

第63回

技術情報検討会

原子力規制委員会

第63回 技術情報検討会

議事録

1. 日時

令和6年1月25日（木） 10:00～12:05

2. 場所

原子力規制委員会 13階A会議室（TV会議システムを利用）

3. 出席者

原子力規制委員会

杉山 智之 原子力規制委員

石渡 明 原子力規制委員

田中 知 原子力規制委員

原子力規制庁

市村 知也 原子力規制技監

古金谷敏之 緊急事態対策監

佐藤 暁 核物質・放射線総括審議官

児島 洋平 審議官

大島 俊之 原子力規制部長

渡邊 桂一 審査グループ 安全規制管理官（実用炉審査担当）

米林 賢二 検査グループ 検査監督総括課検査評価室 上席検査監視官

齋藤 健一 原子力規制企画課 火災対策室長

小嶋 正義 技術基盤グループ システム安全研究部門 統括技術研究調査官

星 陽崇 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門 上席技術研究調査官

道口 陽子 技術基盤グループ 地震・津波研究部門 主任技術研究調査官

村上 玄 検査グループ 検査監督総括課 検査評価室 企画調査官

梶島 一 技術基盤グループ システム安全研究部門 統括技術研究調査官

田口 清貴 技術基盤グループ システム安全研究部門 主任技術研究調査官

濱口 義兼	技術基盤グループ	シビアアクシデント研究部門	主任技術研究調査官
杉野 英治	技術基盤グループ	安全技術管理官	(地震・津波担当)
西来 邦章	技術基盤グループ	地震・津波研究部門	主任技術研究調査官
山下 啓	技術基盤グループ	地震・津波研究部門	副主任技術研究調査官
永瀬 文久	技術基盤グループ	技術基盤課	規制基盤技術総括官
船山 京子	技術基盤グループ	安全技術管理官	(シビアアクシデント担当)
萩沼 真之	技術基盤グループ	安全技術管理官	(放射線・廃棄物担当)
志間 正和	審査グループ	安全規制管理官	(研究炉等審査担当)
長谷川 清光	審査グループ	安全規制管理官	(核燃料施設審査担当)
内藤 浩行	審査グループ	安全規制管理官	(地震・津波審査担当)
武山 松次	検査グループ	検査監督総括課長	
高須 洋司	検査グループ	安全規制管理官	(専門検査担当)
村田 真一	検査グループ	実用炉監査部門	統括監視指導官
大向 繁勝	検査グループ	安全規制管理官	(核燃料施設等監視担当)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

西山 裕孝	安全研究・防災支援部門	安全研究センター	センター長
天谷 政樹	安全研究・防災支援部門	規制・国際情報分析室	室長

事務局（原子力規制庁）

遠山 眞	技術基盤グループ	技術基盤課長
佐々木 晴子	技術基盤グループ	技術基盤課 企画調整官

4. 議題

(1) 国内外の原子力施設の事故・トラブルの情報

1) PRAに用いる機器故障率のためのデータ収集について

(説明者) 米林 賢二 原子力規制部 検査グループ 検査監督総括課 検査評価室 上席検査監視官

2) 要対応技術情報：回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性に関する調査結果

(説明者)齋藤 健一 原子力規制部 原子力規制企画課 火災対応室長

3) 米国PWRの炉心そう溶接部で発見された亀裂に関する事業者の対応

(説明者)小嶋 正義 技術基盤グループ システム安全研究部門 統括技術
研究調査官

(2) 安全技術及び学術的な調査・研究から得られる最新知見

1) 最新知見のスクリーニング状況の概要 (自然ハザード以外に関するもの)

(案)

・ High burnup fuel source term accident sequence analysis

(説明者)星 陽崇 技術基盤グループシビアアクシデント研究部門 上席技術
研究調査官

2) 伊豆鳥島近海で近年発生した津波の特徴と2023年10月9日津波の発生原因の推
察

(説明者)道口 陽子 技術基盤グループ 地震・津波研究部門 主任技術研
究調査官

5. 配布資料

<資料>

議題(1)

資料63-1-1 PRAに用いる機器故障率のためのデータ収集について

資料63-1-2 要対応技術情報：回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発さ
せる可能性に関する調査結果

資料63-1-3 米国PWRの炉心そう溶接部で発見された亀裂に関する事業者の対応

議題(2)

資料63-2-1 最新知見スクリーニング状況の概要 (自然ハザード以外に関するも
の) (案)

資料63-2-2 伊豆鳥島近海で近年発生した津波の特徴と2023年10月9日津波の発
生原因の推察

6. 議事録

○遠山課長 定刻になりましたので、ただいまから第63回技術情報検討会を開催いたしま

す。

本日の議事進行は技術基盤課、遠山が務めさせていただきます。よろしくお願いいたしますします。

本日の技術情報検討会ですが、テレビ会議システムを用いて実施しております。

配付資料については、議事次第に記載されている配付資料一覧で御確認ください。

注意事項ですが、マイクについては発言中以外は設定をミュートにさせていただき、発言を希望する際には、挙手または挙手機能を使用させていただきまして、発言の際にはマイクに近づき、音声の不明瞭な場合には相互に指摘するなど、円滑な議事運営に御協力をお願いいたします。発言をする際には、名前を名のってから発言するようにお願いいたします。また、資料説明の際には資料番号とページ番号も発言していただき、該当箇所を明確にさせていただくよう、よろしくお願いいたしますします。

それでは、議事に移ります。

議題の1番、国内外の原子力施設の事故・トラブル情報で、まず最初に、PRA（確率論的リスク評価）に用いる機器故障率のためのデータ収集についての説明を原子力規制部検査監督総括課の米林上席検査監視官からお願いいたします。

○米林上席検査監視官 検査監督総括課、米林です。

それでは、63-1-1の御説明をします。

1. はじめに、でございますが、これについては、これまでの経緯について記載しております。

最初の段落ですけど、機器故障率については、最近では電力中央研究所が事業者と共に故障実績の収集方法及び機器故障率のデータ集を整備してきたところですが、2段落目ですけども、令和3年9月に新しい機器故障率のデータ集が公表されました。そこに故障実績の収集方法が記載されておりましたので、原子力規制庁のほうで内容を確認しましたところ、収集対象となる故障として、足りないものがあるおそれがあるということが分かりました。そこで昨年1月の技術情報検討会におきまして、そのことを報告したところでございます。その後、電中研（電力中央研究所）より故障実績の収集方法を定めたデータ収集ガイドが公表されましたので、今般、原子力規制庁はそのガイドの内容を確認しまして、事業者等と議論しております。本日は、その議論の状況を御報告するものであります。

次のページをお願いいたします。

2. 電中研が公表した収集ガイドの特徴、ですけども、3項目記載しておりますが、電中

研いわく、従来よりも漏れなく正確にデータを収集できるようにしたと、説明性が高くなったというふうにしております。内容については割愛させていただきます。

ただ、なおという二つ目の段落でございますけれども、1月31日の技術情報検討会におきまして、足りないところがあるんじゃないかという、おそれがあるというふうに御報告したところなんですけれども、その後の電中研と事業者との面談及び5月に公開されましたデータ収集ガイドの中身を確認しましたところ、そういった懸念につきましては解決されたということが分かりました。

3ポツに、原子力規制庁と電中研等とのやり取りについて記載しております。原子力規制庁からは10の気づき事項をデータ収集ガイドについて提示したんですけど、そのうち重要な項目としましては、3.1～3.5に示す5項目でございます。これ以外については、記載の適正化に関するもの等ですので、今後の面談等で確認していきたいというふうに思っております。

3.1でございますけれども、モデル化されていない故障モードのデータの未収集でございます。

まず、ガイドの規定ですけれども、ある機器で内部リーク等の不具合があっても、当該PRAでそれをモデル化していない場合は、データ収集は不要であると。

原子力規制庁の気づき事項ですけれども、現在の事業者のPRAモデルでは、ある故障モードが発生しても、系統上安全機能の喪失に至らない場合は不要として、当該故障が必ずしもモデル化されていないことがあると。しかし、本来、機器故障そのものは、プラントごとのPRAモデルの違いによって発生が左右されることはない。モデルがどうであろうとも、機器故障というのは起こるべくして起こるので、そういうことではなく、ちゃんとリスク情報の客観性を向上させるという観点から、可能な限り全ての故障モードを収集対象とすべきではないかというふうに考えております、

それに対する電中研等の回答でございますけれども、同じ電動弁の同じ規模のリークであっても、ある系統では機能喪失となり、別の系統では機能喪失にはならない場合があると。このような場合は当該弁の運用方法も異なっており、機能喪失とはならなかった系統のリーク事象を故障としてカウントし、それを機能喪失した系統の信頼性評価に用いるのは適切ではないというふうにしております。

ただ、二つ目のその下の下の段落ですけれども、ただし、PRAでモデル化されていない機器の故障データが活用できるかどうかは、今後、産業界内で収集方法を検討するというふ

うにしておりますので、原子力規制庁の対応方針としては、そのような検討内容がきちんとガイドに反映されるとともに、改訂されたガイドによる網羅的なデータ収集を行うように要請したいというふうに考えております。

2番目が不明確な人的過誤の扱いでございます。

ガイドの規定ですけれども、運転時の誤操作による機器の機能喪失事象は、PRA上は人間信頼性解析で別途モデル化するため、故障実績としてのデータ収集は不要であると。これを単に見ると、運転時の誤操作による機能喪失は故障実績ではないというふうに見えるわけになっております。

原子力規制庁の気づき事項ですけれども、まず最初に、このガイドが準拠しているといいます日本原子力学会の民間規格の記載について確認いたしました。内容については、ここに書いてございますが、重要なのは下から2行目の「しかし」以降でございます。「PRAモデルの中にこのような人的過誤が明示的に含まれていない場合もある。そのときには、人的過誤による寄与を該当する機器故障率又は確率に含めるべきである。」という記載がありますが、収集ガイドにはそのようになっていないのではないかと。

「また」でございますけれども、非常用ディーゼル発電機（DG）の機器バウンダリ内のインジケータコック弁、これはシリンダ毎に配置されている小さな弁でございますけれども、その弁を運転員が閉め忘れた事例を当該DGの所有事業者は、誤操作が原因の不具合のため故障から除外しておりました。そこでこちらからは、モデル化されていない人的過誤は機器故障とすべきではないのかとコメントしましたところ、個別プラントのPRAでモデル化するという旨の回答がありました。

しかしながら、このような人的過誤は機器故障率に含めたほうが、モデル化は容易であり、プラントごとのPRAモデルの違いに左右されずに機器故障データを収集できるというふうに考えております。

それに対する電中研等の回答については、実施基準の当該記載は、「起因事象発生前の人的過誤」の記載であると。収集ガイドも、よく読めばですけれども、「起因事象発生前の人的過誤」を故障データの収集対象としているので、実施基準とは矛盾していないと。

一方、DGのインジケータコック弁の閉め忘れの事例ですけれども、当該DGの所有事業者は、運転員が手順に従い操作する弁であれば、人的過誤として考慮する対象として機器故障のカウントはしないとしております。

ただ、最後、次の段落でございますけれども、事業者全体としては、人的過誤による機器

故障の事例というのは、PRAの事故シーケンスを構成し、かつ、それがリスク上影響があれば、人的過誤でモデル化するか機器故障で考慮するというふうにしております。

原子力規制庁の対応方針でございますけども、このDGのインジケータコック弁閉め忘れ事例というのは、まさに「起因事象発生前の人的過誤」であると。当該DGを有する事業者の回答は、この「起因事象発生前の人的過誤」を収集するんですよという収集ガイドの考え方と異なっていると。また、別の事業者も、タービン動補助給水ポンプの定期起動試験前点検、これは起因事象発生前に相当しますけども、に運転員が誤って弁のハンドルに接触し、その後当該試験に失敗した事例を誤操作の原因の不具合として機器故障から除外したと。当然、こういった人的過誤についてはPRA上モデル化しておりません。ということは、データ収集ガイドの意図が事業者にきちんと伝わっていないということが分かりましたので、収集ガイドの意図が適切に伝わるように、ガイドを改訂して、これを周知することを要請したいというふう考えております。

