

第60回

技術情報検討会

原子力規制委員会

第60回 技術情報検討会

議事録

1. 日時

令和5年7月27日（木） 10:00～11:55

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

伴 信彦 原子力規制委員

原子力規制庁（NRA）

市村 知也 原子力規制技監

大島 俊之 原子力規制部長

古金谷 敏之 長官官房 緊急事態対策監

佐藤 暁 長官官房 核物質・放射線総括審議官

遠山 眞 長官官房 技術基盤グループ 技術基盤課長

和田山 晃大 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 技術
研究調査官

皆川 武史 長官官房 技術基盤グループ 技術基盤課 原子力規制専門職

北條 智博 長官官房 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

酒井 宏隆 長官官房 技術基盤グループ 技術基盤課 原子力規制専門職

舟山 京子 長官官房 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 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（放射線・廃棄物

担当)

杉野 英治	長官官房	技術基盤グループ	安全技術管理官 (地震・津波担当)
齋藤 健一	原子力規制部	原子力規制企画課	火災対策室長
渡邊 桂一	原子力規制部	審査グループ	安全規制管理官 (実用炉審査担当)
長谷川 清光	原子力規制部	審査グループ	安全規制管理官 (核燃料施設審査担当)
世良田 鎮	原子力規制部	審査グループ	地震・津波審査部門 管理官補佐
武山 松次	原子力規制部	検査グループ	検査監督総括課長
高須 洋司	原子力規制部	検査グループ	安全規制管理官 (専門検査担当)
大向 繁勝	原子力規制部	検査グループ	安全規制管理官 (核燃料施設等監視担当)
杉本 孝信	原子力規制部	検査グループ	安全規制管理官 (実用炉監視担当)
永瀬 文久	長官官房	技術基盤グループ	技術基盤課 規制基盤技術統括官
佐々木 晴子	長官官房	技術基盤グループ	技術基盤課 企画調整官

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)

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

4. 議題

(1) 安全研究及び学術的な調査・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)

(説明者) 和田山 晃大 技術基盤グループシビアアクシデント研究部門 技術
研究調査官

2) 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査

(説明者) 皆川 武史 技術基盤グループ技術基盤課 原子力規制専門職

3) 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

(説明者) 北條 智博 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

(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について (案)

(説明者)遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長

2)1次スクリーニング結果 (案)

(説明者)遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長

3)「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査

(説明者)酒井 宏隆 技術基盤グループ技術基盤課 原子力規制専門職

5. 配布資料

<資料>

議題(1)

資料60-1-1 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)

資料60-1-2 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査

資料60-1-3 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

議題(2)

資料60-2-1-1 スクリーニングと要対応技術情報の状況について(案)

資料60-2-1-2 2次スクリーニングの検討状況(案)

資料60-2-1-3 規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト(案)

資料60-2-2 1次スクリーニング結果(案)

資料60-2-3 「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査

参考資料

参考資料60-1 技術情報検討会フォローアップ

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60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。

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いたします。配布資料は、議事次第に記載されている配布資料一覧で御確認をお願いします。

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する。発言を希望する際には、挙手、または挙手機能を使用していただく。発言の際には、マイクに近づいて、音声不明瞭な場合には、相互に指摘するなど、円滑な議事運営に御協力をお願いします。発言をする際には、必ずお名前を名乗ってからお願いいたします。

また、資料説明の際には、資料番号とページ番号も必ず発言していただき、該当箇所が分かるようにしていただくようよろしくお願いいたします。

それでは議事に移ります。

議題の1番、安全研究及び学術的な調査研究から得られる最新知見です。

最初に、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について説明を、技術基盤グループシビアアクシデント研究部門の和田山技術研究調査官からお願いします。

○和田山技術研究調査官 はい、シビアアクシデント研究部門の和田山です。

それでは最新知見のスクリーニング状況の概要を自然ハザード以外に関するものとして説明をさせていただきます。それでは資料60-1-1を用いて説明をいたします。

今回の最新知見のスクリーニング状況といたしましては、1ページ目の表に示す1件でございます。これは原子力災害における放射線起因の健康リスクと防護措置に起因する非放射線リスクの比較に関する知見です。

右から二つ目のスクリーニング結果につきましては4番としておりまして、これは情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断すると位置づけられているものです。

次の2ページ目をお願いします。情報の概要欄の1行目、公表先としては、Journal of Radiological Protectionという、原子力災害などを扱う学術雑誌で報告されたものでございまして、査読された知見となっております。発表タイトルは、What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose? というもので、主著者は、ドイツの大学のCallenさん、それから原子力災害対策分野の国際的な専門家であり、それから米国でRTM96（原子炉事故の影響の評価）の策定や、IAEA（国際原子力機関）でOILの策定などに携わった経験のあるMcKennaさんらが、共同著者として名を連ねております。公表時期は、2022年の3月でございます。

当該論文の内容につきましては、放射線を浴びたことに起因するリスクに対して防護措置に伴う負担に起因するリスクを比較するための方法論を提示したものとなっております。

放射線を浴びたことに起因する健康リスクを以下放射線リスク、防護措置の負担に伴う健康リスクを以下非放射線リスクと呼び、説明を続けさせていただきます。

非放射線リスクの算定に当たっては、著者らが600以上の学術論文をレビューし、そこから50程度の学術論文を厳選した上で解析を行っています。

3ページ目をお願いします。このような形でレビューしたデータを参照し、解析し、それから当該論文では1,000人当たりのmortality、死亡人数という形で、非放射線リスクの算出を行っています。この非放射線リスクを放射線リスクと比較できるように、当該論文では表の形としてまとめられており、これが当該論文の成果とだけいただければと思います。

以下詳細について別紙にお示しします。資料60-1-1の番号4ページ目をお願いします。こちらの資料にて御紹介した当該論文の成果である放射線リスクと非放射線リスクの比較表について、解説させていただきます。

1. はじめに、に記載しておりますように、当該論文には非放射線リスクを特出した表の3番、テーブルの3番、それから非放射線リスクと放射線リスクの比較を行った表の5番、テーブルの5番が記載されております。

続いて別紙の2ポツを御覧ください。具体的に当該論文の非放射線リスクについては、1F事故、東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う災害関連死のデータを参照しております。そしてこのうち、明確な災害の影響とみなせる6か月以内の死亡のみを考慮し、地震や津波による影響を除外するというデータの加工を行っています。この結果が表の3番、テーブルの3番にまとめられております。

次に、放射線のリスクに関してですが、こちらに関しては1F事故を対象としたものではなく、原爆のデータなどの一般的に得られている知見を踏まえ、単純にLNT（しきい値なし直線）モデルで線量と死亡人数が比例すると仮定して線を引っ張ったものとなっております。このLNTベースの放射線リスクと表3に書かれている1F事故ベースの非放射線リスクを比較したものが表5となっております。そしてこれらの表、特に表の5番の位置づけなのですが、放射線リスクと非放射線リスクを比較するためのツールとして利用することが推奨されております。

特にこちらに関してですが、放射線リスクはLNTモデルにより単純に線を引いたもの、非放射線リスクはあくまで1F事故のケーススタディーをベースとしているものですので、使用することは推奨されるとはしてありますが、書かれている数字そのものには不確かさ

を伴うため、注意が必要であるということについても補足されております。これを踏まえ、当該論文で得られた成果がまとめられている表3、及び表5について、以下に説明させていただきます。3ポツ目をお願いします。

3ポツ目にテーブル3の概要について説明させていただいております。テーブル3については一般人、それから高齢者施設、それから病院の患者のそれぞれの集団に分けて、1,000人中のmortality、死亡人数としてデータを集計したものとなっております。

5ページ目の テーブル3を御覧ください。最初にpopulationタイプが一般人、つまりGeneral populationと記載があるところですが、Dislocationの結果、3人、つまり3/1,000の死亡リスクという結果が記載されており、この3/1,000の3人のうち90%は高齢者であるという補足説明がなされております。

ちなみにDislocationというのは、防護措置の結果、今まで居住していた場所から移動することになり、住む場所が変わることという定義が当該論文でなされており、こちら避難だけではなく、移転の影響も考慮されたものとなっております。

次に表の1個下の段の高齢者施設等の住民ですが、支援を受けながらであっても、Dislocation、つまり住家の移動となってしまった場合には、17/1,000という死亡リスクの結果が提示されてございます。そしてさらに下ですが、高齢者施設、それから長期滞在施設等の住民が十分な支援を受けられずに、過酷な環境で避難を強いられた場合の結果が提示されております。こちら支援がある場合よりも、さらに死亡リスクが1,000人中の60人程度とさらに大きくなっていることが示されております。またこちらは避難中、もしくは避難直後での死亡という結果となっており、Dislocationではなく、Evacuation、つまり避難そのものの影響であると書かれております。

最後にその下、Vulnerable patients、つまり病院の患者ですが、こちら十分な支援がなされずに、Sheltering、過酷な環境で屋内にとどまってしまった場合、支援を受けながら避難した場合よりも、死亡リスクが二、三倍程度高いということが記載されております。

次に同じページの4ポツに表5の概要を示しております。こちらは前出表3の非放射線リスクをLNTベースの放射線リスクと比較したものとなっております。例示されている実効線量は、世界各国で防護措置を発出する基準として用いられているものです。表5そのものは6ページに記載されており、赤枠で囲ったところが今回説明する死亡リスクの比較となっております。

放射線リスクは18歳以下では比較的高い一方で、高齢者は放射線リスクが低いことが表

5で述べられております。そして高齢者、特に施設の住民などでは、高い非放射線リスクがあるということが述べられています。これを踏まえ、このような施設の集団については防護措置を実施することで防げる放射線起因の死亡者数と比較して、避難や転居による死亡者数が多くなってしまふ可能性があるということが当該論文では示されております。このように一般人、特に十分な支援を受けて避難した高齢者施設の住民、また十分な支援を受けられず避難となった高齢者施設等の住民、最後に十分な支援を受けられず過酷な環境でそのまま屋内にとどまってしまうということになった病院の患者、それぞれのこれら複数の集団別に、特に支援の有無も考慮しながら、集団別に、つまりコホート別に分析を行っているという方法論が、当該論文の新規性の高い部分となっております。

