

第49回

技術情報検討会

原子力規制委員会

第49回 技術情報検討会

議事録

1. 日時

令和3年9月9日（木） 14:00～16:16

2. 場所

原子力規制委員会 13階会議室A（TV会議システムを利用）

3. 出席者

原子力規制委員会

山中 伸介 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

櫻田 道夫 原子力規制技監

市村 知也 原子力規制部長

森下 泰 長官官房 審議官

小野 祐二 長官官房 審議官

佐藤 暁 長官官房 核物質・放射線総括審議官

田口 清貴 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）

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）

迎 隆 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）

川内 英史 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）

新田 晃 長官官房 放射線防護グループ 放射線防護企画課長

大島 俊之 原子力規制部 原子力規制企画課長

田口 達也 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）

志間 正和 原子力規制部 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 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）

本橋 隆行	原子力規制部	検査グループ	検査監督総括課	企画官
水野 大	原子力規制部	検査グループ	実用炉監視部門	管理官補佐
寒川 琢実	原子力規制部	検査グループ	核燃料施設等監視部門	安全規制調整官

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	副センター長
中塚 亨	安全研究・防災支援部門	規制・国際情報分析室	室長代理
高原 省五	安全研究センター	原子炉安全研究ディビジョン	リスク評価・防災研究グループ グループリーダー

事務局

遠山 眞	長官官房	技術基盤グループ	技術基盤課長
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
片岡 一芳	長官官房	技術基盤グループ	技術基盤課 専門職（調査・評価）

バックシートの出席者/説明者

北野 剛司	長官官房	技術基盤グループ	システム安全研究部門	上席技術研究調査官
椛島 一	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
笠原 文雄	長官官房	技術基盤グループ	システム安全研究部門	技術参与
今瀬 正博	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
重山 優	長官官房	放射線防護グループ	放射線防護企画課	企画調査官
本間 俊充	長官官房	放射線防護グループ	放射線防護企画課	放射線防護技術調整官
山本 哲也	長官官房	放射線防護グループ	放射線防護企画課	放射線防護技術調整官
齊藤 実	長官官房	放射線防護グループ	放射線防護企画課	技術参与
宮木 和美	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	技術参与

4. 議題

(1) 放射線防護に関する知見

1) 屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果（概要報告）

（説明者）重山 優 放射線防護グループ放射線防護企画課企画調査官

(2) 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) 自然ハザードに関するもの

なし

2) 自然ハザードに関するもの以外

①ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損したOS-1燃料の破損原因について

(説明者) 北野 剛司 技術基盤グループシステム安全研究部門上席技術研究調査官

②米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応

(説明者) 梶島 一 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

③電磁両立性(EMC)に係る規制動向の調査について

(説明者) 今瀬 正博 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

(3) 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

2) 1次スクリーニング結果

3) 格納容器内塗装のLOCA後の長期ECCS性能への影響

(説明者) 片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

4) 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

(説明者) 遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長

5. 配布資料

資料

議題(1)

資料49-1 屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果(概要報告)

議題(2)

資料49-2-1 最新知見のスクリーニング状況の概要(案)

資料49-2-2 ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損したOS-1燃料の破損原因について(案)

資料49-2-3 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応(案)

資料 4 9 - 2 - 4 電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について（案）

議題(3)

資料 4 9 - 3 - 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 4 9 - 3 - 1 - 2 2次スクリーニングの検討状況（案）

資料 4 9 - 3 - 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 4 9 - 3 - 2 1次スクリーニング結果集計表（案）

資料 4 9 - 3 - 3 格納容器内塗装のLOCA後の長期ECCS性能への影響（案）

資料 4 9 - 3 - 4 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

参考資料

参考資料 4 9 - 1 調査中案件の状況（案）

参考資料 4 9 - 2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

6. 議事録

○遠山課長 それでは、定刻になりましたので、ただ今から第49回技術情報検討会を開催いたします。

議事進行を務めさせていただきますのは、技術基盤課の遠山です。よろしくお願いたします。

本日の検討会ですが、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用いて実施いたします。

配付資料は、議事次第に記載されているとおりでございます。

注意事項ですけれども、マイクについては、発言中以外はミュートにする。発言を希望する際には手を挙げていただく。発言の際にはマイクに近づいていただく。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いたします。

発言をする際には、名前を名乗ってから発言をするようお願いいたします。また、資料説明に際しては、資料番号とページ番号も併せて発言をお願いいたします。

それでは、議事に移ります。

まず、議題（1）、放射線防護に関する知見から、屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果（概要報告）について、説明を放射線防護企画課、重山企画調査官から

お願いいたします。

○重山調査官 放射線防護グループ放射線防護企画課の重山でございます。

資料49-1に基づきまして、屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果概要の報告をさせていただきます。

まず、背景及び目的ですけれども、原子力規制委員会は、地方公共団体が地域防災計画を作成する際の基礎的なデータを提示することを目的といたしまして、緊急時の被ばく線量や防護措置の効果というのを試算し、公表しています。その際、用いた家屋の遮へい効果や密閉効果というものは、欧米の建物を前提とした海外の知見によるものでありまして、その効果というものは建物の特性に大きく依存すると思われまます。このため、日本の家屋の特性を踏まえた屋内退避の効果を把握するというのを目的といたしまして、平成27年度から令和2年度にかけて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）において委託研究を実施しております。

研究内容ですけれども、この研究自身は、外部被ばくに対する遮へい効果、吸入に対する密閉効果、それから確率論的環境影響評価による被ばく線量や被ばく低減係数の試算の三つのパートで構成されておりますけれども、このうち外部被ばくの遮へい効果につきましては、同一様式の家屋であれば、欧米と日本の家屋で大きな差がないという結果になったこと。それから、最終的な被ばく低減効果の評価には、吸入による甲状腺等価線量を用いていることから、この報告では、主に家屋の密閉効果に着目した構成としています。

過去の試算では、吸入による屋外の甲状腺等価線量に、海外知見である家屋の密閉効果というのを乗じて屋内の甲状腺等価線量というのを算出しているのですが、この研究では、家屋の換気率であるとか、あとは外から放射性物質が家屋に侵入する率である浸透率、それから家屋に侵入した放射性物質が壁や床、天井などに付着する率である沈着率というものと、それらの相互の影響につきまして、日本の家屋の特性を模擬した解析を行いまして、被ばく低減係数を評価しています。

その際、文献調査や統計調査、それから先行研究の成果等を活用してはありますが、甲状腺等価線量に最も寄与するとされます放射性ヨウ素につきましては、放出後、粒子状や元素状、あるいは有機状の化学形態をとりまして、また、それぞれの形態に応じて挙動が異なることとされているものの、これらを形態ごとに評価した知見というのは海外にもほとんどないということで、この挙動を実験的に求めて、定量的な評価を行っております。

2ページ目以降に記載しておりますが、実際の評価は2段階で行っております。まず、一

つ目は、屋内放射能濃度計算コードを用いた評価です。こちらは屋内外の空気交換を模擬した計算コードを構築いたしまして、風速や屋外放射能濃度一定などの仮想的な条件の下で、実験において得られたヨウ素の挙動に係る関係式を含む各種のパラメータを入力することによりまして、屋内の甲状腺等価線量を求めて、屋外との比から低減係数を算出しています。

これにより、各種パラメータの変動による被ばく低減効果の変動の傾向というのを評価していますけれども、その際、家屋の気密性能が国内基準の制定や更新に伴って、建築年代ごとで異なるということを踏まえまして、四つの建築年区分を設定し、ヨウ素の化学的性状、それから建蔽率、風速ごとに被ばく低減係数を分類しています。

2ページ目の中段ですが、評価の結果、気密性の高い新しい家屋、それから周辺に建物が多くある家屋であって、風速が遅い場所ほど家屋内への放射性物質の侵入が抑制されて、家屋内の放射能濃度が低くなるということから、被ばく低減効果が高い傾向が示されています。

化学的性状の差異では、元素状ヨウ素というのは、粒子状と比べて反応性が高いことから、家屋内への侵入経路で付着をして、多く除去されるということ。また、家屋内に侵入した後に沈着をして、家屋内の空気中の放射能濃度が低くなるということから、被ばく低減効果が高い傾向が示されています。

3ページ目の表1には、ヨウ素の化学的性状ごとの低減効果を示しています。

まず、低減係数というのは、数字が少ないほど、小さいほど低減効果が高くて、1に近いほど低減効果が低いということを意味していますので、例えば一番下の有機状ヨウ素のみであれば、屋内退避による低減効果というのはあまり期待できない。また、逆に、真ん中の元素状ヨウ素のみであれば、古い建物であっても、かなりの低減効果が見込まれるという結果になっています。

一方で、一番上の粒子状ヨウ素につきましては、家屋の特性や家屋の場所、それから環境条件によって低減効果が大きく変動するという傾向が示されています。

実際には、この元素状ヨウ素や有機状ヨウ素の組成比がこのように高くなるということは想定しづらいのですが、この結果は家屋の特性であるとか、風速等の環境条件はもちろん、評価点におけるヨウ素の化学組成比等に応じて、被ばく低減効果が変わるということを示しています。

3ページ目、中段、次の段階といたしまして、確率論的環境影響評価コード、OSCAARを

用いた評価について御説明します。

先ほどの計算コードによる評価というのは、風速や放射能濃度一定などの仮想的な条件で、家屋の気密性やヨウ素の化学的性状の差異に基づく被ばく低減効果の概略の傾向を捉えるものでありましたけれども、この評価において得られた知見を踏まえて、実際の気象条件の下でOSCAARによる大気拡散解析というのを行いまして、このアウトプットを先ほどの計算コードのインプット値とするということによって、甲状腺等価線量や被ばく低減係数というのを算出しています。

解析条件は、6ページ目の参考3に示していますけれども、放出開始時間など一部の条件を除いて、過去の試算の際と同様の条件を用いています。

4ページ目の上段の部分ですけれども、家屋の建築年区分ごとに吸入被ばくの低減効果を評価した結果、表2で示したとおり、1980年以前の古い家屋においては、他の建築年区分と比べて、やや被ばく低減効果が低いものの、気象条件を設定した地域、これは茨城県の東海地区でありますけれども、この地区で最も存在比率の高い1993年以降の家屋では、吸入による被ばく低減係数、これは各距離における低減係数を平均化した値ですけれども、これが0.24、つまり約4分の1に低減するという結果になっておりまして、これは海外の先行研究の結果と同等程度であることを示しています。

また、図3で示したとおり、放出源から5km以遠のいわゆるUPZ（緊急防護措置を準備する区域）に相当する評価点における甲状腺等価線量の7日間積算線量の95%値については、いずれの建築年区分においても、確率的影響リスクを低減するためのIAEA（国際原子力機関）の包括的判断基準、この場合は最初の7日間の甲状腺等価線量で50mSvという値ですが、これを下回る結果となっています。

まとめです。本研究において、日本の家屋の特性を踏まえて屋内退避による被ばく低減効果を評価した結果、その結果は、放射性物質の組成、気象条件、家屋の密集率等のパラメータに応じて変動し、また、これらが相互に関連することから、この試算された低減係数が家屋の特性のみに基づく固有の被ばく低減能力を示すものではないということは、まずは留意する必要がありますけれども、代表的な条件下での試算の範囲では、これまで参考としてきた海外の知見と大きな差異は認められませんでした。

また、各パラメータの変動に起因する低減効果の変動というのを考慮した上で、確率論的環境影響評価を実施した結果、UPZ内評価点における甲状腺等価線量の7日間積算線量は、いずれの建築年区分においても確率的影響リスクを低減するためのIAEAの包括的判断基準

