

第9回シビアアクシデント技術評価検討会

議事録

1. 日時

令和3年10月15日（金）10：00～11：34

2. 場所

原子力規制委員会 13階会議室B・C・D

3. 出席者

外部専門家

糸井 達哉 国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 准教授
牟田 仁 学校法人五島育英会東京都市大学大学院総合理工学研究科 准教授
守田 幸路 国立大学法人九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門 教授

専門技術者

倉本 孝弘 株式会社原子力エンジニアリング解析サービス本部 本部長代理
高橋 浩道 三菱重工業株式会社原子力セグメント 炉心・安全技術部
リスク評価担当部長
田原 美香 東芝エネルギーシステムズ株式会社礫子エンジニアリングセンター
原子力安全システム設計部 安全システム技術第二グループ フェロー

原子力規制庁

遠山 眞 技術基盤課長
萩沼 真之 技術基盤課 企画官
藤田 達也 技術基盤課 原子力規制専門職
舟山 京子 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）
秋葉 美幸 シビアアクシデント研究部門 上席技術研究調査官
濱口 義兼 シビアアクシデント研究部門 主任技術研究調査官
出井 千善 シビアアクシデント研究部門 技術研究調査官
城島 洋紀 シビアアクシデント研究部門 技術研究調査官

4. 議題

- (1) 安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価
(シビアアクシデント技術 事前評価)
- (2) その他

5. 配付資料

名簿

資料1 原子力規制委員会における安全研究の基本方針

資料2 安全研究プロジェクトの評価実施要領

資料3 「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」
(令和4年度以降の安全研究に向けて)

資料4 研究計画(案)

参考資料 研究計画(案)説明資料

6. 議事録

○遠山技術基盤課長 それでは、定刻になりましたので、ただいまから第9回シビアアクシデント技術評価検討会を開催いたします。

原子力規制庁技術基盤課長の遠山でございます。

本日はお忙しい中、皆様、検討会に御出席いただき、ありがとうございます。

今回の技術評価検討会では、令和4年度から開始する1件の安全研究プロジェクトの事前評価といたしまして、研究手法や成果の取りまとめ方法など、技術的な妥当性について専門家の皆様から様々な御助言を頂きたいと考えております。どうぞよろしく願いいたします。

○萩沼企画官 技術基盤課企画官の萩沼です。

本検討会では、主査を設定してございませんので、事務局として私のほうで議事を進行させていただきます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症対策のため、テレビ会議システムを利用しております。一般傍聴については、傍聴席の間隔を空け、席数を限定して行っております。

まず、委員と専門技術者の方々を御紹介させていただきます。

本日は委員として東京大学、糸井先生。東京都市大学、牟田先生。九州大学、森田先生

に御出席いただいております。

また、専門技術者として、株式会社原子力エンジニアリング、倉本様。三菱重工業株式会社、高橋様。東芝エネルギーシステムズ株式会社、田原様に御出席いただいております。

それではまず、事務局より、本日の資料を確認させていただきます。

○藤田原子力規制専門職 技術基盤課の藤田です。

本日の資料について、説明させていただきます。

議事次第に記載させていただいておりますとおり、本日の配付資料としましては、まず本技術評価検討会の委員の先生方と専門技術者の皆様の御所属、お名前を書かせていただきました名簿、それと資料1～4までと参考資料を御用意しております。

参考資料につきましては、資料4で研究計画案を記載させていただいておりますけれども、こちらをプレゼンテーション形式に落とし込んだものとなっております。

本日の資料は以上となります。

○萩沼企画官 資料は大丈夫でしょうか。

よろしければ、それでは事前評価に先立ちまして、評価の進め方等について取りまとめた資料1、原子力規制委員会における安全研究の基本方針、それから資料2、安全研究プロジェクトの評価実施要領、資料3、今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針、令和4年度以降の安全研究に向けて、を事務局より簡単に御説明させていただきます。

○藤田原子力規制専門職 技術基盤課の藤田です。

それでは、資料1～3までについて、簡単に御説明させていただきます。

まず、資料1になります。こちらは原子力規制委員会における安全研究の基本方針をまとめたものになります。通しページの1ページ目を御覧ください。

2ポツとしまして、安全研究の基本的な考え方としまして、まず安全研究の目的になりますけれども、ここでは大きく4つの目的を設定しております。1つ目が規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備、2つ目が審査等の際に判断に必要な知見の収集・整備、三つ目としまして、規制活動に必要な手段の整備、これは安全研究に使用する解析コードなどの整備を意味しております。

また最後に、技術基盤の構築・維持としまして、今後役立つ知見を創出していくこと、または人材を確保していく、育成していくということを目的として置いております。

安全研究プロジェクトの進め方になりますけれども、同じく2ページ目の3ポツのところになります。まず、規制委員会におきましては次年度以降を対象に、今後推進すべき安全

研究の分野及びその実施方針というものを毎年度策定しております。こちらは本日配付しました資料3に相当するものになります。その中で、安全研究プロジェクトを策定しております。

続きまして、次のページの3ページ目に移りますけれども、安全研究プロジェクトの評価といたしましては、基本的には自己評価としておりますけれども、その評価の客観性を加味するという観点から、事前評価または中間評価、事後評価というものを実施するに当たりまして、外部の専門家の評価・意見、また産業界等の専門的な技術的知見を有する専門技術者の皆様から意見を聴取し、参考とするということにしております。

本技術評価検討会におきましては、この事前評価というものを行いまして、具体的には実施方針に沿って計画された新しい安全研究プロジェクトが最新の動向を踏まえた成果目標や研究手法、計画といったものについて、技術的な妥当性の評価を行っていただくというものになります。

次に、資料2のほうに移りたいと思います。資料2の3ページ目を御覧ください。

ここでは、先ほども申しましたように、安全研究プロジェクトについて客観性を確保するために、この技術評価検討会を設置することとしておりますけれども、事前評価につきましては、(4)番で記載させていただいておりますとおり、研究内容の技術的妥当性を確認した上で、研究計画の変更の要否を評価するということとしております。

ここでは、評価の視点としまして、このページの脚注になりますけれども、①～④で記載させていただいておりますこの4点について、評価の視点としてお持ちいただければと思っております。

最後に資料3について御説明させていただきます。

こちらは本年7月に原子力規制委員会にて決定されました令和4年度以降の安全研究に向けての実施方針になっております。この資料のうち、通しページの7ページ目になりますけれども、今回の技術評価検討会で対象といたします安全研究プロジェクトは、D リスク評価に該当する安全研究プロジェクトになっております。

通しページの8ページ目では、このリスク評価の分野において、短期的な課題といたしまして、D-1からD-3までの大きく三つの課題を設定しております。これらの三つの課題を解決するために、安全研究プロジェクトとしまして「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」というものを令和4年度から令和8年度までの5箇年で実施するという形で安全研究プロジェクトを立ち上げております。

事務局からの説明は以上となります。

○萩沼企画官 はい。それでは、本件について御質問、御意見等ございましたらお願いいたします。よろしいでしょうか。

それでは、これより令和4年度から令和8年度まで行われる予定の安全研究プロジェクトであり、今回の事前評価の対象となる原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究について、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の濱口主任技術研究調査官から説明させていただきます。

○濱口主任技術研究調査官 シビアアクシデント研究部門の濱口でございます。

資料4の研究計画（案）につきまして、参考資料の研究計画（案）説明資料を用いまして、説明をさせていただきます。

まず、2ページ目でございますけれども、説明の流れとしましては、まず背景を説明させていただいて、目的、研究の概要、そして最後に行程表について説明をさせていただきます。

