

第42回

技術情報検討会

原子力規制委員会

第42回 技術情報検討会

議事録

1. 日時

令和2年8月19日(水) 16:30～18:31

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

原子力規制庁

櫻田 道夫 原子力規制技監

山形 浩史 長官官房 緊急事態対策監

山田 知穂 長官官房 核物質・放射線総括審議官

金子 修一 長官官房 審議官

大村 哲臣 長官官房 審議官

市村 知也 原子力規制部長

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)

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)

塚本 直史 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門 主任技術研究官

森下 泰 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)

大島 俊之 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)

大浅田 薫	原子力規制部	審査グループ	安全規制管理官（地震・津波審査担当）
正岡 秀章	原子力規制部	審査グループ	総括補佐
古金谷 敏之	原子力規制部	検査グループ	検査監督総括課長
武山 松次	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）
杉本 孝信	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）
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
小野 祐二	放射線防護グループ	放射線防護企画課長	
宮本 久	放射線防護グループ	安全規制管理官（放射線規制担当）	
田中 桜	放射線防護グループ	放射線防護企画課	企画官

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

西山 裕孝	研究計画調整室長
中塚 亨	規制・国際情報分析室 グレーデッドアプローチ検討Gr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 原子力規制専門職

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
- 2) サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する知見について

(説明者) 田口 清貴 技術基盤グループ安全技術管理官（システム安全担当）

川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）

(2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況

- 1) 調査中案件の状況
- 2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況

(説明者) 佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課企画調整官

(3) 放射線防護から得られた知見について

1) 放射線安全規制戦略的推進事業について

2) 令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に係る評価について

(説明者) 田中 桜 放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

宮本 久 放射線防護グループ安全規制管理官 (放射線規制担当)

(4) 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) トピックス

・ 1 相開放故障事象(OPC)に対する国内原子力発電所等の対応に係る公開会
合 速報

3) 2次スクリーニング状況・結果

・ PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について (状況報告)

4) 1次スクリーニング結果

(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

田口 清貴 技術基盤グループ安全技術管理官 (システム安全担当)

5. 配布資料

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

資料42-1-1 最新知見のスクリーニング状況 (案)

資料42-1-2 サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する
米国の対応状況及びこれを踏まえた国内の対応について (案)

議題(2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況

資料42-2-1 調査中案件の状況 (案)

資料42-2-2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況 (案)

議題(3) 放射線防護から得られた知見について

資料42-3-1 放射線安全規制戦略的推進事業について

資料42-3-2 令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に
係る評価について

議題(4) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

- 資料42-4-1-1 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42-4-1-2 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42-4-2 1 相開放故障事象(OPC)に対する国内原子力発電所等の対応に係る公開会合速報
- 資料42-4-3 2次スクリーニングの検討状況（案）
- 資料42-4-3-1 PWR制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について（状況報告）
- 資料42-4-4 1次スクリーニング結果（案）

6. 議事録

○遠山技術基盤課長 定刻になりましたので、ただいまから、第42回技術情報検討会を開催いたします。

本日も、技術基盤課長の遠山が進行を務めさせていただきます。

本日の検討会ですけれども、新型コロナウイルス感染症対策のために、テレビ会議システムを用いて行います。

配布資料につきましては、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。

注意事項ですけれども、マイクについては、発言中以外は設定をミュートにしてください。発言をされる際には大きく挙手をお願いします。

また、発言の際はマイクに近づき音声が不明瞭な場合には相互に指摘するなど議事運営に御協力をお願いします。

また、発言をする際には名前を名乗ってから発言するようにしてください。

資料の説明の際には、資料番号、ページ番号も併せて発言していただき、該当箇所が分かるように説明をお願いします。

それでは、議事に移ります。

最初の議題ですが、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の説明を、田口さん、川内さんの順でお願いします。

○市村原子力規制部長 すみません。もしもし。

○遠山技術基盤課長 どうぞ。

○市村原子力規制部長 遠山課長、音が全体的に小さくてすごく聞き取りにくいのですけれども。

○遠山技術基盤課長 失礼しました。

○市村原子力規制部長 こちらスピーカーの音はマックスにしているので、なるべくマイクを近づけてしゃべっていただくとかをしないと、部屋全体で聞き取れないので。

○遠山技術基盤課長 分かりました。これでどうでしょう。

○市村原子力規制部長 すみません。大分いいです。

○遠山技術基盤課長 分かりました。すみません。

じゃあ、お願いします。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口でございます。

それでは、最初のサンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する米国の対応状況及びこれを踏まえた国内の対応について報告いたします。

なお、資料は、お手数ですが、右下の通し番号12ページ、資料No. 42-1-2をもって報告をさせていただきますので、よろしく願いいたします。

では、報告いたします。

まず、1のはじめにでございますが、本件は原子炉冷却材喪失事故時の保温材の破損等により発生しました異物、デブリでございますが、これがサンプスクリーンを通過しまして炉心に与える影響、以下「炉内の下流側影響」と呼ばさせていただきます。についてまとめたものでございます。米国NRCの規制ガイドRG1.82 Rev. 4が2012年に発行されて以降、炉内下流側影響に関しましては米国で炉内繊維デブリ制限値の緩和等について議論がございましたが、プラントごとの情報を用いた評価を行うなど、米国の対応の方向性が明確化されてまいりました。そこで、以下、米国及び国内におきます経緯及び対応状況について報告いたします。

まず最初に2番目、米国における経緯及び対応状況でございます。

1992年に発生しましたスウェーデンのBWRプラント、バーセベック発電所におけますストレーナ閉塞事象を契機に、BWRにおきましては、ストレーナの大型化等によりましてストレーナの閉塞防止対策が講じられてまいりました。

一方、PWRプラントにおきましても、LOCA発生後、デブリがサンプスクリーンに堆積しまして、緊急時炉心冷却装置や格納容器スプレイ冷却系ポンプの正味吸い込みヘッドが確保されない可能性があるために、NRCは1996年にGeneric Safety Issue(GSI)-191として検討を開始いたしまして、サンプスクリーンに対する要件を規制指針RG1.82 Rev. 3として2003年に取りまとめております。また、その翌年2004年には、NRCはGL2004-02を発行しま

して、事業者に対してサンプスクリーンの評価を要求しまして、事業者はサンプスクリーンの面積を大幅に増やす、あるいは脚注の2に書いてございますように保温材を除去する等、サンプスクリーンが閉塞するリスクを下げる対応を行ってきてございます。

その後、GSI-191で検討を進めるうちに、炉内下流側影響という問題が最後に顕在化してまいりました。事業者は、この問題の解決のための試験を実施しまして、サンプスクリーンを通過した繊維、粒子及び化学デブリが炉心に与える影響を検討しまして、その安全性を評価する手法をトピカルレポート WCAP-16793-NP Rev. 2としてまとめてございます。NRCが2012年に改定しましたRG1.82 Rev. 4では、このWCAP-16793-NP Rev. 2を参照する形で炉内下流側影響の考慮を要求してございます。その際には、脚注の3に記載してございますけれども、このWCAP-16793では、長期炉心冷却の基準として三つの事項を定めてございます。

ところが、このWCAP-16793では、サンプスクリーンを通過した繊維デブリによりまして、炉心下部が閉塞しないことを担保するために、炉内に到達する繊維デブリの制限値、これ1燃料集合体当たり繊維デブリ15gでございますが、これが保守的に設定されているために、複数のプラントでその制限値を満たせない状況となつてございました。このため、NRCは炉内の下流側影響についての問題を解決するために次のオプションを承認してございます。

まず、オプション1としましては、炉内における繊維デブリ量制限値につきましてはWCAP-16793-NP Rev. 2に記載された評価手法を用いるということ。

オプション2Aとしまして、炉内繊維デブリ量の制限としては、WCAP-16793-NP Rev. 2で示される値ではなくて、各プラント固有の情報を用いまして、追加試験や解析をすることで制限値を定めるというものでございます。事業者は、炉内繊維デブリ量の制限値を個別プラントに対して評価する手法につきましては、トピカルレポート WCAP-17788をNRCに提出しておりますが、今日時点でこのWCAP-17788はNRCは承認していないということでございます。