を下回っておりまして、これはすなわちUPZにおける緊急時の初動対応として屋内退避というものを基本としている現行の原子力災害対策指針の考え方が妥当であることを示しているものと考えます。このことから、本研究の成果をもって、原子力災害対策指針を見直す必要はないものと考えております。

なお、この研究では、主に一般的な家屋を対象とした評価を実施しましたがけれども、この研究によって得られた知見の一部というのは、家屋以外の建物にも適用可能であるというふうに考えられますので、放射線防護対策施設等への屋内退避による被ばく低減効果を取りまとめている内閣府原子力防災担当にも情報を共有いたしまして、この知見を活用することとしております。

報告については、以上です。

○遠山課長 どうもありがとうございました。それでは、今の発表に対して御質問、あるいは御意見があればお願いします。

佐藤審議官。

○佐藤審議官 核物質・放射線総括審議官の佐藤でございます。

私自身、指針を担当しておりますけれども、今回のレポートですけれども、まとめで言及がありましたように、代表的な条件下ではありますけれども、これまで参考としてきた海外の知見とそういった差異は認められなかったと。これは特に日本家屋のような木造家屋においてもということですし、あるいは線量的に見ても、放射線量を見ても、包括的判断基準で十分下回っているというようなことでございます。

それについては、指針の中身は、今回の資料の通し番号の8ページに、参考4として原災指針の屋内退避の記述があります。屋内退避、今さら御説明するまでもありませんけれども、基本的に段階的避難とか、避難をするまでの間のいわゆる被ばくのリスクを低減する措置ということでございますので、そういった意味で今回の指針の今の書きぶりについて、このレポートで何か大きく考え方が変わるということではないというふうには、私自身はそういうふうに思っている次第でございますけれども、専門的な見地から、本間調整官、何か補足するようなことがあれば、お願いしたいのですけれども。

○本間調整官 放射線防護企画課の本間でございます。

今、佐藤審議官がおっしゃられたように、この資料の通し番号8に指針の基本的な考え方が書いてありますけれども、特にUPZ内、PAZ（予防的防護措置を準備する区域）内は早い予防的措置が取られるわけですがけれども、UPZ内の住民にとって、まずは屋内退避とい

うところの効果は、この研究でこれまでの知見を大きく変えるものではなかったという結論から、指針自身の変更は、私も必要ないと思っています。

最初に重山調査官が御説明になったように、この種の研究は、海外でもほとんどチェルノブイリの知見の反映とかというのはありましたけれども、やられていない。そういった中で、この研究で放射性ヨウ素の化学形別に、特に浸透率という、そういうパラメータについてきちっと実験研究、あるいは建屋の知見から、そのパラメータを導出したということと、その変動、不確実さも定量した、そこにとても意義があるのではないかというふうに、私は思っています。

ですので、最後のまとめで確率論的な評価として代表的なケースを解析していますけれども、この研究全体自身は、資料の通し番号5の表1にありますように、いわゆる環境条件とか、気象条件とかという、そういう自然の変動パラメータ、プラス、実験研究で得られた不確実さの要素を加味して、ここにそれぞれの化学形態による変動幅まで示していると。そういう意味で、この研究自身、大きな知見を得られたのではないかというふうに考えております。

以上です。

○遠山課長 どうもありがとうございました。それでは、7階の手を挙げている方、どなた。伴委員も手を挙げていらっしゃいます。

まず、7階の方、どなたでしょう。

○山本調整官 放射線防護企画課の山本です。

○遠山課長 はい、どうぞ。

○山本調整官 今回のこの知見が得られたことは、大変有意義だというふうに思っております。これまで海外の知見しかなかったものに対して、日本の家屋の特性を踏まえた形での屋内退避の効果をきちっと定量的に、化学的に分析をいただいたというのは、大変大きな成果だと思っています。

それで、特に原子力発電所を抱える地域の皆さんから見ますと、特に住民の方は屋内退避をされていて十分なのかと、あるいは地方公共団体の方々からは、屋内退避の評価はどうなっているのか、こういう質問や要望がたくさんこれまで寄せられているところでございます。したがって、こういう成果がせっかく得られたところでありますので、この知見を活用して、屋内退避の効果をきちっと分かりやすく説明できるような形に今後していただくことが大事だろうと思っています。

この資料の最後にも書いてありましたけれども、内閣府の原子力防災などとも連携をしていただいて、どういう形で分かりやすい説明資料を用意して、お伝えをするのかといったことを、今後検討していただくようにしていただければというふうに考えております。

以上です。

○遠山課長 どうもありがとうございました。

それでは、伴委員、お待たせしました。お願いします。

○伴委員 伴です。

私も先ほど本間調整官がおっしゃったように、やはりこのばらつきの原因を明らかにした、そして、どれぐらいの範囲でばらつくのかを明らかにした、それが一番大きなことなのだと思います。どうしても屋内退避の被ばく低減効果がどれぐらいあるのかという一つの数字を求めようとしてしまいますけれども、それが一つに定まるはずはなくて、いろいろな条件によって変わりますので、どれぐらいの範囲で、どういう条件が重要かというのを明らかにしたということが、一番大きな成果だとは思っています。

ただ、それを前提に試算をしたときに、これまで海外で報告されているパラメータの値と大きく変わるものではなかったもので、結論として、そのまとめにありますように、この成果をもって原災指針を見直す必要はない、そこは私もそのように考えます。

1点中身についてははっきりしておきたいのですが、表2の低減係数がありますが、これ、平均化した値ということなのですかけれども、具体的にどのように計算しているのでしょうか。

○重山調査官 放射線防護企画課の重山でございます。

表2の導出について御説明いたしますが、まず、図3を御覧いただきますと、一番左が屋外（防護措置なし）の場合の評価、それから例示として1980年以前のもの、93年以降のものを出していますが、それぞれの距離ごとの甲状腺等価線量を、外に対して中というのを計算して、これを甲状腺等価線量で重み付けをして、加重平均を取っているというのが導出方法であります。

○伴委員 すみません、そのときに、要は距離による違いというのは結構あるのですか。

○重山調査官 はい。距離による違いは、低減係数自身はそれほど大きくないというふうに考えておりますけれども。まず、甲状腺等価線量で重みづけをするという意味合いは、まず線量が高いところほど低減係数の重要度が高いという考え方で、加重平均を取っているということになります。

○伴委員 その上の図3のところの距離による違いがそれほどないということは、その重みづけの平均を取っても取らなくても値はそんなに変わらないという、そういう理解でよろしいですか。

○重山調査官 例えば加重平均と算術平均の違いは、ほぼないというふうに考えております。

○伴委員 はい、ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか、何かありますでしょうか。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 すみません、素人の質問ですけれども、この甲状腺等価線量というのは、これは甲状腺にヨウ素が濃集するということを考えに入れた線量ないし、その比なのかどうかというのが一つと。

それから、昨今、今この会議もこうやって、コロナ対策としてこういう形でやっているわけですが、皆さんマスクをしているわけですね、普段。このマスクをするかしないかというのは、この吸入被ばくが多いか少ないかに効いてくるのかどうかという点はいかがですか。

○遠山課長 重山調査官、お願いします。

○重山調査官 放射線防護企画課の重山でございます。

まず、1点目の甲状腺等価線量に関してですが、これは今回、吸入被ばくについての評価をしています。つまり、この場合は、放射性ヨウ素を吸入で摂り込んだ場合に、体内にある摂り込まれたヨウ素から被ばくするものの預託線量という形で評価をしています。

二つ目のマスクの件についてですが、今回のこの報告では言及していませんが、この委託研究事業の中では、マスクによる効果であるとか、あるいは屋内で空気清浄機のようなものを使った場合の効果というのも評価をしています。実は、マスクの効果というのはかなり高いと。もちろんマスク、着用するマスクの種類にもよるのですが、かなり低減効果があるということが示されています。ただ、今回は、あくまでも家屋の低減効果ということに着目した報告とさせていただきます。

○石渡委員 ありがとうございます。じゃあ、ついでに、その空気清浄機のほうはいかがですか。

○重山調査官 空気清浄機も同様に、かなり高い効果を示すということで、報告書の中にはそのような記載がございます。

○石渡委員 ありがとうございます。そうすると、さっきの1番目の回答ですけども、甲状腺に濃集するということは、特に考えには入れてないということですね。

○重山調査官 放射線防護企画課の重山です。

放射性ヨウ素が甲状腺に選択的にたまるということを想定して、その上で受ける内部被ばくを評価しています。

○石渡委員 分かりました。

○遠山課長 そのほか、ございますでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、次の議題に移りたいと思います。次は、議題の(2)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あります。今回は、自然ハザードに関するものについての議題はありません。それ以外、3件あります。

まず最初に、ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損したOS-1燃料の破損原因についての説明を、システム安全研究部門の北野調査官からお願いします。

○北野調査官 システム安全の北野です。

それでは、通しのページの12ページ、資料番号49-2-2を用いまして御説明します。

本件は、1.背景に書いていますように、制御棒飛び出し等で生じる反応度投入事象の評価に使われております基準、PCMIしきい値に関する研究から得られた知見です。

背景の4行目に、PCMIしきい値について書いていますが、旧指針類の「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」においては、反応度投入事象時に、燃料がペレット-被覆管機械的相互作用により破損する目安値として、燃料エンタルピを用いてPCMI破損しきい値を定め、運転時の異常な過渡変化にあつては、燃料が損傷しないように、燃料エンタルピがこのPCMI破損しきい値を超えないこと。事故にあつては、このしきい値を超えてPCMI破損を生じ、これに起因する機械的エネルギーやペレットの微細化が発生しても、原子炉の停止能力及び冷却性並びに原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認するよう求めております。

次の段落では、破損した燃料について記述しております。燃料安全研究として、海外では既に実用化されており、国内でも将来の導入が見込まれている改良型燃料に対して、今説明しましたPCMI破損しきい値が適用可能であることを確認するために、NSRR(原子炉安全性研究炉)を用いた反応度事故模擬実験をJAEAの委託研究として実施してきております。

この委託研究の中で、現在、まだ国内では使用されていないアルミナとクロミアが微量

添加された二酸化ウランペレットが装荷され、スウェーデンのBWR、オスカーシャム3で燃料試料の燃焼度で64GWd/tUまで照射された10×10型燃料のRIA（反応度事故）模擬実験を実施しました。

その結果、同燃料は、燃焼度40～65GWd/tUのPCMI破損しきい値である50cal/gより低い38cal/gで破損しました。なお、燃料エンタルピの増分最大値は69cal/gでありました。エンタルピの説明については、後ほどいたします。

ここで、先ほど説明しましたように、燃料破損が生じないように、燃料エンタルピがこのPCMI破損しきい値を超えないことを規定しておりますが、そのしきい値より低いエンタルピで燃料の破損が生じたということで、このOS-1燃料の破損については、第34回、次のページ、通しページ、13ページへ行っていただきまして、第34回の技術情報検討会に報告しまして、破損原因の調査を進めるようにとされました。その後、OS-1実験との比較のために、国内でも使用されています従来型のUO₂ペレットが装荷され、OS-1燃料と同じ、燃料集合体内で照射された燃料のRIA模擬実験を実施しました。

また、OS-1燃料の実験後観察を進め、OS-1燃料の破損に関する知見が得られ、破損原因を推定しましたので、その結果を本日報告するものであります。

2. 得られた知見ですが、まず、OS-2実験についてです。先ほど説明しましたように、国内でも使用されている従来型のUO₂ペレットが用いられ、OS-1燃料と同じ、10×10型燃料集合体内で燃焼度63GWd/tUまで照射された燃料のRIA模擬実験をJAEA東海のNSRRで実施しました。その結果、燃料エンタルピ増分最大値は62cal/gに達しましたが、燃料は非破損でありました。