背景のところでございますけれども、3ページのところでございますけれども、令和2年から新たな原子力規制検査が開始されてきて、その中でリスク情報を活用した日常検査であったり、検査指摘事項の重要度評価が実施されてございます。その中で、原子力発電所内にある機器故障によって発生する事故であったりトラブルであったり、これを起因とした内部事象でございますけれども、その確率論的リスク評価から得られるリスク情報が用いられております。

2番目の矢羽根のところでございますけれども、原子炉施設では、リスクを総合的に評価するためにはこのような内部事象だけでなく、地震、津波などの外部事象によるその事故やトラブル、これらを考慮することが重要でございます。このため、原子力規制検査で活用するリスク情報につきましては、内部事象のリスクに加え、段階的に外部事象のリスク情報を拡張していくこととなっております。

また、米国のNRCでは、検査制度の中で内部事象PRAだけでなく、地震や火災や溢水などの外部事象のPRAも活用しているところでございます。

こちら4ページのスライドでございますけれども、旧JNESから手法開発、PRAの手法開発をして、PRAモデルを作成して、ある程度のクオリティをもって炉心損傷頻度を計算できるところまでは来てございますけれども、そのような開発の経験から、より保守性をなくしたり、また不確かさを低減したほうがよいというような主な項目を表にまとめて、また

その開発状況を丸、三角、バツで表現しているものでございます。

例えばではございますけれども、パラメータのところを見ていただきまして、機器故障率の分析ということで、三角、検討中という状況でこの表に示されてございますけれども、電力中央研究所で機器故障率の日本国内の平均が算出されてございますけれども、その値については米国また欧州と比べて1桁、2桁、ある機器については3桁ぐらい違うといった状況でございますので、まだまだ分析が足りていないという状況でございます。

また、次のページ、5ページ目ではございますけれども、外部事象も内部事象と同じようにPRA手法の開発を実施してきまして、PRAモデルを作成し、ある程度のクオリティをもってこちらも炉心損傷頻度を計算できるようになってきてございますけれども、やっぱり自然現象を対象にしてございますので、大きな不確かさを持つということで、これをどのように低減していくかということで、主な項目を挙げさせていただいております。

例えばでございますけれども、機器フラジリティのところを見ていただきまして、機器損傷の関係性、例えば地震を考えた場合に、一つの地震動に対して機器がどういう関係性をもって故障するのか、独立に故障していくわけではないと思いますので、その関係性をどのように考慮していくのかということがまだまだ分析・検討が足りていないと思ってございます。

また、隣接プラントの影響ということで、下から4行目辺りのところでございますけれども、隣接プラントで発生した事故の影響、地震を考えた場合に、一つのユニットだけではなくて、隣接するユニットにも地震の影響がございまして、そのときの影響をどのように考えるのかという検討もまだまだ足りていないという状況でございます。

6ページ目のところでございますけれども、このスライドの中で先ほど説明させていただいた課題をまとめてございます。まず一つ目のポツのところでございますけれども、複雑な状況をPRAモデルに組み込む方法を開発できていないという課題、例えば地震時の津波を考えると、地震が起こってその地震によるインパクトが機器に与える、また後で津波が来て、その津波のインパクトもあると。こういうような事象をどうやってPRAで考えるのかですとか、また隣接プラントにも影響してございまして、その隣接プラントで発生している事故についてどのように考えていくのか。また先ほど説明させていただいたように、機器の損傷の関係性、一つのインパクトがいろんな機器に影響するという、その関係性をどうやって検討していくのか。まだまだそういうことは考えられていないということで、課題に挙げさせていただいております。

また2番目のポツですけれども、従来の一般的な人間信頼性解析手法THERPなど、私たちがこれまで使って人間の人的過誤確率を求めてございますけれども、この手法をもってしても運転員の操作の環境悪化であったり、運転員操作の複雑化、これらを考慮した人的過誤確率を計算できていないという状況でございます。

また、PRAが持つ不確かさを明確にできていなくて、明確にできていないがゆえに規制活動で考慮をどのようにしていくべきかというのをこの検討ができていないという状況でございます。

また、刻一刻とプラントの状態が変化する上で、運転員の状況が変化していくというようなことをPRAでモデル化できていないという状況がございますので、こういう課題をこの研究で解決していったって、外部事象PRAをメインにその基盤となる内部事象のPRAも併せて研究をして、検査制度でどのように導入していくか、活用していくかということを検討していきたいと考えてございます。

7ページ、目的のところでございますけれども、背景でも説明させていただいたように、本研究では原子力規制検査における合理性、また客観性を高めるために不確かさを低減したレベル1PRAの研究を実施していきたいと考えてございまして、具体的には原子力規制検査の日常検査における機器の選定であったり、検査指摘事項の重要度評価にリスク情報を活用するために研究していきたいと考えてございまして、その研究で実施していくことを二つのポツで挙げさせております。

まずは地震や津波などの外部事象を対象に、単独の事象であったり、または付随する事象に対するレベル1PRAの手法を開発して、リスクの知見を蓄積していくということと、また詳細にリスク評価できる手法を開発していく。これらのような目的のためにも基盤整備も併せて実施していくというふうなことを考えてございます。

8ページでございますけれども、右の図にありますように、研究の流れとしましては、段階的に拡充していく外部事象PRA手法の開発、そしてその基盤となる内部事象、外部事象のPRAの高度化を実施して、これらの知見をどのように原子力規制検査で活用していくかという検討をして、実際の原子力規制検査、規制活動に活用していくという流れをもっております。

9ページ以降の説明の順番としましては、まず本研究の肝である外部事象PRA手法の開発のところ、そしてその次に規制活動とのかけ橋となる研究でございます原子力規制検査への外部事象PRA導入の検討、最後に基盤整備でございます内部事象と外部事象のPRAの高度

化について説明をさせていただきます。

9ページ目のところでございますけれども、まず段階的に拡充していく外部事象レベル1PRA手法の開発としまして、三つの大きな項目を考えてございます。まず、a.の複合事象を対象にしたPRAの整備としまして、複数の事象が重畳した場合、複雑なインパクトに着目をして、複数の事象が発生した場合の外部事象のレベル1手法を開発していきたいと考えてございます。

また、b.のところでございますけれども、多数基立地サイトを対象にした外部事象PRAの整備としまして、隣接プラントであったり隣接サイトであったり、そこで発生した事故のリソースの配分であったり作業環境の悪化、また施設内の機器の相関関係など、これらに着目をしまして、多数基立地サイトの外部事象PRA手法を開発していきたいと考えてございます。

また、c.のその他の外部事象に係るPRAの整備でございますけれども、国内外の最新知見を用いて強風であったり火山であったりいろいろな事象、自然災害がございますので、そのような外部事象のPRA手法を開発していきたいと考えてございます。

10ページでございますけれども、原子力規制検査への外部事象に対するレベル1PRA導入の検討につきましては、こちらも三つの大きな項目に分けて研究を進めることを考えてございまして、a.原子力規制検査で活用する事業者のPRAモデルの適切性確認に必要な知見の整理としまして、今後事業者が作成している外部事象のPRAモデルの適切性を確認していくための知見を整理していきたいと考えてございます。

また、b.のところでございますけれども、外部事象のリスクに対する検査指摘事項の重要度評価の手法の開発としまして、これまで内部事象のリスクに対して評価手法を開発してございますけれども、それを拡張して外部事象のリスクを検査の中でどのように活用していくかという手法を開発していきたいと考えてございます。

また、c.の外部事象のリスクに対する計算機能の拡張としまして、検査官が使えるツールに対しまして、今、内部事象を対象にしていますけれども、外部事象へ拡張していくといった研究を考えてございます。