それから、3番目の営業運転開始前のデータの未収集でございます。

ガイドの規定については、データ収集の期間を営業運転開始以降とすると。

原子力規制庁の気づきですけども、収集ガイドでは、データ収集期間として「保安規定などで機能が要求されている期間」も併せて記載されていると。二つあるということでございます。そもそも営業運転開始の起点というのは、機器に要求されるオペラビリティとは技術的に無関係であると。したがって営業運転開始前であっても、保安規定の適用期間中に機能要求を満たさなければ、故障とすべきでないかというふうに言っております。

それに対する電中研等の回答ですが、試運転期間というのは非常に特殊な運転モードだと。したがって、営業運転開始以降の故障を収集するというふうにしております。

次の次の段落でございますけども、ただ、収集ガイド自体は二つのデータ収集期間があるということで、ガイドの記載は「営業運転開始以降に保安規定などで機能が要求されている期間」というふうに改訂したいというふうに言っております。

原子力規制庁の対応方針でございますけども、段落3行目でございますけども、やはり保安規定などで機能要求されている期間というのは故障とすべきじゃないかと。それから、既設プラントにおける設備の新設、改造というのは、今後もいろいろ想定されますけども、それについては営業運転開始の時期にかかわらず、当該設備に係る最終の使用前事業者検査の合格後の不具合は故障とするようにガイドを改訂し、周知することを要請したいというふうに考えております。

4番目が起動失敗と継続運転失敗の分かりにくい定義ということでございます。

ガイドの規定は、DGの起動失敗を要求時間内に負荷が確立できない場合とし、継続運転失敗はそれ以外だというふうにしております。

原子力規制庁の気づき事項でございますけれども、電中研と事業者ですけれども、DGのガバナの応答性の低下により1分以内に過速度トリップした事例というのは過去にございましたが、これを「起動失敗」とせずに「継続運転失敗」としておりまして、「起動失敗」と「継続運転失敗」の分類が非常に困難な定義となっていると。

「起動失敗」の考え方については、米国では起動後1時間以内に生じた故障とし、国内の実施基準では、先ほどの民間規格でございますけれども、起動後30分間程度までに生じた故障としていますが、どのような理由で、冒頭の定義としたかについての理由が明示的に記載されていないと。

電中研等の回答でございますけれども、先ほどのガバナ不良による故障というのは、事業者情報も含めて継続運転失敗と判断したと。

米国の件につきましては、別の資料を引用しまして、米国では起動失敗というのは、起動後1時間以内の故障ではありませんと。彼らは起動後1時間を境に故障率が変わるため、継続運転失敗を二つに変えていると。ただ、我が国はそのような知見がないため、今後はデータを蓄積した上で、その可否を検討したいというふうにしております。

原子力規制庁の対応方針でございますけれども、知見がないというふうに言っているんですけれども、事業者のPRAモデル自体が国内に十分な知見がなくても、人的過誤値の計算など既に米国の知見を幅広く採用しております。また、国内でもDGの24時間運転により長時間の運転データも蓄積されているということで、アメリカの知見と長時間運転データを活用して起動失敗と継続運転失敗の分類基準を明確にするように要請したいというふうに考えております。

5番目ですけれども、外的要因による故障の未考慮のおそれということで、ガイドの規定は、機器の不具合の原因が、外的事象PRAで対象とするハザードの場合は、データ収集は不要であると。

原子力規制庁の気づきですけれども、その外的事象PRAの評価手法というのはまだ整備中で、完成時期も未定で、対象範囲の詳細が明らかでないので、現時点においては故障にカウントしないと抜けがあるんじゃないかというふうに考えております。

それに対する電中研等の回答としては、外的事象による一部の故障を機器故障に含めた

だけでは当該事象によるリスク全体を評価できないと。しかしながら、不具合事例を基に故障を判定して、それらを内的事象、外的事象に選別し、見落としがないように記録として残し、モデル化の要否の判定につなげることは可能であるということがございましたので、原子力規制庁の対応方針ですけれども、そういった外的事象に係る不適合事例をちゃんと収集して、このような事例が漏れなく外部事象PRAに含まれるように、電中研のPRAの実施ガイドに追記、公開するとともに、将来的には民間規格への反映を要請したいというふうに考えております。

4ポツはアメリカにおける活動の調査でございます。

2段落目に米国の事業者の聞き取りについて記載しております。この段落の上から4行目でございますけれども、事業者はというところですが、事業者は10 CFR 50.65、これはメンテナンス・ルールでございますけれども、それに基づくプロセスによって、自ら定めた性能や基準に照らして故障かどうかを判断していると。故障と判断された事案は、事業者がINPO（米国原子力発電運転協会）の故障データベースに入力するということから、INPOの故障データベースというのはPRAに用いるか否かに関係なく、広く故障データを蓄積していると。

次の段落でございますけれども、他方、NRC（米国原子力規制委員会）及びアイダホ国立研究所によれば、両者はINPOの故障データベースや、Licensee Event Report等の情報を基に故障か否かのスクリーニングを行うと。ただ、そのスクリーニングの際でございますけれども、各事業者のPRAのモデル化の範囲にかかわらず、広く収集された故障データベースを分析した上で、故障率を算出していると。

またですけれども、PRAにおける機器故障の取扱いというのは、単独以外にも共通要因で発生する共通要因故障が重要であると。したがって、先ほど人的過誤のデータは除くというふうにありましたけれども、そういった人的過誤のようなものが共通要因に関わるので、決してデータは削除せずに残して分析するようにするんだというふうな考え方が示されました。

最後に5. 今後の対応でございますけれども、今のガイドでは、故障実績が網羅的に収集されないおそれがあるというふうに考えておりますので、以下3点のとおり進めていきたいなというふうに考えております。

最初ですけれども、この5つの原子力規制庁の対応方針に従って、電中研及び事業者に改善を要請すると。その改善状況を確認して、意見の相違があれば議論していきたいと。そ

の状況は、必要に応じて技術情報検討会に報告したいと思っております。

2つ目は、故障データの収集に関する論点というのは、電中研が作成するデータ収集ガイドだけじゃなくて、この故障データの収集と、それからPRAの実施主体である事業者にも共通の課題であることから、CNO（主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者）会議等も活用して、意見交換をしていきたいと思っております。

最後に、現時点では、原子力規制庁は電中研が公表した国内故障率に係る品質確保の方針が確認できないということで、当面の間は原子力規制検査の検査指摘事項に対し定量的な重要度評価を行う場合は、事業者が作成するPRAモデルに原子力規制庁がアメリカの故障率を組み込んで算出した Δ CDF（炉心損傷頻度）なども活用することを検討していきたいというふうに考えております。

説明は以上でございます。

○遠山課長 説明、ありがとうございます。

それでは、ただいまの説明を踏まえて、質問、あるいは意見があればお願いいたします。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 説明、ありがとうございます。

二つお聞きしたいことがあって、まず、一つ目なんですけど、こういったデータ収集とか、事例のカウントするときの判断基準というのは、時と共に今後も変わり得るわけですね。そういう考え方が変わったときに遡って情報をまとめることって可能なんですか。つまり、個別の故障事例というのがデータベースとして拾うということ以外に、網羅的に実際のプラント等のいろんな形の記録、日誌とかに残っているんですかね。まず一つ目です。

○米林上席検査監視官 米林です。

まず、データにつきましては、プラントは時々刻々、改造等がございまして、機器故障時にも当然そこで変わってくるということもございしますので、そういった場合は長期というよりも、そういったタイミングに合わせて故障率は収集されていくものだと思っております。

故障の判断が変わってくるんじゃないかということについては、私自体は、あまりそこから辺の判断は変わらないんじゃないかなとは思っているんですけども、もし、委員のほうで、その辺の意図をもうちょっと説明していただければありがたいかなと思っております。

○杉山委員 今、プラントの状態が変わったら機器故障率が変化するということをお

っしゃったように感じたんですけど、機器故障率ってそういうものですかね。例えば、バルブですとかポンプというものが割と型式に依存しているものとして、それがどのぐらい運転したら、あるいは待機したら、その間に故障する頻度はというデータは、極端なことを言うと、別に原子力プラントじゃなくても、同種の機器であれば、いろんな産業分野で使われているものだって使えるわけで、あまり固有のプラントの状況に依存するような気がしないんですけど。

私は、そういった、幅広くデータを集めて、あまり、その時点で分類にこだわらず、記録されているのであれば、どこかで何か拾う基準が大幅に変わったときでも、一定の遡りが可能なのかなと、そういう意味で質問いたしました。

○米林上席検査監視官 すみません。米林です。

まず、データにつきましては、事業者はQMSに基づいた不適合事例を収集していますので、確かに、委員、御指摘のとおり、故障データを幅広く彼らは持っていますし、保存もされているというふうに考えております。

それで、先ほど、物が変わると故障率が変わるのかにつきましては、例えば、弁とかそういうのは変わらないと思っているんですけども、例えば、制御盤なんかは従来のリレー式をデジタルに変えたとかいうのもございますし、また、弁等も事業者が保守管理の計画を変えれば、その辺は故障率が変わることはあるんじゃないかなというふうに考えております。

○杉山委員 ありがとうございます。

そうですね。そういった盤とか、そういうある程度、システムという意味では、そのシステムの故障って結局さらに細分化してみないと分からないので、ちょっと難しいとは思いますが、弁であるとかポンプのような単一の機器単位であれば、ある程度、とにかく残しておけば、後でいろんな使い方ができるのかなと思いました。

二つ目の質問は、先ほど、途中で外部事象に対する故障率は収集不要という言い方はすごく、不要と言われると、本当にいいんですかと言いたくなるんですけど、少なくとも、難しいんだとは思っています。

ただ、やはり外的要因という言い方もできるんですけど、機器が置かれた環境が通常環境から逸脱したとき、それは必ずしも外部事象だけではなくて、別の理由で事故が起きて、その環境の温度、圧力が変わったとか、そういうことも含めて、もっと言ってしまうと、福島第一原子力発電所事故のときの、あのプロセスでいろんな機器が使えなくなったとい

うような情報というのは、多分、今のところ、何にも反映されていないですよ。ああいうところを活用しようと思ったときに、どうやって拾えばいいのかなという疑問からなんですけども。

だから、この外的要因は、拾い方というのは統計データにできるほどの事例がないような気もするので、同じやり方はできないかもしれないんですけど、リスク評価において、そういった要因の効果は取り込んでいるというふうに読み取ればいいんですかね、今の御説明というのは。

○米林上席検査監視官 米林です。

事業者自体は、先ほどの繰り返しになって、すみませんが、QMSに基づいて不適合事例を収集しておりまして、今般は、このデータ収集ガイドは2010年度までのデータですので、2011年3月31日までのデータということで、事業者のデータを確認しましたところ、東電ではないんですけども、3.11時の不適合についても、データをちゃんと彼らは持っている。

その扱いですけども、やはり故障が起こったときに、どういった原因でそれが故障したか。地震によるものなのか、津波によるものなのか、またその他によるものなのか、そういったものをきちんと分類して、そういったものが将来的なPRAのいずれかに抜けがないように入れておくということが、やはり重要ではないかというふうに考えておる次第でございます。

