるパラメータも多く含まれる。これに対して、不適切事案の対象となった統計的グリーン関数法における乱数設定は、シミュレーション手法の内部で乱数として確率論的に付与されるものであり、その妥当性は主として解析の設定や実施者の判断に依拠しうる性格を有している。このような特性から、当該乱数設定の適切性については、審査過程においても解析結果の図表等による説明を通じて間接的に確認されるにとどまっていたと考えられる。

3. 米国の制度変遷

米国では、米国原子力規制委員会（USNRC）から 1997 年に RG 1.165 [25)]、2007 年に RG 1.208 [26)] が公表され、Safe Shutdown Earthquake（安全停止用基準地震）の決定に確率論的地震ハザード評価（PSHA）の結果を活用するアプローチが導入されている。このため、PSHA における不確かさの適切な扱いは極めて重要な課題となっている。

歴史的には、1989 年に USNRC がスポンサーとなりローレンス・リバモア国立研究所（LLNL）が実施した米国東部複数サイトの地震ハザード評価と、同時期に米国電力研究所（EPRI）が実施した同地域のハザード評価との間で、特に不確かさの扱いの観点から大きな差異が生じたことが問題の発端であった。

この問題を受け、EPRI、エネルギー省（DOE）、USNRC は共同で Senior Seismic Hazard Analysis Committee（SSHAC）を設置し、両者の評価結果の差異の原因を検討した。その結果、PSHA を適切に実施する上で生じ得る主要な問題の多くは、技術的側面よりもむしろ手続き的な側面に起因するという結論に至り、PSHA 実施の標準的手続きを定めるガイドラインとして NUREG/CR-6372 [27)]が策定された[28)]。評価プロセスの厳格さを意思決定の重要性や不確かさの大きさに応じて段階的に選択するという考え方が示されている。さらに、プロセスの適切性を確保する観点からワークショップの実施や参加型ピアレビュー（Participatory Peer Review）の導入を要求するとともに、スポンサーである事業者、専門

家を含む参加者の役割分担を明確化すること、ならびに判断プロセスと成果の体系的な文書化の重要性が強調されている。これらの要件は、前述した QMS の観点と高い整合性を有しており、SSHAC プロセスが事実上、PSHA に関する QMS の役割を果たしていると考えることができる。

なお、SSHAC プロセス自体は、その後の実施経験を踏まえ、近年も継続的に更新されており[29),30)]、その中で規制機関の関与のあり方や役割分担についてもより明確化されている。また、我が国においても伊方発電所における評価が行われるなど導入の試みはみられるものの[31), 32)]、その適用は確率論的地震ハザード評価の技術的実施プロセスに限定されており、米国における SSHAC プロセスのように、設計用地震動の策定および規制審査プロセス全体を包含する品質マネジメント的枠組みとして制度化されるには至っていない。日米の基準地震動策定の相違については、確率論的手法と決定論的手法の対比に着目して論じられることが多く、その点については別稿に譲る。本研究の分析結果に基づけば、QMS の観点における制度設計の相違もまた重要な論点として位置づけられる。

Ⅳ. 設計段階の技術的品質の監視はなぜ必要か

1. 不正な評価が疑われる場合

本章では、設計段階の技術的品質の監視がなぜ必要かについて、不正な評価が疑われる場合と設計基準ハザードを超える自然現象が発生する場合の二つの観点から議論する。

まず、前者について、地震ハザード評価を含めた高度な解析が技術的に適切であることを二者監査的なアプローチで確認する法的枠組みが乏しいことは、中部電力の問題に留まらず、今後の原子力に対する信頼性に著しい影響を与える可能性がある。中部電力による基準地震動策定に関する不正行為を受け、原子力規制委員会は直後から、「多層の審査制度」や検査制度の中で「人（中略）あるいは人が発信した情報についてもアクセス」可能であり「嘘あるいは不正をずっと長期間にわたって隠し通すということも極めて困難」とする一方で、「事業者内部でデータの不正が行われた場合、それを純粋に科学的手法のみで見抜くことは困難である」との認識を示した[33)]。一方で、原子力施設の安全確保に対して一義的な責任を負うのは事業者であり、この原則は国際原子力機関の基本安全原則においても第一の原則として位置付けられていると強調した。その上で、今回の中部電力の事案は、こうした前提を根底から覆すものであるとして、強い非難を表明した。

他の電力事業者において安全文化の劣化の兆候が認められないことから、原子力規制委

員会は、本事案を契機として過去の審査全体の妥当性を水平展開的に再調査することについて否定的な姿勢を示した[34]。その一方で、各事業者に対し、原子力施設の安全確保に一義的な責任を有していることを改めて自覚し、申請書等を適切な品質管理体制の下で作成することを徹底するよう注意喚起を行った。さらに、中部電力による根本原因の究明等の内容次第で追加的な対応を求める可能性も示した[35]。