この燃料エンタルピというのは、核分裂で発生するエネルギーでして、NSRRの実験というのは10msと非常に短い間の反応です。したがって、核分裂で発生したエネルギーというのは、冷却材等に移動する時間がないので、全てペレットの温度上昇に使われます。その温度上昇に従ってペレットは熱膨張します。したがって、ペレットの熱膨張というのは、この燃料エンタルピに比例すると考えていただいて結構で、今説明しましたように、OS-2実験というのは、62までペレットは膨張したけれど、被覆管は破損しなかったと。前のページ、12ページの下のほうに書いていますように、OS-1燃料というのは、69までペレットが熱膨張して、その途中の38のところまで被覆管を押し広げて、被覆管が破損してしまったと、そういうような事象になってございます。

2.1のほうに戻りまして、したがって、従来、二酸化ウランペレットでは、62まで

膨れても破損しなかったということで、この破損原因というのは添加型ペレットにあるのではないかと推測することができます。

2.2では、破損したOS-1燃料の実験後観察を進めました。OS-1燃料の被覆管断面金相を図1に示します。ここでは水素化物を観察するためにエッチングが施されており、図1の中に見える写真の黒い筋が水素化物です。通常、研磨しただけでしたら、金属の白い部分しか見られないのですけれども、フッ化水素酸等でエッチングしてあげると、水素化物が黒く浮き上がってきます。図1を見ますと、被覆管半径方向に析出した水素化物が観察できます。この写真でいうと、縦方向の水素化物で、幾つか四つほど矢印で示しております。また、水素化物はもろいため、半径方向水素化物に沿って進展したと考えられる貫通亀裂が観察できます。写真の真ん中の部分です。

水素化物は、作用する引張応力に対して垂直に析出することが知られています。通常では、図1のような多数の半径方向水素化物が生成することはありません。また、BWRでの照射、以下ベース照射と言いますが、ベース照射の後のOS-1燃料の直径増加がRIA模擬実験に供しましたほかのBWR燃料に比べて大きいことから、BWRでのベース照射中に被覆管に作用した円周方向引張応力が通常よりも高いことが推察されました。

そこで、燃料棒挙動解析コード、FEMAXIと言いますが、FEMAXIを用いてベース照射中の被覆管応力の解析を実施しました。ここでは、従来型のUO₂ペレットに比べて添加型のペレットの焼きしまりが小さいことを考慮するとともに、スウェリングが大きいことを仮定することによって、解析はOS-1燃料の直径増加を再現し、その結果、ベース照射中に被覆管に作用する円周方向引張応力は、RIA模擬実験に供したほかのBWR燃料より高くなりました。

ここで、焼きしまりですが、通常、ペレットは初期気泡、製造時に生成する初期気泡があります。原子炉の中で燃焼すると、熱によって、その初期気泡が抜けて、最初の段階は体積が小さくなるような焼きしまりという現象があります。その後、ペレットは膨張、スウェリングという過程に移っていきます。

また説明に戻りますが、この解析結果から、OS-1ではベース照射中に被覆管、円周方向引張応力が通常よりも高かったために、半径方向水素化物が生成したと考えられます。

次に、実験用に切り出したOS-1燃料及びOS-2燃料のそれぞれに隣接する位置のペレット-被覆管界面金相写真を図2に示します。元々の燃料というのは45cmほどの長さで、それをヨーロッパから東海のJAEAに輸送しました。その45cmの燃料棒から20cmほどのNSRR実験燃

料棒を切り出して、残りの分、これをリファレンス試料と称しています。

図2を見ていただきますと、図2はベース照射後、BWRでのベース照射後の状態を表すものです。左側のOS-1リファレンス試料を見ますと、上側の白い部分が被覆管、下の黒い部分が添加型ペレットで、その間が密着して、ボンディング層というものが生成しています。これはベース照射中に添加型ペレットと被覆管が強く接触していたことを示唆するものであって、被覆管円周方向引張応力が高かったとする解析結果とも整合しています。

一方、右側のOS-2リファレンス試料では、ペレットと被覆管界面においてボンディング層は観察できず、ペレット-被覆管ギャップ、空隙がまだ残存しております。このことから、OS-1燃料ほどの強い接触はOS-2ではなかったと推察できます。

2.3、OS-1燃料破損原因の推定ですが、現在までに得られた知見からは、従来型ペレットに比べて添加型ペレットの焼きしまりが小さく、スウェリングが大きい、つまり膨れやすいということで、OS-1燃料では、ベース照射中に添加型ペレットと被覆管が強く接触して、それによって生じる被覆管円周引張応力によって半径方向水素化物が生成したと推察できます。

そのような半径方向水素化物ができた燃料を、スウェーデンからJAEA東海に持ってきて、NSRRで照射、RIA模擬実験をしました。

RIA模擬試験では、急激に熱膨張したペレットが被覆管に接触して、被覆管に円周方向応力を負荷します。初めのほうに説明しましたように、ペレット熱膨張量は、燃料エンタルピーの増分に比例しますが、OS-1燃料では、被覆管に半径方向水素化物が生成していたため、少ないペレット熱膨張量、つまり低い燃料エンタルピー増分でも半径方向水素化物に割れが生じ、破損に至ったと考えております。

今後の研究計画ですが、OS-1燃料の破損は、添加型ペレットの特性、膨れやすいというところに依存するところが大きいと考えられますが、メカニズムそのものは従来型のUO₂ペレットにも生じ得ます。また、上記の検討では、添加型ペレットのスウェリングが大きく、被覆管半径方向水素化物はOS-1燃料のみに生成していて、OS-2燃料では生成していないとの仮定が含まれていますが、今後、委託研究の中で実施しますペレット密度測定及びOS-2燃料の金相観察でそれらを確認できます。そのため、令和5年度まで計画している研究の中で、更にデータを取得して、それに基づきOS-1燃料の破損原因に関して結論を示すとともに、OS-1燃料と同程度の燃焼度を持つ従来型UO₂ペレット燃料においてPCMI破損しきい値未満で破損が生じる可能性についても検討する予定であります。

今後の対応ということで、規制の観点ですけれども、最初に御説明しました、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」では、策定当時までに得られたNSRRでのRIA模擬実験に加えて、米国及びフランスでの実験結果も考慮してPCMI破損しきい値が決められました。特異な例については対象から除外しております。そのように記述されております。

現在までに得られた知見からは、OS-1燃料は、国内で現在まだ使用されていない添加型ペレットの特性によりPCMI破損しきい値未満で破損したと推定されるため、現状では、PCMI破損しきい値の改定の必要はないと考えております。

今後の研究において蓄積される知見をもって、改めてPCMI破損しきい値の改定の要否について検討していきたいと思っております。

中間報告的な内容ですが、以上です。

○遠山課長 どうもありがとうございました。それでは、御質問、あるいは御意見あればお願いします。

山中委員、お願いします。

○山中委員 山中です。よろしく申し上げます。

説明ありがとうございました。低エンタルピで破損した添加物が入った燃料、破損原因は推定のとおりで結構かと思えますし、水素化物が径方向に析出していたためということが原因だろうというふうに思います。

大本の原因としては、クロミア添加のペレットが、スウェリングが大きかったせいであるという推定ですけれども、クロミア添加に一般的なことなのか、例えば他のシリカ、アルミナ添加ペレットでも、そういうことが起き得る可能性があるのか。その辺り、過去にJNES（独立行政法人原子力安全基盤機構）での大粒径ペレットのいろんな研究をされていると思うのですが、その辺り、過去の文献とか調べられていると思うのですが、いかがでしょうか。

○北野調査官 システム安全の北野です。

山中委員御指摘のとおり、この添加型ペレットというのは、目的の一つとして、大粒径にして、核分裂生成物ガスの放出を抑えるという効果が期待されて使用されていますので、定性的に考えると、添加物が何であっても大粒径で核分裂生成物ガスの放出を抑えるなら、逆にそれはペレット自体を膨らます効果につながるもので、例えばアルミナシリカであっても同じような現象は起こると思えますし、JNES、NUPEC（財団法人原子力発電技術機構）

のレポートにも密度測定の結果等は出ていますので、その辺りと比較しながら、また今後、そのもののペレット密度測定もやりますので、比較して、そのスウェリング強度については検討していきたいと考えております。

○山中委員 ありがとうございます。その辺り、今後、照射後試験も含めていろんな結果が出てくると思いますので、詳細をまた後日教えていただければと思います。

あと、径方向に水素化物が析出したという大本の原因なのですが、私が推定するに、応力がかかって応力再配向が起こったせいだと思うのですが、どういうふうに解釈されていますかね。

○北野調査官 システム安全の北野です。

そうです。この資料の中でも説明しましたように、やはりスウェリングが大きくて、ベース照射中のPCMIによる応力が大きくて、その応力によって半径方向に再配向したと考えておりますが、まだOS-2のほうの金相、水素化物が出てないので、現状ではそういう推定をしていますけれども、OS-1、OS-2を比較して、それを確かめていきたいと考えております。

○山中委員 ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか、何かございますでしょうか。

技監、お願いします。

○櫻田技監 規制技監の櫻田です。

発表ありがとうございました。今後の対応はこういうことでよろしいのだろうと思っておりますけれども、質問がありまして、それは、これ元々スウェーデンの照射燃料を用いた研究成果ですよね。だから当然フィードバックとして、スウェーデンには情報共有をしているのだと思うのですが、そういうことでいいですよ、という話と。

もうちょっと枠を広げて、国際的な燃料安全の技術コミュニティみたいなものがありますが、例えばOECD/NEAとか、IAEAとか、そういうところを通じて、あるいは学会の発表とかというものを通じて、情報共有がなされているのかどうかというところについて、現状を教えてください。

○北野調査官 システム安全の北野です。

本研究はJAEAの委託研究で実施してございまして、JAEAは毎年水戸で国際会議を主催して、フランス、アメリカの研究者を招いて議論しております。残念ながら、昨年はコロナの影響で中止となりましたけれども、今年度はWEB会議開催で開催の予定です。

このOS-1の実験結果につきましては、一昨年の水戸の会議で報告されまして、製造元のスウェーデン、ウエスチングハウスとか、スウェーデンの電力会社の方々とも議論しておりますので、情報は共有しておりますし、今後もそのようにしていく予定です。また、幾つかこれに関する論文も投稿、公表されていますし、論文からも情報は得ることができません。

OECD等での情報共有という観点では、これに特化したような情報共有はないですけど、RIAに関して、一般的なRIAの知見の共有に関して議論するようなタスクがWGFS、Working Group on Fuel Safetyの中でもやられていますので、そういった面でも情報共有はしております。

○櫻田技監 ありがとうございます。今後も、ある意味で日本からの貢献という、そういうことになると思うので、情報共有を進めていただくようにお願いします。

○北野調査官 システム安全の北野です。

了解しました。

○遠山課長 そのほか、何かありますか。

市村部長、お願いします。

○市村部長 規制部長の市村です。

ありがとうございます。正確に理解しているかどうか分からないですけど、この研究は、将来使われるかもしれない添加物の入った燃料を題材にして、それが使われたときにPCMIの破損しきい値を定めなければいけないので、そのための研究を始めたということだと理解していて、それをやっていたら、意外と低いエンタルピのところで割れているものが発見されたので、その詳細を調べに入っているということで、その比較対象として、従来型の燃料についても同様の実験をやってみて、比較を進めているものだというふうに理解をしています。

今のところは、添加物の影響によって焼きしまりが小さいとか、スウェリングが大きいということで、恐らくそれが引き金になっているのだろうということは推測されているというふうに理解しました。

それで、2.4の終わりのところに、従来型ペレット燃料において、PCMI破損しきい値未満での破損が生じる可能性についても検討するという記載があって、これは今の研究から見て、従来型の燃料に対するしきい値について、どういうフィードバックが予想されるか、知見として得られることが考えられるのかというのを、もし分かれば教えていただきたい