11ページの(3)の内部事象及び外部事象に対するレベル1PRAの高度化としまして、基盤整備のところでございますけれども、まずa.で新たな人間信頼性解析手法のPRAの適用としまして、運転員の複数の操作間の失敗の関係性、それらを考えたり、また運転員の操作失敗に関係する中央制御室の機器故障、これはこれまでのPRAモデルの中には含めてこ

なかったものをどのように含めていくかという検討をしていきたいと考えております。

また、二つ目のポツのところでございますけれども、地震に伴う斜面の崩壊であったり、サイト内の作業環境が悪化してきますけれども、その悪化をどのように人間信頼性解析の中で考えていくかといったような研究をしていきたいと考えております。

b. の不確かさ要因に関する検討のところでございますけれども、先ほども説明させていただいたように、欧米各国に比べて故障率が違うところがございますので、その算出方法であったり分析方法の研究、またレベル1PRAで考える安定状態の定義であったり成功基準解析での最確推定の方法であったりというものを研究して、不確かさを低減していきたいと考えてございます。

また、c. ダイナミックPRA手法の整備につきましては、プラント状態が変化することを考慮できるようなダイナミックPRA手法であったり、また運転員の操作のタイミングであったり操作失敗のタイミングを考慮できるダイナミックPRA手法を考えていきたいと考えてございます。

12ページからは行程表となつてございまして、本研究、令和4年～令和8年を考えてございまして、まず(1)の外部事象レベル1PRA手法の開発につきましては、このように複合事象であったり多数基立サイトのPRAの整備は5箇年考えてございまして、またその他の外部事象については2か年で開発していくということを考えてございます。

13ページでございますけれども、原子力規制検査への外部事象に対するレベル1PRA導入の検討につきましては、段階的に拡張、外部事象のリスクを拡張していくということで、段階的に地震であったり津波であったり、火災であったり溢水であったり、そのような外部事象に対するリスクを原子力規制検査でどうやって活用していくかという研究を5箇年で考えてございます。

14ページでございますけれども、内部事象と外部事象のレベル1PRAの高度化としまして、基盤整備のところでございますけれども、人間信頼性解析手法の開発については3か年程度、また不確かさ要因に関する検討については4か年、ダイナミックPRA、新たなPRAの手法の開発整備については5箇年という計画で考えてございます。

御説明は以上になります。

○萩沼企画官 それでは、質疑とさせていただきます。質疑につきましては、最初に専門技術者の方々から御意見を頂き、次に委員の方々から御質問、御意見を頂きたいと思っております。

なお、御発言の前に所属とお名前をおっしゃっていただきますよう、お願いいたします。

それでは、まず、専門技術者の方々から御意見を頂きたいと思います。いかがでしょうか。どうぞ。

○倉本専門技術者 よろしいでしょうか。原子力エンジニアリングの倉本です。よろしく
お願いいたします。

私のほうから、まず、PRAの高度化基盤整備の部分で、HRAであるとか不確かさといった
ところを研究されているところに対して確認とか質問をさせていただきたいと思います。

今のスライドの6ページにあるように、そういう高度化基盤に関する背景とか問題意識
はそのとおりであり、こういう研究ということは必要だというふうに感じています。それ
で、人間信頼性解析手法のPRAの適用ということで、11ページ目に研究の概要ということが
示されていますけども、この人間信頼性解析手法としては、資料4の中とかでは米国の
手法のIDHEASであるとかPHOENIX等が関連文献としても示されていて、そういうものを導
入した上でその手法でやっていくというような研究なのか、規制庁のほうで新たな手法の
開発、あるいはツールの開発といったものも併せて実施していくというふうな計画なのか
ということをお聞かせいただきたいというのが1点です。

それと、不確かさ要因の検討に関してなんですけども、これまでの状況の整理の中でも
この不確かさにはパラメータ、モデル、不完全さというような三つの要素が示されていて、
この中で私どもも重要だと思っているのは特に不完全さによる不確かさという部分は、認
識論的不確かさということで、今後のリスク情報活用であるとか、あと全リスク、安全目
標、性能目標と比べる上においても、この不完全さによる不確かさをきちんと見極めると
いうことは非常に重要な要素だと思っているんですけども、今の研究計画の中ではそうい
う部分が今、入ってはいないのですが、ほかの研究部門で計画されるのか、この後に検討
していくのかと、そういった点についてもお聞かせいただきたいと思います。

以上、2点、まずは私のほうから確認と質問をさせていただきました。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございます。

まず最初の御質問、人間信頼性解析手法についてでございますけれども、私どもも米国
NRCが開発しているIDHEASであったり、また米国のカリフォルニア大学でPHOENIX手法とい
うものが開発されていたりとか、あと電力中央研究所でもIDHEASをベースにした研究とい
うのが進められているということは確認しているところでございますし、あとそれらの
IDHEASであったりPHOENIXであったりというような研究の成果も組み込みつつ、足りな

いところがありるのであれば、そこにつけ足すというような研究を考えてはございます。

ベースとしましては、IDHEAS であったりPHOENIXであったりというのを今研究の中では使用していくことを考えてございます。

また、2番目の不完全さの不確かさのところではございますけれども、こちらについてはどのように不完全さを特定していくかというとても難しい課題だと考えてございまして、それについては米国の知見であったりとかいろいろな知見を本当に足りないものは何だったのかとか、そういうものの不完全さを確認したり、そういう足りないところをどんどん補っていくことで、不完全さをどんどんと低減できるのではないかと考えていますので、そのような研究を進めていきたいと考えてございます。

○倉本専門技術者 分かりました。

一つは段階的に外部事象PRAを展開していくということも不完全さによる不確かさを低減していくことであるというような捉え方もしているということですね。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口ですけども、はい、そのとおりでございます。

○萩沼企画官 はい。ありがとうございました。

それでは、ほかにいかがでしょうか。田原さん、よろしく願いいたします。

○田原専門技術者 東芝エネルギーシステムズの田原です。よろしく願いします。

スケジュールのところについてちょっと御質問があるんですけども、14ページのところで、ダイナミックPRA手法の整備ということで、最終年度にガイド等への反映の検討ということになっているんですけども、通常研究ですと、最初にどこにどう適用するかというのを検討して、それに必要なアウトプットは何かということで、それを達成するための方法ですとかモデル化を検討して、それで開発を行って評価を行って、その目的とした機能が達成されているかどうかを確認するという流れになるかと思うんですけども、ここで最後のところでガイドへ反映するということですけども、一応今現時点でどういう形で反映していくかという見通しが立てられているのかということと、あとそれと関連して資料4のほうの研究の概要のところ、いろいろなところに試解析を実施することで手法の妥当性を確認して進めるとあるんですけども、どうであればその手法が妥当であるということを確認できるのかというところを少し明確に示していただけたらなと思いました。

そのためにはちょっとこの研究のスコープをもっと絞り込んだ形で示していただいたほ

うがゴールが分かりやすくなるのではないかと思います。この点について御意見を伺いたいと思います。よろしく申し上げます。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございます。

まず、ダイナミックPRA手法の整備の見通しについてでございますけれども、令和8年度にこのガイドにどのように反映していくかという検討を実施するという計画ではございますけれども、何もない状況で手法を開発して、そのガイドへの反映を検討していくという流れではなくて、今のところ考えているのは検査の指摘事項が挙がっている状況で、そのプラントの内部の機器が劣化したりとか、プラントの状況が変化している状況での重要性を評価するという枠組みは現在ございますので、その中にダイナミックPRA手法も活用できるんじゃないかと考えてはおりますけれども、本当に実際検査指摘事項の重要度は検査官が評価をしていくということになりますので、そういうことが可能なものなのかどうか、ダイナミックPRA手法、どういうところにじゃあ検査指摘事項の重要度評価の全てをダイナミックPRAに置き換えていくのか、それともとても複雑な事象が発生したときにダイナミックPRA手法が使えるのかどうかというところを令和8年度のところで検討していきたいと考えております。ですので、反映していくところは検査指摘事項の重要度評価ということで、今現在は考えております。