それでは戻っていただいて、同じ資料における2ページで、1次スクリーニングの対応の方向性を説明させていただきます。こちら4番とした理由について説明いたします。

右側のコラムにて説明いたします。本情報は放射線リスクと非放射線リスクについて比較した評価例を、特に非放射線リスクについては1Fのケーススタディーとして示したものです。この内容について規制との関係については、EAL（緊急時活動レベル）の見直し作業が行われており、そのEALの見直し作業において、防護措置の負荷による非放射線リスクについて中長期的に検討対象となる可能性が考えられます。これを踏まえ、引き続き関連動向を注視すべきと考えられます。

また、安全研究でも原子力災害対策に役立てることを目的とした研究をシビアアクシデント研究部門と、放射線廃棄物研究部門で行っており、当該論文の方法論は今後の研究の参考情報として有用になると考えられます。

ただし、当該論文については、集団ごとに放射線リスクと非放射線リスクを比較という方法論自体は参考になるものの、数字そのものは先ほども申し上げたように、不確実さを伴うものでございます。特に非放射線リスクについては、1Fの事故という、あくまで一つの事例を参考としたものであるために、当該論文の数値に対しては慎重に見るべきであると考えております。なので当該論文については集団ごとに放射線リスクと非放射線リスクの比較を行うという方法論について、主に安全研究の参考になるものとし、重要性は中としております。また、緊急性に関しても、追加の情報収集は重要であるものの、それほど喫緊で迅速に対応しなくてはならないというわけでもないもので、こちらは中とさせていただいております。これを踏まえ、対応の方向性としては、今後の情報収集の継続を行うというIV番とさせていただいております。今後の対応といたしましては、放射線廃棄物研究

部門とも連携しながら、引き続き関連動向を注視して、適宜、安全研究に活用するための情報収集を継続していきたく考えております。

以上となっております。

○遠山課長 説明どうもありがとうございました。ただいまの説明に関して御質問、御意見があればお願いします。

はい、田中委員。

○田中委員 このスクリーニングの考え方、対応の方向性は引き続き関連動向と言っているんですけど、こういうふうな研究というのは、この発表者以外のグループで同じような研究はやっていないんですか。というのは、どういうふうな視点でどう考えるかによって、答えが違ってくると思うんですけども、ここではLNTと1F事故との比較なんですけども、もっと違う観点でやってみた研究とか、そういう例はないんですか。

○和田山技術研究調査官 シビアアクシデント研究部門の和田山です。

御質問ありがとうございます。まず、同じような研究例としては、ほかにもございます。例えば、福島県立医大のグループの研究としては、個別の施設を対象として、放射線リスクと非放射線リスク、つまりそのままとどまって被ばくを受けた場合とそれからすぐに逃げた場合のmortalityのリスクを比較するような研究というのは行われてございます。

○田中委員 ここで今後の対応、方向性が書かれているのは、引き続き関連動向というのは、もうちょっと具体的には、これどういうことをしようとしているんですか。

○和田山技術研究調査官 具体的な関連動向を注視というのは、このような被ばくのリスクだけではなくて、避難や、それから過酷な状況での屋内退避といった、防護措置に伴う非放射線リスクについても引き続き注視していきたいと考えております。

○遠山課長 伴委員、お願いします。

○伴委員 確認ですけど、この論文の中で避難とか、あるいは移転に伴うそのリスクですけども、これ1Fの確かにデータといますか、それを使ってはいますけど、それ以外のものも見てなかったでしたっけ。だから、そういう1F事故以外の純粋なハリケーンであったり、海外の、そういったものの避難に伴うそういったリスクというのも、文献としては拾っているんじゃないかなかったですっけ。

○和田山技術研究調査官 伴委員、御質問ありがとうございます。おっしゃるような文献としては一部参照されているものはございます。特にこちら説明はしなかったんですけど、死亡以外に精神影響についても見ておりまして、そちらではほかの文献もたくさん拾って

おります。一方で、この説明した死亡リスクに関しては、参照されている文献がほとんど1F事故関連のものであるので、1F事故のものを主に参照したと説明させていただいております。

○伴委員 はい、ありがとうございます。

それで、引き続きこういった情報、情報収集なのか、こういった内容を検討するというのはそれはそのとおりだと思うんですけど、でも出口として、EALの見直しではないのではないですか。EALというのは、すなわち、どのタイミングで、どの防護措置を発するかということの一つの目安ですから、そうじゃなくて、むしろ緊急時の計画及び実際に事態が発生したときの対応の全体の戦略について、どう考えるかというところが出口なんじゃないかと思いますが、そこはどうでしょう。

○和田山技術研究調査官 伴委員、コメントありがとうございます。おっしゃるとおりだと考えておまして、EALというのは、施設の状態に基づいて、どのような緊急事態区分となるかというのを考えるような、あくまで施設の状況をベースしたものとなっておりますので、EAL個別のトピックというものではなくて、このような論文の成果というのはもっと、伴委員もおっしゃるように、全体の防護戦略に関わるものであると考えております。特にこちらDislocationと移転も述べておまして、こちらEALとは遠いものですので、このようなやはり包括的な強い戦略に役に立てるべきものであると考えております。

○伴委員 はい。それであと最後に、不確かさがあるのではという、それは本当そのとおりで、ただ、ここに含まれている不確かさというのは、いろんなものがあると思います。それは放射線の健康リスク評価に関する不確かさもありますし、一方で、これはあくまで1Fのときのデータだという話がありましたけれども、事前にもっと準備をすることで、この避難等に伴うリスクを減らすことができるんじゃないかという話がありますし、そういう意味での不確かさ。さらにもっと難しいのは、意思決定をする段階で先を見通すことができない。この後の展開が分からないという不確かさ。その不確かさをどう扱うかっていうのは、恐らく一番難しいので、だからこの不確かさというものをもっと深掘りしていったら、それをどう扱うのかというところが多分重要なんだと思います。

私からのコメントは以上です。

○和田山技術研究調査官 伴委員、コメントありがとうございます。おっしゃるとおりだと思いますので、特にその先を見通す事故進展において、今後どのように影響が進展していくのかの不確かさの低減というのは、シビアアクシデント研究部門でも研究を進めてお

りますので、そちらに関しても不確実さと引き続き向き合っていきたいと思っております。

また、伴委員も御指摘のように、震災後、非放射線リスク、避難に伴うリスクの低減に関する検討は県立医大などでもたくさん行われておりますので、本当にこの数字が正しいのかというのは、私自身も思うところがありますので、引き続きその情報に関しても注視を進めていきたいと考えております。コメントありがとうございます。

○遠山課長 はい、杉山委員お願いします。

○杉山委員 この論文の著者は、直接その調査をしているというよりは、いろいろな論文のレビューをしているわけですね。そうすると、それぞれ異なる論文で同じ対象を扱っているようなケースで、人数等、重複してカウントしているような、そういうことというのはないんですかね。

○和田山技術研究調査官 杉山委員、御質問ありがとうございます。こちらに関しては公開されている情報だと600程度の論文をレビューして、その中で50程度を厳選したという情報のみが書かれており、詳細な解析の手法について書かれているものではないので、どこまで重複があるかというのは、正直認知できていないところもございます。ただ、リファレンスの論文に関しても読ませていただいたのですが、それぞれ少なくともリファレンスを見ると、別の施設を対象としていると見受けられ、その辺の工夫はされているのはいかと考えております。

○杉山委員 ありがとうございます。

もう一点、別の話ですけど、最初に著者の一部の人が、米国の人がRTM、レスポンス・テクニカル・マニュアルの策定に関わった方だという話で、これすごく興味があって、あれは、要は事故に関してある程度シナリオ別に分類して、そのシナリオごとにある程度の放射性物質の放出量みたいなやつを定量化して、事故影響、ある程度はリアルタイムにテーブルから拾うような形で定量的に評価しようという、そういうマニュアルだと理解していて、原子力規制庁の中でも緊急事案対策室なんかは、そういったことを我々にとってのそういったマニュアルをある程度検討しているというふうに理解しています。

この結果というのは、それとある程度はやっぱり結びつけて使うことができるのかなと。もちろんこの結果をそのまま適用して、このケースでは何人死亡するとか、なかなかそういうダイレクトな使い方というのができるかどうかは分からないですし、その数字がひとり歩きしても困るんですけども、EALも結果的には関係するんでしょうけど、そういったやっぱり事故ごとのその影響に応じて、どういった実際、健康影響があるという、いろい

る調べるときにこういった情報は有効かなと思ひまして、引き続き調査を続けていただき、そういった我々のRTMの検討なんかとも、ちょっと情報交換して進めていただければと思います。

○和田山技術研究調査官 杉山委員、コメントありがとうございます。緊対室のRTMを作成する話とも結びつけながら、引き続き検討を進めてまいりたいと思います。

○遠山課長 はい、石渡委員、お願いします。

○石渡委員 石渡です。

ちょっとお伺いしたいんですけど、この一番最後のページにあるこの表なんですけども、この一番左側の放射線によって生じた死亡ですね。これのそれぞれの放射線量に対応したその数字というのが、これが何というかな、規則的というか、要するに放射線のドーズに対応したような死者数になっていますよね、これは。

○和田山技術研究調査官 はい。

○石渡委員 これというのは、実際の何らかのデータに基づいているんですか。それともこんなもんだらうという数字なんですか、これ。

○和田山技術研究調査官 石渡委員、コメントありがとうございます。こちらテーブル5に示しました放射線リスクの数字については、後者のえいやと線を引いたような考え方が、むしろ近いのかなと思っております。こちらについては、広島原爆のデータ、それから数多くの疫学調査などのデータから、1Sv（シーベルト）当たり5%程度、超過死亡が生じるというデータがございます。これについて、完全に比例関係になると仮定したものがLNTモデルというものになっているんですけれども、直線で完全に比例関係になるとして線を引いております。なので1mSvで、これくらい的人数が死亡するというデータがあるというわけではなくて、あくまで1Sv当たり何人というような、そういった高線量のデータを低線量にも直線で線を引いて考えたモデルとなっております。

○石渡委員 そうすると、えいやと引いたこの直線というか、これは大体、世界中こんなものだというふうに認められているという、そういう値なんですか、これは。

○和田山技術研究調査官 LNTモデルに関しては、この低線量の放射線影響に関しては様々な学説がございまして、こちらに関しては、LNTモデルが絶対に正しいものであると言い切れるものではなく、特に低線量に関しては、低線量率であるほど、細胞の修復効果などで影響が小さくなるというような知見もあるので、これが絶対に正しいとは言い切れないんですけれども、一方で、放射線防護の世界などでは、防護の目安として、簡易的に