もう一つ、オプション2Bとしましては、確率論的アプローチでございまして、炉心入口閉塞によるリスク増分を評価しまして、リスクが小さいことを示す。

最後のオプションとしまして、サンプスクリーン閉塞と炉内下流側影響を分離して扱う。前者に対しましてはオプション1を、後者に対しましてはオプション2Bの手法を用いて対応するというものでございます。

各オプションを採用しましたプラントの数でございまして、オプション1は19プラント、

オプション2Aは35プラント、オプション2Bは11プラントに採用されまして、オプション3を選択したプラントはございません。2016年にオプション1を選択した全プラント、また、2017年にはオプション2Bを選んだ2プラントがGL2004-02の対応終了となってございまして、残りのプラントにつきましてはNRCと事業者で協議中でございますけれども、PWRオーナーズグループは昨年9月のニュースレターの中で、この対応が本年2020年中に解決する見通しと述べてございます。

なお、BWRにつきましては、GSI-191でPWRに対して得られた知見でもって事業者が自主的取り組みとしてリスク評価を行いまして、2017年に安全上問題がないとの評価結果をNRCに提出してございます。NRCはこの事業者の評価結果を受けまして2018年に規制上のアクションは不要と結論づけているという状況でございます。

3番でございますが、国内の経緯及び対応状況でございます。

旧原子力安全・保安院は、2004年6月に電気事業者に対しまして保温材の実態調査やストレーナの有効性評価を行うよう指示するとともに、総合資源エネルギー調査会原子炉安全小委員会の下に設置しました安全評価ワーキンググループにおきまして、原子炉冷却材喪失時のストレーナの閉塞事象に関して審議・検討を行いまして、その結果を踏まえ、2008年2月に、PWR、BWRを対象としました「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（内規）」を制定してございます。

電気事業者は工事計画手続きにおきまして、上記内規に基づきストレーナの有効性評価を行いまして、必要に応じて保温材の取替えやストレーナの大型化などの対策を実施してきてございます。

この内規では、詳細な炉内下流側影響の評価については要求しておりませんが、高浜3号/4号炉の新規制基準適合性審査におきまして、電気事業者はPWR共通の中長期的な安全性向上の取り組みとして炉内下流側影響については検討する旨を表明してございます。

また、産業界ではこの炉内下流側影響についての試験が行われておりまして、来月9月に開催されます原子力学会でその結果を発表するというふうに聞いてございます。

4番、今後の予定でございますけれども、新規制基準におきましては、上記の内規は技術基準規則の解釈第17条、第32条及び第44条において引用されてございます。上記3.でも述べましたように、内規では炉内下流側影響につきましては、ストレーナの網目の粗さは、ECCSポンプ下流のスプレイノズル、ECCSポンプシール部等、下流側機器の機能を損なうことのない設計であることを要求してございますが、ストレーナの網目の粗さに関するもの

でございます、今回報告したような炉内下流側影響の評価についてはございません。このため、米国におけます対応状況を勘案しまして、PWR、BWRを対象としまして、内規等への反映の要否について、規制庁として検討する必要があると考える次第でございます。

また、検討するとなった場合に際しましては、関係部署を交えて国内外の情報収集を継続して行いたいと考える次第でございます。

私からは以上です。

○遠山技術基盤課長 すみません。先ほど連続して説明と申し上げましたけれども、大きく二つのテーマがありますので、一旦ここで切って質問や御意見について伺いたいと思います。

何か質問等ございましたら。

山中委員お願いします。

○山中委員 聞こえますでしょうか。大丈夫ですか。

○遠山技術基盤課長 はい、聞こえます。

○山中委員 少し教えていただきたいんですけども、ストレーナ、BWRのストレーナあるいはPWRのサンプスクリーンの現物は見たことはあるんですけども、実際、考慮されるデブリのいわゆる性状というのは、PWRとBWRで差異があるものなのか、そうでもないものなのか、デブリについてどんな知見でやられているのか教えていただけませんか。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口でございます。

保温材の種類とかで、あるいは化学反応等で変化するものと、詳細には私も存じておりませんが、そういうもので変化していると思われれます。

○遠山技術基盤課長 すみません。補足いたしますけれども、デブリの種類としては、繊維状のもの、それから固形物、それから粒子状のものであるとか、あるいは、化学物質による化学反応を起こしたものなどが幾つかの種類として挙げられている。それに対して、実験などを含めたいろいろな検討が過去にされてきているという状況だと理解しております。

○山中委員 ということは、PWR、BWRともにそんなにデブリのフィルタリングの試験とか、あるいは擦り抜けたデブリが下部のポンプ、配管、ベントにどの程度影響を与えるかということについては、試験的な情報がある程度得られているというふうに考えてよろしいでしょうか。

○遠山技術基盤課長 技術基盤課の遠山ですけれども、私の理解では、そのとおりです。

ただし、いろいろなタイプの設計に対して、また、いろいろな種類のデブリというのが広範に検討されておりますので、一つの実験で全てが解明したということではないようであり、ます。各国でいろいろな試験がやられていると理解しております。

山中委員、どうぞ。

○山中委員 現状の規制上の制限としては、ストレーナという表現が使われているんですけども、PWR、BWRともに、それなりの規制がかかっているというふうに考えてよろしいんでしょうか。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） はい。ただ、下流側の影響評価というものが今の内規では求められておりませんので、そこを御検討する必要があるのではないかと、いう提案でございます。

○山中委員 了解いたしました。

○遠山技術基盤課長 そのほか何か御質問等ございませんでしょうか。

対策監、どうぞ。

○山形緊急事態対策監 質問なんですけど、2ページの脚注の3番なんですけど、これのもう少し詳しい解説が欲しいんですが、燃料被覆管表面温度の800Fは分かるんですけども、この(2)と(3)のこの関係がよく分からないんですけども、燃料被覆管への付着物厚さが1.27mmというのは、これは、局所的にこういうものを超えないことということなのか、それとも全般的にわあと覆われてしまっているという状況なのか、それと、この(3)の炉内繊維デブリが15g/FAを超えないことというふうになってあるんですが、これは、(2)の付着物の重さなんですよね。それとも、下部タイププレートに引っかかるというのか何て言うのかよく分からないんですけど、引っかかる量が15gという意味なんですか。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口です。

まず、(2)の燃料被覆管への付着物の厚さが1.27mmを超えないというところでございますが、この根拠は、燃料メーカーにかかわらず、燃料棒同士の間隔が2.54mm以上あるそうでございます。したがって、一方の被覆管に1.27mmを超えない付着物であれば燃料棒同士が密着することはないというところからきている数値でございます。

それから、3番目の燃料繊維デブリが1燃料集合体当たり15gでございますが、これは、試験で求めた値でございますが、このとき試験は繊維デブリ、あるいは粒子、それから化学反応析出物を混ぜて入れているんですけども、この炉内の繊維デブリだけが燃料集合体の下部につく値として15g制限が求められております。これは、我々も公開レベルで調

べましたが不明なところもありまして、この1、3につきましては、今詳細をNRCへ確認しているところでございます。

○山形緊急事態対策監　じゃあ3については、よく分からないと言ったらあれですけど、15gというのは、恐らく下部に引っかかる量かもしれないけど詳細は分からないということですね。

(2)のほうは今のお話ですと、局所なのか割合広い範囲でなのかということも分からないですか。

○田口安全技術管理官（システム安全担当）　システム安全研究部門の田口です。

全体、広い範囲でこの1.27mmを超えないということになってございます。

○山形緊急事態対策監　ありがとうございます。調査して分かればまた教えてください。

○田口安全技術管理官（システム安全担当）　システム安全研究部門の田口です。

拝承しました。

○遠山技術基盤課長　すみません、遠山ですけれども、補足ですけれども、この15gという数字は、詳細は確認できておりませんが、燃料集合体の下部で堆積物があった際に、流量、燃料の周りを流れる冷却材の流量が低下していく部分の閾値を圧力損失で換算した際の数値として求めているようであります。