と思います。

○北野調査官 システム安全の北野です。

前半の市村部長の御理解は、そのとおりで結構だと思います。

従来型燃料へのフィードバックについてですけれども、いろいろな現象を説明しましたが、ボンディングとかいう現象は、UO₂燃料でも生じますけれども、現状、OS-2として示したように、OS-2では発生しておりませんでした。今後、設計変更等でペレットの径を大きくして、フィッサイルの量をちょっと多くして、よく燃える燃料を作りたいですとかいうようなことがあれば、当然ちょっと待ってくださいと、よく考えてくださいというふうには、このデータは使えると思いますので。現状の設計の燃料であれば、更にもっと高燃焼度に持っていくと、このような破損が生じるかもしれないし、燃焼度はここに止めても、設計変更をすれば起こるかもしれないというようなことで、そのような方向で知見を扱っていけると考えております。

○市村部長 分かりました。ありがとうございます。従来型の燃料そのものについて何らかの知見があるというよりは、添加物でない形であっても、何らかの、今後改良なりをしていくときに使える知見があるかもしれないものだ、ということをおっしゃられたと理解しました。ありがとうございます。

○北野調査官 システム安全、北野です。

そのとおりで。

○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。ありがとうございました。

それでは、次の議題に移りたいと思います。次は、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応でありまして、説明をシステム安全研究部門の梶島調査官からお願いします。

○梶島調査官 技術基盤グループシステム安全研究部門の梶島でございます。

通しのページの16ページ、資料49-2-3の米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれらを踏まえた対応（案）について御説明いたします。

まず、1.の調査の概要ですけれども、技術情報検討会における、規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）、これのリスト（案）というものがございまして、現在二つございまして、一つはHEAF（高エネルギーアーク損傷）です。もう一つはこちらの回路

解析になってございます。

回路解析の方の件名は、回路故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性というものになってございまして、これに対しましては、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行うとされておりますので、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件について調査をいたしまして、NRAの技術ノート、「米国における火災時安全停止回路解析の調査」として取りまとめまして、令和3年6月に公表してございます。

こちらの技術ノートでは、安全停止回路解析に関連する米国の規制要求、それから民間規格の関係及びその変遷を整理いたしまして、米国における回路解析の規制上の位置付けを明確にするとともに、回路解析の概要ですとか、関連する米国NRC（米国原子力規制委員会）の規制活動、事業者の対応事例、解析結果の反映先等を調査し、我が国の火災時安全停止に関する規制要件との関係を整理いたしました。

調査検討した結果を結論から申しますと、現時点で、この回路解析を火災影響評価ガイドへ反映する必要性というものは低いというふうに考えております。今から、その理由について説明いたします。

それでは、通しページの22ページを御覧ください。別紙の1を用いて説明いたします。まず、こちらの別紙の1には、火災の影響軽減に係る規制要件及び審査の概要が示されてございます。

火災防護の基本概念といたしまして三つございまして、火災の発生防止、火災の検知・消火、それから火災の影響軽減がございすけれども、回路解析に関するものとしたしましては、火災の影響軽減になります。

次に、火災の影響軽減に紐付く規制要件、規制要求、それから審査について説明いたします。規制の要件としては、火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持になります。米国におきましては、こちらの要件に対しまして、決定論に基づく審査と確率論に基づく審査というのが行われてございます。米国の事業者は、決定論又は確率論の審査を自ら選択することができるようになってございます。

決定論に基づく審査を選択した場合には、規制要求として系統分離対策というものが求められます。こちらの審査の内容ですけれども、防護が必要な系統を特定し、適切な分離対策が実施されているかを確認することとなっております。

一方、確率論に基づく審査を選択した場合には、回路レベルでの安全停止解析による安

全性の裏付けというものが求められ、この安全停止解析の一部として回路解析が実施されてございます。

確率論に基づく審査内容といたしましては、炉心損傷頻度（CDF）及び早期大規模放出頻度（LERF）に係るリスクというものを評価することになってございます。

ここで回路解析の規制上の位置付けですが、まず規制要件ではないことが分かりました。それから、規制要求でもないということも分かりました。回路解析は、解析手法の一つということになります。

次に、火災防護に係る規制制度に関する日米比較を示してございます。日本では、決定論で審査が行われており、系統分離対策が必須になってございます。系統分離対策が不十分なプラントは、運転することができません。米国におきましても、2004年度までは決定論でしか審査が実施されていませんでした。決定論では、原則として系統分離対策が必須でありまして、系統分離対策が不十分なプラントというのは、運転することができません。しかしながら、米国では免除規定（10CFR50.12）というものがございまして、これにより代替となる特定の要件を満たすことによって暫定的に適合除外が認められる場合がございまして、系統分離対策が不十分なプラントでも運転できることとなってございます。

2004年以降、米国では確率論に基づく規制制度というものが整備されましたので、こちらの免除規定を使っていた多くのプラントが、確率論の規制制度の方へ移行したということでございます。

次に、通しの番号、17ページを御覧ください。こちらの17ページの図1です。こちらには米国の火災防護に係る現行規制が示してございます。一番上に10CFR50.48というのがございまして、その下に、10CFR50.48の(a)というものがございまして、これは注4に示しておりますように、1979年1月以降に運転認可を受けたプラントと新規建設炉に対する要件でございまして、こちらは10CFR50附則A GDC3という火災防護に関する基本的な事項が記載されてございます。

こちらの下に、決定論と確率論の規制制度というのが二つ並んでございます。決定論の方から説明いたしますと、すぐ下に10CFR50.48(b)というものがございまして、こちらは下の注5に示しておりますように、1979年1月以前に運転を開始したプラントに対する要件になってございまして、10CFR50附則R/III.G.2, G.3というものを引いてございまして、古いプラントに対しては、このように規制要件レベルで系統分離というものが記載されてございます。

決定論における技術指針といたしましては、RG1.189、それから標準審査指針といたしましては、SRP9.5.1.1ということで決定論の規制制度の体系となっております。日本の火災防護の規制制度も、こちらの米国の決定論を手本に策定されておりますので、基本的に米国の決定論と同じということになります。

次に、確率論のほうの説明をいたします。下のほうに、③の確率論に基づく火災の影響軽減ということで、(a)導入の背景というものを書いてございますので、読ませていただきます。2004年以前は決定論に基づく火災の影響軽減につきましては、10CFR50.48の(a)及び(b)のみが存在しておりまして、系統分離対策というものが要求されておりましたが、当時から技術的要件に適合しないプラントが、多数存在してございました。当時というのは1979年です。

次のページ、開いていただけますでしょうか。通しのページで、18ページです。

上から2行目の記載ですが、このような状況というのは20年以上放置され続けておりましたが、適合除外の申請というのを恒久的に認めるのは、10CFR50.12（免除規定）の趣旨ではなく、本来の10CFR50.48、こちらは火災防護規制ですが、これへの適合への復帰を目指さなければならないとして、NRCは長年山積したもろもろの不適合を総合的に解決する手段として、この民間規格のNFPA805の一部を引用するとともに、確率論的規制の要件でございまして10CFR50.48(c)を2004年に策定してございます。

それでは、1ページ戻っていただきまして、通しの番号17ページの図1の確率論のところを御覧ください。すぐ下に10CFR50.48(c)がございまして、こちらはリスク情報に基づくパフォーマンスベースの要件となっておりまして、NFPA805という民間規格を引用してございます。

それから、回路解析の実施ガイドとして、下のほうに書いてございますように、民間のガイドが存在しております。決定論の場合ですとNEI00-01です。それから確率論の場合ですとNEI00-01とNEI04-02ということでございまして、このガイドをNRCは部分的に是認しているということでございます。

次に、回路解析について簡単に御紹介いたします。通しの番号の23ページを御覧ください。23ページには、安全停止解析及び回路解析の概要ということで記載してございます。こちらに示しますように、回路解析というのは、安全停止解析の一部になってございます。安全停止解析は、こちらに示しておりますように、A、B、C、Dと進んで、Dの部分の一部になってございます。Dの火災エリア別評価、緩和策の立案、火災エリアごとにSSD（Safe

Shut Down) 機器への影響を特定し、SSDパスが決定すると、その後に、回路解析により各ケーブルのそれぞれの導体について、断線、短絡、地絡の影響を評価するという事で回路解析が行われてございます。

米国で推奨されております回路解析のHot Probe法を右側の青の点線で囲まれた部分に示してございます。こちら見ていただきますと、回路図の横に仮想電源というものがございます。こちらの仮想電源を用いて回路を構成する導体にHot Probeが接触した場合、hot-shortが起り、回路の外側から回路の中に電流が流入するという操作です。それとGround Probeが接触した場合、これは回路から電流が流出するという操作で、例えば地絡等を想定した場合の回路の応答を一つ一つ、ケーブル1本1本について解析するというのが、回路解析になってございます。

それでは、19ページ目を見ていただけますでしょうか。(3)の決定論に基づくNRCの規制と事業者の対応ということで記載してございます。

①の回路解析に関するNRCの審査・検査ですが、まず審査におきまして、火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持という規制要件に対しましては、系統分離対策が要求されているため、回路解析のガイド (NEI00-01)、これに基づく回路解析の実務は審査の対象外になってございます。

次に、検査ですが、検査には四半期、1年、3年と三つございますが、3年毎の火災防護検査では、回路解析に関する確認作業というものが検査手順書に基づきまして、特定の検査項目が存在する場合に実施されることとなってございます。特定の検査項目の内容を、下の注11に示してございます。

まず、一つ目として、安全停止に重要な機器であるが、安全停止の成功パスを構成しておらず、更に系統分離対策である10CFR50附則R/Ⅲ.G.2項にも適合しないケーブル、これが存在する場合と、もう一つが、②に書いてございますが、安全停止能力に対して潜在的な影響が存在しないことを証明するために回路解析を行っている場合ということでございます。

次に、(3)の②に回路解析に関する米国事業者の対応が書いてございます。事業者は、3年毎の火災防護検査において火災時安全停止解析又は代替停止解析、火災PRAの概要版等を提出し、検査官のレビューを受けることとなってございます。また、回路解析を実施して摘出した火災による多重誤動作 (MSO: Multiple Spurious Operation) 問題の事例等をLER (Licensee Event Report) で報告することとなってございます。

次に、2ポツの我が国における回路解析の規制上の扱いですが、我が国では決定論に基づく審査が行われておりまして、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しましては、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を要求しております。そのため回路解析は審査の対象外になってございます。

一方、次のページ、20ページ目の図の2に、我が国の火災防護に係る現行規制、決定論と確率論を示しておりますけれども、こちらの図の2の2に示しますように、現行規制においても決定論に基づく審査の後に確率論に基づく安全性向上評価が実施されることになっておりまして、こちらの実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドでは、「本評価で対象とする事象については、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。」と記載されてございまして、内部事象の例として内部火災が挙げられております。したがって、回路解析がその手法の一部であります火災PRAの結果を届け出る制度は、既に準備されているということになってございます。

次のページを開いていただけますでしょうか。20ページ目です。

3ポツの今後の対応ですが、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものというふうに考えてございます。

しかしながら、米国ではMSO (Multiple Spurious Operation) 等の回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告してございます。そのため我が国においても火災PRA手法により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されますので、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとしたいというふうに考えてございます。

説明は以上になります。

○遠山課長 どうもありがとうございました。

それでは、御質問などがあればお願いします。特にございませんでしょうか。

大変丁寧な説明で、皆さん、よく理解できたということかなと思いますけれども、よろしいでしょうか。

市村部長、お願いします。

○市村部長 ありがとうございます。規制部長の市村です。

基礎的ですけど、10CFR50.48というのが御説明されましたけれども、これで決定論か確率論かの適用を申請者自らが選べるのだということでしたけれども、この50.48の範囲なのですけども、これは火災対策全体なのですか、それとも、今御説明にあったごく一部のものについてのことなのでしょうか。それを教えてください。