2番目の試解析のところでございますけれども、どうしてもダイナミックPRA手法は新しい手法でございます、今現在も開発を続けているところでございます、これまでの古典的なPRAと、じゃあダイナミックPRAがどう違うのかというところを判断した上で、じゃあどれぐらいの差であれば妥当なのかどうかというのを試解析を通して判断をしていきたいと考えてございます。

以上です。

○萩沼企画官 大丈夫でしょうか。

○田原専門技術者 ありがとうございます。

○萩沼企画官 ありがとうございます。

それでは、高橋様、何か御意見、御質問等ございますでしょうか。

○高橋専門技術者 はい。三菱重工の高橋ですが、さっきの東芝の田原さんと同じような観点というか、全般的にちょっと危惧を感じているのが、やはり研究の目的というか、適用先をどう考えられているかというのが私もよく見えなかったんですけども、特に今、PWRが再稼働してまして、PWRの事業者のPRAモデルを今、規制庁さんのほうに御提供し

て、それで適合性を内部事象につきましては確認していただいて、今使える状態になっているという理解でいるんですよね。その上で今、例えばヒューマンエラーはどういう、また新たな研究をして、それがどこに使われるんだらうかというのが見えないというか、まず規制検査でどういったPRAが必要なのかというのがはっきりしないんですよね。

もっと言うと、純粹に研究をして知見を高める研究というか検討と、それから今明確に規制検査に即使用したいPRAを早く開発して使うというか、一番重要なのは規制検査で必要なPRAがどうあるべきかというところで、それに向けての研究というか、それとそれを浮き彫りにしたこの研究計画であってほしいなというのがあります。

例えば今、説明資料の13ページの行程表で、地震PRAモデルの適切性確認に必要な知見の整備というのが令和7年までであるんですが、じゃあ適切性確認というのはいつ終わって規制検査に投入できるんだらうというのが今資料4でも一本線になっているんですけども、この辺りはどう考えられているんでしょうか。この研究でどこで代表プラントが適切性確認されて、いつほかのプラント、少なくとも再稼働プラントについてはいつ展開されてこの研究が役に立っていくのかなというのがちょっと見えないなというのが一番今ちょっと危惧しているところなんです。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございます。

御質問2点あったかなと思まして、まず1点目、規制検査でどのようなPRAモデルが求められているのかというところについてなんですけれども、これまでも原子力規制委員会の中でも適切性確認の確認結果を説明させていただいて、その中でも議論させていただいた内容としては、やっぱりPRAというものはBest estimateで最確推定であるべきというところで、きちんと原子力発電所の実力を評価できるものがふさわしいんじゃないかと。だけれども、できない、まだ研究途中でできないところもあるかと思うので、活用できるところは活用していくというものになっているかと思ます。

ですので、規制検査で最終的な理想としては、実力を測れるようなPRAモデルが求められていると感じております。それについては成功基準解析の保守性であったりというのは規制委員会とも議論させていただいているところでございます。

その上で、外部事象のPRAモデルの導入に係る検討の行程表のところ、ページで行きますと13ページのところでございますけれども、まず今、検査見直しの検討チームであったり、また検査に関係する意見交換会合で、事業者からこういう行程で地震であったり津波のPRAモデルの整備を実施していきますということを聞いてございますので、それがまだ2、

3年後ということは聞いてございますので、出てくるようなタイミングにある程度の知見が整理されているという必要があると思っております、それについて例えばでございますけれども、13ページのa.のところの地震PRAのところを見ていただきますと、令和7年まで引いておりますけれども、じゃあ令和7年にならないと全てが全てそろわないのかということでもないと思っております、例えば令和6年ぐらいに事業者から地震PRAが提示されたときに、ほぼ確認できるぐらいの知見もあって、まだまだ不確かさがあるようなところ、また保守性があるようなところについては、研究も続けていかななくてはいけないと思っておりますので、そのようなところも研究を続けて、知見を蓄積して確認していくということを考えてございます。

○高橋専門技術者 分かりました。

ということは、随分先になりますよと。規制検査で使うPRAがそろうのはもう随分先ですとねということで、その間は研究しますよと。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございますけれども、事業者のPRAモデルの整備状況はよく高橋さんも御存じだとは思いますが、もし教えていただきたいのは、今、事業者が高度化しているPRAモデル、このモデル整備に注力をしていて、前倒して規制庁に提示できる状況にあるのかどうか。もし御存じでしたら教えていただけたらと思います。

○高橋専門技術者 三菱重工、高橋ですが、その辺り、確かに考え方だと思うんですね。高度化をどこまでやるかというのが、事業者側でどこまでやるかという話はあるかと思えます。ずっと高度化しているかもしれないですね、そうすると。その辺りはなかなかセンシティブなので難しいんでしょうけども、どうなんだろうかね。そうすると、内的事象一本足打法でしばらくやっていこうかという流れが随分長く続きそうな気配もありますね。これは個人的な考えですけども。今のところは濱口さんがおっしゃるとおりで、数年後にやっと事業者側のPRAが出てきて、それから見ていただくというようなことと理解しました。ありがとうございます。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口ですけども、1点追加させていただきたいんですけども、私たちも一本足打法がいいかどうかというのを、それをすごく懸念しているところ、原子力規制委員会の中でも地震のリスクを考えるべきじゃないかというコメントをいただいておりますので、13ページの行程表のところを見ていただきまして、b.のところなんですけれども、じゃあ外部事象をどう考えるのか。外部事象のリスクをどう考

えるのかということで、まずは内部事象のPRAモデル、これは提示いただいていますので、それを活用して外部事象のリスクを簡便に評価できないかということを考えて、それをなるべく早く原子力規制検査に導入したいと考えてございます。

以上です。

○高橋専門技術者 ありがとうございます。よく分かりました。

○萩沼企画官 よろしいでしょうか。

それでは、続きまして委員の方から御意見を頂きたいと思います。いかがでしょうか。守田先生、よろしくお願いたします。

○守田委員 ありがとうございます。御説明いただきまして、ありがとうございます。九州大学の守田と申します。よろしくお願いたします。

今日の資料の中で研究計画、行程表のほうもお示しをしていただきましたが、この研究計画を策定する上では、当然のことながら、ある程度、国内外の動向、研究の動向、規制の動向、こういったものを見通した上での研究計画となっているというふうに思います。もちろん研究計画の中に国内外の研究の調査、手法の検討、こういったものも含まれてございますが、ある程度見通した上での研究計画を策定されているというふうに理解をしております。

一方で、先ほど倉本委員のほうからも御指摘がございましたが、研究計画の案の資料4の背景のところ、米国のNRCでこの研究テーマに関して、こういったようなことが行われているかということについての言及がされてございます。新しい人間信頼性解析の手法が開発されていたりとか、ダイナミックPRAの導入によって詳細評価をして解析精度の高度化をする、それから不確かさの特定方法についての研究も進められているというようなことが、国外の最新の動向としてNRCの例を取り上げられて御説明が背景のところ、されています。

国内外の手法、最新の手法に一体こういったものがあるのかといったことは、当然、見通した上で研究計画は立てられると思うんですが、それとこれから規制庁さんのほうで進められる研究開発が、こういったところが同じで、こういった違いがあるのか、不足分は、こういったところが不足分があるので、こういったところを強化しなきゃいけないのか、その理由も含めて研究計画の中に書いてあってしかるべきかなというふうに思ったんですけれども。