○杉山委員 ありがとうございます。それを聞いて、ちょっと安心しました。

ただ、我々、結構簡単に将来といいますけど、そんな将来じゃないですよ。そんなに先の話をしているわけじゃないですよ。割ともう現実的な話だと思っております。

今のは別に誰に対するものでもないコメントです。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

古金谷対策監、どうぞ。

○古金谷対策監 すみません。幾つか、御質問、コメントです。

まず、細かい話でいうと、さっきの3.1だったかな2だったかな、営業運転開始前、どうするか。営業運転というのは、本当にプラントを新しく建てて試運転をしている段階だけであって、定事検（定期事業者検査）の後にしばらく試運転、普通、営業開始前にやっていますよね。そこは入っていないという理解でいいんですか。

○米林上席検査監視官 その点が現行の収集ガイドでは二つあって不明確だと。最終的に

彼らは、今後は営業運転開始以降に保安規定などに機能が要求されている期間ということで、要は営業運転開始以降にしたいと。通常、安全系の機器は大體営業運転開始以前に保安規定などで機能が要求されていますので、この記載であれば、改訂であれば実質的には営業運転開始以降にデータは収集するというふうになっていると思います。

○古金谷対策監 思ったのは、毎定検ごとに必ずしも全設備を点検とかしているわけじゃないわけですので、そういう意味でいうと、定検前の試運転を外しちゃうと、約1か月間やっていると思うんですけども、保守点検しなかったDGは、例えばですよ、そのままの前の操業中と同じ状態のまま試運転しているわけですよ。そういうところのデータを収集しないというのは、ちょっとおかしいかなというふうに思ったので、そこはまたガイドの改訂とか、そういうところを明らかにしてもらえればなと思うんです。

もう一つは、これはガイドを作った後に、各電力会社、事業者が実際の故障データを収集するということになるわけですよ。既にPRAモデルを持っているところがありますから、既に一定の事故故障率はあると思うんですけど、それを各電力会社の見直すタイミングというのは、スケジュール感というのは何か示されているんですか。

○米林上席検査監視官 米林です。

特段、示されてはいなくて、定期的に直していきたいというふうなことは言っております。

○古金谷対策監 多分、適切性確認のときに故障率というのは大きな中長期課題の一つというふうになっていたと思いますから、そういう意味では継続的に見直していくということもあるのかなと思うんですけども、分かりました。スケジュール感というのはまだ定かじゃないということですね。分かりました。

あと、最後、もう一つは、アメリカの調査をしていただいて、先ほどの説明は、私の理解では、INPOにあるデータベースにはいろんな故障したモードのやつが全部入っていると。実際に、故障率として扱うかどうかというものは、それはNRCのほうもある程度、原因を見ながら、故障率にカウントする故障とそうしない故障というのは分けているというような、そういうソーティングみたいなことをしているという話だったと思うんですけども、そういうことを考えたときに、まず、故障率のデータとして整理しておくものは、幅広のデータを入れておいて、その後、いろんなPRAモデルがさらに進化していくと、例えば地震PRAができたというときには、地震起因のものはそちらのほうでカウントして、機器の内の事象のほうから外すとか、データベースとしては、まず、幅広に持っておいて、その

上でモデルの発展とともに、モデルに組み込む、カウントする故障にするしないというのを、その後で分けるほうが、要は故障として最初に集めておいたほうが僕はいいのかなと思ったんですけど、そういう考え方というのは、電中研、あるいは事業者のほうにはないんですか。

○米林上席検査監視官 今回の御指摘は、最初の1番のモデル化されていない故障モードのデータ未収集にも関連するかと思っているんですけども、基本的に事業者としては、対策監がおっしゃったような、今後はちゃんとデータを広く取るようなことを検討していきたいというふうには言っております。

○古金谷対策監 分かりました。

最後、一つだけ。ガイドができたとして、ガイドのルールができたとして、結局、集めるのは各事業者になりますと。各事業者でガイドの適用の仕方を差があるんじゃないかなというふうに僕は思っていて、その辺はピアレビューをお互いにするとか、集めるデータに事業者間で齟齬が出ないとか、そういうことは電中研なり何なりでやっていくということなんですか。

○米林上席検査監視官 その点については、これまでの議論では、特段そういうのはございませんでした。

悩むところは、みんなで議論して解決してはいつているんですけど、じゃあ、できたデータがそれで十分かとか、横並びがありますかというような評価は、評価というか、監査的なものだと思いますけども、そういうものはこれまでの議論では、していないし、する予定もありませんというふうには言っておりました。

○古金谷対策監 分かりました。そこは、非常に僕は危険かなと思いました。

以上です。

○遠山課長 石渡委員、お願いします。

○石渡委員 石渡です。

一つ、細かい点かもしれませんが、質問があるんですが、5ページの下の方の3.4、起動失敗と継続運転失敗の定義というところなんですけど、ここに附録表Aというのが引用してあって、これは多分、通しの右下のページで19ページのこの表だと思うんですけど、この一番上に、非常用ディーゼル発電機の項目があるので、多分この話だと思うんですけど、この時間の定義というかな、時間に関する用語を見ると、細かい字で書いてあってよく分からないんですけど、基準時間というのと規定時間というのがあるって、要求時間

というのは書いていないんです。ガイドの規定は、どうなっているんですか。要求時間と書いてあるんですか。例えば、この表の真ん中の故障モードというところで、基準時間というのと規定時間というのが書いてあります。

それが一つと、もう一つは、そもそも要求時間とされているこれは、どれぐらいの時間のことを言うのか。1分以内にトリップしても、これは起動失敗じゃなくて、継続運転失敗だと下に書いてありますよね。当然1分より短い時間なわけです。それは何秒ぐらいなんでしょうか。これを教えてください。

○米林上席検査監視官 まず最初、時間につきましては、プラントの各設計によって若干異なりますけども、ここで今議論しているプラントについては、約10秒となっております。

それで、先ほど、委員から御質問のあった附録表Aの記載でございますけども、確かに基準時間と規程時間というふうに記載はされておるんですけども、これは多分同じ意味だと思っております。この基準時間も、規程時間も今回のDGの例でいえば10秒になるかなと思っております。

○石渡委員 ただ、これは原子力規制庁の解釈とかではなくて、ガイドの規定というところに、この要求時間内という言葉が書いてあるんですよ。これはガイドそのものにどう書いてあるかということそのまま書くべきで、そのところはきちんとガイドにどう書いてあるかを調べて、そのとおりに書いていただいたほうがいいと思うんですけどもね。

○米林上席検査監視官 分かりました。資料の真ん中でいえば15ページで、右下であれば、16ページのところに、ガイドの引用をさせていただいておりますが、ここの(7)の故障モードの選定というのがございまして、そこに、この判断について書いてありまして、この段落の5行目ですか、以下の附録を参照して最終的な故障モードを確認・判定すると。附録Aが今回やったものでございまして、結局、ガイド自体は、定義としては、附録Aにあります起動失敗とは、要求時に起動しないか、起動直後に自動停止する故障だと。それが直接判断できるものは、要求時に起動しない場合だとか、遮断器投入後の基準時間内に負荷が確立できない場合ということでございます。

本文は要約して書いたところがございまして、あまり正確に読めなかったかもしれないんですけども、そこは要求時間内、基準時間内に負荷が確立できない場合というところだけピックアップしたものでございます。

○石渡委員 これは実際の記述を引用するような形で修正したほうがいいと思います。

それと、実際の時間としては大体10秒ぐらいということですね。

○米林上席検査監視官 そのとおりでございます。

○石渡委員 それは、しかしディーゼルエンジンって起動するのに10秒でちゃんと起動するんですかね。ちょっと短過ぎるような感じはしないでもないです。はい、分かりました。

○米林上席検査監視官 米林です。

そういった形の設計をして、そういった形の製作をして、各定検ごとに、こういったブラックアウト試験といって、停電したときに、非常用ディーゼル発電機が起動して、ちゃんと設計どおりのタイミングの負荷でDGが動くかというのは確認しております、短いんですけども、そういったふうになっております。

記載については、先ほど、正確に書けということがありましたので、ここは正確に書いた上で修正させていただきたいというふうに思っております。

以上です。

○遠山課長 田中委員、どうぞ。

○田中委員 一つ教えてください。人的過誤の扱いというのは、難しいし重要なところだと思うんですけども、米国ではどういうふうにやっておるんですか。

○米林上席検査監視官 ここに原子力学会の民間規格を括弧書きで引用してございますけれども、これは実はNUREG（NUREG報告書）の和訳でございます、モデル化されていけば、それは故障率に入れないと。しかしモデル化されていないものはちゃんと機器故障率にカウントすべきだというふうになっております。

○田中委員 5ページの一番下にあるように、収集ガイドの意図が適切に伝わるようにガイドを改訂すれば、我々としても人的過誤について、しっかりと含まれていると判断できるわけですね。

○米林上席検査監視官 そうです。

○遠山課長 佐藤審議官、お願いします。

○佐藤審議官 佐藤です。

いろいろ話を聞いていて、3ポツで、いわゆる原子力規制庁が彼らに要請という形になっていきますけれども、中身って、要は足りないところをしっかりとやりなさいというところばかりだと思うんです。この話は、この部分、あの部分というよりは、行き着くところ、PRAってどう位置づけているのというところで、規制と被規制で意識がずれているのかもしれないなという印象は受けました。要は3ポツのところの対応にしても、結局、ガイドに、ああしてくれ、こうしてくれというのを要請していくということで、取りあえず対応

しようとしていますけど、そここのところの見極めですよ。本当に彼らの自主的な対応のところの部分であるならば、それでいいでしょうということもあるんですけど、他方で、機器の故障率そのものというのは、安全に対して結構直接関わってくる話だと思うので、場合によっては、PRAのこのガイド、電中研のタイトルは、PRAのためのデータ収集みたいになっているので、場合によっては、それと切り分けて、そもそも機器のそういった故障率云々かんぬんについては、しっかりと集めて、それを公開するなり、共有するなりという対応が必要になってくるのかなというのが印象で、今後の対応のところも、ですから、そこは意識づけしながら対応していただきたいなと思いました。

以上です。

○米林上席検査監視官 米林です。ありがとうございます。

この最後につきましては、検査とか審査とかには直接関係ないということで、我々は、ただ要請しますということになっちゃうんですけども、しかしながら、この5.の二つ目の丸のように、いろいろな階層でこういったことを知ってもらって意見交換していきたいなというふうに思っております。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

技監、お願いします。

○市村技監 市村です。ありがとうございます。

PRAを適切に活用していくためには、適切なモデルが必要で、そのために必要なデータがしっかり集められているということが重要だと思うんですけども、それで日本の場合は電中研がリードをしてモデルの作り方とか、それからデータの収集の仕方を整理をして、それを事業者が適用しているという仕組みになっていて、かつ、NRCと異なって、日本の場合はNRA（原子力規制委員会）が直接モデルを作るのではなく、事業者が作っているモデル、あるいはデータの収集の仕方を確認して、使えるであろうという判断をして、必要な検査なりに使っていくということになっていると思うんです。

だから、そういう意味では、データ収集のところは、重要な論点だと思うんですけども、それで、この問題のどこが改善していったらいいかというのを考えてみると、先ほど、古金谷対策監からも御指摘があったし、佐藤審議官からも御指摘がありましたけれども、リードをしている電中研は、恐らく米国の状況なんかもものすごく研究をしながらガイドを作り上げていっていると思うんですけども、それでも、なお、これだけいろいろ問題が、明示的なものが残ってくるということは、ガイドの作り方がいまだよくないのか、あ

るいはガイドは一定程度、事業者のフレキシビリティを残した形でできているんだけど、適用する側の事業者が詰めが甘くて、自分のプラントに適したデータをうまく収集できていないのか、あるいは、一生懸命収集はしているんだけど、まだレッスンは足りなくて、それは古金谷対策監が言うように、事業者、あるいは電中研も入れた形でフィードバックをしていって、もっとブラッシュアップをしていく必要があるのか、どういう対策を取っていくと、これがよくなるのかというのを、もし、考えがあったらお聞かせいただきたいと思っています。