○梶島調査官 システム安全研究部門の梶島です。

この10CFR50.48というのは火災防護全体になります。この10というのがエネルギーに関係するものでして、CFRがCode of Federal Regulationです。50というのが、これは発電炉に関連するものでございます。48というのが火災防護全体になってございます。

以上です。

○市村部長 ありがとうございます。

そうすると、やはり米国では火災対策については決定論を用いずに、確率論全体で議論をして申請をすることができるというふうになっていると理解しました。これから事業者との意見交換もされるということで、それはいいと思うのですが、日本は火災防護以外の基準ですか、基準全体としては性能規定化を志向する方向にあるものだと思っていますけれども、火災防護基準はとりわけ、その方向と違う方向に書かれているような所があるので、米国が確率論を完全にそちらで選択できるというふうになっているのは非常に興味深いと思ったので、これは詳しく更にウオッチしておくといいのではないかなというふうには思いました。

○梶島調査官 システム安全研究部門の梶島です。

承知いたしました。

○遠山課長 技監、どうぞ。

○櫻田技監 規制技監の櫻田です。

今の市村部長のコメントに反応してしまうのですが、この火災防護基準というか、火災対策に関して、新規制基準でどういうことを要求するかという議論を、新規制基準を作るときに結構議論があったと私は記憶してまして、今は見渡してみると、そのときにいた人って、今は私しかいないのかもしれないのですけれども、結構な議論があって、アメリカでは、今、部長がおっしゃったような二つの道が、トラックがあると。火災影響評価というものをやることによって、3時間耐火とか、系統分離とか、そういうある種の仕様要求みたいなものを満足しなくても、影響評価をすることによって影響が少ないというこ

とが示せばいいよという、そういう道もあるのだということは分かった上で、じゃあ、新規制基準でそういうアメリカの規制要求を同じように導入してもいいのだろうかという議論がありまして、まさに先ほど御説明にもあったように、結構、その回路解析とか、確率論的評価とかいうのは難しいし、日本の事業者がそれをやっているのかというと、そういう実績もないし、そういう時点において、何かそっちでもいいよということを目指すのは、時期が早過ぎるのではないかという結論になったというのが私の記憶です。

したがって、部長がおっしゃるように、一般的には性能規制みたいな要求をしているのが新規制基準の基本なのですが、こと火災防護についてはそうではなくて、仕様規制みたいなものという形になっているということだというのが私の理解です。

詳しくはアメリカのその規制、あるいは運用の現状をノートという形で報告していただいたわけですが、結論において、今、アメリカと同じようなものを導入する必要があるかということ、まだそこには至っていないのではないかなというのが私の印象で、それはなぜかということ、やっぱり日本の国内における回路解析なりPRAの、事業者における実施がそんなに広がってないとか、進んでいないということが、ある意味で、その、当時新規制基準を策定したときの判断を変える必要はないのではないかという理屈は、その実態がまだやっぱりそこまで進んでいないというのが理由なのではないかなというのが、私の考えていることであります。

というのが一つと、それから、資料の作り方の問題なのですが、この通しページの20ページ、図の2というのがあって、決定論と確率論というふうに書き分けていただいているのですが、気になったのは、この太い線が左から右につながっていて、分かっている人はいいのですが、余り詳しくない人を見ると、決定論で審査をして、その後、確率論のこともやらせて、それも見た上で許可するということでは今はないわけですよ。一応、そうではないように書いてはあるのだけでも、若干、その一連のものとして書いているので、許認可の制度と安全性向上評価の制度は別なので、そこは読む人に誤解されないように、もしこれで説明することであるのであれば、注意をしていただければと思います。

通しページの19ページの2ポツの4行目も同じようなことが日本語でも書いてあって、図2の示すように、決定論に基づく審査の後に確率論に基づく安全性向上評価が実施されると書いてあって、確かに時系列でいうとそうなのだけでも、審査をして許認可を発給して、使用前検査を合格して、運転が始まって、その後に安全性向上評価の評価が行われて届出

されるという、別のスキームに基づいたものだという事は、誤解されないように説明をお願いします。

○ 梶島調査官 システム安全研究部門の梶島です。

承知いたしました。

○ 遠山課長 そのほか何か御質問やコメントはございますでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、次の議題に移りたいと思います。

次は、電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査についてでありまして、技術基盤課、今瀬専門職から説明をお願いします。

○ 今瀬専門職 技術基盤課の今瀬でございます。

資料の24ページ目から、電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査についてということで、調査結果を御説明させていただきます。

本テーマに関しましては、第39回の技術情報検討会におきまして、調査結果を御承認いただいた後、第44回の技術情報検討会において中間報告をさせていただいております。その際に最終的な調査として、試験方法に係る詳細な文書であるとか、機器の認証に係る事項、対象とすべき設備、原子力発電所での実際の適用事例等について調査することをお約束しております。その内容について今回資料にまとめて、2-1～2-3に3項目に整理した形で御報告することとしております。それに加えまして、国内外のトラブル等の発生状況について、今後の規制制度の検討に資するものであろうということで調査をしておりまして、それについては、この資料では3章にまとめて御報告するものとしております。

調査結果でございますけれども、2章から御説明してまいります。

2章は、海外調査の結果ですけれども、2の1として、試験方法等に係る文書ということで、追加の調査としては、EPRI-TR-102323の最新版を調査いたしました。中間報告の段階において、電磁両立性に関する詳細な試験条件等に関する標準的な比較基準を記載した文書として、三つリストアップしておりまして、IEC62003及びR. G1. 180、これについては前回は報告しております。それに加えて、今回はEPRI（電力研究所）の最新のレポートを追加してまとめております。

まとめた結果は、詳細は省略しますが、添付資料1に示しております。結果としては、この3文書で要求されている内容は、ほぼ同等の内容というふうに評価いたしました。

ただし、若干の違いがあるのは、低周波数のエミッション試験に関して、IEC62003には記載がないのですけれども、米国のR. G1とかEPRI-TRでは、MIL規格を指定することで、より明確な記載となっている所が一部の違いかなというふうに評価しております。

各基本文書に示す詳細な試験仕様に関する規格に関しましても、今回の報告からは割愛しておりますけれども、調査を実施いたしました。

その中で、国内規格化実施のJIS C 61000シリーズ化されているものが、基本文書が参照する文書のうち、二十幾つあるのですけれども、その約半数強が国内規格化されているというふうな状況でございました。

次のページ、2.2の対象設備というところに参りまして、ENC対策が対象とする設備なのですけれども、米国では規制対象は基本的に安全系設備ということで、直接的な対象は安全系の設備、安全保護系等を基本にする安全系設備ということなのですけれども、対象設備の設置場所の周辺設備からのエミッション、安全系設備に影響を与え得るエミッションを生じ得る設備周辺に配置されている設備ということで、非安全系の計測制御設備とか、電気設備も対象になる場合があるというふうな結果と理解しております。

調査結果の概要については、添付資料の2に少し詳しく示しております。

次に、2.3で原子力発電所での適用事例ということなのですけれども、米国の事例で10事例を調査いたしました。

中間報告の段階では、いわゆる一般的なマイクロプロセッサ方式のプラットフォームを使った5事例について調査したのですけれども、それに加えまして、FPGAという新しい方式で構成されたプラットフォームのものを含めて、主要なプラットフォームをできるだけ網羅できるようにということで、事例を増やして調査したということがございます。

これに関しては、添付資料の3に詳細をまとめておりますけれども、簡単に結論だけ①～③に記載しておりますので、これを御説明いたします。

最初に、①で適用規格でございますけれども、まず感受性、外部からの影響を受けないようにということで規定されているものなのですけれども、感受性に関してはIEC規格による例とMIL規格による例がございました。

ただ、エミッションに関しては、放出する側の制限ですね、こちらに関しては、各事例においてMIL規格のほうが適用されているという状況でございました。

②の試験施設に関しては、今回対象とした事例のほとんどは、ISO/IEC17025の認定を受けた施設において実施されているということが分かりました。これは電磁波対策だけでは

ないのですけれども、試験所認定の要求事項に対して認定されているという施設が使われている例が多いということでした。

米国の事例を主に調査したのですけれども、他の国の試験施設による例もございました。必ずしも、その米国内の施設でないといけないということではないようでございます。

③で認可状況ですけれども、基本文書に記載された全ての規格に適合して認可されている事例と、一部に適合していない部分があって、条件付きで認可されている事例がございました。これは調査対象が標準設計としてなされている部分が主体でございまして、デジタルプラットフォームの標準の設計認証、あるいは、例えばAP1000といった標準プラントとしての設計認証を主な調査対象としておりましたので、こういった結果になっているものと理解しております。懸案が生じたときには、その後、個別プラントで審査されるというふうな状況でございました。

その個別プラントで審査される内容として付されている条件、標準設計認証としては付されている条件という形になりますけれども、周辺ノイズ環境を測定して問題ないことを示すといったことが記載されております。

以上が2項ですね、先ほど申しあげました中間報告のときにお約束した調査結果でございます。

次に3番目、25ページの3番目、国内外における不具合等に関する調査について御説明いたします。

調査対象は日本国内と米国で、いずれも一部NRCに提出されたレポートも引用しておりますけれども、主に事業者が公開している資料から調査したものでございます。

26ページ目に結論を書いておりますけれども、国内では、PWRについては、安全保護系の誤動作等による原子炉トリップ等の事例は報告されていない一方で、BWRについては数件ですね、スクラムとか、ハーフスクラム事象が報告されておりました。

発生原因としては、保守作業管理とか、品質管理によるもの、あるいは、そのプラント機器からのノイズによるものがございました。

一方で、米国では、安全保護系等の誤動作に至った事例はPWRで18件、BWRで7件と、若干多い傾向がございまして、さまざまな安全系機器の誤動作、動作不良が生じているというのが特徴でございます。

添付資料のほうには書いているのですけれども、国内の場合は微弱電流を扱う核計装とか放射線計装の部分にかなり限定されていて、その部分であれば御動作してもスクラムす

るとか安全側なのですけれども、海外の事例を見ると必ずしも安全側でもないのかなど。非常用のディーゼル発電機の誤動作とか動作不良もありますし、重要な電源系統の保護リレーの誤動作等もあるということで、必ずしも安全側ではない誤動作も報告されているというふうに認識しております。

そういった状況を踏まえての今後の対応でございますけれども、まず最初に振り返りますと、施設の基準規則の第6条に基づく活動ではあるのですけれども、具体的な適用規格等が規制としては明確化していない、事業者委ねられているという状況にありまして、今回はこのような調査結果が得られたわけですけれども、今後、制度改正の要否等の検討を行うという段階においては、事業者の状況について、公開で意見を聴取すればいいのではないかなというふうに考えております。

内容としては、今回、海外調査をやったような達成すべき水準についての考え方ですとか、基本文書が指定する規格基準の適用性、国内における試験の可能性等になるかというふうに考えております。

EMC、いわゆる電磁両立性に関する調査は、今回一区切りというふうに考えていますけれども、継続が考えられる調査としては、前回の中間報告のときにも幾つか御意見をいただいたものなのですけれども、一般的なEMCの条件を超える可能性のある電磁パルス、太陽の影響によるGMDですとか、EMP、高度な非常に強力なパルスを対象にしたもの、そういったことの調査が考えられるので、ここです承が得られれば引き続き調査を実施し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 どうもありがとうございました。