具体的な研究計画の研究の内容のところについては、私自身は、はっきりとは、どう

いった違いがあるのか、何でそういった違いが、あるいは不足があると考えて研究計画の中に反映されたのか、そういったところが若干読み取りにくいなというふうにちょっと思いました。その辺のところをどういうふうなお考えで研究計画を策定されたのか、ここについて、お考えをお聞かせいただければと思います。よろしく願いいたします。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口です。

ありがとうございます。海外の例えば先ほどおっしゃられた人間信頼性解析についてでございますけれども、ここの中に、どういうところに不足があるのか読み取りにくいというコメント、貴重なコメントを頂きまして、追加していきたいとは考えてございます。

その中で、どういうところに不足があるかというところなんですけれども、やっぱり、事故シーケンスを考えた場合に、いろんな操作が、運転員の操作が入ってきて、それらの関係性をどのように考えていくのか。例えば、古い手法のTHERPとかでしたら低・中・高で依存性を考える。でも、低・中・高って何だろうというところも技術的なバックグラウンドも曖昧ではあるかなとございますので、その関係性をきちんと合理的に考えられる手法というのが必要なんじゃないかなと。そうしないとPRAに組み込むときにとても組み込みづらいというのがありますので、まず、そういう依存関係をきちんと分析、抽出できるような手法であるべきであって、それをPRAにうまく反映できるような手法であるべきと考えておりますので、本研究でそういう計画を記載をしているところでございます。

ちょっと読みにくいところがあったかと思っておりますので、充実していきたいと考えてございます。ありがとうございます。

○守田委員 九州大学の守田でございます。

ありがとうございます。今、人間信頼性解析の手法のことでコメント、お考えのほうを聞かせていただきました。ここにもダイナミックPRAの開発の進め方、それから不確かさの特定あるいは低減の方法、こういったものについても合わせて国内外の動向とこれからの計画がどういう対応関係にあるのかということについて、分かりやすいとか、そういったところのポイントも含めた上での研究計画の具体的な内容の御説明を含めて研究計画のほうに含めていただければと思います。どうぞよろしく願いいたします。ありがとうございました。

○萩沼企画官 よろしいでしょうか。

それでは、糸井先生、さっき手が挙がっていたと思っておりますので、よろしく願いいたします。

○糸井委員 東京大学の糸井です。

御説明、ありがとうございました。すみません、ちょっと幾つかありまして、一つずつコメントと質問をさせていただきたいと思います。

まず、ちょっと細かい話で申し訳ないのと、あと今回の。すみません。ちょっと、そこに行く前に。まず、今回の研究全体として、とても重要な研究も多々含まれていると思います。それについては、技術的な検討だけではなくて、合わせて人的な基盤等も含めて総合的に長期的に発展するような形で進めていただければと、ぜひ、思っております。

ちょっと先ほどに戻りまして、細かい話で。ほかの参考資料に挙げていただいている資料でも既にそういうふうになってしまっているの、この研究課題に関わることではないんですけども、内部事象、外部事象という言葉の使い方が少しおかしいように感じます。

例えば、IAEAの基準スタンダードを見たときには、外部事象の中には室内の火災や溢水は含まれていないと思います。それは、原子力学会の標準も同じだと思います。いわゆる、今、検査制度で用いられているようなPRAはランダム故障のPRAだと思いますけれども、内の事象のPRAという場合もありますけど、内部事象のPRAというのはあまりない、聞かないと思います。そのあたりの、まあ、言葉遣いなので組織ごとに違っていいんですけど、何となく混乱を招いて、それが最終的に何か検討の抜けにつながるようなこともなきにしないような気がしますので、ちょっと用語の使い方も含めて、もう一度、過去の資料も含めて見直していただくといいのかなというような感想を持ちました。ちょっと、これはコメントだけです。なので、ここで切らずに次に行かせていただきます。

二つ目については人間信頼性についてで、これ確認させていただきたいことがありまして。6ページの背景を見ますと、運転員の人間信頼性でSAについてはもう反映済みになっていて、そこはSA設備だけなのかなと思いながら見ていたんですけども、それで11ページを見ますと、運転員だけではなくて外部の運転員以外のSA対応に当たるような人の人間信頼性も含めて検討するよう見えるんですけど、私の今の理解でスコープとして研究の内容のスコープが間違いないのかを確認させていただきたいというのが、まず質問です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口です。

ありがとうございます。最初に頂きましたコメント、内部事象と外部事象の分類につきましては、もう一度、ちょっと見直させていただいて。内部事象は原子力発電所の内部の故障のみで、あと外部事象については内部火災とか内部溢水とか、いろんな事象を含め

てという分類で書いたつもりではございますけれども、ちょっと読みにくいところがあったかもしれないので、もう一度、分類のところを確認したいと思います。

○糸井委員 今の指摘としては、今の御理解で規制庁がやられているのであれば、IAEAや原子力学会等の分類とは違っているという。そこも含めて御確認いただければということです。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

はい、そこも含めて言葉の使い方について確認をしていきたいと思います。

あと、2番目の御質問を頂きまして。御理解のとおり、4ページの開発状況とか5ページで示している重大事故等対処設備のモデルの中に、もちろん人的過誤というのは含めてはございますけれども、人的過誤については人間信頼性解析のところ課題として上げておりますように、まだまだ検討が足りていないという状況でございます。ですので、丸という状況を今つけてはございますけれども、ここは設備をどうPRAモデルに組み込んだと、設備のモデルをPRAモデルに組み込んだという状況でございます。

11ページのところでございますけれども、今後、考えているのは、重大事故等対処設備になりますと運転員だけではなくて要員、待機している要員も入ってきたりとか、いろんな方々が入ってきますので、そういう状況、重大事故等対処設備の前に考えていたクルーではなくて、クルーが多くなるというような状況だと思いますので、そういう環境も考えた上で人的過誤確率を算出すべきではないかと考えていますので、そういうような研究を実施していきたいと考えております。

○糸井委員 ありがとうございます。理解できました。

次の質問に移らせていただきたいと思います。外的事象の地震PRA、津波PRAを検査制度に活用するというのは、喫緊の課題だと私も認識していますので、こういう検討をぜひ進めていただきたいと思いますので、ちょっとスタンスを明示されていないところがあるので、そこを確認させていただきたいと思っております。

それが、検査事項、重要度評価に災害的事象のPRA、外部事象のPRAを活用していくという場合に、参考資料を見ると不確かさの幅が問題だというふうに思われているように理解したんですけど。

一方で、これが、もし検査制度だけに使うのであれば、重要なのは絶対値ではなくてデルタCDFなりデルタCFRの値のほうが喫緊に必要なのかなというふうに思います。もし、それも私の認識が正しいとすれば、不確かさの幅よりは、それほど重要ではない可能性も

あるかなということです。

一方で、不確かさの幅については、検査制度だけではなくて安全性向上評価制度の結果を見るために使うのであればとても重要で、その場合には、ハザード評価においてリスクの幅をどう考えるか、そういうところも非常に重要になると思います。

ちょっと、すみません。私の前提の確認ばかりで長くなってしまったんですけど、外部事象のPRAを検査制度に使う場合に重要度評価というので、どこをターゲットにされるのか、その上で、どういう検討が、現状、既にデルタCDF、デルタCFFの色分けが与えられている状況で、それ以上にどういう検討が必要なのか、そのあたりの考え方について少し明確にさせていただければと思ひまして質問させていただきます。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

ありがとうございます。ちょっと私の糸井先生に対する御質問の理解がどこまでできているかは、すみません、申し訳ないんですけども。検査制度で活用する外部事象のPRAモデルについて、もちろん現状のPRAモデルはありますけれども、もし、そこに過度な保守性であったりとか、いろんな不確かさ、不完全さとか、そういうものが組み込まれていた場合、とても重要な重要度を持つ機器が見落とされていたりとか、リスクプロファイルがすごくがらっと変わっていたりとかします。