なぜかという、4ポツに今後この件は、主要原子力設置者の原子力部門責任者、これはCNOとの意見交換を指していると思いますけれども、CNOとの意見交換をやるといったときに、例えば、これまで御参加いただけていないけれども、電中研の方も呼び出して一緒にお話をしたほうがいいのか、あるいは、適用する側のCNOの方だけに聞けばいいのか、どういう意見交換をしていくと効果的なのかなということにも関係するので、お考えがあればお聞かせいただければと思います。

○米林上席検査監視官 米林です。

まず最初に、まずはガイドの収集の内容が、5項目にわたって、ちょっと足りないんじゃないかなというふうに思っています。

ガイドに基づく収集を事業者がきちんとしているかについては、現在、一部の事業者に対して、その状況を見せてもらっているところでございまして、その辺については、今後また追って明確になるんじゃないかなというふうに思っております。

ただ、じゃあ、彼らが未熟でデータ収集できないんじゃないかということについては、それは現時点では、そこまではないんじゃないかなというふうに考えております。

○市村技監 ありがとうございます。

そうすると、両者に努力指標はあって、電中研も、もう少しもっと書き下す、あるいは熟慮を重ねてガイドをブラッシュアップする余地はあるということなんですね。

○米林上席検査監視官 そのとおりです。

○市村技監 そうだとすると、電中研もどこかで入れた形で議論するほうがいいのかもありませんね。

○米林上席検査監視官 そうだと思っています。

○市村技監 ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、続きまして、要対応技術情報のうち、回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性に関する調査結果について、説明を原子力規制部原子力規制企画課火災対策室の齋藤室長からお願いします。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

資料63-1-2、資料の1ページ、合本であれば36ページを御覧ください。

今回のこの課題については、まず、ここの当該ページの「はじめに」に記載してありますけれども、まず、火災防護については、我が国においては、火災の影響によって安全機能が喪失することがないように、火災防護審査基準等があつて、系統分離の話であるとか、それから電氣的な話であれば過電流対策のためにブレーカー、ヒューズ等の組合せで故障回路の早期遮断等を行う等々の対策を求めているところであります。

そうした中、平成27年の第12回の技術情報検討会において、アメリカの話として、「回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」というような調査内容が報告されたことを踏まえて、その際に、未解析の状態が存在する可能性があるというような内容が含まれていたことを踏まえて、これが火災防護の関係において、さらに高度なレベルでの火災による回路故障の影響を確認する要否というものを検討する必要があるのではないかということで、様々検討を行ってきたところでございます。

その中で令和3年6月において、技術ノート等を発行したり、それから、事業者事象報告書（LER）の紹介等の中で、様々なこうした現象について報告して、第50回の技術情報検討会において、その成果を報告しているということになってございます。

その後、第52回の検討会において、ここのページの下のところ①番～④番にあるような項目について調査をするというようなことを決定いたしまして、このうちの④番については、昨年5月の第59回の技術情報検討会において報告しておりますので、今回は①番～③番のところについての報告、それを踏まえた検討と今回のこの課題についての評価等について報告したいというふうに考えております。

次のページを御覧ください。資料2ページ、合本の37ページになります。

2.1として、まず、一つ目の先ほどの①の項目になりますけれども、米国の最近の動向の調査ということになります。このことについては、一言でいうと、令和3年以降の話として追加調査を行いましたけれども、要求事項の改定等の変化はないということで、結果としては、図1にあるように、基本的にはアメリカにおいても左側の決定論がありつつ、右側の確率論と呼ばれる体系でも確認ができるというようなことの変化はなかったという

形になっております。このことについては、第49回の技術情報検討会において報告をしたとおりという形になります。

次、2.2のページの下側の部分ですけれども、国内の事業者の対応状況等についての確認についてでございます。これは先ほどの1ページの②番の項目という形になります。

具体的には、次のページの資料の3ページ、合本の38ページを御覧いただければと思いますが、ここに(1)番～(3)番まで項目があります。

(1)番として、まず、事業者が今回の火災時の安全停止回路解析についての検討状況について、何を考えているのかということについて確認を行いました。事業者事象報告書、いわゆる異常報告書のLERについて、短期的な対応として、彼らはその情報を分析することによる現状把握、それから中長期的な対応として、火災に関するPRAとか回路解析の手法検討を行うということについて確認をしております。

(2)番が、そのうちの短期的な対応としてのLERの情報分析結果という形になります。ここにおいて、何を事業者としては見てきたかというのが次のポツの三つになって、一つ目はヒューマンエラーであるとか、それから設計管理の不備というような形で、プラントであれば、どこでも行うもので、ほかの分野と同じ話でございますが、二つ目の話として、直流電流計回路、いわゆる直流回路のヒューズ等の設置というところ、それから、三つ目の系統分離対策というものの三つを取りあえず重要だというふうに挙げております。

この中の三つ目の系統分離対策というのは、我が国で火災防護基準にある系統分離対策と全く同じものでございますので、基本的には彼らとしては、直流電流計回路のヒューズ等の設置というようなところについて、自分たちでも対応しなければいけないということを実感した上で、この二つ目の部分について、平成27年に原子力安全推進協会から重要度-IIと呼ばれる運転経験に基づく重要度文書で、上から2番目の重要度でありますよということで、ここでそういった文書を発行して、事業者に対して、ヒューズ等の対策をきちっと確認するよというふうな話で提言したいというふうに報告を受けております。

(3)番が、その事業者の実際の対応という形になっておりますけれども、次のページにかけてずらっと並べておりますけれども、基本的には対策済み、または対策不要ということで、まだ一部再稼働していないものについては、一部対策中であるというものが結果としての概要という形になります。

合本の39ページ、資料の4ページ、次のページを御覧いただければと思いますが、(4)番のまとめと評価ということで、事業者の対応状況としては、「直流電流計回路へのヒュー

ズ等の設置」というものは、基本的には全体としてはまだ実施中であるということ。ただ、彼らとしては、それについて重要であるということを確認した上で対策を進めているということを確認したというのが、報告の概要という形になります。

次に、2.3の関連する米国NRCの審査及び検査制度についての文献調査の結果という形になります。これが1ページの③番の項目という形になります。

まず、2.3.1で、米国の検査制度の概要について御報告して、2.3.2で、その話を踏まえて、どのように考察するかというようなことについて順に報告をさせていただきます。

まず、資料4ページ、合本39ページの下半分のところですが、米国の火災防護検査の概要ということで、ここに書いてありますけれども、ざっくりいうと、次のページの5ページ、合本の40ページの表1を見ていただければと思いますが、米国における火災防護の検査項目というのは、この表にあるとおり、a～kまでの11項目あります。この中で今回課題となっている回路の解析関係の話というのは、右側の上から3行目のf項というところに回路解析という言葉がありますけれども、その回路解析というところで見るという形になっています。

アメリカにおいては、検査の制度については表2にありますとおり、それぞれの年代で火災防護の検査手順書等の位置づけが少しずつ変わってきているところではありますけれども、この米国と書いてあるところの左から2列目の2020年1月までのものが一番詳しいと。また、現在に至る現在の手順書も、この2020年1月までのものの考え方を引き継いでいる。基本的にはこれをただ簡略化しただけという位置づけだということを確認しておりますので、この真ん中の列にある、左から2番目の列にある2020年1月までの3年ごとの検査附属書（決定論）というところに書いてあるものを基本的には確認しながら、何を見ているのかということを確認しております。

なお、我が国の基本検査運用ガイドと、それから火災防護の検査手順書の関係というのは、この2020年1月までのこのものと基本的には整合が取れているということについて、併せて御報告いたします。

次に、火災防護検査における回路解析の位置づけ、何が書いてあるのかということについての御報告となります。

詳細は次の資料6ページ、合本の41ページを御覧いただければと思います。

(3)番に、その内容の詳しいことが書いてあります。大きく3点あります。

①番として、ここにブレーカー及びヒューズという言葉も、配置及び設定が適正である

ということを書いてありますけれども、これはいわゆるブレーカー、ヒューズ等が適正に設置されていることで、過電流等が起きたときに電氣的隔離がきちっとできているかということを確認するということで、電氣的隔離の健全性の確認ということが、まず一つ目の項目になります。

二つ目の項目として、2行目に、10 CFR 50の附則RのⅢのG2項というのがありますけれども、これは我が国の系統分離の三つの方策と全く同じことを指しております。

三つ目に書いてある内容、少しボリュームが多く書いてありますけれども、これは②番ができないような場合について、下にあるチェックの二つの項目を確認するということになっていまして、このチェックのうちの二つ目の次のいずれかであることを確認するということで三つのパターンを示しています。この三つのパターンの一番最後の(3)番のところですが、回路故障解析を実行して、原子炉の安全停止機能に潜在的な影響が存在しないというようなところで、ここにアメリカにおいて検査事項において解析の内容に関する事項が入っているというようなことを確認をしております。

これが何を意味するかというと、要は、系統分離としてまとめできないところに対して、例外的に行っている事項について、回路解析を実行して、原子炉安全停止機能に潜在的な影響が存在しないというものを認めているということが、こういったところから分かるという形になります。

このまとめが、6ページの最後の(4)番、次のページの資料7ページ、合本42ページのところになりますけれども、検査として電氣的な隔離に関する検査と、それから系統分離の検査、それから系統分離が適用されないケーブルの回路レベルでの解析、回路解析を行っているということを確認したというような成果ということになります。

次に、2.3.2の事項として、これらの成果をどのようにこれまでの課題と併せて考えるかということ考察したものになります。

(1)番が、まず、これまで平成27年から課題として設定されているもので、米国で提示されている具体的な課題として挙げられているもののまとめ、それから表3にある検査とそれから審査の関係についてを示しているというものになります。

まず、課題については二つあると思っていまして、一つAという課題として記載しているのは、回路の隔離不足が2次火災とか設備の損傷を誘発させる可能性、それから、Bが未解析の状態が存在する可能性という形になっています。

これらを考える上で、これまで調査をしてきた内容を表3ということで、左側に規制要

件/技術指針、それから右側に検査事項ということで示していて、右側の検査事項は、先ほど2.3.1で御説明した内容三つという形になります。それに併せて、規制要件/技術指針がどこに書いてあるかということについても併せて記載しているというのが7ページ～次の8ページ、合本43ページにかけての表3という形になります。

この中で次の8ページ、合本43ページの米印のところですが、基本的には二つのパターンを確認するということが、電氣的隔離、いわゆる表3でいうと1行目、それから2行目の物理的隔離、この二つをセットにして確認する。または1行目の電氣的隔離、または3行目にある物理的隔離ができない場合、どちらかを満たすということが必要だというのが基本的な、まず米国の規制に関する考え方です。

これを踏まえた上で、(2)番、(3)番で、課題A、課題Bそれぞれについて考え方を記載しています。

課題Aについては、回路の隔離というのは、そもそも電氣的な隔離と物理的隔離の両面を指しているものであって、どちらかの隔離が不十分であった場合に、2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性があるということで指摘したものであります。

物理的隔離、系統分離については、これはすぐ見れば分かるという話になりますので、このうち、もう一つの電氣的な隔離については、アメリカにおいては、ブレーカー及びヒューズが装着されていることを審査、検査の双方で確認しているという形で解決しているという形になります。

(3)番の課題Bの未解析の状況が存在する可能性というのは、これは一体何を指しているのかということですが、まず、解析という言葉が出てくるのは、このページの上にある表3の物理的隔離ができない場合に解析を許容するというような内容になっているわけですが。