事業者による意図的な不正行為に対しては、審査、検査、申告制度等を組み合わせて対応していると説明され、1 月 26 日には中部電力本店に対する検査が実施された。この検査の説明に関しては「立ち入り検査」と「原子力規制検査」という、法令上の位置付けが異なる用語が混在している。

外形的に一貫しないように見える対応は、規制の説明責任および制度的透明性の観点から課題を内包していると考えられる。原子力規制検査におけるフリーアクセスを通じて設計・解析業務が品質マネジメントシステムに則って適切に実施されているかを監視できること、かつ、その監視行為が許可判断に対する「事前審査」としての性格を帯びないことを明確に整理できれば、今回顕在化した制度上の懸念に対して、一定の説明責任を果たすことが可能になると考えられる。

2. 設計基準ハザードを超える自然現象が発生する場合

自然ハザードに関する解析プロセスが技術的に妥当であるかを監視することは、事業者による不正が存在しない場合にも必要である。2024 年 1 月 1 日に発生した令和 6 年能登半島地震は、その一例である。志賀原子力発電所は、保安院時代の耐震設計審査指針に基づき実施された耐震バックチェックにおける基準地震動を応答スペクトルの一部周期帯においてわずかに上回るレベルの地震動を受けた。これに対し、北陸電力は 1 月 5 日の原子力規制庁との面談で、基準地震動超過した周期帯に安全上重要な機器は存在しないことを報告した[36]。4 月 25 日には耐震健全性確認に関する詳細な報告を行い[37]、追加の評価を加えた確認結果を 7 月 3 日に報告した。これに対し実用炉監視部門は、「今回までに耐震健全性を確認した内容は、あくまでも解析による評価であり、このような評価も重要ではあるが、実際に点検等を実施し、建物・設備の健全性を確認することが重要である」との認識を示した[38]。

志賀原子力発電所は設置許可の変更申請中であり、原子力規制庁内の三つの部門が並行して対応する必要があった。発災直後は、事故対処室が中心となってプラントの現状およ

び事故進展の可能性を評価し、すぐに実用炉監視部門が加わった。並行して地震・津波審査部門が地震動記録等に関する情報を受け取った。2 月 21 日に実施された地震・津波審査部門との面談においては、耐震安全性評価については実用炉監視部門が受け取り、審査部門とも連携しながら安全確認を進める体制が確認された[3]。これらの一連の対応は、縦割りに陥りやすい行政組織において、適切な役割分担と部門間協力が機能した事例として評価することができる。一方で、解析による安全性確認について規制側がどの範囲まで関与し得るのかという点については､制度上の整理が必ずしも明確とはいえない側面もみられる。事業者の一義的責任を前提としつつ、高度な解析判断を伴う設計プロセスに対する技術的監査の在り方が課題として浮かびあがった点は、中部電力の不適切事案において提起された制度的論点とも通底するものである。

地震ハザード評価には本質的に大きな不確かさが伴うという現実を踏まえれば、現行規制基準の下で再稼働している原子力施設において設計基準ハザードを超える地震の揺れが発生する可能性は今後も否定できない。このような場合に、事業者と規制機関の双方が、設計基準ハザードの評価が技術的に適切に実施されていたのかという問いと、被災後のプラントは安全であるのかという問いの、二つの難しい問いに即座に向き合う必要に迫られる。この際に、本稿で提示した QMS の観点が重要な意味を持つ。

Ⅴ. 結論

本論文では、中部電力・浜岡原子力発電所における基準地震動策定に係る不適切事案を契機として、当該事案を個別事業者の問題としてではなく、制度的・構造的課題の観点から位置づけ、日本の原子力安全規制における設計プロセスの品質マネジメントの在り方について検討を行った。

我が国の原子力分野における品質マネジメントシステム（QMS）は、JEAC 4111 を中核とする規格基準の整備や規制検査制度の導入・高度化を通じて、運用段階を中心に一定の成熟を遂げてきた。また、設計・開発段階に対してもプロセスアプローチに基づき、解析業務を含む設計活動に QMS を適用する枠組みが精度上整備されている。

地震動評価のように不確かさが大きく、専門的判断が関与しうる設計プロセスに対して、米国においては、SSHAC プロセスが整備され、そこでは、ワークショップの実施、参加型

[3] 原子力規制庁、北陸電力株式会社の志賀原子力発電所における令和 6 年能登半島地震の影響に関する面談 令和 6 年 02 月 21 日、https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA045000899

ピアレビュー、スポンサーである事業者や専門家の役割分担、判断過程の文書化、規制機関の関与といった要素が体系的に制度化されており、地震ハザード評価プロセスそのものが QMS として機能していることが示された。一方、我が国では、相対的にみて、同様な QMS の具体化および要求事項の明確化は、必ずしも十分に進められてこなかった。