やっぱり検査とか規制活動で使うのは実力ベースのものが欲しいというのがありますが、それはまだまだ研究を続けていく必要があるとは思っていますので、活用できるところを活用していくという観点はあるものの、やっぱり、できる限り不確かさを低減させて、それを規制活動に活用すべきではないかということを考えていますので、そのような研究になっているかなと思っております。御回答になっていきますでしょうか。

○糸井委員 私なりに今の御回答を理解すると、検査制度でデルタCDFの値そのものだけではなくて、その背後にあるリスクプロファイルなり、そういうところまでしっかり見ていくような形で活用を、どこまで活用できるか検討していく、そういう研究をやるというように理解しました。

もう一つ理解したのは、ハザード評価のところにある程度重点を置いた研究というよりは、フラジリティ評価とか事故シーケンス評価のところ比較的焦点を置いたようなお考えが、今、述べられたのかなというようにも理解しました。ハザード評価はハザード評価で、多々、研究課題はある、そういうふうにも理解しました。私からは以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

ありがとうございます。本研究についてはPRAのところはメインということで、どういうふうにモデル化をしていくかというところまでございまして、おっしゃられたとおり機器の脆弱性のところ、機器の損傷の相関関係がどうなっているのだとか、また、そこからPRAから得られる重要度がどういふもの、プラントの全体を考えた上で、どういふ機器が重要なのかというところをピックアップしていくというところが重要だと考えていますので、その相関関係であったりとか重要度というものを焦点を当てて、このプロジェクトで研究していきたいと考えています。

○糸井委員 ありがとうございます。最後、以上で質問は終わりですけど、先ほど高橋さんがおっしゃられたように、事業者がリスクマネジメントの中に、規制以外のところも含めて、外的事象をどういふふうを考えてリスクマネジメントをしているのかという、そういうところが、こちらで研究をやっていく上で、それをどう理解して、その中でどこが規制に必要なのかという理解も研究を進めながら深めていただくと将来的によいかなど。そこも含めて、ぜひ、よろしく願いいたします。

私からは以上です。

○萩沼企画官 ありがとうございます。

それでは、牟田先生、よろしく願いいたします。

○牟田委員 東京都市大の牟田です。

御説明、どうもありがとうございました。一応、御説明を今、一通り伺って、研究の全体像は何となく理解できたような気がします。実は、質問しようと思っていたことは結構たくさんありまして、どうしようかと思ったんですけども、ちょっと大きく三つに集約しましたので、三つ、お伺いしたいと思います。

まず、一つ目ですけれども、計画を伺いまして、特に高度化と、あと段階的に拡充していく外部事象のところですけども、何を目標にしてこういう検討項目を選んだのかというのが、まず、あまりはっきりしなかったなという印象を持っています。

それから、あまり、多分、説明されていないし、時間の都合もあったかとは思いますが、それぞれの検討項目に対して、どこまでそれを達成すれば原子力規制委員会あるいは原子力規制庁として備えていなきやいけない技術的なもの、PRAに関する技術的な知見だとか、そういったものが達成できるのかというところがちょっとよく分からなかったような気がします。まず、この点、基本的な考え方になるかとは思いますが、お伺いしたいと思います。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口でございます。

ありがとうございます。まず、1点目の何を目標にしてという御質問に対してでございますけれども、まず、これまでの外部事象なり内部事象のPRAできていなかった、まだまだ検討が足りなかったところをカバーして、また、複合事象などのリスク評価、検討できていないようなところを研究してリスクを総合的に考えて、内部事象だけではなくて外部事象も合わせてリスク全体で考えられるようなPRA、それを原子力規制検査で活用していくというような目標を持って、今回、研究計画を立ててございます。

また、検討項目をどこまですれば達成ということを考えているのかということの御質問についてなんですけれども、まず、目標とすべきは世界各国のレベルを見定めて、そこに追いつくことかなと。その後、まだまだ不確かさがあるのであれば、それを低減していくって、原子力規制検査で活用できることかなとは思いますが。原子力規制検査で活用できるかどうかというのは、検査グループとも議論をして進めていくことにはなるかなとは思いますが、まず最初の目標としては世界各国の技術レベルに追いつくといったところかなと考えております。

以上です。

○牟田委員 都市大の牟田です。

前半に関しては、規制検査、事業者検査に使えるものとして、その技術レベルを達成するという目標なんだろうなというふうに理解しまして。もう一つ、世界レベルというのは、これはまた非常に抽象的な話で、今、二つ上げていただきましたけれども、ちょっとその両者が合致するとはあまり思えないんですね。ですので、やはり何に使われるかということに対して、その要件を満たすPRAの技術のレベルというのをやっぱり見定めた上で研究を行っていただかないと何かゴールがちょっと曖昧な感じがしますので、実際、意図していたことが達成できているかどうかということなかなか判断しづらいのかなというふうに感想を持ちました。

なので、そこのところは、この後、もう一段階、研究計画を立てられるときに、どういったところを狙うのかというのは恐らく明確化されると思いますので、そのときに、こういったことを意識していただければなというふうに思います。

よろしければ二つ目の質問に参りたいと思いますけれども、事業者検査に使う外部事象PRAということなのでございますけれども、これ、ちょっとよくイメージが私はつかみにくくて。なぜかといいますと、得られる評価、例えば地震PRAとかで得られるもの、結果、それと

恐らく重要度評価みたいなものも合わせてやらないと、なかなか使える情報というのは出てこないと思うんですが、それと検査内容って、どんなふうに関連していますか。地震PRAって、しょせん機器が損傷する、揺れによって機器が損傷する程度というんですかね、どのくらい損傷しやすいかということが恐らく重要度では得られると思うんですけれども、これが直接、検査内容とリンクしていますか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

ありがとうございました。原子力規制検査と地震のPRAから得られる重要度の関係性かなと思うんですけれども、原子力規制検査で今、日常検査をする際に、重要な機器を特定して、そこにリソースを投入するという枠組みがございまして、それについては、今、内部事象のリスクをベースにした重要度が使われているところではございますけれども、内部事象だけではなくて外部事象も、もちろん考えた上での機器の重要度があると思いますので、その重要度。壊れやすさというよりは、炉心損傷のリスクをベースに考えた場合に、その機器の重要性はどういうものなのかというものを考えた上で原子力規制検査で使っていくものだと考えていますので、そういう情報を整理していくものだと考えてございます。

○牟田委員 都市大の牟田です。

ちょっと、やっぱりイメージがつかないですね。というのは、じゃあ、地震PRAの地震リスクに対する重要度というのは、要するに損傷確率ですよ。その損傷の原因というのは当然、地震なわけですから、信頼性という意味では信頼性なのかもしれませんが、機器そのものの信頼性という意味では、やっぱり内的事象のPRAの信頼性なんかをイメージしやすい。

要するに、機器が放っておいても壊れないようにメンテナンスをすとか、そういうことだと思うんですけれども、地震に対する損傷確率が高いものに対して、どういう検査内容をしようとされていますか。どういう検査をすることで、その信頼性を高めようというふうに考えられていますか。そこが、あまりリンクしていないように思うんですが。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口です。

はい、ありがとうございます。参考文献でもちょっと上げさせていただいたんですけれども、(6)のところで確率論的リスク評価モデルの現状と課題という、パワポの資料にはなっておりますけれども、その中で重要度、どういう重要度を考えて、それをどう規制検査で使っていけるのかという課題は。もちろん牟田先生がおっしゃられたように、

そのリンクというところだと思わすけれども、地震で壊れるもの、すぐに壊れてしまうようなものを、もちろん検査でそこにリソースを投入しても、それはあまり意味のない検査になってしまうおそれはあるかと思わす。