アメリカでは、この回路故障解析を行う上では、ブレーカー、ヒューズがない場合については、これまで考慮してこなかったということで、実際にヒューズの不備を前提とした解析が実施されていないのは、物理的隔離ができていない場合の代替手段としては不十分ではないのかということ、それを未解析の状態であると、要は未確認の状態であるというふうに指摘して、それで今回の課題が提示されているということが分かったということになります。

次の9ページ、合本44ページでございますけれども、我が国の規制要求では、物理的な系統分離対策を求めて、物理的な隔離を求めているという形になっているので、今回のよ

うな回路故障解析を使用した評価による証明は想定していないということになっておりますので、この点、課題Bについては課題として考慮する必要はないだろうというふうに考えております。

まとめと評価ですけれども、まず、一つとしては、課題Aについては、まず、ブレーカー、ヒューズの検査が重要であるという位置づけについては分かったということ。

それから、課題Bの未解析の状態が存在する可能性については、我が国の規制要求からすれば、課題として考慮する必要はないだろうというふうに考えております。

次の2.4は、既に御報告済みの事項ですので、割愛させていただきます。

次の3番の部分ですけれども、電氣的な隔離に関する検査の実施可能性調査というものを行っております。

これは先ほどの課題Aで示されたブレーカー及びヒューズの検査が重要であるということについて、我が国でその検査が可能なかどうかということを確認するものであります。

次の10ページ、合本の45ページに写真が二つありますけれども、これが検査の簡単なイメージが分かるものですけれども、図面の確認、それから現場の確認それぞれ行う。図面上で問題がないか、また現場で設計図どおりのヒューズ、ブレーカーがついているかというようなことを確認して、双方できるということについて確認したというものになります。

次の11ページ、合本でいうと46ページを御覧いただければと思います。

実施結果については、今、御説明したとおり、できるという話ですけれども、(4)番のまとめと評価ですが、基本的には検査として実施可能であることは確認しています。

ただ、これらのブレーカー、ヒューズは、適切に保全されていることを確認できさえすれば、設置されている電気盤が更新されない限りは、毎回3年ごとの検査で必ずしも実施する必要はないだろうというふうに考えています。こうした検査を行うパターンですけれども、ブレーカー、ヒューズが設置された電気盤そのものを更新した、そうした場合が一番危ないというふうに考えておりますのと、また、もう一つの回路の分離対策としての系統分離対策、物理的な隔離の不備を指摘した場合には、関連機器の電氣的な健全性も併せて確認するという場合には、こうした場合には有効であろうというふうに考えています。

今後、3年ごとの火災防護検査の中で、こうしたものも取り扱うこととして、また、設備更新等の状況に応じて実施するという方向で考えていきたいというふうに考えてございます。

最後の4番のまとめと今後の対応ですけれども、我が国においては、原子炉の高温停止、

それから低温停止に関する安全機能を有する構築物、系統機器は系統分離することが基本的には規制要件になっているということで、決定論的な系統分離をすることを求めています。アメリカにおいては確率論的なものの部分が部分的には許容されているということで、そうしたものを含めて要対応技術となったというふうに認識しています。

これらのことを踏まえて、我が国で調査・検討した結果として、11ページから次の12ページ、合本の47ページについて4点まとめがあると考えておりまして、まず、一つ目の話は、米国の規制において、過去の報告以降に新しい規制の要求の変更はなかったということ。

2点目、次の12ページ、合本47ページのところでございますけれども、事業者においては、直流電流計回路のヒューズ等の設置を基本的には実施中であるということ。

三つ目として、NRCの審査、検査において、ブレーカー及びヒューズの検査が重要であるということが分かったということ。

四つ目の話として、ブレーカー、ヒューズの検査は、基本的には我が国でも実施可能であることを確認したということの4点という形になります。

以上によって、本報告をもって、この与えられた課題については、現状で十分に対応が可能であって、高度なレベルでの火災による回路故障の影響を確認することは不要であるというふうに考えております。

こうした状況でありますので、この課題については、スクリーニングアウトすることとしたいというふうに考えてございます。

なお、事業者において、中長期的対応で火災のPRAにおける回路解析を検討するとしておりますので、今後、こうしたものは、また別の新しい技術として聴取して、本検討会に報告したいというふうに考えてございます。

私からの説明は以上となります。

○遠山課長 説明、ありがとうございました。

それでは、ただいまの説明に関して質問、あるいは御意見があればお願いします。

田中委員、お願いします。

○田中委員 田中でございます。

ちょっと分からないので教えてください。SSD用ブレーカー（「原子炉の安全停止に影響を及ぼす可能性のある回路」のブレーカー）というのは、これはどういう原理で働くんですか。

○齋藤室長 SSD用というのは、取りあえず、安全停止に関係する回路のものなので、一般の回路と同じで、過電流になったときにブレーカーが落ちる、またはヒューズが飛ぶというようなことが適切に行われているかどうかということを確認するものでございます。

○田中委員 過電流があったときに切れるんだ。特に過電流じゃないようなものに対して電磁波的なものでそれを操作するというわけではないんですね。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

基本的には、ここは電気回路の健全性の部分なので、火災に至る事象としては、ノイズの話よりも、基本的には回路そのものの健全性ということで、一番回路が危なくなるのは過電流になる状態ですので、そういった状態を防ぐということを見ているという形になります。

○田中委員 最後ぐらいのところで、まとめのところで三つ目か四つ目のポツのところで、3年ごとの原子力規制検査として実施可能であることを確認したと書いていますね。現在はまだこれは原子力規制検査の中で見ていないんですか。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

この部分については、もともとの要求の内容が健全性を確認する内容なので、基本的に当たり前についているということ的前提にしていたので、ここの部分については、あえて記載していなかったところなのですけれども、今回、この課題を踏まえて、じゃあ実際、アメリカと同じような検査ができるのかということを確認した結果として、できると。できるのだけれども、実際にそれを毎回毎回やる必要があるのかという点においては、設備を更新しない限りは行う必要はないだろうと。ただし、この回路の健全性というのは、電氣的なヒューズ、ブレーカーの話と、それから物理的な系統分離がきちっとできているかと、これが両方セットになっていますので、系統分離が崩れた場合、さらに電氣的なヒューズ、ブレーカーがついていない状況等で、非常に危ない状況になりますので、そうした場合には、こういった検査も併せて実施すればいいだろうというふうに考えてございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

先に手が挙げた佐藤審議官。

○佐藤審議官 佐藤です。

それで、私も今回の件、スクリーニングアウトで基本的には構わないと思うんですけど、ちょっと気になったのが、資料の中に3年ごとの今後、火災防護検査の中でヒューズの検査、ブレーカーの検査もやっていきますということとして、設備更新等の状況に応じて実

施するという事だったんですけど、電気盤を更新するとかいう話は、どんなささいなものとか、関係するものは全部原子力規制庁のほうには届出とかいうか、そういったものは知ることができるようになっているんですね、仕組みとして。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

ここの部分については、物によるのだと思うのです。要は設計上、大きな変更があるかないかによると思っておりますけれども、設計上に大きな変更があれば、当然、審査の対象になりますし、そうでなくても、今現状は新規制基準の中において、こうした安全停止系の回路については、もう一度再確認して、必要があれば全部更新するような状況になっておりますので、我が国のこの状況においては、比較的まだ電気盤を更新するような、こうしたものの電気盤を更新しなければいけないような状況には基本的にはまだ至っていないのだらうなどは考えてございます。

○佐藤審議官 分かりました。

○遠山課長 古金谷対策監、どうぞ。

○古金谷対策監 ありがとうございます。古金谷です。

今の佐藤審議官の御質問からすると、多分、検査の中でいろいろ取替えとか、そういう工事があれば、当然、原子力規制事務所の検査官はそれを知る立場になると思っておりますので、チーム検査で入るときも、恐らく、そういう情報は事前に検査の対象をどこにするかというのをチームで考えるときに、そういう情報も入手できる。事業者からも提供をお願いすればできるかなと思っておりますので、多分、知り得ることにはなるんだらうな、審査でやらなかったとしてもですね、と思っております。

その上で、こういったところを検査で見えていく、施行して大丈夫だということであれば、やはりここで報告して終わりじゃなくて、ガイドのほうにも少し書き込んで、この成果はしっかりと残すような形で検査グループとしては考えたいなというふうに思います。

その上で一つ質問は、中長期の火災PRAとか、回路解析手法というのは、事業者のほうでこれから検討していきますということですが、これは何に使いたいかというのは何かあるんですか。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

ATENA（原子力エネルギー協議会）との面談の話の中では、そうした話は聞いてはおりませんが、まず、私の考えとしては、こうした新しい技術について、直ちに規制の話に結びつけるのではなくて、基本的には彼らに対策として幾つか選択肢があるものを選

択した場合のどちらがより安全なのかということを証明する手法であるとか、それから、実際、彼らがやったことに対して、それは安全であるということの再確認であるとか、そうしたものに使えれば、まずいいのかなと思ってはいます。

というのも、我々の決定論の話というのは仕様規定になっておりますので、基本的にはこれをやれば安全という形になりますけれども、火災のPRAの考え方になれば、シナリオ的な確認をしていくという形になりますので、基本的には決定論でやっていることをシナリオ的に考えても大丈夫だということを彼らとして事実上確認する技術として活用できればいいのではないかというふうに考えていると、そういう形になります。

○古金谷対策監 分かりました。

そうすると、今の決定論的な基準があるけれども、別にそれは解釈として示しているだけなので、同等性があればいいですよということになるので、こういう手法がしっかり確立されて、規制当局としてもこの技術というのはしっかりしているものだというふうに確認できれば、違う手法で火災防護基準はクリアできるという、そういうことになるということなんですか。それはそれとして決定論は、それは確立されているから、そこは別に関係ないということなんですかね。

○齋藤室長 火災対策室長の齋藤です。

まず、決定論的な考え方というのは、まず、目で見て分かるというところが一番簡単な話で、それが一番信頼性としても高いというところで決定論を行っているわけです。その中で、火災防護審査基準においても、同等の安全性があれば、それを排除するものではないという形になっています。ただ、その同等性を彼らとして火災PRAが証明できるのかどうかということについては、まだ、その全容について言葉以上のものは一切出てきておりませんので、それについては、今後、事業者の報告等を踏まえて、こうした技術情報検討会などで報告しながら、本当にその同等性が担保できるのかどうか、先ほどの議論なども見ながら、本当にそういったものが使えるものなのかどうかということ、実際にある程度の期間、検討した上で、それで初めて使えるようになるのかなとは思っています。

なので、今の段階として、どうこうと、すぐに言えるというようなものではないというふうに考えております。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 ブレーカーとヒューズの検査というものに対するイメージを持ちたくてお聞

きしたいんですけど、これはやっぱり動作試験をするという意味なんですか。ブレーカーに関しては、それなりの電流を流してみても、実際に遮断されるかどうか、あるいはヒューズは動作試験というよりは定期的に予防的な措置として交換しているかとか、そういうことを見るんですか。

あとは、このプラントに一体何か所ぐらいあるものなのかなという興味があります。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

今の委員からのお話は、今日の資料の10ページ、合本の45ページのところに写真とその上に何を確認したのかということが書いてあります。基本的には、まず図面で、要はヒューズ、特にブレーカーですけれども、容量の違うものがついていたりすると、当然正しく働かないので、そういう回路になっていませんよねというのを回路上確認していくということで、実際に流すわけではありません。実際にブレーカー、ヒューズは工業製品なので、一定の品質の担保は取れているので、そういったことでできるだろうと。

あと、もう一つは、図面どおりに現場でついているのかどうかというのも、これも一つの大きな観点だと思っております。それが下の写真ですが、現場で今回の技術情報検討会のために指差ししてもらっていますけれども、どこにそういったものが正しくついているのかというようなことを確認するというようなものになります。