詳細は今後調査いたします。

そのほか何かございますでしょうか。

市村部長、お願いします。

○市村原子力規制部長　ありがとうございます。市村です。

まず一つは、BWRプラントはアメリカでは事業者が自主的に評価をして、アクションは不要となっているのですが、これはさっきの山中委員の御質問とも関係はするんですけど、何か設計上の決定的な違いがあって、日本もBWRはやっぱりこういう評価が大きな問題を引き起こさないみたいなことになるという、そういう可能性があると思っていいのでしょうかということと、それからもう一つは、今の規制では、ストレーナの網目の粗さという観点から一応下流側への影響というのを見ているということなのではないかと思っておりますけれども、網目の粗さで下流側に機能喪失を及ぼさないということだけではなくて、下流側への影響の評価そのものみたいなのを求める必要があるか、という観点から規制をしたらいいのではないか、という検討は必要という御提案なのかということ、要は今の書きぶりの規制ではどうしても足りないということがあり得る、ということなのかどうかとい

うことなのですから。

それともう一つ、最後は、この後具体的に検討というのは、何をされることになるのでしょうか、ということをお教えいただければと思います。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口です。

最初のBWRにつきましてでございますが、この点につきましても、我々が調べた範囲では、こういった要はBWRの重要度についてNRCはどういう見解を持っているのか分からないというところもございまして、その点につきましても今確認しているところでございます。つきましては、それも回答があり次第、御提供したいというふうに考えてございます。

それから、もう一つのほうでございますけれども、二つ目、三つ目、御質問を頂いたのですが、日本の内規では、この下流側の影響評価ということが今記載されてございませんので、やはりこういったことも考慮した上での規制とされればいかがでしょうかというところでございます。

○市村原子力規制部長 ありがとうございます。

それで、この後のアクションなのですから、結局まずは本件の出元である米国の情報をさらに追及していくというのが主な検討のやり方であると思っておりますか。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口でございます。

はい、必要な情報をそろえて提供していきたい。で、検討していただきたいと考えてございます。

○遠山技術基盤課長 すみません。遠山ですが、ちょっと補足ですけれども、タイトルにありますように、あるいは、今の報告の中にもありますように米国の状況はもちろんフォローしてまいりますが、国内でも事業者が検討していると、そして公開の場でも発表するという計画があると聞いておりますので、こちらのフォローもしていきたいと思っております。

○市村原子力規制部長 分かりました。

○遠山技術基盤課長 そのほか何かありますでしょうか。

よろしければ……、すみません、技監お願いします。

○櫻田原子力規制技監 櫻田です。

市村さんの質問にかぶせる形になるんですけども、事業者の検討というのは、今の遠山課長のお話ですと、何か発表する予定もあるみたいな発言がありましたけれども、この高浜3/4号の新規制基準適合性審査における意図表明の後の審査会合とかでも特にその後の進捗については何ら情報が提供されていない状況であるというふうに考えていいかという

のが一つ目の質問です。

それから、今の質問は、だから、実用炉審査とか山形さんへの質問になるのかもしれませんが、

それから、ファクトとして確認をしておきたいのですが、資料の通しページの13ページ、この資料42-1-2の2ページのところなんですけど、真ん中やや下ぐらいのところ、オプション1、2A、2Bというところで始まっている段落の中ほどに、残りのプラントについてはNRC及び事業者が対応中だというふうに書いてあるんですけども、この事業者が対応中というのは分かるんですけど、NRCが対応中というのは意味がよく分からないのと、この対応が20年中に解決する見通しというふうにPのオーナーズグループが言っているということなんですけども、NRCの承認というか審査というか、それも含めてという話になっているのか、この対応というのが一体何を意味しているのかというのは、もうちょっと分かる範囲でクラリファイしてほしいというのが二つ目です。

それから、最後の質問ですけども、その上の段落に書いてあるNRCがオプション四つを承認したというんですけど、この承認したことに対応する文書ですね。文献はないのでしょうか。NRCですから必ず何かレターか何かを出していると思うんですけども、もしそれがあれば、別に今でなくてもいいんですけども情報提供していただきたい。この三つです。よろしくお願いします。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口でございます。

まず、最初の御質問の高浜3/4号機の審査会合の件でございますが、平成26年3月13日から資料を抜粋させていただきました後、我々が確認したところではそれ以外は取れませんでした。

それから、二つ目の御質問の対応中ということがございますが、御指摘のようにNRCと事業者が協議と言いますか、NRCのほうも検討しているという状況でございます。

それから、三つ目の御質問のこの承認の文章でございますが、これは2012年7月に発行されてございますSACY-12-0093というのがございますので、また御提示したいと思います。

○櫻田原子力規制技監 最後の指摘文書は参考文献のこのリストに入れとくべきものだと思うのでお願いします。

それから、二つ目の質問の回答の中でなかったんですけども、PWRオーナーズグループのニュースレターの中で解決の見通しとかと言っているのは、NRCによる結論を出すということも含めた見通しという意味で書かれているわけなんですか。それとも、事業者

としてはここまでやりますよという、それだけの話なんですか。

○塚本主任技術研究官 システム安全研究部門の塚本です。

オーナーズグループのニュースレターなんですけれども、こちらの記載を見ますと、これだけの記載に基づいて言っているんですけれども、NRCと直近でこういったアクティビティーについて議論をし、そしてその上で2020年以内に終わることを計画しているというふうに書かれておりますので、ある程度そのNRCと協議あるいは議論を進めていって、それである程度の手応えというか、そういうものをもって書いているのではないかと想像します。

以上です。

○櫻田原子力規制技監 分かりました。ありがとうございました。

○遠山技術基盤課長 市村部長。

○市村原子力規制部長 こちらから回答します。

○正岡総括補佐 実用炉審査部門の正岡です。

1件目の審査会合、高浜の後にやったかということなんですけど、サンプスクリーンのとしては何個か中長期的な課題というのがありまして、例えば海水を入れるとか、というのが今回の下流側影響にはあるんですけど、今回のこの高浜のときに報告があった下流側影響については特段その後、審査では議論しておりません。

一方で、海水の影響とかについては、この技術情報検討会の場で海水を入れても粘性はあまり変わらないとか、そういうことは御報告させていただいております。

○櫻田原子力規制技監 状況は分かりました。ありがとうございました。

○遠山技術基盤課長 ありがとうございます。

ほかに何かございますでしょうか。よろしいでしょうか。

もしよろしければ、まだこれ一つ目ですので、続いて同じく最新知見ということで川内さんから説明をお願いしたいと思います。

○川内安全技術管理官（地震・津波担当） 地震・津波担当の安全研究技術管理官の川内です。

資料42-1-1、通しの3ページ、右下の3ページをお願いします。

ここに最新知見のスクリーニング状況の概要として一覧表が示されておりますが、今の議論はこれの1個目になりまして、残りの地震・津波関係の3件について私から説明いたします。

これにつきましては、右から2番目の列にありますようにスクリーニングの結果としては、vi、終了案件というふうにスクリーニングした結果となっているものです。具体的には、通しの7ページをお願いします。

地震・津波関係の一つ目が、件名にありますように、北海道西部、岩内平野の地形発達史－泊原発の敷地内断層と関連して－という知見でございます。

本知見は情報の概要にありますように、同じタイトルの発表がなされていまして、文献情報として活断層研究という学会論文に掲載されたものです。

「当該情報は」というところですが、北海道西部の岩内平野におきまして、3行ほど下の海成段丘の分布及び発達過程を明らかにしたものです。その3行ほど下に著者らとはありますが、この海成段丘の分布及び発達過程を踏まえ、泊発電所内の堆積物の年代を解釈し、F-1断層の125ka以降の活動を否定しないとしているものです。その理由としましては、このページの一番下の段落ですが、泊発電所においてF-1断層のトレースの上限はMIS9、このMISとは氷期と間氷期のステージ区分を示す記号でございますが、この堆積物に達していることから断層活動は少なくとも、MIS9の330ka以降に生じたと。さらに、このF-1断層による変位のトレースは、42ka、もしくは115ka前等の軽石を含む斜面堆積物によって覆われている上部の堆積物中で徐々にせん滅するという事を挙げております。

次のページにまいりまして、情報の概要なんですが、上から4行目の「この事実は」ということから、F-1断層の125ka以降の活動を否定できないということを示しており、F-1断層は新規基準による「活断層」としてみなされることを意味するとしているものです。