御質問、あるいは御意見があればお願いします。特にございませんでしょうか。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 一つ、まずこの題名なのですが、このEMCというのは、Electromagnetic Compatibilityを電磁両立性と訳しているそうなのですが、Compatibilityというのは、これ両立性と訳すのですか。Compatibleというのは、何かあるものに対応するということができるというような感じの言葉だというふうに私は思っていたのだけれども、両立というのは、これは何と何が両立するのですか。そこを説明してください。

○今瀬専門職 技術基盤課の今瀬でございます。

ここではできるだけ一般的な用語を使おうということで、この分野で使われている用語

を私どももそのまま使っているという状況でございます。

それに対する私どもの理解としては、両立性というのは、複数の設備があったときお互いに相互影響をもたらさないように、今回は、安全保護系が中心とする安全系設備が対象なのですけれども、安全系設備が影響を受けないというだけではなくて、その安全系設備が不要な電磁波を放出して、ほかに影響を与えないとか、相互の影響を配慮するのが電磁両立性なのかなというふうに考えております。

従来、国内では同じメーカーが全ての設備を導入しているという傾向があって、余り問題にはならなかったのですけれども、昨今のSA対策とかで、いろんなメーカーの設備とかが同じ発電所で適用されるとなると、相互影響も少し従来に比べると心配な所があるのではないかなと、そういった問題認識で今回の調査はやっている状況でございます。

以上でございます。

○石渡委員 はい。そうすると、こういう言葉を今までずっと一般的に使ってきたので、そのまま使っているというようなことだというふうに理解をしました。

それはそれでいいのですけれども、今回の研究には、自然現象というのは視野に入っているのですか。例えば、雷とか、磁気嵐とか、そういったものはどうなのでしょう。

○今瀬専門職 技術基盤課の今瀬でございます。

入っているものと、そうでないものとございまして、いわゆる、雷の影響とかはこの中に、一般的なEMCの対策の中に含まれて規格化されております。ただし、磁気嵐とかは、まだ国際的にも議論があるところでございまして、これについては今後の調査ということで、従来のEMCの条件を超える可能性があるものについては、今後調査をしていきたいというふうに考えております。

以上でございます。

○石渡委員 どうもありがとうございました。

○遠山課長 そのほか何かありますでしょうか。よろしいでしょうか。

技監、お願いします。

○櫻田技監 規制技監の櫻田です。

発言をするかどうか迷ったのですけれども、やっぱり発言しておかなきゃいけないのかなと思って発言します。

今後の対応、24ページの4ポツのところ、規則第6条及びその解釈というのがあって、これは外部からの影響に対して、ちゃんと安全機能が損なわれないようにしようという、

そういう趣旨の要求ですけれども、今、石渡先生がおっしゃったような自然事象は確かにこのとおりなんですけれども、今瀬専門職が御説明されていた中に、例えば、非安全系の電子機器が安全系の電子機器に影響をもたらすかもしれないという、そういう話があったように思うのです。それはこの6条で読めるのかなというのは気になって。

いずれにしても、安全上に必要な計装機器も含めて、ものがEMCで阻害されないことというのを、僕らは要求していることになっているのだろうかというのは、今この瞬間、私の頭の中では、はっきり整理はされていないのですけれども、何かお答えはありますか。

○今瀬専門職 技術基盤課の今瀬でございます。

法令上の解釈に関しましては、慎重を期したほうがいいと思います。

○遠山課長 技術基盤課の遠山です。

資料26ページの一番下に注が書いてありますけれども、いわゆる安全保護系については第35条にその記載があって、今、技監が御指摘になったようなところは、ここで規制すべき内容だと思います。

○櫻田技監 安心しました。ないはずはないと思ったので。ここに引っかかるころはあると。ただ、民間規格とか、何か具体的にこの規格に適合してればいいよみたいなものはあるわけじゃないという、そういうことですよね。

○遠山課長 技術基盤課の遠山です。

たしか私の理解では、解釈の中で電気協会のJEACを引用していると。したがって、その中にこのようなものが具体的に記載されていれば、それを確認するという行為ができると思うのですけれども、現状は今の中では、このJEACの中は比較的簡単なことしか書かれていないと、それは今日の報告にあったとおりだと思います。

○櫻田技監 現状は分かりました。

○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。

それでは続きまして、次の議題に移りたいと思います。

議題の3、国内外の原子力施設の事故・トラブル情報の説明を技術基盤課、片岡専門職からお願いします。

○片岡専門職 技術基盤課、片岡です。

まず36ページ、資料49-3-1-1を御覧ください。これは国内外の原子力施設の事故・トラブル情報についてのスクリーニングをやっていますけれども、その全体像を示したものです。

まず一番上の青い行ですけれども、これは1次スクリーニング対象案件と、この期間、前回の技術情報検討会から今回の技術情報検討会の間にスクリーニング対象とした事例の数です。28件です。今回は全て新規案件です。この案件について分析した結果、今回、全て28件についてスクリーニングアウトということで提案させていただきたいと思っています。

その下の紫の行ですけれども、これは2次スクリーニングとあって、1次スクリーニングを通過して、更に詳細な調査をなさいたいとなったものについての状況です。

現在、3件上がっております。今回はそのうちの1件につきまして状況報告をさせていただきましても、これもスクリーニングアウトということで提案させていただきたいと思っています。

その下、1行飛びまして、一番下のオレンジ色のラインですけれども、これは技術情報検討会で規制対応は必要である情報であると認定されたものについての状況です。

現在、今は2件ございますが、2件とも、今は準備中ということで調査は進められておりますけれども、今日はシステム安全部から報告がありましたように、一つ進捗がございます。後ほど簡単に説明します。

次のページ、めくってください。37ページです。資料49-3-1-2です。これは2次スクリーニングの検討状況を表した表です。先ほど申し上げましたように3件あります。

1件目は、海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着の件です。これにつきましては、今回の進捗はございませんので、説明は割愛いたします。

38ページです。

2番目は、安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動と、タイトルは仰々しいのですが、これはBWRプラントの水位計の配管が破断したという事象です。これについても新しい情報が得られておりませんので、説明は割愛させていただきます。

3番目は後ほど説明しますが、配管サポート塗装の逸脱です。これにつきましては後ほど説明いたしますので、今は説明を割愛させていただきます。

次のページ御覧ください。39ページです。資料49-3-1-3です。これは規制対応する準備を進めている情報です。2件あります。

1件目が、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ものです。これは先ほどシステム安全部門から報告があった案件です。

対応状況の下に書かれてありますように、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響

響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものと考えられるということで、先ほどの報告のとおりでございます。

次のページ、40ページです。これはいわゆるHEAFのことです。これにつきましては今回進捗はございませんので、報告は割愛させていただきます。

次は通しページ41です。資料49-3-2です。これは1次スクリーニング結果の集計表です。一番左の列は、その1次スクリーニング対象とした情報の名前が書かれています。右側に丸数字①～⑥まではスクリーニングアウトをしているのですが、そのスクリーニングアウトをした基準、使った基準が示されています。おのおのの説明が一番右列のスクリーニング基準のところを御覧ください。今回28件やりましたが、全てスクリーニングアウトです。一番下の行を見ていただきますと、一番多い理由は2番、当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等というものでありまして、いわゆる不適合事象です。決まりがあるのに、それを守らなかったというものでございます。それが一番多くなっております。

この1次スクリーニングの結果は全てお示ししておりますけれども、今日は2件だけ簡単に御説明をさせていただきます。

まず、43ページを御覧ください。これはIRS8999です。IRSというのは、IAEAの事故故障報告システムの名前でございますが、IAEAの事故故障システムは一般には非公開となっております。ただ、この事象情報につきましては、米国の事業者事象報告LERというものが公開されております。今回の資料は、その公開されているレポートを使って作ったものです。件名は、自動減圧系の安全機能の潜在的全喪失というものです。ちょっと小さいのですが、右下の参考図を御覧ください。これはBWRプラントです。BWRプラントでは、非常用系に自動減圧システム、通称ADSと呼ばれるものが2系列付いております。この図では、上と下に下線が引いている所があると思えますけど、そこのラインでございます。このラインには、左側からタンクのような絵が描いてあると思えますけど、そこから圧縮空気を送って、その弁を制御するということになっています。

日本では、このように上と下のラインが独立したラインになっておりますけれども、今回の事象報告では、米国のプラントでは、このラインの途中で共通のヘッドが用いられているというものでございます。これが上の模式図に示されたところですよ。

簡単に説明しますと、上側が空気圧縮系です。SVVAとかSVVBという圧縮機があります。その下にドライヤーを通して、ADS空気供給ヘッドというところに伝わっております。ここは私も理解がよくできないのですが、共通のヘッド、1本のヘッドに統合しております。その統合したヘッドから、更にまた二つの系統に分かれているということで、ADSの弁を制御する形になっています。

今回は、この一番上の圧縮機のSVVBのほうで点検をしていたのですが、その点検が終わって、その系統のバルブを開けた途端に、ADS空気ヘッドの圧力が下がってしまったという事象です。原因はそのSVVB系のほうの弁の補修不良で、ちゃんと閉まらなくなっていたということです。

これは参考までに、こんな大事な系統で共通のヘッドを使っているという、アメリカの特殊な安全設計によるものですが、日本ではきちんと分かれていますというものを示すために御紹介いたしました。基本的にアメリカの特殊な設計に依存する問題ですので、スクリーニングアウトとしたいと思います。

もう一つだけ紹介させてください。44ページです。

IRS9002です。これもLER、米国事業者事象報告書で公開されておりますので、その公開された情報を使って示しております。タイトルは、逆止弁の閉止故障による補助給水系の安全機能喪失です。

右下に回路図がありますけれども、何が起こったかといいますと、PWRプラントで補助給水系の試験を行いました。補助給水系は多くの場合、二つの電動ポンプと1個のタービン駆動ポンプを使っています。赤い枠で囲ったところです。そのうちの電動ポンプを1台起動したところ、どういうわけかタービン駆動ポンプが逆回転し出したということです。原因は、そのタービン駆動ポンプの吐出側についております逆止弁がやっぱりよく閉まっていなかったということです。その原因は、保守点検が不十分であったということです。

この事象について面白いことが書かれておりましたので、紹介させていただきます。これは概要のところの根本原因です。下から2段目の段落です。

当該逆止弁の計画予防保全を実施していなかったことということと、1996/2005年の事業者の決定により、逆止弁の開放点検に代わって、逆流漏えい確認をすることとなり、弁内部の摩耗の程度は監視されていなかったということです。なお、この逆止弁点検計画決定時に、点検不備による共通要因故障リスクを未検討だったということで、検査官は「白」と評価したと。すなわち、今まで分解点検をしていたのですが、それをやめて、

多分、差圧を計って逆流しているかどうかを見るというようなことに点検監視方法を変えたということです。それが2005年に代えたのですが、それについて、それでは今回のような事象が見つかることができないということで、NRCの検査官が指摘をしたということです。ところが、2019年になって、その問題が本当に顕在化したということで、実は今日の検査官会議でも、この事象を報告したのですけれども、指摘はいいのですが、その後、事業者がちゃんと対応している、是正措置を実施しているというところまで見ていかないと、せっかくの指摘が無駄になってしまいますということで、ちょっと面白い事象かなということで紹介させていただきました。

いずれにしても、これは事業者の問題ですので、スクリーニングアウトということにしたいと思います。

続けてよろしいですかね、2次スクリーニング。

○遠山課長 はい、どうぞ。

○片岡専門職 じゃあ、すみません、1次スクリーニングの話はここまでにしまして、続きまして、71ページまで飛んでいただけますでしょうか。縦置きになります。

資料49-3-3です。格納容器内塗装のLOCA後、冷却材喪失事故ですね、LOCA後の長期ECCS性能への影響というものです。

まず、目的ですが、本報告の目的は、第44回技術情報検討会にて、2次スクリーニングに進めてよく調べなさいとなったIRS8949の情報についての報告です。このIRS8949は、先ほど申しましたようにIAEAの事象報告ですので一般非公開ですが、米国のほうからPart21報告、いわゆる欠陥報告ということで情報は公開されています。したがって、その公開されていますPart21報告を使って今回の資料も作成しております。