以上の比較を踏まえると、我が国の原子力安全規制における構造的盲点として、設計成果物の適否を事後的に確認する枠組みは整備されていたものの、設計判断の形成過程、専門家統合プロセス、モデル選定の妥当性といったプロセス品質を監査対象とする制度的視点は十分に組み込まれてこなかった。すなわち、高度な専門判断を要する設計プロセスに対する QMS の制度設計が相対的に脆弱であった可能性が指摘できる。

また、本稿では、今回の不適切事案の背景として、地震動評価に内在する不確かさ要因のうち、その一部が解析手法やシミュレーション設定に依存する性質を有していることを指摘した。さらに、当該事案の対象となった不確かさ要因は、地震動評価全体を支配的に規定するパラメータとは性質を異にし、その影響の大きさについては相対的観点から評価されるべきものであることを示した。そのうえで、本事案については、実体的な安全性への影響の有無を直ちに断定するのではなく、安全確保の枠組みが一定程度機能していることを前提とすれば、設計プロセスにおける品質マネジメント（QMS）の在り方に関わる問題としての側面が相対的に大きいことを論じた。さらに、設計プロセスにおける QMS の課題が安全規制上どのような影響を持ち得るのかについて、不正または不適切な評価が疑われる場合、設計基準ハザードを超える自然現象が実際に発生した場合という二つの観点から整理し、本問題が制度的に重要な含意を有することを指摘した。

ただし、本稿の議論は限られた事例に基づく分析であり、その一般化の可能性については、今後の事例分析の蓄積を通じて検証される必要がある。例えば、過去の事故・事象を本論文の問題設定に即して整理することにより、本稿で提示した制度的分析の妥当性を補助的に検討し得る可能性がある。この点については、今後の検討課題として位置づけるにとどめたい。

References

1) 中部電力株式会社：浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不適切事案についてプレスリリース，2026 年 01 月 05 日，https://www.chuden.co.jp/publicity/press/1217264_3273.html (参照：2026-02-01)

2) 中部電力：浜岡原子力発電所基準地震動の超過確率の参照について，第 1282 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 令和 6 年 09 月 06 日，https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100004912 (参照：2026-02-07)
3) 日本電気協会：原子力安全のための品質保証規程（JEAC 4111-2003），2003.
4) 日本電気協会：原子力発電所における安全のための品質保証実施指針（JEAG 4121-2005），2005.
5) International Organization for Standardization (ISO): ISO 9001:2000, Quality management systems - Requirements, 2000.
6) International Organization for Standardization (ISO): ISO 9001:2015, Quality management systems - Requirements, 2015.
7) International Atomic Energy Agency: Leadership and Management for Safety, General Safety Requirements No. GSR Part 2, 2016.
8) 日本電気協会:原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC4111-2013), 2013.
9) 日本電気協会：原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC4111-2013)の適用指針（JEAG4121-2015），2015.
10) 日本電気協会:原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC4111-2021), 2021.
11) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律　第四十三条の三の二十二 https://laws.e-gov.go.jp/law/332AC0000000166#Mp-Ch_4-Se_2-At_43_3_22 (参照 2026-02-10)
12) 平成二十五年原子力規制委員会規則第八号, 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則 https://laws.e-gov.go.jp/law/425M60080000008 (参照 2026-02-10)
13) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律　第六十二条二　https://laws.e-gov.go.jp/law/332AC0000000166#Mp-Ch_11-At_61_2_2 (参照 2026-02-10)
14) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律　第四十三条の三の五第十一項、及び第四十三条の三の六　https://laws.e-gov.go.jp/law/332AC0000000166#Mp-Ch_4-Se_2-At_43_3_5 (参照 2026-02-10)
15) 原子力委員会：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について，昭和 53 年 9 月 29 日，1979.
16) 原子力安全委員会：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の耐震安全性に