線量で防護の判断を行うというような目的の下、このLNTモデルは日本以外でも使われております。

○石渡委員 どういう数字かというのは分かりました。

○遠山課長 そのほか、いかがでしょうか。

田中委員、お願いします。

○田中委員 もう一個だけ教えてください。今後の方向性のところで、安全研究に活用とあるんだけど、先ほどの伴委員の質問とも関連するんですけど、これはどういうふうな安全研究に今後展開、活用されていくものなんですか。

○和田山技術研究調査官 御質問ありがとうございます。安全研究に活用と申しあげましたのは、例えばシビアアクシデント研究部門においては、原子力対策関係の安全研究を行っております。そちらで線量に応じた防護措置の分岐点を評価するという研究計画になっているんですけども、そちらのどの線量に応じてどういう防護措置を取るべきかという参考情報として有用になるのではないかと考えられます。

それから、シビアアクシデント研究部門の研究ではないんですが、放射線廃棄物研究部門において、年齢別の放射線リスクの評価を行うという研究計画が立っておりますが、そちらの研究においても、どの年齢に対して、どのコホートの放射線リスクがあるかという、こちらの、ここに書かれた放射線リスクをもっと詳細化するような研究が放射性廃棄物研究のほうで行われておりますので、そちらにおいても比較の参考情報になるのではないかと考えられております。

○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。

古金谷対策監、お願いします。

○古金谷対策監 ありがとうございます。この研究は一つの例だと思うんですけども、先ほど似たような研究で福島県立医大とか、いろいろ福島の題材でやっている。先ほどの話では、自然災害の場合がどうだったかとか、非原子力災害の場合もいろいろなデータが、Dislocationの死亡率とかあるとかいう話がありますけれども、そういったいろいろな日本のみならず、海外でもそういう研究がされているということからすると、そういう情報を国際機関なんかで集めて、何かGSR part7とか、そういうIAEAのドキュメントの見直しであったりとか、そういうものにつながるような動きとか議論というのは何かあるんですか。その辺、御存じですか。

○和田山技術研究調査官 御質問ありがとうございます。IAEAのGSRにフィードバックす

るような動きがあるかどうかというのは、ちょっと存じ上げていないんですけれども、ICRP（国際放射線防護委員会）のほうで、非放射線リスクを考えるとというような動きはございます。特にこちら、著者のカレンさんというのはICRPでも、数か月前、同じような内容を講演しておりまして、ICRPのほうではこのような動きがあることを把握しております。

○伴委員 いいですか、今の補足しますけど。IAEAのスタンダードにすぐに反映されるかどうかというのは別として、IAEA関係者も、それからNEA（経済協力開発機構／原子力機関）なんかでも、国際機関でやっぱりオールハザードアプローチというのがキーワードになっていますので、そういう中で、そういう議論は行われているということがあります。

それからICRPも、結局、今まで放射線防護をどうしても被ばくというところだけ見ていましたけれども、それだけでは足りないんじゃないかということで、ドーズだけではなくて、むしろウェルビーイングということを考えるべきだという、そういう議論が起こっています。

○和田山技術研究調査官 ありがとうございます。

○遠山課長 技監どうぞ。

○市村技監 市村です。ありがとうございます。

今日この話題を提供していただいて、すごくよかったなと思っています。長く技術情報検討会をやっていますけれども、放射線リスクの問題であるとか、あるいは放射線防護の問題というのが扱われたケースは恐らくすごく少なくて、他の、恐らく我々もプラント情報であるとか、事故トラブルであるとかいうものには比較的というか、アンテナが相当高いと思うんですけれども、放射線防護については、もしかしたらもう少しアンテナを高くする価値があるのかなというふうには思っています。

したがって、今日報告してくれたことは非常によかったと思いますし、引き続き、関係の基盤グループもそうですし、防護グループもそうだと思いますけれども、世界でどういう議論が行われているか、国内でもどういう研究などが行われているか、アンテナを高くして、適宜報告をして議論に供していただければというふうに思います。

○遠山課長 佐藤審議官、お願いします。

○佐藤審議官 基盤グループ長兼防護グループ長の佐藤です。

今、技監がおっしゃられたとおり、我々自身も国際の動向とかを幅広く収集して、特に基盤グループのほうで放射線廃棄物研究部門もできて、まだ日が浅い部分もありますけれども、しっかり防護グループとも連携しながら情報収集して、こうした場で皆さんに情報

共有、あるいは御意見をいただきながら、政策を進めていきたいと思っております。

○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。

それでは続いて、電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査について、技術基盤課の皆川原子力規制専門職からお願いをいたします。

○皆川原子力規制専門職 はい、技術基盤課の皆川です。

それでは、資料60-1-2に基づきまして、電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査について、御説明させていただきます。

まずはじめに、ですけれども、令和4年度第83回原子力規制委員会におきまして、高浜発電所4号機の原子炉自動停止の原因については、原子炉格納容器電線貫通部、以下電気ペネトレーションと呼びますけれども、この付属ケーブルに施工不良によって、ほかのケーブルが覆いかぶさると、これによって過大な荷重がかかることにより、電気ペネトレーション内部のケーブル接続部に引張力が作用し、はんだ付けが剥離した、これによる接触不良が原因ということが推定されたと報告されました。

これに関しまして、令和5年度第1回原子力規制委員会におきまして、杉山委員のほうからケーブルの接続に使うはんだに関する情報、具体的には業界規格、原子力プラントでのはんだ付け技術の利用、海外の対応状況等について調査をし、技術情報検討会で報告するように御指示がございました。今般、収集した情報について取りまとめましたので報告いたします。

次に、2ポツとしまして、電線・ケーブルのはんだ付けに関する業界規格につきまして、原子力規制庁において調査を行いました。その結果、国内では日本産業規格JISにおいて、はんだの組成、電子機器の回路基板及びその部品等に関するはんだ付けの方法や試験の内容を中心に規格が整備されているということを確認いたしました。電線・ケーブル接続部へのはんだ付けの適用に関する規格については、特に整備はされてございませんでした。

一方で、国際的にははんだ付けされる電気・電子組立品の製造における材料、工法、受け入れ許容基準について規定しましたIPC規格、このIPCといいますのは、注釈3にございますけれども、電気・電子部品の組立要件と製造要件の標準化を目的とする事業者団体でございますが、この規格J-STD-001Hにおきまして、電線・ケーブルの接続部でのはんだの要領等も規定されているということを確認いたしました。

次に、3ポツといたしまして、電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合技術の利用について、原子力エネルギー協議会（ATENA）に質問いたしまして、回答を

受領しましたので、以下、概要を御説明いたします。

まず、3.1としまして、国内における不具合事象について、原子力施設情報公開ライブラリNUCIAにより調査を行ったところ、はんだ付け接合部の不良による不具合はなかったということが確認されております。なお、過去に福島第一原子力発電所3号機で電気ペネトレーションのケーブル接続の不具合が発生しておりますけれども、当該接合部につきましては圧着接合であることを確認しております、はんだ付け接合は行っていないということでございます。

次に3.2といたしまして、電線・ケーブルのはんだ付け接合部の劣化要因について、ATENAのほうでは既往知見、それからメーカーの実験をもとに整理を行っております、この報告を受けております。

はんだ付け接合部の経年劣化といたしましては、一般的に熱機械的特性と電気化学的特性に分類されるということで、まず熱機械的特性については劣化モードとして、延性破壊、熱疲労破壊及び機械的疲労破壊が想定され、これらによりはんだ部に熱ストレスや荷重がかかることによって、ひずみが発生し、損傷に至るというものでございます。

次に、電気化学的特性については、想定される劣化モードは、腐食、イオンマイグレーション、エレクトロマイグレーションになりますけれども、これらは水・イオン・電子によって化学変化が発生し、損傷に至るというものでございます。

まず、熱機械的特性につきましては、その下のハイフンで延性破壊について書いておりますけれども、リード線にはその自重が10N～100N程度ございまして、その引張荷重が掛かると考えられますけれども、その荷重については充填されている樹脂とリード線、これは電気ペネトレーションに付属するケーブルになりますけれども、この間の接着力が引張強度でおよそ200N程度あるということがメーカー実験値から分かっておりまして、この自重は、この接着力によって支持されることにより、接合部については引張が負荷されるような据付状態にはなくて、延性破壊には至らないというふうにされております。

その他の劣化モードであります熱疲労破壊については、電気ペネトレーションの設置箇所における運転停止による温度変化というのは軽微であって、特に問題とはならないと。それから機械的疲労破壊については、輸送時に外部リードに過度な負荷がかからないように処置をしているということで、いずれの経年劣化・破壊モードにおいても、はんだ付け接合部の経年劣化による熱機械的特性の変化や破壊に至る懸念はないというふうに評価されております。

次に、電気化学的特性につきましては、3ページにいただけていただけますでしょうか。通しページで11ページになります。

ハイフンで、腐食に関する内容を書いておりますけれども、電気ペネトレーションの製作工程において、はんだ付け接合時にフラックスの洗浄を実施していると。このフラックスといいますのは、はんだ付けをする際に、はんだと母材の表面の酸化皮膜を除去するという目的で、はんだ付けを促進するための薬剤でございまして、この薬剤がはんだ付け後に残留していると腐食の原因となるということでございまして、このフラックスをきちんと洗浄しているということで、腐食に至る懸念はないというふうに説明をされております。

また、電気化学的特性に関するその他の劣化モードでありますイオンマイグレーションについては、電気ペネトレーションではシリコン樹脂で充填をしているので、内部に湿気が浸入する可能性は考えられないということや、エレクトロマイグレーションについてはその発生しきい値に満たない電流であるので、発生はする懸念はないということで、いずれの経年劣化・破壊モードにおいても、はんだ付け接合部の電気化学的特性の変化や破壊に至る懸念はないというふうに評価されてございます。

その下で、なお書きで書いておりますけれども、電気ペネトレーションのはんだ付け接合部の施工管理については、一般的な回路等に対するはんだ付けの作業量と同様であるということで、またメーカーの社内基準、社内認定を有する技術者が施工を行い、材料、それから工具についてはメーカー基準で適切に選定されているという説明ございまして、適切な施工管理がされているということでございます。