今回やったのは、この方法ができるかどうかという形になっておりますので、その部分についての箇所数等については、また、どの範囲でという話があるので、その部分はまだ私から、今、お答えできる情報は持っておりません。

○杉山委員 ありがとうございます。

この記載というのが、結局は有効に動作することはあくまでも設計の確認でもって行っているということで、ですから、ブレーカーにしてもヒューズにしても、非常に広く使われているやつなので、その信頼性まで疑うというわけではないということですかね。

○齋藤室長 はい、そのとおりでございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

大島部長、お願いします。

○大島部長 原子力規制部長の大島でございます。

最初初めにも書いてあるとおり、非常に長い期間をかけて調査をしていただいたというところで、随時、この場でも議論させていただいたものをきっちりとまとめていただいたということで理解をしています。

その中で、事業者側はしっかり対応してもらわなければいけないところで、確認をしてもらったところでいうと、3ページ、通しで38ページですかね。事業者が行うべき対応というところで、一つは2024年と書いていますけれども、これは泊なので、まだ再稼働の予定がない中で、それ以外の必要なプラントについては、しっかりと対策が取られていることを確認していただいたというふうに理解をしています。

あと、それ以外のところでは、いろいろアメリカのほうの回路解析とかの分析の手法とかもしっかり調べていただいて、かなり我々の部分のノウハウという部分も蓄積されたのかなと思っています。

その上で、8ページとかに出ていた、当初、何だろうと思っていた未解析の状態という意味合いが、要は回路解析を行う上での条件設定をどうするのかというところが抜けていると。要は解析をそもそもしていないじゃないかという考え方に至るんだというところは、当然、アメリカはしっかりしているなと思いますし、我々もこういう観点で条件設定というものをどういうふうに網羅的にやるのかというのが重要なんだという一つの示唆かなと思って、今回、報告を受けました。

コメントなので、以上です。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 すみません。簡単な言葉の問題で、41ページに、上から2番目、②のところに、断線、短絡、地絡及びホットショートとあるんですよね。短絡って、これはショートですよね。地絡というのはアースですよね。ショートとホットショートの違いが下の説明文を読んでも、よく分からないんですけども、何か違うんですか。

○齋藤室長 火災対策室の齋藤です。

ここのホットショートというのは、簡単に言うと、短絡の一つの形態だと思っていただければと思います。その上で、ホットショートをする場合の短絡については、例えば、いろいろなパターンがあり得るのですけれども、この中でホットショートという名前では、例えば、位相があってしまって、さらに増幅されるというような関係での短絡ということなので、言葉としては、短絡の中の一部だというふうに御理解いただいた上で、その中で状況が特異なものと。危ない方向に動くような、そういう短絡だというふうに御理解いただければと思います。

○石渡委員 そうですか。じゃあ、特にホットショートという大きな区分があるわけでは

なくて、これは要するにショート的一种で、まずい方向に非常に事象が進んでいくようなものを特にホットショートと呼ぶと、そんな理解なんですか。

○齋藤室長 簡単に言えば、そういうふうに御理解いただいて結構です。

○石渡委員 じゃあ、ホットじゃないショートというのものもあるわけ、コールドショートとかというのものもあるんですか。

○齋藤室長 基本的には、研究部門から聞いている限りにおいては、特異なものをホットショートとして、それ以外のものがいわゆる短絡、単なるショートというふうに区別しているというふうに理解しています。

○石渡委員 はい、分かりました。どうも。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいですか。

それでは少し時間を進めたいので、続きまして、米国PWRの炉心そう溶接部で発見された亀裂に関する事業者の対応についての説明を技術基盤グループシステム安全研究部門の小嶋統括技術研究調査官からお願いします。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

それでは、資料63-1-3の1ページ、合本通しの60ページ目を御覧ください。

米国PWR（加圧水型原子炉）の炉心そう溶接部で発見された亀裂の続報といたしまして、事業者等の対応について報告いたします。

まず、1. 経緯です。

米国ロビンソン発電所2号機の炉心そう溶接部で発生した亀裂については、昨年9月の第61回技術情報検討会で既に報告してございます。

この度、ATENA及び事業者から、こちらの①に記載してございます安全停止できるとする技術的根拠及び今後の取組について、面談で資料を受領したので報告させていただきます。

それでは、次のページ、本資料の2ページ目、合本通しの61ページを御覧ください。

2. 事業者等の資料の概要について説明します。

2.1の目視試験の見直し結果でございますけれども、事業者等は昨年9月から12月にかけて、国内PWR全プラントにおける炉心そうの溶接線について、目視検査(VT-3)の過去の録画映像を再確認してございます。

このページと次のページ、図3と図4において、炉心そうの円筒形状を平面に展開して、それらを内側及び外側から見た状態を示してございますけれども、これらの青色の実線で

示した溶接線について再確認してございます。この部分は可視可能なところでございます。

事業者等は、溶接線付近には亀裂はあり得るという意識でビデオ画像を再確認した結果、溶接部近辺に変形、破損及び機器表面における異常はなかったということでございます。

続きまして、資料の3ページ目、合本通しの61ページを御覧ください。

2.2で安全停止できるとする技術的根拠について説明いたします。

こちらについては、事業者等から炉心そう溶接部の全周破断時の安全停止について、静的及び動的な視点から説明がございました。

事業者等から受領した参考資料に図が記載されていますので、そちらを使って説明させていただきます。後ろのほうになりますけれども、本資料の7ページ目、合本通しの66ページ目の下側を御覧ください。

これは前々回の第61回するときにも説明しましたけれども、まず、炉心そう溶接部の全周破断時の炉心降下量の制限でございませけれども、燃料集合体に差し込まれてございませ上部炉心板の燃料案内ピン、こちらは炉心降下でも外れない設計となっているということです。また下部のショックアブソーバは炉心降下の衝撃を吸収する設計になっているということです。

このページの上側を御覧ください。こちら第61回の技術情報検討会で説明してございませけれども、炉心そうの溶接部の全周破断時の制御棒挿入性の担保でございませけれども、縦方向につきましては①の燃料案内ピン、②の制御棒の初期挿入長さによる管理、そして③のショックアブソーバによる炉心降下量の制限、こちらで担保してございませ。

また、右側の④上部炉心構造物と炉心そうフランジ部を上部ふたと押えリングで挟み込むことによって、鉛直方向だけでなく水平方向と回転も拘束してございませ。

さらに⑤の原子炉容器のクレビスインサートに炉心そうのラジアルキーが挟み込まれることで回転が拘束されてございませ。

次のページの資料8ページ、合本通しの67ページを御覧ください。炉心そうの溶接部が全周破断した際の安全停止について説明いたします。

上側の図のように、炉心そうの溶接部の全周破断と地震が同時に発生して、炉心そうの破断部から炉心そう内側にバイパス流が発生するとともに、炉内構造物や燃料集合体等が地震により加振したとしても、安全停止するように設計されているということです。

また、資料の下側の4ポツ目に記載してございませように、制御棒の先端が燃料集合体に挿入されていることから、また地震により加振された場合でも、制御棒の挿入経路の変

位が制限されているということから、制御棒は燃料集合体に挿入されるという説明がございました。

続きまして、次のページ、資料の9ページ、合本の通し68ページの上側を御覧ください。

振動等の疲労等による亀裂発生の可能性として、押えリングの応力緩和について説明がございました。

仮に押えリングが応力緩和した場合に、炉心そう上端の支持条件が変化するということから、炉心そうの振動挙動が変化する可能性がございますけれども、国内プラントにおいては、応力緩和によって押えリングが機能喪失する可能性がないことを高経年化技術情報評価で確認しているということから、炉心そうの振動挙動が有意に変化することはないということでございます。

続きまして、本事業対応に係る事業者等の今後のスケジュールについて説明させていただきます。

ちょっと資料は後ろのほうに飛びますけれども、資料の11ページ目、合本通しの70ページ目の下側を御覧ください。

こちらの詳細検査装置の製作、健全性評価手法及び非破壊検査基準の整備、詳細検査の実施時期について、事業者から提示がございました。

具体的には1ポツの青色のように、2025年度中に詳細検査装置(MVT-1)やUT(超音波探傷試験)の装置が製作されるということです。

また、2ポツの緑色のように、2024年度中に健全性評価手法と非破壊検査基準を検討して、2025年度中にJANSI(原子力安全推進協会)のガイドラインを作成し、その後、2025年度以降にJSME(日本機械学会)の維持規格の設定を目指すということでございます。

そして、3ポツのピンク色に記載されてございますように、健全性評価手法と非破壊検査基準の暫定基準、こちらを事業者等が作ったものについて、原子力規制庁に提案するということが記載されてございます。

また、2024年の秋以降、今年度の秋以降に実施見込みの米国の産業界による原因調査の結果を精査いたしまして、国内においての早期の実施が必要と判断される場合は、詳細検査を行うということでございます。

最後に、今後の進め方について説明させていただきます。

前のほうに戻っていただきまして、資料の5ページ目、合本通しの64ページ目を御覧ください。

3. 今後の進め方ですけれども、過去のISI（供用期間中検査）における録画映像の再確認では、異常がなかったということから、現時点で追加の検査等の必要はないと考えております。

また、炉心そう溶接部の全周破断時の安全停止については、静的及び動的な観点から根拠の説明がありまして、制御棒の挿入等に支障がない設計であることを確認してございます。

事業者等は、炉心そう溶接部の詳細検査の装置の製作と炉心そうの健全性評価手法及び非破壊検査基準の整備を行うといたしていますことから、引き続き、聴取等を行って適宜、技術情報検討会に報告したいと思っております。

私の説明は以上です。

○遠山課長 説明、ありがとうございました。

それでは、ただいまの説明に関して、質問、御意見等あればお願いします。

田中委員、どうぞ。

○田中委員 田中です。

1個教えてください。これは全周破断したときにおいても、制御棒が入ると言っているんだけど、これは均質に押したんじゃなくて、固めて押したような場合において問題ないんですか。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

資料の7ページ目、通しの66ページの上側を御覧ください。

こちらは先ほどの④と⑤でも説明したんですけれども、まず、④に記載されています上部のほうで炉心そうフランジと上部炉心支持板というのが上部ふたと押えリングで押さえられている。また、炉心そうのフランジにも安全ピンというのがございます。下部のほうについては⑤、これは炉心そうの下側のほうになるんですけれども、こちらについては圧力容器のクレビスインサートに対して炉心そうのラジアルキーが入ることによって押さえられる、この形で周方向、横方向等について拘束されているということから、炉心そうそのものというのは、あまりガタがなく、すぐ落ちていくというふうに考えてございます。

○田中委員 そういうふうなことによって押さえられて落としているから、傾いていくことはない。

○小嶋統括技術研究調査官 細かい設計の数字等については、我々、確認できなかったんですけれども、例えば、上側の先ほどの④についてもかなりの狭い範囲の中でピンも入

っているということで、変位は少ないだろうということ。あと、クレビスインサートについても、それほど変位が少ないということから、全く傾きはしないということはないかもしれないですけれども、それなりに押さえられているというふうに考えてございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

古金谷対策監、お願いします。

○古金谷対策監 すみません。古金谷です。

ISIの過去の映像を確認したというところを教えてくださいんですけども、これは過去のやつを各事業者が確認した。事業者のどういう専門性を持っている方が確認したとか、あるいは協力会社のそういう資格を持った方が確認したとか、その辺、教えていただけませんか。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

まず、映像については、事業者が確認してございます。これは過去のビデオ画像ですので、目視で映像のまま確認できるということから、事業者が確認しているということと、委託事業者が確認しているとか、そういったことについては面談では確認してございません。