それは、おっしゃられるとおりにかなと思わすけれども、じゃあ、内部事象のリスクのプロファイルと外部事象、地震のリスクのプロファイルを比べた場合に、これ、両者一緒だったら内部事象の重要度等を使って検査のリソースの配分と考えたらいいと思わすけど、私、経験上、違わすと思わす。地震が起った場合に、この設備がないと炉心損傷に至る可能性がどんと跳ね上がるというものはあると思わすので、地震の発生頻度であつたりとか機器の重要度を考慮した上で、じゃあ、原子力規制検査でどういうリソース配分をしていくかと考えることはとても重要なことだと思わすので、そのような研究をしていきたいと思わす。

○牟田委員 あの研究に関しては、私も異論は全くございませぬ。重要なものをある指標で差し測って、それに対してリソースを配分するというのは、もちろん重要な話だと思わす。

ただ、内的事象で物差しにしているのは、機器そのものの信頼性じゃないですか。ランダム故障ですから、使っていくうちにどのくらい壊れるかという指標だと思わす。ところが、地震というのは揺れに対してどのくらい弱いかという指標ですから、検査内容の中に、じゃあ、揺れに対してどのくらい弱いか手当てするような内容があるのであれば、僕はリンクすると思わす。だけど、現状の検査内容というのは、そういったものを含まれているんですか。ちょっと、僕、そこが分からないので。それが、もしあるとすればリンクすると思わすけど、その点、いかがですか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

今、検査ガイドの重要度評価のガイドを見ていただくと、附属書として防護設備に対しての附属書があるかと思わす。火災の防護設備であつたりとかですね。防護設備の重要度の評価ガイドですので、地震もあるべきじゃないかなとは考えてございまして、地震の防護設備って何だろうと考えたときに、じゃあ、地震のときに壊れないようにというようなものかなと思わすので、そこはうまくリンクするかなと考えています。

また、日常検査で機器を選定する際の地震PRAの使い方ですけれども、先ほど紹介させていただいた(6)の資料なんですけど、高地震動になればなるほど、やっぱり牟田先生がおっしゃられたようにどんどん機器が壊れていく。そうすると重要度が見えにくくなつ

ていくということもありますので、じゃあ、どういう重要度。今はFV重要度であったり、あるいはRAW重要度というのを持ってきていますけれども、本当にその指標が地震PRAでも使えるのかというのは、ちょっと、私、課題だなと思っておりますので、どういう指標であれば検査とリンクしてという、検査に活用する際に検討すべき研究というのがあると思いますので、そういう研究ができればと考えてございます。

○牟田委員 都市大の牟田です。

よく分かりました。恐らく、そういうことじゃないかなというふうに思っていて、認識していただいているということで非常に安心しました。

それから、今の付随して、もう1つ地震PRAの大きな特徴というのが不確かさの大きさだと思えますね。これは、やっぱり本質的によく分からない事象、特に地震動とか、そういったものが、不確かさがとても大きくて、実際に例えば重要度の指標として考えたときに、その重要度の指標がどのぐらいの意味を持つかというのもあると思います。

あとは、例えば、地震の加速度に応じてフラジリティはどんどん変わっていきますから、当然ながら、その配分といいますか内訳ですね。この地震加速度における重要度という捉え方にならざるを得ないだろうと思います。とすると、起こった地震に対して、どの機器が重要かというのは何か連続的に変わっていくものだったりするわけで、とても、その考え方はよほど工夫が要ると思えますね。つまり、重要度が高いもの、低いものというふうに一概に言えるものじゃないんじゃないかというふうに思っているわけです。

分かりますか。つまり、加速度が変われば重要度が変わる可能性がありますよね。フラジリティの形は、みんな一定ではありませんから。そういったところもありますし、要するに、地震PRAの重要度評価というのは、今の技術ではとても使いづらいんじゃないかと思っているんです。この点は、いかがですか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

貴重な御意見、ありがとうございます。私たちも、じゃあ、(6)、いつも(6)の参考文献を紹介させていただいて恐縮なんですけど、その中でも地震動ごとに機器の重要度というのは、ざくっとですけども試解析しておりまして、やっぱり地震動ごとに変わっていくというのは牟田先生のおっしゃるとおりかなと。それを、じゃあ、どう統合するのか。ものすごく難しいかなと。でも、検査の中では、そのリソース配分の中でリスクの重要度も考えて実施していくということが必要ではありますので、じゃあ、それをどう統合するのかというのは研究課題、重要な研究課題かなと考えてございますので、貴重な御意見、

ありがとうございます。

○牟田委員 都市大の牟田です。

同じく、ちょっと今、私自身も、そこら辺の解決策ってどういうものかなというのは具体的なアイデアは持ち合わせておりませんので、何とも申し上げられないんですけども、恐らく重要な話かなというふうに思って、不確かさの話も含めて、使い方はよほど工夫が要るのかなというふうに考えております。

2つ目は以上です。

最後の質問なんですけれども、不確かさに関してということですね。そうですね。例えば、資料でいきますと、例えば最後の行程表のところ、何ページかな、一番最後のページで不確かさ要因に関する検討というのがありまして、3つほど項目を挙げていただいていると思うんですけども、この中で安定状態に係る不確かさということが項目として上げられているんですね。この安定状態というのが、実は、あまり、ちょっと、私、イメージが湧かなくて、どういったものを考えられているのかということと。

あと、前提条件として、今まで、これまで、あまり不確かさに関する検討がこれまでされていなかったというのは、実は僕は大問題だと思っていまして。これ、最初のほうのページで、今、どのぐらい過去の研究で実施されてきたかというページがあったかと思うんですけども、不確かさはことごとく三角とかペケがついていまして、これはちょっと認識がどうなのかなというところがありまして。そういう意味で、これから研究されるということなんだろうなと思うんですけども、あまり重要視されていないような印象があって、その点はちょっと問題かなというふうに思いました。

すみません。質問としては、安定状態って何を指していますかというのがまず最初の質問です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

ありがとうございます。安定状態につきましては、PRAで考える終状態。例えば、成功のところを。一つは炉心損傷ですけども、それは安定状態ではないですけども、終状態を考えたときに、これまではホットシャットダウンであったりスタンバイのところから切って、例えばPWRプラントのPRAモデルでいいますと、高温の停止状態で成功というモデル化をしてきたと思うんですけども、本当に高温停止で安全なリスクの少ない状態なのかどうか。また、フィードアンドブリードをずっと続けているような状態、これが本当に安定という状態なのかどうか。

この議論であったり検討というのは残されていると思っけていまして、この件については検査の見直しの検討チームであったりワーキンググループでも議論させていただいているんですけど、やっぱり事業者が考える安定状態と規制当局が考える安定状態、もしかしたら違うかもしれないというコメントも頂いておりまして、どういう状態であれば安定であって、それを目指すための手順がどういうもので、それをPRAモデルにうまく反映されているのかということの研究して、それを導かなければならないと考えてございます。

一番最初のコメントに戻らせていただいて、不確かさの検討が十分じゃないんじゃないか、重要性を見落とされているんじゃないかというコメントだったかと思うんですけど、これ、私、とても重要な課題だと考えてございまして。というのも、内部事象のPRAを実施したときの不確かさであったり、また、地震PRAの計算した結果の不確かさ、パラメータの不確かさのところではございますけれども、実際、印象的に小さいというのがありますので、じゃあ、それを、感覚的にも正しい不確かさの指標って何だろうというのは検討しなくてはいけないと思っけていますし、このPRAのコミュニティーでもきちんと議論をしていかななくてはいけないと考えております。