次に、4.といたしまして、米国の対応状況について調査をいたしました。ここでは米国の原子力規制委員会（NRC）に関連する情報について照会をしまして、情報提供を受けましたので、その概要について御説明させていただきます。

まず4.1としまして、米国における不具合事象でございまして。

電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部の不具合事例についての有無について質問したところ、はんだ付け接合部の不良による不具合はないという回答がございました。

なお、電気ペネトレーションの電線・ケーブルの不具合事例に関する文書として、1970年代～90年代に発出された4件のInformation Notice、それから2件のBulletinがございまして、いずれの事例についても、はんだ付け接合部の劣化によるものではないとい

うことが確認されております。

それから、4.2といたしまして、はんだ付け接合部に関する規制についてでございます。NRCでは、10CFR Part50, Appendix B、こちらは品質保証基準に関する規則でございますけれども、この中のParagraph IXのControl of Special Processesにおいて、溶接、熱処理、非破壊検査等を含む特別プロセスの管理について要求をしております。この要求の中にははんだ付けも対象となっておりますけれども、一方、はんだ付けに関する具体的な基準等は示しておらず、米国事業者において組織内で、手順書においてプラント個別の要求事項を定めているという回答がございました。

それからNRCは、Regulatory Guide 1.63 Revision 3におきまして、IEEE Std 317-1983こちらは電気ペネトレーションの設計、製作、試験方法等について規定しているIEEE規格になりますけれども、これをエンドースしてございますけれども、同規格においてははんだ付け接合部についての記載はございません。

4ページに移っていただきまして、上記のとおり、日本及び米国の調査結果を踏まえれば、はんだ付け接合部の施工管理が適切に行われていれば、有意な劣化は想定されず、特段の懸念はないというふうに考えております。

一方で今後、高浜発電所4号機ではんだ付けが剥離したケーブル接合部と同様の構造を有する電気ペネトレーションの取替えを行う際に、実機材を用いた調査・分析を行うということが事業者によって検討されております。これらの調査・分析からは有益な情報が得られるというふうに考えておきまして、事業者において調査・分析が行われた際には、その結果について聴取をして報告することとしたいと思っております。

御説明は以上です。

○遠山課長 はい、説明どうも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御質問、御意見があればお願いします。

杉山委員お願いします。

○杉山委員 まず調査と、この報告ありがとうございました。

基本的に、はんだ付けが問題になったような事例がそもそもほぼないということ。これは日本に限らず国際的にもないんだということは分かりました。ただ、それをきちっと規定するようなものも、先ほどの話では、国際的には何らかの施工に関する要領等は規定されているものの、例えば検査みたいな、何か大丈夫であることを保証するようなプロセスを規定したようなものというのはいっぱいということが分かったわけですね。

ども、ではどうなのかと。実際、先ほどの説明で、はんだ付け部分に直接負荷がかからないように、このリード部分には、樹脂充填などによって、200N程度の負荷には耐えられるような部分である意味保護されているということですよね。だから、それが前提になって、そっちからはその樹脂の部分が受けるという。その辺というのは、だからやっぱり規定ではなくて、ある意味この分野の常識的なところで担保されているのかなという気がします。それだけでいいのかというのはちょっと心配はあります。実際のところ、それが守られていなかったから今回断線が起こったわけで。なので、これは規定とかではないのかもしれないんですけど、やっぱりこういう認識をそれぞれの事業者に新たに持っていただいて、まずはそれぞれの現場で、こういった問題に該当するようないところがないのかというのは、注意喚起する必要があるのかと思います。

あとは実際に、取り替えたペネトレーションというのが、今回、最後の今後の話で出てくる取替え部分の調査・分析というのは今回断線したものという意味でしたっけ。それとも別途そういうものとは関係なく交換したものという意味でしたか。

○皆川原子力規制専門職 はい、技術基盤課、皆川です。

事業者の説明によりますと、今回不具合のあった電気ペネトレーションそのものではなくて、その類似のものを今後取り出す計画があるということで、それを用いて分析・評価をするということでした。

○杉山委員 特段問題が生じなかったやつでも、長く使ったやつがどうなっているかというのは一旦確認したいなと思いますし、実際に断線したやつも今後、今はすぐには取り出す計画はないと理解していますけども、いずれそれが交換されるときには確認したいなと思っております。

そういうわけで、調査そのものはひと区切りかもしれませんが、ありがとうございました。

○遠山課長 田中委員、お願いします。

○田中委員 調査ありがとうございます。高浜4号機の例は、過大な荷重がかかってということだったんですけど、一応はんだして、樹脂で固める等々あるんですけども、どうしても、さらに過大な荷重がかかったら、こういうことになる可能性があるんですけども。そのはんだ付けして、そのようなところにペネトレーションとか、ケーブル接続部のところに過大な荷重がかからないようにというふうな、そういうふうな対応というのは外国、あるいは日本の中ではやられているんですか。

○皆川原子力規制専門職 はい、技術基盤課の皆川です。

今回の高浜の事例を踏まえまして、類似の電気ペネトレーションを有するプラントでは、同じように施工不良によって、ケーブルが電気ペネトレーションの外部リードに乗っかっているような状況はないかということを確認しているというふうには聞いております。実際、私も別の高経年化技術評価関係の現地調査で現場を見ましたけれども、類似の箇所について点検をされていて、多少ケーブルが、電気ペネトレーションの外部リードに触っているような箇所について触らないような処置をするということをしたというふうに聞いてございます。

おっしゃるとおり、水平展開として同じような施工不良がないということを確認することが大事ななと思っております。

以上です。

○田中委員 そういうふうに樹脂とか等でやったとしても、そこがある程度の力以上がかかったらそういうことがあるから、それは弱みが分かりつつ、事業者としてしっかりとチェックしたり、対応しなきゃいけないなと思いました。

○遠山課長 古金谷対策監、お願いします。

○古金谷対策監 ありがとうございます。古金谷です。

最後の通しの12ページですかね、事業者のほうで調査・分析をしようというような検討がなされているということなんですけれども、具体的にこれどれぐらいの期間で、どれぐらいの箇所とか、何か具体的なこの調査計画みたいなものというのは、今、示されているものがあるんですか。

○皆川原子力規制専門職 技術基盤課の皆川です。

通しページ12ページ、この資料で4ページの下に注釈9を打っておりますけども、原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合で、このような実機を使った調査を検討しますということが、事業者から発言されておりますけども、時期とか、手法について詳しくは言及されておられません。そういう状況でございます。

○古金谷対策監 分かりました。結構、調べたら時間がかかるとか、当然定期検査のときしかできないとか、ペネトレーションというのは結構な数があったりとかすると、要は、何年も掛かるような計画だったりとか、そういうこともあるかもしれないしというので、ちょっとどういう形で報告がされるのかということも分かりませんが、結構長きにわたってこういう調査・分析というのは続くのかもしれないなと思ったので、ちょっと期間

が気になったというところでございます。また、事業者のほうから具体的なものの情報提供もあるのかなと思いますけれども、引き続きフォローよろしくお願いいたします。

○遠山課長 石渡委員、お願いします。

○石渡委員 はい、石渡です。

ちょっとお伺いしたいんですけど、今回は、はんだ付け部が外れたということですが、ペネトレーション部には、別にはんだは必須ではなくて、例えば福島のさっきの例では、この圧着でもいいわけですよね。これ、はんだをしなきゃいけないか、圧着でもいいのかというのは、どういう判断でそういうのを決めるんですか、何か、これははんだじゃなきゃいけない、これは圧着でも構わないという、何か基準みたいなものがあるんですか。

○皆川原子力規制専門職 技術基盤課の皆川です。

申し訳ございませんが、そこら辺の知見については持ち合わせておりませんが、今回福島で使われていた電気ペネトレーションについてはBWR（沸騰水型原子炉）用でございますので、メーカーが違うということが違いとしてございます。はんだ付けとするのか、圧着とするかどうかという使い分けについては、すみません、情報を持ち合わせておりません。

○石渡委員 やっぱり、何というのかな、多分はんだ付けをしたほうが多分確実だというような感じはするんですけども、ただ、やっぱり圧着に比べると多分コストがかかるわけですよね。その辺、何というのかな。ただ、後のことを考えれば、こういう何かトラブルが起きたときのことを考えると、圧着のような形にしたほうが修理も簡単なんじゃないかというようにも思うんですけども、やはりその辺の情報というのは、これは必要なんじゃないですかね。いかがですか。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

今、御指摘いただいた点については、どういう使い分けをしているのかとか、今後どういうふうにしていくつもりなのかということは別途聞き取って、御報告するような形にさせていただければというふうに思います。

○石渡委員 そうですか。はい、よろしくお願いいたします。

○遠山課長 はい、どうぞ。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

別の、先ほどの杉山委員からの御質問なんですけれども、この不具合に関することを周

知したほうがいいんじゃないかという点に関しては、Information Noticeを検査部門のほうから発行しておりますので、周知のほうはされているということをちょっとお伝えいたします。

○遠山課長 杉山委員、お願いします。

○杉山委員 今の点、ありがとうございます。あと、この何ですか、実際に取り出したペネトレーションの調査・分析に対しては、ある程度こちらからも事前にこういうことを見てほしいというリクエストを伝えられればと思います。伝えられればというより、伝えなきゃいけないかなと思っております。ですから、例えば外観を見て、導通試験をやってオーケーでしたとか、それではちょっと何も分からなくて、やっぱり実際のはんだ付け接合部分というのを取り出して、そこを切断して、断面をピン層を観察するみたいなことをやって、微小な亀裂が入ってないかとかと、それなりにしっかりしたことをやっていただきたいなとは思っております。なので、その辺はもちろん向こうのリソースもあるとは思いますが、非常に多くの部分で使われているとは思っていますので、やはりきちんと調べて、結局負荷の程度が適切であれば、長期的に劣化しないということをきちんと確認することになるので、その点は非常に重要だと考えております。

○遠山課長 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。

今までの議論に重なるところが少しあるのかもしれないんですけども、ケーブル・電線類の接続方法というのはいろいろあって、それをどう取捨選択するのかというのは、一義的には事業者実際にはメーカーがいろいろ出しているんだと思うんですけども、トラブルがないとか、規格に規定がされてないという意味合いが何なのかというのをちょっと丁寧に考えておかなきゃいけないんじゃないかなと思うのは、私の理解では、はんだ付けというのはいろいろな実績はあるし、歴史もある施工方法であると。