前のページに戻っていただきまして、1次スクリーニングの欄ですが、理由欄の上から二つ目のポツでございます。ここで関連する審査ガイドでは、本知見で取り扱っている段丘面等に関連した内容を検討対象とされていることを確認するということが記載されておりますので、当該知見に関しまして規制等に反映すべき事項はありません。

一番下のポツですが、本知見は、現在審査中の泊発電所の断層活動性評価に関連する情報で、次のページに移りまして、であるため、審査部門に情報提供・共有をしたということと、安全研究の観点から新たな知見はないということから終了案件というふうにスクリーニングいたしました。

次の知見ですが、8ページの下段になります。

件名は、南海トラフ沿いで発生する大地震の確率論的津波評価についてでございます。

本件は、文科省の地震調査研究推進本部が発表したものです。

内容としましては、地震調査委員会は、南海トラフ沿いで発生する大地震を対象とした確率論的津波評価を初めて実施し、今後30年以内に南海トラフ沿いで大地震が発生し、海岸の津波高が3m、5m、10m以上になる確率を公表したものです。本知見は、次のページにまいりまして、100年～200年で繰り返し発生するM8～M9クラスの大地震を対象としており、内閣府の最大クラスの地震については、発生頻度の定量的な評価ができないということから、ここでは、対象外としております。

ここでの評価の結果としましては、真ん中ほどにありますように浜岡発電所につきましては、3m、5m、10mと記載がありますが、10m以上についても6%未満という結果になっておりまして、これは30年で6%ですので、括弧の中にありますように500年に1回起きる確率に相当するものです。

その他、伊方、川内、次のページの東海第二と確率が示されておりますが、いずれも3m以上が6%未満と小さい結果となっております。このスクリーニング結果につきましては、右の理由欄にありますように、9ページが一番上のところですが、関連する審査ガイドでは、南海トラフを含むプレート間地震を検討対象とすることが記載されているということと、次のポツの、同様に基準津波の超過確率を参照することについても、ガイドに記載されておりますので、規制等に反映する事項はありません。

また、下から7行目になりますけど、現在審査中、もしくは審査済みの既設原子力発電所の基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有をいたしております。

次のページにまいりまして、安全研究の観点からも新たな知見はないということから、終了案件といたしました。

次の知見ですが、通しの10ページになります。件名は12世紀に北海道南西沖で発生した地震の断層モデルについてです。

これは、Earth, Planets and Spaceという科学ジャーナルに発表されたものでして、著者は、産総研が筆頭となっております。

当該情報は、北海道南西沖、奥尻島海岸に沿った津波堆積物調査の結果及び津波浸水域の計算結果を用いまして、日本海における12世紀の地震の断層モデルを推定したものです。情報の概要欄の下から4行目ですが、「検討の結果」というところです。検討の結果、12世紀の津波の波源は北海道が示している渡島大島近海に分布する日本海の海底活断層、ここでは断層モデルF17となっておりますが、この付近と考えられるとしております。

次のページに行きまして、情報の概要欄の5行目ですが、この断層モデルF17の当初の長さは135km、平均すべり量が6m、Mw7.8とされていますが、これに基づきまして12世紀の津波堆積物の分布を説明できるように修正を行いまして、断層モデルの長さは少なくとも104km、すべり量は最大で18m、2行下の括弧にありますようにMwは7.9というふうに算出されておりまして、これは、日本海で知られている他の地震より大きいという知見でございます。

10ページの1次スクリーニングの欄ですが、上から二つ目のポツ以降に、これまでの知見と同様に当該知見に関し規制等に反映する事項はないというふうに整理してございます。

11ページの1次スクリーニング理由欄の下から二つのポツですが、本知見は、現在審査中の大間発電所及び泊発電所の基準地震動及び基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有し終了案件といたしました。

私からの説明は以上です。

○遠山技術基盤課長 どうもありがとうございました。

それでは、質問、あるいは御意見などありましたらお願いします。

石渡委員、お願いします。

○石渡委員 聞こえるでしょうか。

○遠山技術基盤課長 はい、聞こえます。

○石渡委員 はい。終了案件とするこの3件については、これは、妥当な判断と僕は思うんですが、特にこの3番目の北海道の南西沖で発生した地震について、これは津波堆積物を主に調査したということなんですけれども、いわゆる完新世段丘といいますか、ごく最近できた海岸の低い段丘との堆積物とのその関係というのも調査されているんですか、いかがですか。

○川内安全技術管理官（地震・津波担当） 地震・津波担当の川内です。

ここでは、あくまでも津波堆積物の調査結果に基づいているという記述でございまして、海成段丘については、この論文では言及はなされていません。

○石渡委員 石渡ですが、津波堆積物の研究というのは、特に最近活発になってきて、例えば、北海道の根室、釧路、あの辺の堆積物が調査されて、いわゆる巨大地震の想定につながってきているわけなんですけれども、津波堆積物の調査というのは、やはり地形の調査と一心同体と言いますか、一緒にやらないとあまり成果が上がらないように私は思っているので、その点、もし地形に関するいろいろな情報があるようだったら、これから特に注

意してよく調査研究をしていただきたいというふうに思います。

以上です。

○川内安全技術管理官（地震・津波担当） 地震・津波担当の川内です。

コメントありがとうございます。おっしゃっていただきましたように津波堆積物のみならず、何ゆえそのような堆積物になったかというふうな意味合いを込めまして、地形についてもこういった調査ですとか、研究の中では見ていくようにしたいと思います。ありがとうございました。

○遠山技術基盤課長 そのほか何かございますでしょうか。ございませんでしょうか。

もしよろしければ、次の議題に移りたいと思いますが。

続きまして、2番目の議題ですが、技術基準制度への反映に向けた進捗状況についての説明を佐々木さんからお願いします。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

右下16ページを御覧ください。資料42-2-1になります。

まず、これは調査中案件の状況ということですが、デジタルI&Cに係る国内外の規制動向等の調査については、今回、報告事項はございません。

次めくっていただきまして、右下17ページ、資料42-2-2ですが、電源系統の一相開放に対する規制取入れということで、こちらにつきましては、前々回の技術情報検討会で事業者から今後の導入計画等について聞き取った内容を御報告させていただきまして、その後、炉安審、燃安審、それから規制委員会に報告したところでございます。このときに今後の対応について公開でヒアリングをするということになりましたので、公開の意見聴取会を行いまして、8月5日、その内容についてこの後に報告される予定となっております。

めくっていただきまして、右下28ページになりますけれども、こちらは震源を特定せず策定する地震動ということで、こちらにつきましては本年3月及び7月に原子力規制委員会において改正後に必要な申請手続き等について審議されております。こちらについては、検討中ということでございます。

さらにめくっていただきまして29ページ、デジタル安全保護系の共通要因故障対策につきましては、本年3月に原子力規制委員会において検討結果を報告しまして、本件の対策として満足すべき水準について了承されたところでございます。

その後、7月に同じ原子力規制委員会におきまして、事業者の自主的取り組みについて

公開の会合で提案を受けることが了承されましたので、現在、この会合の準備を行っているところでございます。

以上です。

○遠山技術基盤課長 ありがとうございます。

何か、御質問等あればお願いいたします。特にございませんでしょうか。

それでは、続きまして3番目の議題に入りたいと思います。

放射線防護から得られた知見について、これを説明をお願いいたします。

すみません。少しお待ちください。

○田中企画官 失礼しました。放射線防護企画課の田中と申します。よろしく申し上げます。

通し番号の30ページ、資料42-3-1を御覧ください。

放射線安全規制研究戦略的推進事業ですけれども、簡単に背景等を説明しますと、平成28年4月にIAEAのIRRSミッション報告書におきまして、放射性同位元素等に係る規制の再構築、一層の資源配分を行う必要性が指摘されたことを踏まえ、放射線障害防止に係る規制及び放射線防護措置の改善に資する調査研究を体系的、効率的に推進するために平成29年度に本事業を創設しております。

なお、事業のスキームですけれども、原子力規制委員会が毎年度公募する重点テーマに基づいた調査研究を公募しております。なお、重点テーマ一覧は、31ページにございます。詳細の説明は割愛させていただきますが、放射線防護分野において、放射線障害防止に係る規制等の改善に資する課題を重点テーマとさせていただきます。