タイトルは、「AP1000プロジェクトにおける配管サポート塗装の逸脱」です。AP1000というのは、今、米国で建設中の新しいタイプのPWRです。中国では既に運開していると聞いております。

ただ、そのAP1000はちょっと特殊なのですが、これを少し広げまして、対象をPWRとBWRに拡大して、格納容器内塗装のLOCA後の長期ECCS性能への影響に関する米国と国内の規制動向を整理するというところまで行いました。

2番、IRS8949/Part21ですが、何が書かれていたかといいますと、本件は、ボーグル3、4号機（AP1000）ですが、とVCサマー2、3号機、VCサマーのほうは建設中止になってしまいましたけれども、そこにおいて見つかった安全ハザードをもたらす可能性

のある欠陥の報告です。具体的には、格納容器内に設置されています非安全系配管サポート部材、鉄でできた部材の塗装に、本来使用されるはずのエポキシ樹脂ではなくて、無機亜鉛というものが使われていたと、いわゆる調達不適合問題です。

ただ、この調達不適合によって何が起こるかといいますと、このような不適合塗装材は、設計基準事故（DBA）である冷却材喪失事故ですね、LOCAのときに、破断部からの噴出した流体によって、その塗装が剥がれて、剥がれたものがその格納容器の中に水としてたまったところに落ちこちて、そのたまった水がECCSのサンプルに流れ込むのですけども、流れ込んだときに、その異物も一緒に流れ込んでしまうと、サンプルから水を吸い上げて、ECCSポンプで原子炉に送るのですけども、その吸い込むところで、その異物がサンプルにありますストレーナを詰まらせてしまうという可能性があるということ指摘されていますので、対応しなきゃいけないということだったのですが、それが守られていなかったということになります。

ちなみに、この可能性ですね、ECCSサンプルのストレーナが詰まるということについての可能性は、随分昔から知られている既知問題です。米国においては規制ガイド、RG1.82というものが出されております。「LOCA後の長期再循環冷却用水源」というタイトルのRGが出ておまして、PWRのサンプル又はBWRのサプレッションプールの長期冷却用水源としての適切性や利用可能性を評価するためのガイドラインが示されております。具体的な内容は割愛させていただきますが、決まりがあります。

それに対して、72ページに進んでください。一番最初の段落です。AP1000では、その標準設計認証図書（DCD）と呼ばれますけども、そこに下の表に書かれたようなことが記載されています。

標準設計認証図書というのは、まず事業者、製造者側がいろんな大事な機器、安全系などの使用や性能をまとめたレポートでございます。そのレポートといいますか、申請書の形になっております。申請書をNRCがレビューしまして、それを認めるということで、この設計は認められたものになりますと、許認可を受けましたということになる大事な図書でございます。

この図書の中で、格納容器の中で使う塗装について規定しております。大きく分けると種類は二つあります。一つ目が格納容器内の塗装で、その不良がDBA後の流体系の動作に悪影響を及ぼしたり、安全停止を損なうおそれがあるものと、二つ目は、その不良が通常運転性能を損なうが妨げにはならない塗装ということなんです。

今回問題にされたのは、その2番のほうの塗装部位でいうところの鉄板、天井、内張、鉄床、柱、梁、筋交等というところに使われています炭素鋼に使う塗装、SPHSEというのは、これはエポキシ樹脂のことですけれども、これを使いますということで認可を受けていたのですけれども、このエポキシ樹脂のところは無機亜鉛というものを使っていましたという不適合問題です。ちなみに、この無機亜鉛とエポキシ樹脂ですけれども、これは各々役目があります。

まず先に、無機亜鉛のところを説明いたしますと、AP1000というのは少し特殊な設計を持っておりまして、格納容器内の壁で、LOCAなどで発生した蒸気を冷やして水滴にして、その水滴を集めて炉心に戻すという、いわゆる静的安全系を使っております。いわゆるお風呂の屋根で蒸気が水滴になって落ちてくるという現象を使っています。その蒸気を効果的に凝縮させるために、その塗装材としては無機亜鉛を使って、濡れ性とか熱伝達を高めるということが必要とされています。

一方、その格納容器の下のほうの部品、壁とか機器については、これはLOCAなどの事故が起こったときに格納容器の中が水浸しになりますから、水で埋まってしまいます。水で埋まってしまいますと、その塗装が剥がれたりして、先ほど言いましたように、ECCSサンプのほうに流れていってしまう可能性がある。特に無機亜鉛はそういう傾向があります。なので、それを避けるためにエポキシ樹脂を使うということをしています。

エポキシ樹脂というのは実は密度が重くて、しかも大きな塊として剥がれるときは落ちますので、水の中にポチャンと落ちても沈んで、流れによってエポキシ樹脂の塊はサンプの方になかなか流れないということになっております。これは実験的にも確認されているということです。なので、その塗装は重要でちゃんと使い分けをしなきゃいけないということです。

73ページでその辺の事情が書いてありますが、そこは省略させていただきます。

73ページの中段、やや下ですね、「ところで」というところです。IRS8949/Part21が報告しているのは、建設中プラントの格納容器内の非安全系配管サポート部材で使用されている塗装材の調達不適合であるということなので、IRS報告そのものは不適合報告ですので、我々のスクリーニング基準によると、いわゆる②でスクリーニングアウトになるかなと思います。

3章から米国の規制動向ということで、まとまった資料がございましたので、それを紹介させていただきます。

まず、NRCの一般安全課題-191です。通称（GSI-191）と呼んでいますけれども、「PWR サンプポンプ性能に関する異物蓄積の評価」というものが（2001年9月）に出されております。PWRにおいてLOCA後にECCSサンプストレーナに蓄積する異物がECCS性能を劣化させる可能性を指摘するものです。この課題に対応するために、全PWR事業者は自プラントの設備や運転に改善を施しました。

ところが、2004年になって、GL2004-02「DBA時のPWR非常用再循環における異物閉塞の潜在的影響」というものをNRCは出していました。GLというのはジェネリックレターというもので、日本で言うと指導文書になるかと思いますが、こういう評価を下さいという、いわゆる指示文書のようなものです。

事業者は、こうした改善の妥当性を見極めるために処置とその評価をまとめること並びに、ストレーナを通過し、炉内影響をもたらす可能性のある異物に関する技術課題に対応することを要求したということです。

次のページへ行ってもらえますか。73ページの第2段落です。炉内影響が先ほどジェネリックレターで要求されていましたが、それは元々のGSI-191には含まれていなかったのです。GSI-191のときは、ECCSサンプストレーナが詰まらないことを見なさいとしか言ってなかったのですが、その後のGLでは、サンプを通り抜けた異物が原子炉の中に入ってきて、原子炉の中の冷却を妨げないということまで見なさいというふうに追加されてきたということです。

GSI-191には元々含まれていなかったが、広範囲の試験や評価を必要とする課題であるということで、プラントごとに異なるこの課題に対して、PWRオーナーズグループ、PWRの事業者ならびに製造業者が集まったグループがありますけれども、PWROGといいます。それに対応して膨大なレポートを作成してきました。これ数百ページある3分冊のレポートです。それがWCAP-17788です。「GSI-191終結に向けた包括的解析・試験プログラム」をNRCに提出しましたと。

これを受けて、NRCはレビューを始めたのですが、結構大変だったみたいで、もういいやと実はどうも投げ出したようです。というのは、多くのエビデンスを見たら、炉内影響というのは、そもそも安全重要度が低いですねと、余り重要じゃないですねと、なので、もう皆さんのレポートはいいですと、大丈夫ですということで、「炉内影響は総じて安全重要度は低く、もはや、WCAP-17788はレビューの対象ではない」と結論付けて、2019年6月に、「炉内異物影響の技術評価報告書」というのをまとめました。

結局、定性的なことを言っています、例えば、発生確率が相対的に高い小口径配管破断によるLOCAを想定した場合、もっとも繊維質異物が多いプラントでも、構造的に炉内影響が緩和されていると。異物の発生量というのは、LOCAの噴出する蒸気の量によりますので、小さな配管が破断したときは蒸気の量も少ないです、その蒸気の影響を受ける塗装や保温材の量も少なくなります。そのような状況では、それで剥がれ落ちた塗装や保温材がサンプのストレーナにやってきても大した影響はしませんと言っています。

それから、発生確率が相対的に低い大口径配管破断、大きな配管が破断した場合は、たくさん蒸気が出てしまいますので、その影響を受ける塗装や保温材の量は多くなってしまいます。それらが全部ストレーナを通過して、全部炉心に入ってきてしまうことまで考えると、これは炉心の下はちょっと詰まるかもしれませんが。だけど、そういうときでも、炉心の燃料と燃料の間の隙間とか、バレルのところにあります隙間があるし、それから、RHRは途中から高温側配管から注入しますから、上からも水は来ますよ。だから、結局、炉心の燃料周りに水がなくなるということはありません。なので、結局、余り異物の影響というのはないよね、ということをNRCも認めて報告書を出したということです。

同年7月にNRCスタッフは委員会に対してGSI-191の終結を提案しました。それをいろいろレビューした結果、結果的にGSI-191、最近GIと呼ぶようになったようですが、終結ということがNRCのホームページに出ております。ただ、今後、各プラントのレビューは、これはルーティンワークとして続けますよということです。対応が済んでいないプラントはまだありますので、それは審査はし続けます。

今、PWRの話もしましたが、実はBWRについてはもっと前から終わっています。BWRに対しては、NRCと原子力産業界は、サンプストレーナの異物閉塞問題を解決するために、研究と試験を1992年～2001年に行った。その間、NRCスタッフはBulletin（通達）ですね、指示文書のようなものを出したのですが、どちらもLOCA中に発生する異物がECCSサクシオン・ストレーナを閉塞させないような措置に言及していると。試験、解析、改造を実施した後、全BWR事業者は要求された措置に十分に対応したとNRCは結論付けている。

私は、直接ではないですが、横でこの件に関わっておりまして、たしか日本でもこの対応をして、やったのはストレーナを大きくする、ストレーナの流れを受ける面積を大きくして、全部が詰まるということはなくするということをやりました。あと、異物の量も減らすということで、塗装などもいろいろ変えました。変えたり剥がしたりしましたということで、実はアメリカでも日本でも、もうGSI-191が出る前にBWRではこの問題は解決をし

ていました。

その後、上記のPWRと同様な課題（炉内影響）について、NRCからBWRオーナグループのほうに質問が来たと、どうなっているのですかというのが次のページに書かれております。

75ページです。この詳細は説明しませんが、12の課題、75ページと76ページに書かれている12の課題がNRCから示され、それに対してBWROGは全部答えを出してきたと。

76ページの一番下の段落です。この最終報告の中で、BWROGは、12の課題はBWRに対して低いリスクしかもたらさず、従来の設計方法や設計根拠に変更は不要であり、RG-1.174、これは確率論を使った評価をなささいというRGですけれども、それを使ったとしても、炉心損傷頻度を高めるような課題はありませんということで、特に今やっている手段でこの問題は対処できますという答えをしています。

それで、77ページです。NRCスタッフも、BWROG報告を評価し、特定された課題の影響のリスク重要度は低いと結論付けたと、これはPWRと同じですね。この結論は、従前に完了しているECCSストレナナのサイズと設計の改善を担保としている、ストレナナの改善をしていることが条件ですということです。