○古金谷対策監 分かりました。

我々は画像はサンプルで少し見たりとかはしたんですか、規制当局としては。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

直接確認したかどうかということとは分からないんですけども、録画映像に対する記録の確認については、順次、専門検査部門のほうでも状況を追っているということは伺ってございます。

○古金谷対策監 分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

技監、お願いします。

○市村技監 市村です。ありがとうございます。

この件はもともと米国のほうの情報が早く出てくるといいなという案件だと思っています。ロビンソンだけで特異に起こったことなのか、あるいはPWR共通して起こり得る何らかの要因があって起こったのかとかというのを分かってくると、もう少し種明かしがされるのかなと思います。

とはいっても、それが出てくるまでの間でできることとして、今、御報告いただいたよ

うなことが炉心そうが本当に亀裂で外れて脱落した場合でも、制御棒が挿入できるという
ような確認をしていただいているので、それはそれでいいことだと思いますし、また、よ
り近づいて見れるようにMVT-1とかUTをやれるように装置を開発いただけるということな
ので、それはぜひやっていただきたいと思います。

それと並行して、これから例えば高浜1号機とかでCIR（PWR炉内構造物の一体取替え工
事）が予定されていたりするので、CIRをやるからといって、取り出したものがどこまで
見れるか分かりませんが、せつかくそういう機会があるのであれば、この炉心そう
の話だけでなく、かねてより高経年化でも話題になっているバップルフォーマボルトの
状況とか、もちろん被ばく対策ということで難しい場面もあるのかもしれませんが、
できるのであれば、これから取り出すものに対する何らかの情報収集の材料として使って
いただけないかというのは、事業者と今後議論していただければなというふうに思ってい
ます。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

米国の調査につきましては、前回の第61回の際に、米国はもともとEPRI（米国電力研
究所）が作成したMRP-227というものを使っているんですけども、その改訂版が5月か
ら施行されようとしています。それについてしっかりその結果としてどのようになるか
ということを確認したいということと、今、お話にありましたように、この亀裂がどのよ
うな理由によってIASCC（照射誘起型応力腐食割れ）なのか、IGSCC（粒界型応力腐食割れ）
なのかとか、いろんなことも含めて、しっかりと我々、調査をしていきたいと思いま
す。

もう一つの高浜1号機のCIRにつきましては、1月18日の高浜1号機の高経年化技術評価の
ときも、そういった話がございましたので、事業者との議論はされていくのかなというふ
うに考えてございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

大島部長、お願いします。

○大島部長 原子力規制部長、大島でございます。

今の質問と似たような話になるのかもしれないですけども、もちろんアメリカのほうで
何か新しい話が出てくれば、必要に応じて対応を求めるとのことだと理解をしています。

一方で、今後のスケジュールでいろいろ機器の作製とか、規格類の改定、追加というこ
とが予定されていて、それが11ページ、通しの70ページに書いてあるんですけども、順調
に行っても非常に足が長い状況になっていて、これはこれでしっかりとやらしてもらわなけ

ればいけないし、あまり待ってられないなという感じもあります。じゃあ、これを待つまでに、今回、VT-3のもう一回見直しもしたということなんですけども、事業者のほうで、今やっている定事検とか何かで、こういう事象というものも特に注意して何かをやるということなのか、それとも、今までどおりやっていて、何か問題があったら見つかるんだろうという、若干受け身系の対応なのか、その辺、もし情報が分かれば教えていただきたいんですけど。

○小嶋統括技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

おっしゃるとおり、装置につきましては2025年度までというか、足が長いという形になってございます。

その上で、事業者としては、これまでの定事検のVT-3と言われるものについては、本来であれば、機器等に異常がなかったかという目で見える検査なのでございますけれども、そこに今回のビデオ画像と同じように、溶接線に亀裂があり得るといった認識をした上でVT-3をやっていくといったことを実施していくという話はございました。

また、それについては第61回の技術情報検討会のほうでも資料として事業者から提出はいただいております。

○大島部長 原子力規制部長の大島でございます。

分かりました。前回、確かにそんな議論もあったのかという記憶もありますけれども、そういう中で、先ほど、古金谷対策監からありましたけども、米国のところでもあったように、ビデオ画像でしっかりと欠陥を見極めるというのが、結局、検査官の能力にかなり頼るところになってくるので、そこのところは我々のほうも注視をして、当然、資格を持った人がやる部分が多かったかと思うんですけれども、そういうところも事業者側に注意喚起をしておく必要があるのかなと思って発言をしました。

以上です。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

ありがとうございました。

それでは、続きまして、議題の2に移ります。安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見についてですが、自然ハザード以外のものについて、技術基盤グループシビアアクシデント研究部門の星上席技術研究調査官からお願いします。

○星上席技術研究調査官 シビアアクシデント研究部門の星です。

それでは資料63-2-1に基づきまして御説明します。合本版では71ページからとなります。

本日、御報告する内容は、High burnup fuel source term accident sequence analysis のタイトルの報告書になります。

めくっていただきまして、資料2ページ、合本版では72ページからになりますけれども、初めに情報の概要について御説明します。

タイトルは先ほど申し上げたタイトルの報告書になりまして、米国サンディア国立研究所から2023年4月に報告されたものであります。

当該報告書は、燃料の高燃焼度化、それから高濃縮度化が軽水炉の事故時ソースタームに与える影響を評価することを目的としておりまして、これは一つ前の報告になるんですけども、2011年に同じくサンディア国立研究所から報告された同様のレポートの手法を踏襲しながら、今後、実際に導入が予定されている燃料を対象に最新知見を反映した解析コードによる解析を行っております。

前回の報告は燃焼度59GWd/tを最大値として対象範囲として評価したレポートですけれども、今回は最大値80GWd/tまで評価範囲を広げてございます。

その評価の結果としまして、燃焼度や、それから改良されたモデルの影響により、ソースタームに変化が、これは生じるんですけども、生じるものの、事故時のソースタームにそういったものは大きな影響を及ぼすことはないという結論となっております。

むしろですけれども、事故シナリオによる差異のほうが大きいということがこのレポートでは指摘されてございます。例えばですけれども、シナリオの例としましては、事故時の高温環境下で原子炉圧力バウンダリが早期に破れるような事故シナリオ、こういった場合には、格納容器への放射性物質の放出量が増加するということが指摘されてございます。

このシナリオの重要性というものは、その一つ前の2011年のレポートでも指摘されておりまして、今回のレポートでも改めて指摘されたものであります。ですので、そういったシナリオの指摘につきましては、新規性はないというふうに考えてございます。

続きまして、1次スクリーニングのほうの理由に参りますけれども、そもそもですけれども、事故時のソースタームというものは、実用発電用原子炉の審査における確認ですとか、あるいは防護措置の評価等の基礎となる最も重要な情報の一つであるというふうに考えてございまして、継続的に最新知見を反映する必要があるというふうに考えてございます。

例えば、実用発電用原子炉の審査におきましては、事業者の事故対策については、そもそも想定する格納容器破損モードに対して、格納容器の破損を防止すると。かつ放射性物

質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策が有効性があるということを確認しております。

防護措置等につきましては、例えば、原子力災害対策指針の中では、緊急事態区分ですとか、緊急時活動レベル（EAL）を定めておりますけれども、こういったものについては、第7回の緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合において、新規制基準を踏まえたオンサイトにおけるEAL、それからオフサイトにおける防護措置となるように、全体の見直しが必要とされている状況でございます。

本報告書の内容につきましては、先ほども申し上げましたけれども、燃料の高燃焼度化及び高濃縮度化が事故時のソースターム評価には大きな影響を与えないとしています。したがって、現行規制における審査の視点ですとか、基準等の変更を検討するような情報には該当しないというふうに判断しております。

ただしですけれども、一番最初に申し上げましたように、ソースタームは重要な基礎的な情報であるということと、今回も事故時のシナリオを検討することの重要性が改めて指摘されてございます。これまで米国NRC等が事故時のソースタームの評価を継続的に実施してきておりますので、そういったことも考えますと、今後も継続的に情報を収集することが必要だというふうに考えております。

ですので、対応としましては、最初のページ、1ページに戻りますけれども、対応の方向性（案）として、情報収集を継続ということで判断してございます。

私からの説明は以上です。

○遠山課長 ありがとうございます。

ただいまの説明に関して、質問、あるいは御意見があればお願いします。

田中委員、どうぞ。

○田中委員 どうもありがとうございます。

対応のivということでいいかと思えます。

1個、教えてください。高燃焼時の80GWと書いていたね。それから高濃縮度というのは、これは幾らまであるんですか。参考のために教えてください。

○星上席技術研究調査官 シビアアクシデント、星です。

資料の3ページのところに濃縮度、今回対象とした濃縮度を記載しておりますけれども、5%と8%を対象として、今回、評価してございます。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 高燃焼度の影響というのは、今、説明いただいた中で、そんなに意外性はないと思うんですけども、この濃縮度が8%というのは、どのぐらいの効果を持つかという点で、事故時の炉停止への影響ですとか、あるいは形状を喪失した後の再臨界に対する影響という点でも、特段影響はないというところまでサンディア国立研究所は確認しているのでしょうか。

○星上席技術研究調査官 シビアアクシデントの星です。

停止後の時間変化につきましては、主にオークリッジ国立研究所のほうで検討がされておりまして、それをサンディア国立研究所のほうでは参照しているという状況で、少なくとも、事故時に炉が停止して、それから、今、有効性評価等で（評価範囲とされる）1週間のような、そういった時間範囲の中では大きな影響はないというふうに考えてございます。

○杉山委員 まあ、そうですね。ですから、変な状況になって、水がちょうど臨界を作ってしまうような状況になるということも、従来のシナリオの中ではないということですかね。

○星上席技術研究調査官 シビアアクシデント、星です。

確かにおっしゃるように、燃料の形態が崩れているとか、そういった場合は、やはり事故シナリオの検討の重要性というところに入るのかというふうに考えます。

○遠山課長 田中委員、どうぞ。

○田中委員 参考のために、日本では8%というのはないと思うんですけども、アメリカでは8%までを考えた理由というのは何かあるんですか。そういうふうな別の原子炉の系とか等々を考えていくと、こんなのもあり得ると思ってやっているんですか。

○星上席技術研究調査官 シビアアクシデント、星です。

高純度低濃縮ウラン燃料というのは、当然、今後、SMR（小型モジュール炉）とか、新しい設計の炉等にも導入されるというふうに考えられますけれども、今回のレポートは、あくまでも軽水炉を対象として評価しているものになります。

○遠山課長 よろしいでしょうか。

それでは、続いて最後の議題ですけれども、伊豆鳥島近海で近年発生した津波の特徴と2023年10月9日津波の発生原因の推察の説明を地震・津波研究部門の道口主任技術研究調査官からお願いします。

○道口主任技術研究調査官 地震・津波研究部門の道口です。

資料63-2-2を用いて説明させていただきます。

個別資料1ページ、通し番号ですと74ページになります。

本日の報告の経緯でございますが、2023年10月9日、東京都八丈島八重根におきまして、今回の津波というものが観測されました。気象庁は、その後、津波注意報を発表するということがありました。今回の津波は、同日の4時頃から6時台の間に伊豆鳥島近海で多発した地震との関連性が指摘されておりますが、それらの地震及び今回の津波の発生原因については、いまだ不明なところがあります。

第42回原子力規制委員会におきまして、今回の津波に関して調査し、報告するよう御指示がありました。当部門では今回の津波に関して、また、伊豆鳥島近海では過去にも火山活動や地震活動に伴う津波が発生していることが知られておりまして、調査範囲を拡張し、近年、伊豆鳥島近海で発生した津波に関する知見についても調査を行いました。本調査の結果、今回の津波の発生原因は現時点では確定されておりませんが、当部門では火山活動に関連する現象の可能性を考えております。本報告は、その調査結果と推察について説明するものです。