おめくりいただきまして、32ページからは、令和2年4月1日現在の採択課題リストです。これまでに終了した課題及び現在実施中の課題の一覧でございます。

なお、例えば32ページの上から四つ目です。重点テーマ、平成29年の水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究ですけれども、こちらはそもそも事業の目的としましては、目の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制取り入れるために必要な知見を整備するといったものでして、成果の活用としましては放射線審議会における意見具申ですとか、関係省庁における検討状況に係る審議に活用されましたし、また、令和2年7月に取りまとめられました目の水晶体の線量モニタリングのガイドライン等にも活用されております。

このように、そもそもが規制に反映させるための課題解決型の研究事業でございます。

この研究を通じて規制上、取り組むべき新たな発見といったものは特にございませんでした。

説明は以上でございます。

○宮本安全規制管理官（放射線規制担当） 放射線規制部門の宮本です。

では、続きまして資料42-3-2、36ページからの説明をいたします。

本件は、放射性同位元素等規制法に基づいて、事故・故障等の報告があったもの、これについての原因と対策について確認評価をしたものということでございます。

これは、令和元年度に取り扱ったものをまとめて、原子力規制委員会に報告したというものでございます。

令和元年度扱いました案件は7件ございました。7件のうち4件が所在不明、それから1件が排水の漏えい、それから1件が計画外被ばく、それから1件は漏えいのおそれということで報告がありましたけれども、漏えいがなかったというものでございます。詳しくは37ページからになってございます。

最初の成田空港については、これは爆発物検出装置に使っている線源がなくなったというものです。

それから、2番目のものが火災のときに、装置の内部の線源が確認できなかったということで漏えいのおそれということで報告があったけれども、点検したところ漏えいはなかったというものでございます。

それから3番目は、排水の漏えいということで配管の接続部の腐食によって漏えいが起きたというものでございます。

それから、38ページの4番目、これは点検したところ線源が所在不明だったもの。それから5番目のところは非破壊検査に使っている線源、これを場所を配置替えするときに収納せずに配置替えをしてしまったために作業者が被ばくをしたというものでございます。

それから39ページでございますが、これは、6番、7番いずれも点検のときに所在がなくなっているということが分かったというものでございます。

いずれも、大きな影響はなかったということと、それぞれ管理、その他の問題ですので、規制上への反映ということにはなかったということでもありますけれども、36ページの下の方にございますように、所在不明事案が四つあったということもありまして、注意喚起をするということで、表示付認証機器メーカーを通じまして、それらを使用する方、販売、点検の際でありますとか、あと、日本アイソトープ協会が線源を販売する際に、販売先に

注意喚起、このような事例が発生しているという注意喚起をしてもらうというところで手配をして、それらの措置をしているというものでございます。

以上でございます。

○遠山技術基盤課長 どうもありがとうございました。

それでは、本件に関して御質問、御意見などあればお願いいたします。

技監、お願いします。

○櫻田原子力規制技監 櫻田です。

今回、初めて放射線安全に関する技術情報を検討しましょうということで情報提供してもらいまして、中身としては研究の成果とそれからトラブル情報ということですね。結論から言うと、いずれも特に放射線安全の関係の規制に反映するような新たな情報はなかったという結論だと思うので、今回はそうだったということなんですけれども、今後も適宜、集めた情報をこの場で検討していくということになると思いますし、緊急のものがあれば別ですけれども、年に1回ぐらいというイメージで進めていったらどうかなというふうに思います。よろしくお願いします。

○遠山技術基盤課長 そのほか何かありますでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、4番目の議題に移らせていただきます。国内外の原子力施設の事故・トラブル情報についての説明を、片岡さんと田口さんから、それぞれお願いします。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

まず通し番号41ページを御覧ください。スクリーニングと要対応技術情報の状況について概要が記されております。

今回は、前回の技術情報検討会から期間がございました関係で、多くの案件につきまして分析、調査しております。

まず、最初の行は1次スクリーニング対象案件です。今回、スクリーニングを行いましたのは、全部で65件です。そのうちの60件が新規の情報、3件は以前に報告されたものの更新情報及び追加情報です。2件は、IAEAから出されております速報の情報でございます。そのうちの65件のうちの3件につきましては、2次スクリーニングという段階で、もう少し調査したいと考えております。

60件につきましては、この段階でスクリーニングアウトということで調査は終了したいと考えております。

速報の2件につきましては、情報量が限られておりますので、暫定的な評価をしており

ます。新たな情報が得られましたら再度スクリーニングしたいと思っております。

2次スクリーニングに持っていきます3件につきましては、そのうちの1件が新規の情報です。これについては、これから2次スクリーニングの調査を行います。残りの2件につきましては、以前にもう既に2次スクリーニング対象としておりますサーマルスリーブの案件の追加情報及び更新情報ですので、それらの情報と合わせて2次スクリーニングをしたいと思っております。このサーマルスリーブの話につきましては、後ほど状況を報告させていただきます。

それから、今回2次スクリーニング終了した案件はございません。

それから、さらなる調査が必要な案件というもので1件ありますけれども、これにつきましても、簡単ではございますが、状況を後ほど報告したいと思います。

一番下の行は、要対応技術検討ということで、現在2件のものが準備中ということで調査、検討が進められております。これにつきまして、システム安全部門から状況を御報告いただきます。よろしく申し上げます。

○田口安全技術管理官（システム安全担当） システム安全研究部門の田口です。

それでは、通しのページ42ページ、資料42-4-1-2に沿って説明いたします。

規制対応する準備を進めている情報リストとしまして、Y2015-12-01回路の故障が2次火災または設備の損傷を誘発させる可能性についてでございます。

現状でございますけれども、直線も引いておらず恐縮でございますが、括弧の一番下の令和元年度の4行目の中ほど以降に、令和元年度末を目途にNRA技術ノートとしてこれまでの調査結果をまとめ、令和2年度上期のHP上で公表予定としてございます。

現状でございますけれども、アメリカにおけます火災時の安全停止に関わります規制の状況、回路解析の実施手順、それから審査や検査の内容等をまとめましたNRA技術ノート案を作成いたしまして、今、技術基盤グループ内で上申を開始してございます。

次のページ、もう1件でございますけれども、Y2016-20-01NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行でございます。

本件2件ございまして、①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応は終了してございまして、残り1件HEAFの第1段階の爆発現象に対する対応でございますが、現状、これまで爆発の研究、アメリカにおきまして3回試験を実施いたしまして、HEAFの爆発メカニズムの解明はできてございます。現在は引き続き、爆発の影響範囲に関わります研究を実施してございます。そして、これはOECD/NEAのHEAFプロジェクトが来年の12月

まで実施されますので、それ以降、規制庁独自のHEAF試験と合わせまして最終報告を行わせていただく予定でございます。

私からは以上です。

○遠山技術基盤課長 ありがとうございます。

一旦、ここで切りますか。それとも続けましょうか。では、続けさせていただきます。

続いて、片岡さんお願いします。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

ここでは、通し番号44ページを御覧ください。

事故・故障情報の報告の中のトピックスということで、先ほど佐々木調整官から御紹介いただきましたように、1相開放故障事象に対する国内原子力発電所等の対応につきまして、公開会合を実施いたしました。つい先々週の8月5日に行ったばかりのものですが、その会合について速報をさせていただきます。

44ページ最初の1の経緯です。設置許可基準規則解釈及び技術基準規則解釈の一部改正により、国内原子力発電所及び再処理施設においては、1相開放故障事象、Open Phase Conditionといいますけど、以降、OPCと呼びます。OPCの対応が求められております。事業者は運用によるOPC対応を行っていますが、解釈改正当時は技術的に困難であったOPCの自動検知技術の開発が進み、改めて国内事業者からOPC対応方針と対策工程が示されました。そのことを原子力規制委員会に報告しました。令和2年5月28日です。その委員会におきまして、実態としてのプラクティスが大事で、事業者と情報交換することが重要との助言を受けましたので、題記の公開会合を8月5日に実施いたしました。その内容について御報告いたしますが、その前に一度御面倒さまですが、46ページを御覧ください。