係る安全審査指針類の改訂等について，18 安委第 59 号，平成 18 年 9 月 19 日，2006.
17) 前田洋介：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂について，日本地震工学会誌，No. 5，pp. 4-9，2007
18) 入倉孝次郎：原子力発電所の耐震設計のための基準地震動，日本地震工学会誌，No. 5，pp. 23-28，2007
19) Kaplan, S., Garrick, B.J.: On The Quantitative Definition of Risk. Risk Analysis, 1: 11-27, 1981.
20) McGuire, R.K.: Seismic Hazard and Risk Analysis, Earthquake Engineering Research Institute, MNO-10, 2004.
21) 地震調査研究推進本部 地震調査委員会：震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」），2017.
22) 五十嵐さやか，坂本成弘，西田明美，村松健，高田毅士：震源特性の不確定性が地震動強さや建物応答に及ぼす影響，日本建築学会構造系論文集，Vol. 81，No. 721，425-435，2016.
23) 引田智樹，纐纈一起，三宅弘恵，震源特性の偶然的不確かさに起因する地震動シミュレーションのばらつきに関する検討，日本地震工学会論文集, 20(3), 3_21-3_34, 2020.
24) 糸井達哉，翠川三郎，鬼頭順三，三浦弘之，内山泰生，坂本成弘：統計的グリーン関数法で評価した地殻内地震の応答スペクトルのバラツキ，日本地震工学会論文集，9(1)，1_128-1_142，2009.
25) Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.165 Identification and Characterization of Seismic Sources and Determination of Safe Shutdown Earthquake Ground Motion (RG 1.165), United States Nuclear Regulatory Commission, 1997.
26) Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.208 A Performance-based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion (RG 1.208), United States Nuclear Regulatory Commission, 2007.
27) Budnitz, R.J., Apostolakis, G., Boore, D.M., Cluff, L.S., Coppersmith, K.J., Cornell, C.A., Morris, P.A.: Reccommendations for Probabilisitic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts, NUREG/CR-6372 / UCRL-ID-122160, Vol. 1, 1997.
28) 酒井俊朗：確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析―米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて―，電力中央研究所報告，O15008，2016.
29) Kammerer, A.M., Ake, J.P: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4

Hazard Studies, NUREG-2117, Revision 1, 2012.
30) Ake, J., Munson, C., Stamatakos, J., Juckett, M., Coppersmith, K., Bommer, J.: Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies, NUREG-2213, 2018.
31) 亀田弘行・他：伊方 SSHAC プロジェクト 最終報告書，2020，https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/（参照：2026-02-08）.
32) 酒井俊朗, 湯山安由美, 糸井達哉, 宮腰淳一: 伊方 SSHAC プロジェクトを踏まえた PSHA 実務ガイドの策定. 電力中央研究所報告 研究報告: NR22002, 電力中央研究所，2023.
33) 原子力規制委員会委員長定例会見 令和 8 年 01 月 07 日，https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100015308 (参照 2026-02-10)
34) 原子力規制委員会，委員長定例記者会見 2026 年 1 月 7 日，https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100015308 (参照 2026-02-10)
35) 原子力規制庁,“中部電力株式会社浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不正行為に関する注意喚起”，2026 年 1 月 15 日，https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100015498 (参照 2026-02-10)
36) 原子力規制庁、北陸電力株式会社の志賀原子力発電所における令和 6 年能登半島地震の観測記録について、令和 6 年 01 月 05 日、https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA045000824 (参照 2026-02-10)
37) 原子力規制庁、能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震健全性確認等について 令和 6 年 04 月 25 日、https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100001652 (参照 2026-02-10)
38) 原子力規制庁、能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震健全性確認等について 令和 6 年 07 月 03 日、https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100003643 (参照 2026-02-10)

Table 1 Sources of Uncertainty in Seismic Hazard Analysis and Corresponding Regulatory Treatment

Parameter		Treatment in Regulatory Review
Macro seismic source parameters	Fault dimensions (length, width, rupture area); fault location (latitude, longitude, depth); fault orientation (strike, dip); and fault mechanism (strike-slip, reverse, normal)	The regulatory review examines whether additional detailed information is required for the setting of seismic source parameters and, where necessary, whether such information has been adequately obtained through additional investigations, including geomorphological, geological, and geophysical surveys.
	Scaling law (seismic moment (M_0)-area (S) relation)	The regulatory review examines whether the appropriate scaling law has been applied and whether the associated uncertainties are appropriately considered.
	Rupture style (rupture segmentation, multi-segment rupture)	The regulatory review examines whether all available direct and indirect information, including the latest scientific findings, is considered.
Micro seismic source parameters	Characteristics of asperity (number, location, area, slip) and background area Stress drop Hypocenter location Rupture velocity	The regulatory review examines whether dominant parameters that significantly influence site-specific ground motion evaluation (particularly asperity location, stress drop, and rupture initiation point) are appropriately analyzed.
Ground motion prediction	Ground motion prediction method (ground motion prediction equation,	The regulatory review examines whether ground motion evaluations are derived using appropriate ground motion prediction equations and fault-rupture-model-based simulation

empirical/ Stochastic Green's function method, etc.)	methods.
Propagation path effects and site amplification	The regulatory review examines whether propagation-path effects, including regional attenuation characteristics and site amplification, are adequately considered.
Ground motion variability	The regulatory review examines whether uncertainties associated with source, propagation-path, and site characteristics are classified into aleatory and epistemic uncertainties and are appropriately evaluated.