一方で、それだけのことで、いろんな劣化モードというのも分かっている、まさに施工するときのいろいろな注意、表面処理とか、それから材料の管理とか、それから、例えばはんだ付けするときの温度の管理とか、いろいろもう今までの実績でしっかりとされていることであって、最近はなかなか聞かない不具合だなという気がしています。

では今回の件で何が問題になっているのかもしれないなというのは、まさに先ほど石渡委員も言われたんですけども、その接続にどの方法を使うのが適切なのかというのが、まさに設計当時というか、これは我々の規制でいうと設工認で出てくるような話ではない

ので、かつ検査でも見るような部分ではないので、事業者がしっかりと把握をしていって
もらわなきゃいけないと。

他のプラントで同じように、ここの部分がはんだ付けなのか、もしくは圧着なのか、こ
ういう点も含めて、事業者のほうにしっかりと当時の考え方というのも確認をした上でや
ってもらわなきゃいけないんじゃないかと。

今回の高浜の件で言えば、もうそんなところ、引張応力がかかるということを当然、設
計段階で考えてなかったのだろうなど。だからこそ、はんだ付けでやっているんじゃない
かと。だから、はんだについては、いわゆる振動などの機械的な疲労というのは当然考慮
されているし、一般的に規格でも考慮されているけれども、継続的に引張応力がかかる
ということを、というようなところに、はんだ付けをしていいのかというところのそもそ
も論につながっているのではないかと。そういう観点で見たときに、他のプラントも含めて
かなり多いと思うので、こういう接続というのは。どういう考え方でやられていて、その
ところで、そもそも今から振り返ったときに、何ていうんですか、使用の前提条件の考慮
不足というのがないのかどうかということを念頭に置いてやっていかないと、これいろ
んなトラブルとか、規格で抜けているのかとかと言われると、そこは多分ないんだと思
うんですね。そもそも選択のところの問題があったのではないかとも思っているので、ちょ
っとそういう観点でいろいろ、今後また続けて事業者とも意見交換、面談等されると思
いますので、ちょっとそういうところも念頭に置いて確認していただければというふうに思
います。

以上です。

○遠山課長 田中委員、お願いします。

○田中委員 まず、今後見ていくときに、引張荷重への対策として、もちろん、はんだ付
けだけじゃなくて、充填樹脂とリード間の接続とあるんですけど、その部分が劣化してい
ないか、どんな状態になっているかということも確認することが大事だと思います。

○遠山課長 古金谷対策監、どうぞ。

○古金谷対策監 ちょっと、これから基盤グループでフォローをしていくということはお
願いしたいんですけども、一方で、我々、原子力安全という観点でいったときに、何で
もかんでものペネトレーションを見るということは、あんまり生産的ではないんじゃない
かなと思うんですよね。だからちょっと事業者のほうはむしろ広く、いろいろなところの
調査をするから調査したものをお知らせいただくということで聞いておいてもいいかと思

うんですけど、我々がやっぱり気にしなきゃいけないのは安全上、重要な機能に影響するようなケーブルですよね。そういったところの施工がどうなっているか。別にそれ関係なく全部一緒に、安全上、我々として気にしなきゃいけないところだろうが、ビジネス上重要な機能としてのところだろうが、同じような考え方で、同じようにはんだ付けしていませんということであれば、十把一絡げに考えればいいのかと思うんですけども。ちょっと事業者が出してくるもの次第ではあると思うんですけども、我々がちょっと注力するところはそういうところなのかなと思いましたので、コメントしておきます。

以上です。

○遠山課長 そのほか、何かございますでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは続いて、実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討の説明を技術基盤グループシステム安全研究部門の北條主任技術研究調査官からお願いします。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條と申します。

資料番号60-1-3、通しページ22ページになります。実プラントデータによる破壊靱性に関する検討について御説明いたします。

こちらは原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する技術的検討についてですが、関連する規制要求としては、技術基準規則解釈第14条において、民間規格である日本電気協会のJEAC4206、こちら以下は破壊靱性の確認試験方法といいます。それとJEAC4201、「別記-1」及び「別記-6」の要件を付したのものによることとしております。

このJEAC4206、破壊靱性の確認試験方法には、加圧熱衝撃（PTS）事象の評価方法というのが規定されておまして、そちらは昭和58年度から平成3年度に実施されました国プロ（「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会（財団法人発電設備技術検査協会）」）で開発された手法がベースとなっております。

破壊靱性の確認試験方法は、高経年化技術評価や運転期間延長認可申請の際にPTS評価を行うという部分で用いられておまして、これまで事業者による申請書などで提出されたPTS評価に関するデータがある程度蓄積されつつあることから、これらのデータを用いて技術的検討を開始しました。

続きまして、2ページ目ですが、技術的検討の背景について、まずは御説明させていただきます。

破壊靱性の確認試験方法においては、PTS評価における破壊靱性の予測を行う際には、照射前の破壊靱性値の実測値を評価時期の関連温度移行量の分だけ平行移動させることに

よって算出するとされております。この根拠として、下に書いてある図2に示されている関係がございます。これは国プロにおいて、破壊靱性温度移行量のほうが関連温度移行量よりも若干小さくなる傾向となっておりますが、ほぼ等価関係が認められるという結果によるものです。

続きまして、3ページ、今回行った技術的検討について説明いたします。

繰り返しになりますが、事業者により申請書などで提出されたデータがある程度蓄積されたことから今回の検討を開始しました。

(1)では、それぞれの算出について説明いたします。まず破壊靱性移行量の算出方法についてですが、こちらの算出方法については幾つか考えられておりますが、今回は国プロの方法を参考にして次のとおり算出いたしました。

破壊靱性の確認試験方法の破壊靱性遷移曲線の設定の式を用いまして、破壊靱性データごとに T_p を求めることによって、破壊靱性遷移曲線を求めました。その後、破壊靱性回次ごとに破壊靱性遷移曲線の T_p の平均値を算出いたします。それら算出された T_p の平均値から得られた破壊靱性遷移曲線というのがございますが、それを照射前の破壊靱性遷移曲線との差分をとりまして、その差分を破壊靱性温度移行量として算出しております。

もう一方の関連温度移行量につきましては、事業者より提出されております申請書に記載があるため、そのデータをそのまま使用しております。

これらの方法によって、試算されたデータをその下の図3に示しております。

国プロにおいては、破壊靱性温度の移行量と関連温度移行量とはほぼ等価であるという結果になっておりますが、前者が後者よりも若干小さくなるという傾向が示されておりました。今回の検討結果においても、その両者がほぼ等価であるという大きな方向性は共有するものの、前者が後者よりも若干小さくなるという傾向とはやや異なる結果となっております。ただ、これはあくまでも試算の結果ですので、このプロットの出し方についても、しっかりした検討が必要と考えております。

続きまして4ページ、今後の進め方になりますが、まず規制との関係について説明させていただきます。

技術基準規則解釈第14条では、破壊靱性の確認試験方法等に掲げる破壊靱性の要求を満足することを求めています。さらに別記-6において、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量がこれまでに取り出された監視試験の中性子照射量を超えない時期に、新たに監視試験を取り出して評価をすることなどを求めています。

さらに、運転期間延長認可の申請などにおいては、①照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価、それと、②照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価などを行うこととさせております。

この①については、最後に取り出した破壊靱性の実測データだけではなくて、過去に取得した破壊靱性の実測データに関連温度移行量の実測値を加えたものを用いて、それらの全てのデータの下限を包絡する形で破壊靱性曲線を引いて、PTS評価を行うこととしております。

②につきましては、破壊靱性の実測データと、あと過去に取得した破壊靱性の実測データに国内脆化予測法で求めた値を加えまして、その下限を包絡した曲線を用いて評価を行っております。

最後になりますが、今後の対応としまして、今回、実プラントのデータを用いて試算を実施しましたが、この破壊靱性温度の移行量と、関連温度移行量がほぼ等価であるという国プロの結果とは大きな方向性を共有するものの、前者が後者よりも若干小さくなるという傾向とはやや異なった傾向となりました。

ただ、これらの実プラントのデータによる検討というのは、用いているデータの網羅性や今回の算出、試算を行った破壊靱性温度の移行量の算出方法など、様々なことを考慮する必要があるとしまして、そういうことにより、より詳細な検討が必要なことであるので、我々原子力規制庁においても引き続き検討することとしたいと考えております。

また、規格策定者である日本電気協会や事業者においても、これらの検討が必要だと考えられますので、実プラントのデータを踏まえた今回のような関係について意見を聴取したいと考えております。

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、御質問や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 実プラントのデータを用いて、いろいろ評価していただいてありがとうございます。また、昭和58年度から平成3年度の国プロと、データ等で比較したりしていただいてありがとうございます。大体傾向は同じなんだけど、若干違うところもあるんだということが分かったんですが、今後の実プラントのデータを用いたということは大変いいことだったと思いますが、今後の対応にありますように、どうして若干違うのかとか、ちょ

っと傾きも若干違う感じもしないでもないんで、ちょっとどうしてそうなのかというのを、そこに書いていますように詳細な検討が今後必要になってくるかと思えますし、同時に三つ目のパラに書いていますが、日本電気協会とか、事業者による検討が必要かと思えます。

以上です。

○遠山課長 杉山委員、お願いします。

○杉山委員 報告ありがとうございます。このデータ処理なんですけども、こういうときというのは保守性を加味してプロットしたり、あるいは平均値を使ったりとか、その辺の考え方が混ざると変なことになるんじゃないかと思っております。

今の説明資料の、例えば23ページの図1の右側で青い曲線を1本引いてありますけど、これ三つデータ点があるけども一番厳しくなる、つまり破壊靱性温度移行量が一番大きくなるような線の引き方をしている例ですよ。そういうケースで引いた線、あるいはそれで評価した温度移行量を使っているのか、あるいは平均的に引いているのか。今度、関連温度移行量に関しては、その事業者側の資料に出ていた数字をそのまま使っているということで、結局その事業者側の評価ではどういう考え方でその温度を決めたのか、やっぱりその辺がちょっと混在していると、こういう何かバイアスがかかったような結果にもなりかねないので、やっぱりそこはちょっと整理して、統一的な統計処理のもとで、改めてちょっと並べてみたいなという気はします。