46ページの参考のところでも四角の囲いがありますが、ここが技術基準の解釈変更をした部分の抜粋の部分でございます。下線で示したところがこのOPC対応に対する要求でございます。読みます。

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。という解釈変更がなされましてと。すなわち、ここで言っているのは、外部電源に直接接続している変圧器が対象ですということを明確

に示しております。

お手数ですが、44ページに戻っていただけますでしょうか。

その要求、解釈の変更を受けまして、事業者は対応しております。2の公開会合速報の部分です。

事業者から資料1に、これは後ろに添付資料でつけておりますけども、資料1、2を用いて、国内原子力施設のOPC対応について説明がございました。その結果についてまとめを述べます。

まず、最初の箇条書です。事業者が、今後、OPC検知器を設置する対象は、原子力発電所の一部の起動変圧器と一部の予備変圧器であるということが分かりました。表1に具体的にプラント事に対象となる変圧器が列記されております。

二つ目です。事業者は、既設の保護リレー等でOPCを検知できるもしくは、接続される外部電源の1回線でOPCが発生したとしても、別の外部電源により安全施設への電力の供給が停止することがない変圧器に対しては、OPC検知器を新たに設置する必要はないと考えているということです。

事業者がOPC検知器を新たに設置する必要がないと考える施設を表2に示しております。今の条件で考えますと、施設の中にあります変圧器全てがOPCを検知できる、もしくは、2回線以上の外部電源がつながっているということで、OPC検知器を設置する必要がないと考えているプラントもございます。それが表2に記されております。

3番目のポチです。事業者は、OPC検知器を警報発信用として使用する計画である。警報を受け、運転員は今後定める手順により警報の真偽を判断して、適切な措置を行うと。なお、具体的手順及び判断基準はOPC検知器試運用時に検討・構築する計画であるということです。これはすなわちOPC検知器はつけますが、その後、検知した後の対応は手動で行いますということでございます。

四つ目です。事業者は、OPC警報発信中に安全施設の起動信号が出た場合は、OPC発生回線を手動遮断する運用を考えている。なお、遮断操作は中央制御室で簡単に行えるということです。

これはOPC検知器をつけまして、OPCの警報が鳴っているときに、ちょうど安全施設を起動するという信号が出た際における条件のときは、手動でOPCの起こっている箇所を遮断すると。これは中央制御室でボタン一つの操作でできますので、それを行いますと。けども、安全室の起動信号が出ていない場合は、緊急に対応する必要はございませんので、

そこは状況を把握した上で総合的に判断するというこの意味です。

44ページが一番下の箇条書ですけれども、ここは、事業者は、2020年度に代表プラント、具体的には（高浜原子力発電所）です。その共用予備変圧器にOPC検知器を設置して試運用を開始しますと。実機環境での誤検知の有無等の検証を行う計画であると。その後、各社が自主的・計画的にOPC検知器を設置していくということです。

ここで述べています誤検知というのは、いわゆるOPC状態ではないんですけれども、OPCと間違っただけで検知してしまうということです。これが実は先行している米国では、結構な頻度で起こっているという報告がございましたので、日本でもその分はよく調べてみる必要があるということでございます。

45ページが一番上の箇条書ですけれども、原子力エネルギー協議会（ATENA）は、国内電力会社と製造事業者からなるOPC対応等検討WGをつくって、本件の取り組みをリードしているということです。国内では、国内電力会社大での活動でOPC自体を自主的に取り組んでいるという説明がございました。

表1、表2は先ほど説明しましたので割愛いたします。

3番です。今後のOPC対応に係る規制対応方針（案）です。

今回の公開会合から、国内事業者大で自主的・計画的にOPC自動検知を目的とした設備対応に取り組んでいることは分かりました。しかし、一方、OPC対応で先行する米国では、モニタリングの期間中に少なくないOPC誤検知による誤遮断を経験し、OPC自動検知・遮断システムの導入による安全性向上は有意ではないとのNRCスタッフ見解が示されております。これは公開所見としてインターネット等々で公開されております。

以上を踏まえまして、規制庁は原子力事業者によるOPC対応状況ならびに米国のOPC対応状況を継続してフォローしていきたいと思っております。そのフォローをしつつ、やはりOPC対応に係る今後の国内規制対応について、さらなる検討を続けたいと考えている次第でございます。

速報ですが、以上でございます。

○遠山技術基盤課長 どうもありがとうございました。

それでは、一旦ここで切って、御質問、あるいは、御意見等があればお願いしたいと思います。

○山田審議官 核物質・放射線総括審議官の山田ですけれども、1相開放のほうの資料で2点ちょっと分からないので、確認で質問させていただきたいんですけれども、44ページ目

の2ポツのところの黒丸の二つ目のところですがけれども、別の外部電源回線により安全施設への電力の供給が停止することがない変圧器と書いてあるんですけれども、これは1相開放が起きている変圧器に、もしそちら側の電源を使おうとしたときには、安全系の機器に、地震だとか、何か不具合が生じる可能性があるけれども、それを検知して、直ちに別の変圧器に切り替わるという設備になっているという意味なんですか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

今の御質問ですけれども、この変圧器とは、常時、外部電源2回線以上につながっている変圧器です。2回線以上から常時充電しておりますので、一つ側でOPCが起ころうとしても、もう一つ側の電源は生きていますので、安全系への電力供給は途絶えることがないということです。

○山田審議官 とすると、ある外部電源の系統に二つ変圧器がぶら下がっている。だから、どちらかの変圧器が生きていますから、片一方、1相開放が起ころうしても大丈夫ですという、そういう意味ですか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

変圧器は一つでございます。変圧器の入り口側が、外部電源が2本以上つながっているという意味です。それは、発電所で違うんですけれども、常時つながっているタイプとスイッチで切り替えるタイプがございます。ここで述べているのは、常時2回線以上つながっている変圧器です。一つの変圧器に2回線以上、外部電源がつながっているというタイプです。

○山田審議官 一つの変圧器に違う系統を2系統つないでいることって、多分、つながっている系統二つが同じ位相だとは思えないので、どちらか一方にしか常時はつながってなくて、二つの別の送電線に同時につながっているということは、あまり考えにくいような気がするんですけど。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

私も同じ意見を持っていますして事業者を確認をしましたが、つながっているそうです。常時つながっている、そういう仕組みがあるという説明を受けました。そうじゃない仕組みのものももちろんありますということでした。

○山田審議官 じゃあ、別の送電系統だけれども、位相を合わせて並列で一つの変圧器につないでいる、そういうシステムになっているということですね。

○片岡原子力規制専門職 確認いたしますけれども、恐らくそうだと考えております。

○山田審議官 分かりました。ありがとうございます。

それから、もう1点なんですけれども、四つ目のところで、1相開放警報発信中に安全施設の起動信号が出た場合には、1相開放開が起きている回線を手動遮断して別の系統に切り替えるとか、もしくは非常用DGのほうに切り替えるということだと思んですけど、これ、なぜ安全信号は起動信号が出た場合に限っているんでしょうか。これ起動信号が出る前に、もう1相開放の警報が出て、それが誤警報でないということが確認されたとすれば、あらかじめ切り替えておいたほうがいいと思うんですけども、それはなぜしていないのでしょうか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

それは誤警報だった場合は、実際には生きている外電を遮断してしまうことになるので、いわゆる電源の脆弱性の問題になってしまうからです。

○山田審議官 それはよく分かるんですけども、そもそも1相開放警報を発信中に安全施設の起動信号が出るというのは、発生する確率としては極めて低い確率で発生している事象なわけですよ。通常は1相開放の警報が発信していますという状態がずっと続いているはずなので、でも、1相開放が起きていますという状況が続いているにもかかわらず、安全施設の起動信号は出ていないんだから放っておいて、出たら切り替えますというのは、何か運用として変な感じがするんですけど。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

つまり、使う用事がないのだから切り替えないという意味です。

○山田審議官 使う用事はないけれども、そういう不安定な状態でずっと放ったらかしておいて、いざ火事が起きたときに慌てて消そうと思ったら大変なことになりますよという状態を放ったらかすことになるんですけども、それだったら、もうちょっと安定した電源のほうへあらかじめ切り替えておくというのは、運用としては信頼性が高いような気がするんですが。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