まず、今回、調査範囲としました伊豆鳥島近海が主にどういう地域かについて、3ページ、通し番号76ページになりますが、図1を用いて説明させていただきます。

伊豆鳥島は、伊豆・小笠原弧上の火山島の一つに当たります。図1の左上のちょうど赤枠の真ん中にあるのが伊豆鳥島になります。伊豆・小笠原弧の地形の特徴としましては、海溝軸に平行な南北の構造がありまして、3列の海嶺から成っておりますが、伊豆鳥島があるところは七島－硫黄島海嶺といいまして、現在の火山フロントに当たりまして、第四紀の火山列であって、火山活動の活発な地域になっております。また、七島－硫黄島海嶺と西側にある西七島海嶺があるんですけれども、その間には背弧凹地が、少しくぼんだ地形のものが形成されておりまして、南北性の配列を示す正断層系の存在が知られております。

図1の左の赤枠に示したところを調査範囲として調査しておりますが、伊豆鳥島近海においては、近年発生した津波が知られておりまして、それを年代順にまとめたものが4ページ、通し番号77ページに示す表1になります。

表に年代順に示しているんですけれども、発生原因ごとにまとめた説明を5ページ、通し番号78ページ以降でさせていただきます。

まず、火山活動に伴う地震及び津波というところでして、6ページ、通し番号79ページの図2を御覧ください。伊豆鳥島の北側にスミスカルデラというものがあるんですけども、1984年以降において、ここでは火山活動に伴いまして中程度の地震及び津波が発生したことが知られております。これらの地震は地震規模から推定される津波よりも大きかったということがありまして、また、この五つの津波を発生させました地震の発震機構ですが、図2のbのところ当てはまりますが、白と黒の丸で示されたものが発震機構になりますが、互いに類似しておりまして、通常地震発生メカニズムとは異なることを示しております。これらの地震発生メカニズムとしましては、従来より火山活動に伴う津波の発生モデルが提案されてきましたが、最近では、Sandarbata et al. (2022)によって「トラップドア断層破壊」というカルデラ火山特有の地震現象が発生し津波を引き起こしたというモデルが提唱されております。

「トラップドア断層破壊」の概念図を6ページ、通し番号の79ページ、図3に示させていただいておりますが、具体的には、カルデラの壁に沿って地中に伸びる円形の断層構造があるんですけども、その下にカルデラ直下でマグマをため込んだ水平な板状の割れ目が入り込んだことによって、マグマだまり内の高圧マグマから受ける上向きの力を駆動力として発生したというものになります。

続きまして、7ページ、通し番号80ページになりますが。地震活動に伴う津波というものも、この地域では知られております。

2006年10月24日では、伊豆鳥島近海の浅いところで発生した地震によって津波が発生しております。また、今回の津波発生前の10月2日から8日の間にもマグニチュード6.0以上の地震が4回発生しておりまして、そのうちの最大の地震は10月5日に発生した地震であり、津波を発生させました。図4のところに地震活動に伴う津波ということで、この図の下側の二つの発震機構がありますが、こちらが上から2023年10月5日、下側が2006年10月24日と、昔のものになるんですけども、こちらはいずれも発震機構は東北東-西南西方向に張力軸を持つ正断層型で、フィリピン海プレート内部で発生した地震ということで知られております。

ここまで、近年、鳥島近海で発生した津波について報告させていただきましたが、これから今回の津波について御説明させていただきます。

8ページ、通し番号では81ページになりますが、今回の10月9日の地震の特徴について、まず説明させていただきます。

2.2.2で前述しましたとおり、10月5日から6日の地震の震源付近では、10月9日の朝から地震が多発しておりました。しかし、規模が小さく、震源の位置や規模を推定するのに用いられる地震波のP波及びS波が不明瞭であったため、震源が直ちに決定されなかったという経緯がございます。その後の調査でP波、S波に続くT波と考えられる波を伴う地震が少なくとも14回発生していたことが分かりまして、これらの地震の発生源が背弧リフト内にある嬬婦海山というところに推定されました。

P波、S波は、固体地球内を伝播するんですけれども、T波は水中を伝わるというものでありまして、その発生源は主に海底直下で発生する浅い地震や海底火山噴火に伴う振動によって生成されることが多いということが知られております。

また、これが今回の地震の規模なんですけれども、最大で4.8と推定されておまして、ただ一方、最大波高分布に基づいて算出されます津波マグニチュードは8.0ということになっております。一般的に地震に伴う津波の場合はマグニチュードと津波マグニチュードは概ね同じ値になる傾向があるんですけれども、今回、大きくずれているということで、今回の津波は一般的な地震に伴う津波ではなく、非地震性津波であるというふうに考えることができます。

9ページ、通し番号82ページになりますが、今回の津波の発生後、海洋研究開発機構が発生源として推定された嬬婦海山において海底地形調査を実施しておまして、速報的な結果として、東西に延びる嬬婦海山の中央付近にカルデラ状の海底地形があることを確認したとのことです。

10ページ、通し番号83ページの図6にその海底地形調査の結果を示させていただいておりますが、嬬婦海山の真ん中のところに黒の点線で示されているのが今回確認されたカルデラ状の地形ということになります。

また、さらに、10月20日、海上保安庁の航空機からの観測で、鳥島西方約50kmの海域に軽石と見られる浮遊物が点在していることが確認されたということです。その後、気象庁によって採取されまして、産業総合技術研究所、東京大学地震研究所等において分析が行われました。分析の結果ですが、採取されたうち白色の白色軽石があるんですけれども、それらは採取地点近傍を含む背弧リフト内の海底火山の噴出物である可能性が高いという報告がございます。

11ページ、通し番号84ページになりますが、2.3.4で、今回の津波の発生メカニズムについて報告させていただきます。

Sandanbata et al. (2024)によりますと、今回の津波の発生時刻歴がT波の発生時刻に対応していることから、津波の発生源はやはり孀婦海山と推定されると。

津波が大きくなった原因としましては、津波の発生源を孀婦海山と仮定して、日本の南西沖の津波観測網で記録された波を分析した結果、津波は約1.5時間の間に同じ場所で同じようなメカニズムで断続的に繰り返し発生しており、特に振幅の大きな後半の主要イベントの発生間隔が、津波の周期と同等であったため、波の増幅が生じたとの報告がございます。

これらの情報を踏まえまして、当部門で今回の津波について推察しております。

本調査の結果によりまして、状況証拠はあるものの、伊豆鳥島近海地域の過去の津波発生履歴や、今回の津波が地震規模に比べて大きな津波であること、さらに断続的に発生したT波の発生源と津波の発生源が共通する可能性があることを踏まえまして、今回の津波の原因は火山活動に関連する現象が有力な候補の一つと考えております。

最後にまとめですが、本調査の結果、今回の津波の発生源は現時点では確定されておりませんが、火山活動に関連した可能性があると考えております。規制基準では、津波を発生させる要因として火山活動についても考慮されていることから、現時点では、規制基準、ガイド等へ反映する知見はないと考えておりますが、引き続き情報収集活動を行いまして、十分な情報が得られてから再度判断したいと考えております。

また、火山活動に伴う津波に影響を与える因子等については、不明な部分がまだ多いので、事例の蓄積とともに、津波発生モデルも含めたさらなる調査・分析が必要と考え、これらについても引き続き関連情報を収集してまいります。

なお、今後、今回の津波に関する個別の論文等が出た場合には、技術基盤グループの最新知見等の反映プログラムに沿って情報共有を図ることとしたいと考えております。

私のほうからは以上です。

○遠山課長 説明、ありがとうございました。

それでは、質問、あるいは御意見があればお願いいたします。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 石渡です。

調査を依頼した本人として幾つか質問させていただきます。

一つは、よく調べていただいたと思うんですけども、今回の津波というのは火山活動に関係した可能性が高いという判断だと思うんですけど、ただ、図5に示してある地震のメ

カニズムというのは、これは普通の正断層性の地震で、火山活動による、例えば図2に示してあるようなパターンとは全然違いますよね。

○道口主任技術研究調査官 道口です。ありがとうございます。

図5の左の図の発震機構を見ていただいていると思うんですけども、こちらについては10月9日のものではなくて、その前に観測されていた10月3日～6日にかけての地震の発震機構になります。これらについては正断層センスの地震というふうに考えられています。

○石渡委員 じゃあ、実際にだから津波が発生したときの地震のメカニズムは分かっているということ。

○道口主任技術研究調査官 道口です。

すみません。説明をちょっと省いてしまったんですが、8ページ、通し番号81ページの一番下のほうに、防災科学技術研究所が示した暫定版なんですけど、発震機構が示されておりまして、これを見ますと、通常の押し引きと断層面が合うというような発震機構からはちょっとずれているような非地震性のものではないかというものが示されています。

○石渡委員 それは公表されているんですか。もし公表されているんだったら、資料につけたほうがよかったですね。

○道口主任技術研究調査官 すみません。はい、つけたいと思います。

○石渡委員 あと1点は、軽石が近くの海域から採取されたということで、これが流紋岩質で、火山フロントの火山のものとは組成が違うという話がありましたね。それは事実として分かったんですけども、これは嬬婦海山から噴出したものかどうかというのは、これは分からないんですか。

○西来主任技術研究調査官 地震・津波研究部門の西来です。

産業技術総合研究所等で分析をした結果を、今回、紹介したんですけども、その大元のほうの資料を見てみますと、嬬婦岩とかの化学組成等がもともと測られているデータがありまして、それとはちょっと違うところにプロットされるという事実はございます。

以上です。

○石渡委員 そうすると、まだ、軽石があったとしても、それがどこから噴いたものかというのは、今のところはよくは分からないという判断なんですね。

○西来主任技術研究調査官 地震・津波研究部門の西来です。

ちょっと説明が不足しておりましたけれども、産業技術総合研究所のほうの資料によりまして、嬬婦岩のところで、いわゆる嬬婦岩で出ているものの化学組成とは違うんですけど

れども、過去にトレンチ等で取られている鳥島凹地の中で得られている流紋岩の化学組成とは領域としては近しい関係だということを示されているということになります。

以上です。

○石渡委員 ただ、鳥島凹地というのは、背弧海盆のかなり広い範囲を指すわけですよ。だから、ここから来たものだということが特定されたわけではないということですよ。

○西来主任技術研究調査官 地震・津波研究部門の西来です。

はい、おっしゃるとおり、どこかというのは分からないんですけども、いわゆるカリウムの量が背弧側にうつるに連れて上がっていくという現象がありますけれども、そういうものに乗ったときに、いわゆる背弧リフトのゾーンで出てくるような流紋岩と近しいと、そういうことが得られたということになります。

○石渡委員 分かりました。

そうすると、やはり依然として、津波の発生源が特定されたとは、まだちょっと言えない状況ですね。恐らく孀婦海山にある直径5kmぐらいのカルデラですか、これが津波の発生源ではないかというのは、何となくそうかなという感じはするんですけど、じゃあ、ここで火山が実際そこで噴火したかどうかということは、これはどうもいまいちよく分からないですね。取りあえず、津波発生当日の地震のメカニズムのデータがあるのであれば、それは追加で示してもらいたいと思います。

○道口主任技術研究調査官 地震の発生のメカニズムの資料、Sandarbata et al. (2024) とかのそういう検討されている資料を追加したほうがいいということでしょうか。

はい、承知しました。追加させていただきたいと思います。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

本日の議題は以上になりますけれども、全体を通じて何か御発言されたい方はいらっしゃいますでしょうか。Webで参加している方でも結構ですが。よろしいですか。

それでは、以上で本日の議題は全て終了しましたので、これで第63回技術情報検討会を終了いたします。

ありがとうございました。