やっぱり今の考え方って、あんまり保守性を積んで積んでというよりは、やはり最適評価をした上で不確かさをある程度評価してという考え方が主流だと思いますので、そういう考え方で改めて並べていただきたいなと思いました。

以上です。

○遠山課長 そのほか。では技監、お願いします。

○市村技監 市村です。ありがとうございます。

この報告は、今議論がありましたように、原子力規制委員会にこれまで提出された資料、データをまとめてプロットしてみるということですので、いわば非常に原子力規制委員会らしいというか、原子力規制庁らしい検討の第一歩なんだというふうに思います。

ここに書かれているように、そのデータの処理の仕方いろいろあるものの、当時の国プロと同じような処理の仕方をしてみて並べてみると、このような表、図3ですか、が得られて、これはここにも表現されているように、もともとJMTR（日本原子力研究開発機構運営の材料試験炉）でやっていた国プロのデータと比較しても大きな方向性は共有するもの

の若干異なる傾向がある、これは田中委員が御指摘されたようなものがあるというふうに見られたものだというふうに思っています。

ただ、これは今、既に議論があったように、データの取り方、データの処理の仕方、それから少しここにも表現されていますけれども、網羅性であるとか、そもそも式そのものが、こういうものを使っているという前提があるわけで、様々な検討のファクターが非常に多い話だというふうに思うんです。したがって、何かすぐに方向性が出るというよりは少し研究材料的、非常に原子力規制委員会らしい重要な検討材料が得られたので、これをベースに検討を進めていただいて、まずは例えば、杉山委員がおっしゃられたような整理の仕方をしてみるとこういうものがわかるとか、まずはどういう整理方針があるかみたいなどころから検討を進めていただけるといいのではないかというふうに思います。

特に杉山委員も言われていたような ΔRT_{NDT} (関連温度) でさえも、いろいろな取り方があるでしょうし、そういうところから遡って検討していただいて。技術情報検討会の検討状況というのは、委員会にしかるべきタイミングで毎回報告をさせていただいていますので、委員会でもしっかり報告をしていただいたらと思いますけれども、恐らくそこそこ少し腰を据えて見ていくような話になると思いますので、アップデートがあれば適宜この技術情報検討会で御報告をいただいて、議論を続けていければいいなというふうに思いますので、お願いします。

○遠山課長 伴委員、お願いします。

○伴委員 この分野の話、詳しいことは私はちょっとよく分からないんですけれども、それでこの通し23ページの図2と通し24ページの図3を比べると傾向が若干違う。そこは分かります。ただ、これ一つ一つのデータが持っている誤差であったり、あるいはフィッティングをするときのそのばらつきの原因であったりというものが、何かいろいろな処理をしているので、相当本当に複雑なものが入り込んでいると思うんですね。それをこういうふうに一旦プロットしてしまっただけで、フィッティングカーブとの外れというか、そのばらつきだけに注目をしてしまうと、その中身が何なのかというのが逆に見えなくなってしまうので、その辺はよく注意して、データを処理する必要があるかなど。でないとなんか誤った結論を導いてしまう可能性もあるんじゃないかということを懸念しますので、そこはしっかりお願いします。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

今おっしゃっていただいたとおりでして、30年くらい前のときに、どういうデータを取

って、どういう考え方で作ったものであるかということと、今回のデータを踏まえて、新しい技術的な知見も踏まえて、ばらつきとかも考えた上で評価するとどうなるのかということをやらなければいけないということに気がついたので、速報させていただいたという状態になっていまして、したがって、今ここでこういうことをやろうと思いますということが書いてないのはちょっとそういうような状況ですと。

できるだけ情報を収集して、どのような課題があって、それは長期的な安全研究で何年もかけてやるものなのか、あるいは専門家を呼んで議論するようなものなのか、そういう整理もちょっとされておられませんので、できるだけ早く取っかかりの部分を整理して、この技術情報検討会にもう一度御報告して進めていきたいというふうに思っております。

以上です。

○遠山課長 石渡委員、お願いします。

○石渡委員 今と同じようなことなんですけども、この図の2と図の3を見比べると、このデータの数もそうですけど、範囲が何か随分違いますよね、値の範囲が。図2のほうはこれは結構高い温度のところまで点がありますけど、図3のほうはあんまり、そういうところのものは一つポチっとありますけど、それ以外ないですよね。これは、何か根本的にこのデータの取り方が違うということなんですか、これは。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條です。

図2に関しましてはJMTRで試験、JMTRという昔、試験炉がございまして、そちらのほうで取られた加速試験のデータによるものです。なので、ちょうど△の関連温度移行量のほうも破壊靱性温度の移行量のほうも、結構上のほうまで取っているという状況になっております。

図3に関しましては、あくまでもこれ実際のプラントによる評価で、評価といいますか試算の結果でありますので、実際のプラントではそこまで、現在は脆化が進んでいないというただ、そういうものにございます。

以上です。

○石渡委員 ああ、そうですか。そうすると、データの取り方そのものは共通のやり方であると。ただ、一方はこれ試験炉のようなところで、かなり脆化が進行するような条件でやっていると。

ただ、だからそういう意味で実機と同じかと言われると、必ずしもそうではないということなんでしょうね。分かりました。その辺、どういう条件の違いでこうなるのかという

ことも含めて、やっぱりこれはもうちょっと検討が必要かなという感じはいたします。どうもありがとうございました。

○遠山課長 杉山委員、お願いします。

○杉山委員 今回の御報告は、材料側の破壊靱性側の話でしたけど、実際評価するときには、それに対してどういった負荷がこの加圧熱衝撃において生ずるかという、そちらの想定といたしますか、評価も重要でありまして、ですから片側だけ精緻化しても、相変わらず想定する負荷が非常に雑といったら何ですけれども、極端な保守性を考慮していたりとか、そうすると、やはりちょっとバランスが悪いので、負荷側についても、今後、より合理的な評価といたしますか、検討をお願いしたいと思います。

○遠山課長 はい、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。

ちょっと確認をしながら進めたいんですけども、まず、先ほど佐々木企画調整官が安全研究との関わりで少し発言されたんですけど、これ全体、今進行している安全研究の内数には必ずしも入っていないということでもいいんですけど。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條です。

こちらですが、実プラントのデータによる破壊靱性の検討という意味合いで申しますと、一応安全研究の一部として現在進行しているものであります。

○大島部長 はい、分かりました。ちょっと今後の進め方のコメントのところに絡むので、確認させていただきました。

一応、私の理解では、今回のものというのはいろいろ実プラントのほうで高経年化評価とか、運転期間延長認可の審査の中でデータ実際に出てきているので、それをいろいろな計算方法はあるけれども、現行のエンドースしている規格でやっていることをベースに仮定し、ベースを仮定しというのは変な言い方かもしれませんが、ベースと同じようなことを比較するという意味で、あくまでも試算をされて、課題があるのではないかとということで問題提起をまずしているという理解でいいんですかね。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條です。

はい、そのとおりです。ただ、同じと言いましても、当時の国プロと同じ方法といたしましても、当時の国プロの報告書では書かれていない部分等もいろいろあるかと思っておりますので、そこら辺についても今後しっかりと確認して、どういう方法でやられた検討の結果なのかということも含めて確認して、検討を進めたいと思っております。

以上です。

○大島部長 はい、ありがとうございます。その上で3ページ目のところで、技術的検討というところで、例えば、先ほど杉山委員もいろいろコメントありましたけれども、破壊靱性温度移行量の ΔT_{KIC} のところについても試計算ということで、先ほど言われたとおり、国プロ以外のこともいろいろ、学術論文その他、多分出されていると思うので、それをどう適用していくのかということも含めて、これはこれからの研究課題であるというところで、例えば一つこういう課題がありますというところだと思えます。そういう理解でいいんですよね。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條です。

はい、そのとおりの理解でいいと思います。考えてもいます。

以上です。

○大島部長 ありがとうございます。そういう今現状の検討途中の課題というところの一つを認識をした上で、3ページ目、(2)のところで図の3のようなグラフを書けると、今まで考えているところと大きく外れているというわけではないけれども、もう少し精緻にいろいろ検討し、分析、検討を研究をしていかなければいけない課題があるという認識を持ったということで、今回報告をしていただいているということでもいいんですよね。

○北條主任技術研究調査官 システム安全研究部門の北條です。

はい、そのとおりでございます。

○大島部長 はい、ありがとうございます。

最後に25ページのところ、今後の進め方のところに入っていくんですけども、規制のところ、多分これ北條主任技術研究調査官のところという話ではないんだと思いますけれども、審査側のほうで言うならば、運転期間延長認可のことが書かれていますけれども、審査ガイドなり、審査基準などでは、まず、将来予測を伴わない実測のデータで評価をするというのがまず一義的にあると。その上で、将来予測については保守性をしっかりと見ながら評価をするというところで、こここのところの保守性というところは、先ほど杉山委員も言われましたけれども、そもそもの靱性の体力の部分もありますし、当然のことながらPTS評価になるので、実際にどれだけの応力が掛かるのかというところについての過程もあるので、そここのところは審査部門の審査の段階ではどういう補正を持っているのかというのをしっかり見ているということだと理解をしています。

その上で、ちょっと今後の対応のところ、今、引き続き検討を進めるとか、学協会、

それから事業者の検討、この辺は意見交換その他をしていくのかなというふうに思っているんですけども、どう検討を進めていくのかということについては、先ほど安全研究の中の一部としては読めるということではありましたけれども、多分これ、今回技術情報検討会、ここの場で報告をしていただきましたけど、この場で議論の中身を詰めていくということは当然難しくて、安全研究として、例えばTSO（技術支援機関）たるJAEAの知見も当然必要でしょうし、当然外部有識者の知見というものも必要になってくると思うので、この辺ですね、事務局も含めて、安全研究の中にしっかりと位置づける必要がありますので、そういう中で安全研究の計画のほうを変えていくのか。その変えていく中で、具体的に外部有識者の意見も含めてどう取り入れていくのかとか、あとは当然のことながら、査読付論文を出して行って、学会として、今回こういうデータが出てきたものに対してどういう意見になるのか、というのが、まず第一段階あると思います。