その不安定なことが確実なら確かにそうですけれども、生きている場合は、それを切ってしまうことのほうが危険だと思います。

○山田審議官 ですから、申し上げているのは、1相開放警報を発進したらば、直ちにその1相開放が本当に起きているのか、それとも誤警報なのかを確認に行くはずだと思うんですよ。

で、誤警報だったらば、そのままでいいと思うんですけども、警報発信中に、これが誤警報か誤警報でないかを確認しないままで放ったらかしているというのは変じゃないかと。

警報発信中、警報を発信したらば、それを誤警報だということであれば誤警報だということで、それはもう誤警報を発信中であって、1相開放の警報を発信している状態ではないと思うんですけど。

○遠山技術基盤課長 すみません、横から入って。遠山ですけども。

懸念の件はよく分かりますが、この運用のやり方の内容を確認しないといけませんけれども、おっしゃるように、警報が出た場合に、それが誤警報かどうかを直ちに判断に行って確定すれば、それに対応した操作をするというのは、もう当然だと思います。ですから、放置をするということはありません。

ただ、その誤警報かどうかを検知している僅かな時間の間でも、もし万々が一、この起動信号が、別の信号が出た場合には、判断をやめて遮断をしますよと、そういう運用を言っているんだと思います。

それは運用方法を、今後、具体的に事業者が検討して示してくれると思いますので、その中で確認できると思います。

○山田審議官 分かりました。非常に確率としては低い場合がもし発生したときには、これもありますと、そういう意味だと、もちろん確認していただく必要はあると思います。そういう意味では理解しました。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

ありがとうございます。今の遠山課長の説明のとおりでございます。

それから、今、説明がございましたように、その誤検知かどうかの判断については、今後、試運用をするときに確立していきたいというのが、3番目のポツに書いてあることでございます。ありがとうございます。

○遠山技術基盤課長 そのほか何かございますでしょうか。

森下課長。その後、山中委員で。

○森下原子力規制企画課長 聞こえますでしょうか。すみません、山中委員。

事業者の資料の通し番号の56ページなんですけれども、事業者側がそういうふうな誤警報とか、そういうものを試験とかするというのは必要だと思うんですけども……。

○遠山技術基盤課長 すみません、よく聞こえないので、もう少しマイクのそばでお願い

します。

○森下原子力規制企画課長 はい。今、マイクをもらいました。

資料の通しの56ページになるんですけども、事業者の設置の計画案、試験の計画なんですけど、見ると分かるように、3年とか4年とかにわたって長い期間、それでようやく新運用が、これ終わるのかな、始まるのかな、何か、開始ですよ。

ですから、実際に我々フォローしていくという話で、それはしなきゃいけないんですけども、複数年、すごく長い期間にわたってのこの案件、付き合いになるので、先ほどの説明の資料の中に、ATENAはリードしているとあったので、我々が聞いたときだけに、こういう状況ですという確認の仕方だと、うまくフォローができるのかなという問題意識を持っていて、これちょっと事業者側のほうに、積極的に自分たちがやっている状況とかを第三者に分かるような形でやってもらわなきゃいけないと思うんですが、遠山課長とか、皆さん、どうお考えでしょうか。

○遠山技術基盤課長 ちょっと補足させていただきますと、線図では何年か、複数年にわたるように書いてありますが、これ複数号機の計画が書いてあるという点があって、試運用には大体1年ぐらいのデータ取得を取りたいというふうに事業者は言っています。

また、本来、これ事業者としてはPWR、BWR、あるいは、検知器としては3種類のタイプを考えているということなのですが、最初に行われるのがPWRで、かつ1種類の検知器について試運用をする。それで、ほかのタイプはいいのかということも質問しておりましたけれども、事業者の説明では、検知をするための検討をしたときの条件設定というのが既に過去にされていて、それをこの最初のプラントの試運用の場で確認をしますというようなお話でした。

ただ、いずれにしても、今、森下課長が御指摘あったように、検討が比較的長期にわたるものでありますので、事業者のほうからその検討の内容、進捗を自発的、あるいは、自律的に公開していただけるようお願いをしたいと思います。

それでは、山中委員、先ほど。お願いします。

○山中委員 よろしいでしょうか、山中ですが。

森下さんからの御質問とも関連するんですけども、まずは高浜で試運用をされるということで、その様子を見て各事業者が対応するということがよろしいでしょうか。

また、そのときのATENAはどういう役割をされるということを表明されたのか、教えていただきたいです。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

ありがとうございます。

まず、先にATENAの話をさせていただきます。この間の公開会合でのATENAの表現は、電力の活動につきましては、ATENAが取りまとめをした上で規制庁に報告するというふうな報告がございましたので、それに従ってやっていただけるものと思いますし、今までもそのようにやって、1年ごとに報告を頂いておりましたと。

それから、高浜以降の計画ですけれども、事業者の説明では、高浜のやり方を見た上で、それでOPC検知器をつける、つけないは判断するのではなく、やり方を参考にして、計画どおりに自分たちのOPC検知器をつけていくという説明がございました。このスケジュールが一応、今のところの計画であると、先ほどのページのスケジュールが計画であるという説明でございました。

○遠山技術基盤課長 山中委員、お願いします。

○山中委員 今後の方針は了解をいたしました。

それと、OPCの検知方法、幾つかあるかと思うんですけれども、例えば、どの方法がその誤検知が少ないとか、どういう方法がそれぞれのプラントにいいかという、そういう判断はどこかでされるのか、あるいは、もうそれぞれの事業者任せなのか、そのあたりは何か事業者の全体の何か考えられるのか、何か提案がありましたら。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

事業者の説明の受け売りになりますけれども、国内の事業者が三つの検知器のタイプ、それぞれありますけれども、それぞれの検知器のやり方は、基本的にアメリカで使われているタイプの一つとほぼ同じやり方ですが、これは偶然かもしれませんが、その検知器を使ったものについての誤検知情報は寄せられていないということで、事業者は幾分か自信を持っているようでございます。

ただ、私が理解する限りでは、誤検知の問題は、検知器の問題というよりも、やはり外部環境、特に雷の状況によると考えられますので、もう少しよく状況を見てみないことには分からないかと思っております。

○山中委員 分かりました。ありがとうございます。

○遠山技術基盤課長 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、次の議題に進めさせていただきます。

片岡さん、続けてお願いします。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

申し訳ありませんがページ飛びます。74ページ、右下のページで74ページを御覧ください。

資料42-4-3です。2次スクリーニングの検討状況ということでございます。

まず、リストです。

1番目は、規制に取り入れる必要性を判断するために調査を必要とした案件ということで、RIS2016-05ということで、安全管理システムに組み込まれたデジタル装置でございます。これについては長い間、情報を待っているんですけども、少しだけ進捗がございましたので御報告させていただきます。

内容につきましては、最初に読みます。

組込み型デジタル装置、Embedded digital device (EDD) と呼んでおりますけれども、を適用する際には、原子力安全系に要求されるQAプロセス (10 CFR 50 Appendix B) に則り、ソフトウェア品質管理や共通要因故障解析等が必要であると。しかしながら、EDDの汎用品グレード格上げ、いわゆる (CGD) です、プロセスにおいて、前記QAプロセスを行うことは現実的ではないと。EDDというのは基本的には汎用品です。一般製品、一般商業製品と考えていただいてもいいと思います。それを原子力の安全系に用いるためには、原子力のQAプロセスに乗せないといけませんというのがルールであります。日本ではなかなかこれはやってはいけないことになっていると思いますけども、米国ではできることになっています。

ところが、そのデジタル製品についてのQAプロセスをかける場合には、非常に難しい検証をしなくてはならないということで、実際には現実的にはそれはできないということになっていますと。

しかしながら、昨今はアナログ製品が特に陳腐化して、もうつくってませんという事態が起こっていますので、もうデジタルに変えざるを得ないんですけども、デジタルに変えるにはQAプロセスを通さなきゃいけない。QAプロセスは大変で使えないと。結局、そのもう壊れかけているアナログ製品を使わなきゃいけないという事態が発生していますので、米国では何とかしなくてはならないという危惧が高まったということです。