結局、BWRに対しても2018年6月にNRCレターを出してありまして、「ECCS性能に関する在的課題の終結」ということでBWROGに通知しておるということで、米国においては、このECCSのストレナナが詰まると、また、ECCSの製造に影響するような異物の影響というものについては、問題はもうクローズしていると。ここの審査は行いますけれども、全体としての問題はクローズしているということです。

4章です。国内の状況です。実は国内でもやられております。国内においても、技術基準規則解釈において、以下のように非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の材料及び構造、性能については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等についての（内規）」というものを示しております。

その表を飛ばしまして、その下ですね。2008年2月に制定された上記の内規は、ECCSのストレナナの閉塞に関わるストレナナの性能評価、ストレナナの大型化に伴う耐震性及び構造強度の評価を規定するものであると。以下は省略しますが、日本でも対応しておりますと。

その77ページの下3行ですね。そこに書かれています評価方法は、米国のGSI-191対応で検討されたものとほぼ同じであると。先ほど申し上げたGS、レギュラトリー・ガイドとか、アメリカの報告書のニューレグ（NUREG）レポートなどをほぼ訳したものが、この内

規になっております。格納容器内の塗装については、上記③破損保温材以外の異物ということで、塗装については取り上げておりますと。

78ページに行きまして、具体的に塗装についての規定はどうなっているかというのが表に書かれております。

内規等に基づき、DBA時及び重大事故に発生する塗装材を含めた異物量を算出し、算出された異物がストレーナに付着して圧損が上昇しても、ECCSポンプのNPSHが必要以上であることを試験で確認した例を別紙1に示すということで、めくっていただきまして、81ページ、82ページ、これは東海第二の工事計画審査資料の一部をコピーしたものです。

81ページは、このECCSへの影響を評価するために行った試験の概要が書かれています。

82ページが、その試験に使った異物の量などの算出根拠などが書かれています。ちょっと小さくて見えないと思いますけれども、ここでは異物の量を先ほどの内規に従って計算しております。それにプラスして、日本ではSA時に発生する異物の量まで計算して、出しております。その量を加味した試験を行って、ポンプの性能に比べて、そのストレーナの詰まり具合がどうかというのを試験していますけれども、全然圧損が上がらないと、ポンプの性能に比べると全く影響ないという結論を出しております。

このやり方は、実は米国で規定している方法と同じでありますし、この試験をした装置も米国の装置で行っていますということで、実な日本でもこのECCSストレーナの件については、もう審査されておりますし、十分やられていますということは言えると思います。

78ページに戻っていただきまして、上から三つ目の段落ですね。今はストレーナの話でしたけども、ストレーナを通過した異物による炉内影響については、国内BWR事業者による取り組みにより、内規より保守的に算出した異物量を用いた燃料フィルタ圧損試験を実施して、燃料フィルタが閉塞することがないことを確認していると。これは前回の技術情報検討会で、システム安全部門のほうから報告があった案件ですと。更に、全BWRにおいて、格納容器内の繊維質保温材の取換え撤去を計画しており、従来から実施している格納容器内の清掃とあわせて、異物による炉内影響の有意なリスク増分はないとしていますと。

結局、異物では影響が一番大きいのは保温材で、それも繊維質の保温材です。ですので、繊維質の保温材をより減らすということで、もうこの問題は大丈夫であると事業者は主張しておりますし、これはアメリカの動向と同じです。

国内PWR事業者は、原子炉圧力容器内熱流動解析を実施し、炉心入口流路の大半が閉塞しても炉心長期冷却が可能であることを確認するとともに、実機を模擬したデブリ投入試

験による検証を実施しているということで、ここで言っている炉心入口流路の大半が閉塞しても炉心長期冷却が可能であるというのは、先ほどの米国のPWROGが出してきた報告と同じ話でございます。

今後、基礎試験の拡充や、バッフルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認していくということが事業所のほうから報告されて、規制庁の面談、公開会合の場で説明がありましたと。

以上ことを考えますと、今後の対応ですけれども、元々の2次スクリーニング調査・分析を行ったIRS8949/Part21の報告が調達不適合の問題ですので、スクリーニングアウトしていいと考えます。

また、格納容器内塗装のLOCA後の長期ECCS性能への影響に関する米国と国内の規制動向を整理した結果、両国とも、LOCA時の噴出流で剥がれた塗装材を含めた異物が、ECCSストレーナやサンプスクリーンに付着して、ECCSポンプ性能が喪失しないよう事業者が措置を取ることを求め、両国でほぼ同様の評価方法等を規定していることが分かりましたと。もう既に規制で対応を要求していますと。

更に、米国NRCはストレーナ/スクリーンを通り抜けた異物による炉内影響を懸念していたが、オーナーズグループ、BWR、PWRそれぞれの報告を受けて、炉内影響による安全影響度は低いと結論付けて、この問題はクローズしておりますと。

以上のことを考えますと、格納容器内塗装のLOCA後の長期ECCS性能への評価ということについても、国内のPWR、BWRについても、この問題についてはクローズしていいのではないかと。少なくとも、元々のIRS8949については、スクリーニングアウトしてもいいのではないかという提案でございます。

以上です。ありがとうございました。

○遠山課長 どうもありがとうございました。

御質問、コメントがあればお願いします。特にございませんでしょうか。

市村部長、お願いします。

○市村部長 規制部長の市村です。説明ありがとうございます。

今の一番最後に御説明のあった話なのですけれども、海外情報の網に引っかかったAP1000問題について端を発して、格納容器内の異物問題だったと思いますけれども、それはスクリーニングアウトでいいとは思うのですけれども、今、御説明のあった内容は、これまで別のルートで異物問題、サンプ問題、それから、下流への影響問題というのは、前回、

前々回辺りの技術情報検討会でも御議論があったと思いますし、一部、まだ事業者に見解を聞くというようなのがあったと思いますけれども、その話と今日お話があったものとの差分というか、それがはっきり理解できていなくて、差分があることを言っておられたのか、あるいは、その根拠としていることは同じことを言っておられたのかというのを、解説をしていただけるとありがたいです。

○片岡専門職 技術基盤課の片岡です。ありがとうございます。

すみません、少し説明が舌足らずだったと思います。

差分といいますか、システム安全部でこれから確認しようとしていることをフォローするといいますか、それはそちらでやっていますから、我々が新たにこれを問題化する必要はないだろうという意味でございます。もう、事業所がやっている活動をこれから規制庁は確認してきますので、それは進めていただきたいと。

我々は、そんな活動をやめろという必要はなくて、補足していますといいますか、補強しているだけの意味でございます。

○市村部長 はい、ありがとうございます。今、私が理解しているのは、同じ物理的というか、技術的なお話をされていたということ。だから、違うことを話しているのではなくて、同じことを、こちらはAP1000の話題に引っかかったので、その話を改めてチェックをいただいたということだと理解しましたが、それでよろしいですか。

○片岡専門職 はい、そのとおりでございます。

○遠山課長 そのほか何かございますでしょうか。いかがでしょうか。ありませんか。

ありがとうございました。

それでは続きまして、私のほうから、非常用ディーゼル発電機の連続運転試験の実施時期について情報のアップデートがございましたので、御紹介したいと思います。

資料83ページを御覧ください。

これはかつて、非常用ディーゼル発電機の長時間の試験というのを日本では実施していないけれども、それでよいのかという問題提起が技術情報検討会であったのですけれども、その後、事業者のほうで試験をしますという計画を述べてきたと。今の現時点での情報の公開がございまして、資料の85ページに表がございます。アンダーラインがつけてある所が新しい情報でございまして、中部電力が最初に今年の5月に試験を実施し、そのうちの1台で不具合が発生して中断をしたということは、既に既報でございます。

その後、北海道電力の泊発電所、四国電力の伊方発電所でそれぞれ試験をし、実施結果

は良好であったということ。また、中部電力では、この不具合の原因調査を進めておりまして、今年9月中、つまり今月中ですけれども、その原因に関する中間取りまとめをして発表する予定であると。そして、2022年初頭までに最終取りまとめを行う予定だという情報提供がございましたので、御紹介させていただきます。

私からは以上です。何か御質問等があればお願いします。

山中委員、お願いします。

○山中委員 報告ありがとうございます。

来年中ぐらいまでには全部の結果が出そろいそうだという、そんな感じですかね。

○遠山課長 基盤課、遠山です。

85ページの表によりますと、大体そのような計画がされているということだと思います。

○山中委員 中部電力で不具合が1台発生したということなのですが、PWRのDGというのは、同じメーカーが多分作っている所が大半だと思うのですが、何か共通で情報共有したとか、その辺りのことは何か報告を受けられていますでしょうか。

○遠山課長 基盤課、遠山です。

直接の報告はございませんけれども、当然、これは事業者の間では情報は共有されていると考えております。

そのほか何かございますでしょうか。

それでは、本日の議題はこれで全てでございますが、全体を通じて何か御質問、あるいは、お気づきの点などがあれば、お願いしたいと思います。よろしいでしょうか。

それでは、最後にまとめをさせていただきますと、議事次第に戻りまして、本日は最初に放射線防護に関する知見として、屋内退避による被ばく低減効果について研究の成果が報告されたと。特に、日本の家屋の特性を踏まえて、従来、海外のデータを使っていたものに対する確認が取れた。更に、条件によるばらつきについて貴重なデータが得られたということであったと思います。

それから、新知見としては3件、御報告ありまして、最初の燃料の破損に関するものについては、RIAという短期間でエネルギーへの投入される条件での破損のしきい値以下で、破損した燃料についての原因の分析があったということでございます。二つ目は、火災時の回路解析に関わる規制上の位置付けを、特に米国を中心として整理、紹介していただいた。それから、三つ目は、電気計測系において課題となる電磁両立性（EMC）についての、これは主に国外の規格・規制の動向を調査し、報告していただいたということです。

最後に、従来しております国内外への原子力施設の事故トラブル情報の分析がされて、今回は2次スクリーニングに至るものはなかったということ。

それから、2次スクリーニングをしていた内容であります格納容器内の塗装の問題、米国の例がございましたけれども、これについてのその後の調査が行われ、本件についてはクローズとしたいということでございます。

最後に、非常用DGの試験の実施時期等の情報のアップデートがあったということでございます。

よろしいでしょうか。何か。技監、お願いします。

○櫻田技監 規制技監の櫻田です。

(1)放射線防護、それから、(2)安全研究から得られる最新知見、この議題、合計で四つありますけど、それぞれについて規制対応の要否も議論されたので、それをまとめてほしいのですけど。

○遠山課長 はい。最初の放射線防護に関する研究では、いわゆる防災対策指針への変更を直ちに要するものではないという結論が得られました。それから、燃料の破損に関しては、いわゆるRIAの破損しきい値ですけれども、これについても、現行使っている燃料では、この破損しきい値を見直す必要性は低いと考えられると。その次の火災の回路解析につきましては、日本では決定論に基づいて、系統分離の対策を主として対策を要求しているものですので、火災解析を用いた確率論的な評価を要求するというようなものでは、現時点ではなっていないということかと思えます。

そして、EMCについては、現在でも規則、あるいは、その解釈において、このEMCへの影響を考慮することという要求はございますけれども、その詳しい内容については、単純に民間規格を引用する形となっております、その民間規格の内容自体は詳細には規定されていないと。一方、国外では詳細に規定している規格が、米国や欧州ではあるということが分かりましたので、これについては、この辺りの状況を事業者に意見を聞いてみたいというふうに考えていると、そういうものでございます。

○櫻田技監 ありがとうございます。

○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、少し長時間にわたりましたけれども、これで本日の第49回技術情報検討会を終了したいと思います。皆様、どうもありがとうございました。