その上で、基準ということに関して言えば、ここに書いてあるとおりもともと日本電気協会の規格をエンドースしてやっているのだから、規格の改正のほうを待つのか、場合によっては先んじて条件を付したほうがいいのかというのは、これはその次の段階でまた考えなければいけないという、こういう段階がずっと踏まれていくことなので、今聞いている限りにおいては、まずは安全研究の中で明確にどういう課題があって、どういう方法でやるのかというのをもう一回出してもらって、それは別の検討の中で、委員会でも審議をさせていただいて認めていただくということになると思うので、そういう流れなのかなと聞いて思うので、ちょっとそういうところも含めて、今は原子力規制庁で引き続き検討を進めるというふうに一般論で書かれているんですけども、具体的にどういう形で進めていくのかというのをもう少し具体的に考えながらやっていただいたほうが、どういうふうに進めていくのかということも分かりますし、一番気になるころは、どれくらいの時期にどういうことをやっていこうとするのかというのは、これは安全研究であれば研究計画が出てきますので、その中でどれくらいのタイムスパンで、ものを見ていくのかということも明らかになるので、ちょっとそういうところを検討していただければというふうに思います。

ちょっと長くなりましたけど、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。

それでは、次に議題の2番目に移ります。国内外の原子力施設の事故トラブル情報についてですが、これについては、私、技術基盤課の遠山より説明をいたします。

資料は、60-2-1-1、通しページでは26ページを御覧ください。

今回、1次スクリーニングの対象とした案件は全部で67件ございました。この中から新規に2次スクリーニングに行くものはございませんでして、2件、既に2次スクリーニング中のものに追加の情報があったというものがございます。

現在、この2次スクリーニングの状況がどのようになっているかということ、資料60-2-1-2、通しページ27ページから示しております。今、2次スクリーニングにある案件は全部で3件ございまして、1件目は1ページにあります、海外の発電所で見つかったサーマルスリーブのフランジ摩耗というもの。それから、2件目がその次のページにあります、これ同じく海外のプラントで見つかった安全注入系の配管で見つかった応力腐食割れの現象です。この二つについて追加の情報がありましたので、後ほどご紹介いたします。

また、次の3ページですが、これは発電所の非常用電源系統のうちの蓄電池の件ですけれども、これについては、別途、少し詳しい報告を最後にさせていただきます。

それでは、資料60-2-2、通しページで32ページからでございます。

先ほど申し上げましたように、67件の案件を調べまして、新しく2次スクリーニングに行くものはございませんでした。

先ほど申し上げました、2次スクリーニング中の途中で新たに情報が加わったものが、この資料の7ページ、通しページでは38ページを御覧ください。

これは海外、イギリスのPWR（加圧水型原子炉）で、サーマル、制御棒駆動機構のサーマルスリーブのフランジの部分で摩耗が見つかったというもので、もともとはフランスで見つかったものを、この2次スクリーニングとしておりますが、ほぼ類似の事象として考えられるものだ。1件もともと見つかったのですが、さらに摩耗の進んだものが多数見つかったという内容で、イギリスの規制当局としては、このフランジを取り替えること、それから、その原因としてはフランジ部の材料硬度が低かったということで了解をしている。ただし、長期的な原因究明をしてほしいという形にしております。

それから、次は資料の29ページ、通しページで60ページでございます。これは国内の、既に過去に御報告した非常用ディーゼル発電機のトラブルの情報ですけれども、伸縮継手の破損というものが何件かございましたので、NUCIAの情報を分析して、その内容を分析した。これが次の30ページ、通しページで61ページに載っておりますが、情報共有として供したいと思っております。

それから、先ほど申し上げました2次スクリーニング中の途中で追加となった情報は、資料の70ページ、通しページで101ページですけれども、これは前々回の第58回の技術情

報検討会で速報として御報告をした、フランスの原子力発電所で見つかった安全注入系の配管に亀裂があったという内容であります。これについては、その事業者であるEDF（フランス電力会社）が点検計画というのを出しておりましたけれども、この資料の真ん中の補足情報の欄に記載してありますけれども、フランスの規制当局ASNがこの点検計画に対して要求事項を出したと。全部で21件の要求事項がありますけれども、確認する溶接部のリストを出しなさいとか、あるいはその情報に抜けがないことを確認する方法を示しなさいとか、当然ですけれども、ケースの原因分析を行いなさいといったような追加の要求を詳細に出しているという状況でございます。これについては先ほどのサーマルスリーブと同じように、引き続き情報収集を継続していきたいと考えます。

それから、原子力の事故トラブル情報ではないのですけれども、次のページ、71ページ、通しページで102ページですが、これも確か前々回に御報告しました北海道の旅客船KAZU-Iの沈没事故に関するものを報告しておりましたけれども、当時、この場で御報告した際に、原子力施設との関連性はなかなか見だしにくいのだけれども、検査その他で参考になることがあるかもしれないからフォローしてほしいということでしたが、その後、国土交通省より、報告に基づいて小型船舶の機構に対して業務改善の指示書が出たということで、その情報を追記しております。

また、続いて資料の73ページ、通しページで104ページですけれども、これは、米国の政府機関の中では各組織の業務を監査するような仕組みがございまして、これはOIGと言って、Inspector Generalというオフィスが、1978年に法律ができて、監査をすることになっております。NRCについては1989年からこの活動が行われるようになっておりまして、その報告の例を提示するものであります。

このOIGの監査、あるいは調査の目的というのは、それぞれの政府の組織で不正がないか、あるいは無駄がないか、不適切な管理がされていないか、あるいはその業務の経済性や効率性を追求しているかという観点で監査や調査を行うものです。

この73ページの例は、米国の原子力発電所の中で偽造品、不正品、あるいは疑惑のあるものが使われているかどうかということに対して、NRCは監督をしているのですけれども、そのプログラムの一部に指摘事項、改善したほうがよいという点が2点ありましたと。

一つは、監督をするプロセスについて、もう少しシステムティックに方法を決めてやったほうがよいということと、NRCの職員の中の意識として統一をするために教育訓練をしたほうがよいといったようなものでございます。

同様なものが資料75ページ、通しページで106ページにありますけれども、これは割愛させていただきます。

私からは、この国内外の原子力施設の事故トラブル情報についての報告は以上でございます。

何か御質問、コメントなどあればお願いいたします。技監、お願いします。

○市村技監 すみません、市村です。

今、最後に御説明のあった104ページのCFSI（偽造不正疑惑品）の件ですけれども、この処理のところに、国内CFSIについては既に原子力規制庁内で取り組んでいることから、ということなんですけれども、この部分をちょっと解説してもらっていいですか。

○遠山課長 はい。これについては国内でも、原子力施設に納入されている部品に不正、あるいは不適切なものがあったという報告が既に何件かされております。例えば、火災報知器の話であるとか幾つかあって、それはその都度、原子力規制庁としては対応をしていると。事業者に対して調査を指示し、その結果を得て、その内容を確認しているという行為が既にされておりますので、ここではこれ以上のアクションについては不要だというふうに判断をしております。

○市村技監 はい、ありがとうございます。基本的には事後に、何らかのCFSI事象が発生した、あるいはそういう情報があったときに適切な対応を取っているという、そういう意味でいいですか。

○遠山課長 技術基盤課、遠山です。

はい、そのとおりです。

○市村技監 このNRCの全部は読めてないですけど、NRCの対応も、ちょっとこれはCFSIの対応というのは非常に難しいものなんですけれども、何らかのプレコーション（予防措置）的な活動というのがあり得るのかどうかという観点なんですけれども、それは国際的な議論も含めてどうなんでしょうか。

○遠山課長 正確には記憶しておりませんが、国際的にもこのような活動に対しての注意はあったと思います。

○市村技監 ちょっとまた、国際的な議論に触れる場もあると思うので、聞いてみたいと思いますけれども。割と日本であまり大きな話題にならないんですけれども、国際的にはCFSIは相当アラートの立っている話であって、特に今、様々な国、様々なベンダーがこの業界に入ってきていて、注意すべき点だということはよくあるので、少し私もちょっと注

意深く見ていきたいと思えます。

○遠山課長 技術基盤課、遠山です。

ありがとうございました。そのほか何かございますでしょうか。

よろしければ時間も押しておりますので、次の議題に移りたいと思えます。

次は、原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速に関する調査ですが、技術基盤課の酒井原子力規制専門職より説明をいたします。

○酒井原子力規制専門職 技術基盤課の酒井です。

資料60-2-3を用いまして、原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池劣化加速に関する調査について御説明いたします。

まず1.はじめにのところに書いてありますが、第53回技術情報検討会におきまして、原子力発電所における蓄電池劣化に関する国際調査結果を報告し、事業者に蓄電池の腐食劣化や品質管理、急速充電の実態、蓄電池の劣化監視、蓄電池交換及び蓄電池の能力確認の実態等について確認することになりました。

その後、第57回技術情報検討会におきまして事業者による実態調査結果を報告しました。その結果、蓄電池が必要な容量を有することを確認する方法の妥当性、その手法を適切に事業者が運用していることについて、引き続き調査することになりました。

今回ATENAより、これらに関する資料、この添付の7ページ目以降に示していますが、を受領したことから、その概要及び今後の対応について報告させていただきます。

2ポツ目としまして事業者の蓄電池管理についてまとめます。

まず蓄電池の劣化メカニズムですが、これにつきまして2方式ありまして、ベント式の鉛蓄電池というものと、制御弁式鉛蓄電池という二つ方式あります。

まず一つ目としまして、ベント式鉛蓄電池につきましては、まず1番として、正極板の格子または芯金が徐々に腐食していくこと。そして、アンチモンが負極板に析出する。さらに負極板の水素過電圧の低下。これにより充電電流が増加し、①番の正極板の腐食が促進される。また②番によりまして、④番で言うところの自己放電が増加し、⑤番の電圧・電解液比重が低下し、容量低下が起こると。また、負極板でサルフェーション、以下に書いていますが、放電によって鉛から硫酸塩に変化する中で、過放電または長期の充電不足などの原因によって安定した結晶構造に変化して、充電しても鉛に戻らなくなる現象が起こるといことが挙げられています。

ページめくりまして、次のページに制御弁式の鉛蓄電池についてのメカニズムを書いて

いますが、まず正極格子が徐々に腐食し、2番目として格子の導電部分のやせによりまして、③として導電性が低下し、内部抵抗が増加し、容量が低下すると。こうしたメカニズムが示されておりまして。