という上でも、電力中央研究所でもワークショップが計画されて、コロナの状況で中止されてしまいましたけれども、不確かさの議論の場というのはPRAのコミュニティーで考えたとしても皆さん重要だと考えていますので、そういうのを議論できる場というのは今後も準備して行って、私たちの研究の中でも研究をして、じゃあ、どういう不確かさがあって、じゃあ、それをどう考えていくかというのは重要な研究だとは考えてございます。

以上です。

○牟田委員 都市大の牟田です。

どうもありがとうございます。よく分かりました。恐らく、事故シナリオの不確かさとして、その中での終状態が本当にこういうことなのか、あるいはそれが本当に安定しているのかどうかという意味で、多分、安定という言葉が使われたんだろうなと思うんですけども、恐らく、そういう一連の流れの中で不確かさを考えるという意味では重要なお話だろうなというふうに理解をいたしました。

その上で、前の御質問の中で不完全さに対する不確かさというのがどうなのかという御指摘があったと思うんですね。今、お話を伺った上で、比較的、不確かさの中で重要と捉えられているのがパラメータの話と、あとは、今おっしゃられた終状態が本当にそうなのか、それが安定状態なのかというような不確かさと、あと最確推定ですかね、という

ころかというふうに捉えているというふうに理解はしたんですけども、不完全さに関する不確かさというの、負けず劣らずどころか、一番、ひよっとしたら重要じゃないかと思っっているんですね。

PRAで捉えている範囲の中ではリスク情報というのは十分得られるということだろうと思いますし、その中で、どれだけ解析をする人が不確かな部分があるのかということとどれだけ確信できているかということを表すのが僕は不確かさだと思っていますので、そういう表し方なんだろうと思うんですけども、その中でも特に不完全さというのはとても取扱いが難しく、かつ、これを無視することはできないと思うんですよ。

具体的に、じゃあ、どういうことを研究すればこんなことが分かるのかというのは、とても難しいと思うんですけども、やはり項目に直接、陽に出てくるものじゃなくても、どこか不完全さに関する検討というのは必要だと思っっているんですね。そこは、ぜひ、ちょっと、これはもう質問じゃなくてコメントに近いんですが、考えていただきたいというふうに思っています。自分の研究の中でも不確かさというのはとても大きなウエートを占めていますし、どう取り扱うかということは日々考えているところはあるんですけども、PRAにおいてはとても重要なファクターだと思っていますので、ぜひ、そこは認識を持っていただければなというふうに希望いたします。

私からは以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

貴重な御意見、ありがとうございます。不確かさ、不完全さの不確かさ、完全さの不確かさとかという言葉もあるかもしれないんですけど、そこについてはとても重要であって、もし不完全であったらどういう影響があるのかということを考えるのはとても重要だと感じております。

私たちの今、実施している研究の中でも、米国の専門家の知見を収集しているプロジェクトもございまして、その中で、これまでのPRAで考えてこなかったことをモデル化すべきなんじゃないかというコメントもいただいて、それがトップドミナントに出てくるようなもの、それを見落としていたというのは、これまでのモデルが不完全だったということもございまして、とても重要なことだと思います。でも、それを特定するというのがとても難しいことだと思いますので、また、いろんな機会のときに御議論させていただいて、不完全さの不確かさというものを検討していきたいと考えてございます。ありがとうございます。

○牟田委員 どうもありがとうございました。

○萩沼企画官 規制庁、萩沼です。

御意見、質問等、御一巡いたしました。さらに追加のコメント等あれば、糸井先生、手が挙がっています。よろしく願いいたします。

○糸井委員 東京大学の糸井です。

ありがとうございます。今の牟田先生のコメントを聞きながら、少し、一つだけ追加したいと思ったことがございます。

まず、最後の不完全性の不確かさについては、Unknown Unknownsについてどう考えるのかという答えがない議論もあるんですけど、むしろ今の議論はKnown Unknownsをどう考えるのかということも含めて議論を整理していただくという、そういうことが重要なのかなというふうに思いました。今の一番最後のお答えで、多分、そういう認識はされていると思うんですけど、言葉としてはそういう言い方をされていなかったのもので、その二つを区別していただきつつ課題を整理していただくのが大事なのかなと感じました。

もう一点、関連をしているところで、これ、PRAのコミュニティーの中でも20年、30年、不確かさを低減するという言い方がされてきているんですけど、もう最近、違和感がありまして、むしろ曖昧さを低減しているんじゃないかという。モデルの曖昧さが。曖昧さと不確かさという言葉がごっちゃに使われていて、モデルの曖昧な部分を確かにしていくという作業は、こういう研究でぜひやっていただきたいと思います。

一方で、不確かさについては低減するものではなくて、それがどれくらいあるのかをきちんと評価するというほうが研究としては重要で、それを不確かさという一つの言葉で言ってしまうと、その辺の区別が曖昧になってしまうという。今の議論、私の私見的な議論も半分ぐらい入っていますが、課題を整理していく上で、もし役に立つと思って申しました。

以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口です。

貴重な御意見、ありがとうございました。1点目のKnown Unknownsの不完全さ、完全さの不確かさについては、Known Unknownsということがありますので、そういう分類もきちんと今後考えていきたいと思っています。

また、曖昧さの低減、不確かさなのか曖昧さなのか、きちんと言葉を考えた上で、より分かりやすい言葉を使って整理していきたいと思っています。ありがとうございました。

○萩沼企画官 ありがとうございます。規制庁、萩沼です。

ほかに御意見、御質問等、ございますでしょうか。追加の御質問、御意見等、あればお受けしたいと思いますが、いかがでしょうか。大丈夫でしょうか。

ありがとうございます。それでは、本日の御説明は以上となります。

研究担当課の管理官である舟山が出席しておりますので、一言、御挨拶させていただきます。

○舟山安全技術管理官 すみません。安全技術管理官、シビアアクシデント担当の舟山でございます。

本日は、原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究の事前評価に対しまして、多くの御意見、御質問を頂きまして誠にありがとうございました。説明にもありましたとおりに、この安全研究プロジェクト自体は来年度からスタートする5箇年計画のプロジェクトになっております。今回いただいたコメントにもございましたけれども、原子力規制検査をターゲットといたしました安全研究となっておりますので、規制検査に活用するという観点を絶えず念頭に置きまして研究は進めていきたいと考えております。

また、対象事象といたしましては外部事象がメインとなっておりますものですから、ハザード、フラジリティにつきましては、ちょっとシビア部門だけでは難しいというところもありますので、地震・津波研究部門等といった他部門との協力も行いながら研究を進めていきたいと考えております。

最後に、不確かさ、不確かさ、不完全さの不確かさについての御意見を頂きました。とても困難なことだと思っておりますが、引き続き検討を進めていきたいと考えております。不確かさにつきましては、幅を抑えて、それを曖昧さとかという観点から、どのぐらい低減できるかというような観点も踏まえて、これからも検討していきたいと考えております。

本日頂きましたコメントに関しましては、これから研究方法とか成果の取りまとめ方法といった今後の研究の進め方のほうに反映させていただきたいと思っております。本日は、誠にありがとうございました。

○萩沼企画官 規制庁、萩沼です。

最後に、事務局から連絡事項となります。検討委員の先生方におかれましては、技術的観点からの評価シートをお配りさせていただいております。お忙しいところ申し訳ございませんが、10月22日（金）、1週間程度で事務局まで御記入の上、御送付をいただければ

と存じます。頂きました御意見は、事務局で取りまとめをした上で後ほど御連絡をさせていただきます。具体的な進め方は、事務局より別途御連絡をさせていただきたいと思っております。

それでは、これで第9回シビアアクシデント技術評価検討会を終了いたします。
本日はお忙しいところ、誠にありがとうございました。