こうしたメカニズムを考慮した上で、事業者は品質管理、保守管理を定めているということでした。

次に2.2としまして、蓄電池の品質管理・保守管理について、ベント式、制御弁式共通の内容について御説明いたしますが、まず製造条件につきましては、国内メーカーの厳しい品質管理のもと、工場における出荷試験として構造検査、電解液比重測定、これはベント式の場合で、内部抵抗測定、これは制御弁式の場合です。さらに電圧測定、容量試験(全セル)、さらに想定負荷放電試験などを実施しております。

(2)として蓄電池の容量設計としましては、蓄電池の定格容量は、以下の①②③の流れに基づき選定しておりまして、流れとしましては蓄電池システムの負荷に対する容量を選定する。②寿命末期までに容量が80%以下まで低下すると想定しても、①の必要容量を満たせるように初期容量算出する。③、②番のように対して余裕のある定格容量の蓄電池を選定するというふうにしておりますが、こうした③で決定した蓄電池の容量が80%まで低下しても余裕があり、①の必要容量を下回らないことを確認しております。

さらに(3)として、設置環境と使用条件ですが、①として使用温度につきましては、温度が高いと正極格子等の腐食が促進され、温度が低いと化学反応が緩慢になり蓄電池の容量が低下いたします。さらに発電所の蓄電池室は、建屋空調により年間を通じて温度管理を行っているという状況です。

②番の充電状況といたしましては、充電電圧が低過ぎると充電不足となり、長時間継続すると負極板の自己放電による活物質の劣化等が起こり、充電電圧が高過ぎると過充電となり、正極格子又は芯金の腐食が進行します。そのため、浮動充電中の総電圧を1回/日、確認して、適正な充電電圧が保たれることを確認しております。

③の使用状況としましては、蓄電池の充放電を繰り返しますと蓄電池の寿命に影響を与えます。通常、直流負荷は充電器から供給され、蓄電池は充放電を繰り返す使用状況にないため、劣化しにくい状態です。

以上から、蓄電池の寿命・性能に影響を与える使用条件は、いずれも適切に維持されており良好な状態で使われています。

(4)の保守管理の方法ですが、劣化診断につきましては一般社団法人電池工業会の蓄電

池設備劣化診断の技術指針SBA G0606を参考に実施しておりまして、外観点検、総電圧測定を実施しています。

また、全セルを対象に容量と相関の高い電圧・電解液比重、これはベント式の場合、電圧・内部抵抗、これは制御弁式を測定して、これは二次診断として1～6か月に1回しています。こうしたことから劣化傾向を把握しております。

さらに容量試験につきましては、ベント式につきましては、過去の単セルでの容量試験の結果、劣化診断の結果、最も劣化兆候が見られたセルの試験結果を確認してから、図1に示すとおり、劣化診断項目により蓄電池の容量管理ができていると考えられるということです。

次のページに図1、図2とありますが、これまでに行った単セル容量試験の結果として、ベント式の図1が容量と電解液比重の関係で、図2が容量と電圧の関係を示しておりますが、基本的には電圧それぞれについて蓄電池容量とのよい相関が得られています。

1点だけ外れ値がありますが、これはここに書いてありますとおり、使用年数21年を超えて劣化したものをあえて測定した結果、こうしたもので診断できるだろうということのデータとして示しているものになります。

元に戻りまして、制御弁式につきましてはデータ数はベント式と比較して少ないものの、過去の単セルでの容量試験の結果から、図3、4に示すとおり、劣化診断項目に蓄電池容量管理できると考えます。

こちらにつきましては、下のページ、5ページ、通し111ページの図3、図4に示していますが、過去に示した結果として、こうした中では、特に内部容量、抵抗容量とも良好であるものしか今のところ上がっていませんが、こうした関係であることが示されております。

5ページ目のところの③ですが、各社の保守管理ですが、定期的に交換している会社は、メーカー推奨の頻度を参考に劣化兆候が見える前段階で保守的に取替えを実施しています。

容量管理を行って交換している会社は、電解液比重・電圧測定結果を踏まえ、必要により容量試験（単セル）の場合ですが、実施することで、容量の減少が加速する前段階で取替えを実施しています。

以上について、いずれも急激に劣化する前段階で取替えを実施していることから、劣化管理上の問題となっております。

次のページにいきまして、まとめますと、これまでの容量試験において容量の低下が見られた安全系蓄電池はほとんどなく、火災・過熱事象の発生もなく、定期的に容量試験を

実施せずとも適切に維持管理ができると考えられます。

ここでほとんどなくとありますが、こちらにつきましては先ほどの図1に示しました、あえて21年使って劣化したものについて調べた結果となっております。

さらに国内外の取組状況、運転経験を踏まえて、より適切と考える蓄電池保守管理の方法を検討していくということです。

3ポツとしまして、今後の対応の(案)を示していますが、原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池管理について、ATENAより事業者の管理状況と蓄電池の管理の技術根拠について説明を受けました。

その結果、日本においては組電池の全セルを接続しての容量試験や、容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施する試験を全セルに対して行う試験を定期的に行っているわけでありませんが、過去に実施した単セルでの容量試験結果をもとに、劣化診断項目と判定基準を徹底し、これらにより劣化診断を行って確認することができました。また、このような劣化診断を行うとともにメーカー推奨の交換頻度を参考に、定期的に取り替えを行う、または定期・不定期で代表セルに対する容量試験を実施して、容量が80%に至る前に取り替えを行うといった方法により、蓄電池の容量管理はできているというふうに考えていると説明がありました。

ATENAは今回の蓄電池の管理方法の調査結果から、各社で保守管理の考え方に違いが見られたことを踏まえて、今後、海外事例も参考にしながら事業者共通的に適用できる、より適切と考える安全系蓄電池の保守管理方法を検討しているとしています。

こちらにつきましては、後ろのほうの参考資料の一番最後のところ、下のページ、20ページと通し126ページに参考9としまして、各社の安全系蓄電池保守管理の基本的な考え方についてという内容で、ATENAから説明されていますが、こうした内容で、特に下のほうに基本的な考え方について述べられていますが、いろいろな容量管理等を行うことを含めて、この辺の共通的な考え方がまとめられるということが示されていますが、こうしたことが示されております。

元に戻りまして、下のページ、6ページのところですが、こうしたことから海外においては組電池の全セルを接続しての容量試験が規定された規格があることから、こうした海外規格との対比も含め、今後、ATENAより検討結果について聴取して、報告することをしたいと思います。

恐れ入ります。説明は以上です。

○遠山課長 どうもありがとうございました。ただいまの説明に関して、御質問、あるいは御意見があればお願いします。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。

最後のATENAの、今後この考え方を作ってというところの流れというか、スケジュールというか、その辺はどういうスケジュール感でというふうに、何かATENAから聞いていますか。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

こちらについては、これから検討するということになるので、スケジュール感みたいなものも今後の検討ですということを面談で言っていましたので、お知らせはできないんですけども、引き続き調査をして、聞き取っていかうと思いますので、機会を捉えて説明できればというふうに思います。

なお、この管理については、今回調査して、こういう管理をしているということを我々も認識しましたし、整理されたということで、私としてはちゃんと文書化して、ATENAガイドにするのか、JEAG（JEA 電気技術指針）みたいなものにするのか分かりませんが、していったほうがいいんじゃないかとは思っていますので、今後そういう点も含めて聞き取りしていきたいと思っています。

○古金谷対策監 ありがとうございます。総論としては、適切にというところではあるかもしれないけれども、個社によって差異が見られたというふうなお話があったものですから、検査的な立場からすると、あんまりよろしくない管理をしている事業者があったとしたら、少しその検査の中でも見ていくとか、ちょっとこういう共通の考え方を導入するような方向に事業者のほうにも、ちょっと検査のほうから働きかけるとか、そういうこともできるかなと思ったんですけど、また進捗があれば私のほうでもフォローしていきたいと思っています。ありがとうございました。

○遠山課長 そのほかいかがでしょうか。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 蓄電池というのは、いろんなタイプがあるみたいですけども、容量というのが、かなり何というんですかね、満充電というか、全部充電された状態で使っていると寿命が短くなるとか、そういう話も幾つかの充電電池についてありますよね。これって寿命という観点から言うと、だから例えば、限界の容量の7割とか8割とか、それぐらいの容量

で止めておいて運用したほうが長持ちするとか、そういうようなこともあるんじゃないかと思うんですけど、そういう運用というのは、これは見ているんでしょうか。

○酒井原子力規制専門職 技術基盤課の酒井です。

容量管理についてはいろいろな電池によって適切な方法がありまして、よく一般的に言われるリチウムイオン電池とかですと、石渡委員おっしゃったような満充電しないほうがいいという管理はあるようですけども、鉛蓄電池に関しては、こちらにも書いてありますとおり、基本的には満充電状態で使ったほうが劣化は進まないというような状況で使われているようです。

○石渡委員 そうですか。分かりました。

○遠山課長 田中委員、お願いします。

○田中委員 よく分かんないんですけども、それ容量試験というのはどういうふうにするのかということと、最後の112ページを見ると、海外なんかでは全セルを接続しての容量試験と書いてあるんですけど、具体的にどういうことやっているのか。

○酒井原子力規制専門職 技術基盤課の酒井です。

基本的には単セル、一つのセルを取り出して、その容量を負荷等を与えて求めるということを行っています。

海外につきましては、IEEE規格等で全セルを使った試験と一応規定はされていて、それを適用している国も、アメリカ等がやっているそうですけれども、幾つか例外項目等もあって、どこまで全体で完全にやっているかということは、ちょっと調査し切れていませんので、そういうこともATENAに調べてもらって、どうした方法が適切かということも比較してもらおうと思っています。

○田中委員 あれですか、容量試験が劣化に悪影響するという事はないんですか。

○酒井原子力規制専門職 技術基盤課の酒井です。

もちろん充放電を繰り返すと劣化が進みますので、過度にやると劣化が進む可能性はもちろんありますので、そう頻繁にやるものはないとも思います。

○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。

それでは本日の議題は以上になりますけれども、全体を通じて何か質問や御意見があればお願いします。よろしいでしょうか。

それでは以上で、本日の議事は全て終了しましたので、これで第60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。