そこで、NRCは、前期プロセスに準拠しないデジタル機器を安全系に適用するための正規版及びCGEプロセスの改善等を、統合アクションプランという大きな活動方針をつくりましてやっておりますというのが、RIS2016-05の報告でございました。

その中で、特にこの（NEI96-07 付録D）という図書名、米国の産業界が発行します図書なんですけども、それを出して、NRCがエンドースしますという計画を立てられておりました。そこで、そのNEI96-07 付録Dが出て、NRCがエンドースするのを待っていたんですけど、予定では2018年ということだったんですが、なかなか出ませんでした。ところが、ごく最近ですね、入手したのは実は先月なんですけれども、とうとうエンドースされましたというのがその一番下の青字で書かれているところです。

米国では、2020年5月にIAPで計画されたEDD等デジタル装置のQAプロセスを改善した許可変更申請ガイダンスの改訂、これがまさしくNEI96-07 付録D Rev.1というものです。発行しましたと。その後も、引き続き、NRCとかんかんがくがくの議論があったようですが、とうとうそれをエンドースするREGULATORY GUIDE 1.187, Revision2というものが発行されました。ちょっと発行されたばかりで分析はまだ終わっていませんので、その内容を今日報告することはできませんけれども、分析が終わり次第、報告したいと思っていますというものでございます。

次のページを御覧ください。75ページです。

ここは2次スクリーニングの新規、または継続案件の様子です。

まず1番目は、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話です。

これにつきましては、更新情報及び追加情報はございましたので、次のセッションで説明いたしますので割愛いたします。

二つ目は、IRS8832で、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、タイトルは非常に抽象的なんですけども、BWRの水位計の配管が破断したという事象でございます。これも後ほどの1次スクリーニングの結果のところでお報告いたしますので、説明は割愛いたします。

一旦ここで切って、御質問などがございましたらお願いいたします。

○遠山技術基盤課長 何かございますでしょうか。

よろしいようですので、続けてください。

○片岡原子力規制専門職 分かりました。技術基盤課、片岡です。

では、次は通しページで76、資料42-4-3-1を御覧ください。

PWR制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損についての状況報告です。

先ほど申し上げましたように、サーマルスリーブの話につきまして、追加情報、更新情

報がございましたので、状況を報告させていただきます。

大分以前に報告した内容ですので、少し振り返って説明させていただきます。

まず、はじめにです。2017年12月に確認された仏国PWRにおける制御棒駆動機構（CRDM）と呼びますけれども、のサーマルスリーブ摩耗破損について、二次スクリーニング調査を続けております。これまでに、関連する米国NRC情報告知や米国事業者報告ならびに国内プラント状況を報告しましたが、最近、米国製造事業者から異なるモードによるサーマルスリーブ破損の報告がもたらされました。また、国内PWR事業者による最新検討状況も得ましたので、状況を報告いたします。

まず、2です。仏国で確認されたサーマルスリーブの摩耗破損について、もう一度説明させていただきます。

2017-12-13、仏国ベルビル2号機にて CRDM動作試験中に、中央部の制御棒が固着したことが報告された。最初、当該制御棒の炉心へのステップイン動作が困難になり、その制御棒を自由落下させたところ、全挿入する前に止まってしまったと。全部入り込む前に止まってしまったということです。その後の評価によって、サーマルスリーブ本体が上部フランジ周囲で摩耗脱離し、リング状残片がCRDM貫通管筐体内に残ったことが分かったと。このリング状残片が制御棒動作に干渉したと推測されているという報告がまずフランスからございました。

サーマルスリーブというのは、その図1に示されていますように、制御棒駆動機構の上から炉内に上蓋を突き抜けている管のようなものでございます。熱遮蔽などのためにつけられておるものです。

次のページを御覧ください。起こったことが図2に漫画ですが示されております。これはサーマルフランジを断面図にして、右半分だけ示しているものでございます。

上のほうにフランジ残片の当初の位置とか、摩耗して消費した部分というのは書いてありますけど、これがサーマルフランジの上部の部分のいわゆるフランジと言われる部分でございます。その部分がCRDM筐体、右側にハッチングしているところに乗っかっているような構造になっています。その乗っかっているグレーの部分がいわゆる擦れていって、どんどん、どんどん減っていったということのようです。減っていった、とうとうグレーの部分がなくなってしまったものですから、上のフランジ残片当初の位置と書いた部分がちょん切れてしまったようです。そのちょん切れた輪の絵が右側の図3に写真で出ております。

その輪のものが、ここが推測なのですが、恐らくCRDMの駆動軸に挟まり込んで制御棒が動かなくなってしまうのではないかと考えられております。これが最初にフランスから報告があったものでございます。

その後の追加情報ですけれども、残念ながらIRSの情報ですので、一般に公開することはできませんので説明できませんけれども、同じような内容がサマリーという形でフラマトムのページに載っておりましたので紹介させていただきます。2ページが一番下の2行です。

フラマトム社の記事によりますと、同社は世界で70プラントを検査し、32本以上のサーマルスリーブを修理・交換していると。すなわち、最初の報告では、フランスでは1本だけ異常があったということだったんですけれども、その後、調べましたら、フランスだけでなく、ほかの国でも異常があった、サーマルスリーブが見つかったということで、フラマトム社はその交換作業を請け負っておりまして、これまでで32本以上、一部のものは予防保全で取り替えたようでございますけれども、取り替えているということなので、思った以上に多くのサーマルフランジが影響を受けているということが分かりました。これがフランスからの追加情報です。

次のページをお願いします。3の米国事業者報告です。ここは最初の部分は以前に報告したものです。

仏国におけるサーマルスリーブの摩耗・損傷事象を受け、米国ウェスチングハウス(WH)社から、WH社が供給したPWRプラントではこれまで、定常運転中に制御棒が炉心に入らなかった経験はないが、仏国の経験は既存の点検ガイドラインでは十分に保守的ではないかもしれないという潜在的リスクがあるとして、不具合報告というものを出している。いわゆる、part21報告をWH社は出しております。

それによりますと、サーマルスリーブの摩耗そのものは、実は2007年に見つかったものがあります。ただ、そのサーマルスリーブは、基本的に摩耗は原子炉容器内のCRDM貫通管下部直下のサーマルスリーブ外面と、チャンネル直下のサーマルスリーブ内面で発見され、その原因は制御棒駆動軸との接触であるということで、今回のようなサーマルスリーブのフランジ部分が摩耗するというものは、当時は想像もできなかったということです。

ところが、2014年に米国プラント1基において、サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が初めて報告されています。摩耗が見つかったのは、2本のサーマルのスリーブ、ただ、これは特殊でございまして、中に制御棒の駆動軸が通っていないものだそうです。それが見つかりましたと。このときは、サーマルスリーブフランジの摩耗は、ファンネル、ファ

ンネルというのはサーマルスリーブの一番下についている、じょうご状のものですけども、その位置が設計時から変更したとと相関がある可能性が指摘され、残りの全てのサーマルスリーブの位置を測定したが、摩耗はあったが許容範囲であり、運転に与える影響はほとんどなく、安全上の影響度も低いと評価されていると。

要は、この2本のサーマルスリーブ、特殊なサーマルスリーブは、制御棒も駆動軸も入っていませんし、それから、いろいろ設計変形をしてサーマルスリーブそのものも少し変えているので、その影響でなったんじゃないかと当時は判断したということです。

その後、サーマルスリーブの状態を調べまして、サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が進むと、サーマルスリーブ下端のファンネルが下降すると。先ほど言いました、サーマルスリーブの下端にじょうごのようなものがついていますから、それがだんだんだんだんだん下がってくるので、それを見ていけば分かるでしょうということです。

WH社が得ている情報で計算しますと、少し保守的に評価すると、出力運転1年当たり、大体1mm下がっているというのは分かりましたということです。

だけど、フランスの例を逆算してみますと、フランスの場合は1年間当たり2.5mm減っているということで、フランスはかなり異常ではないかという指摘です。

最後の段落です。WH社の定めるファンネル下降限界長は1インチであると、下降速度0.04in/EFPY、1年当たり1mmと仮定すると、2.5cm下がるまでは25年かかりますよということなので、緊急に何かやらなきゃいけないということではないということです。

なお、この1inというのは、サーマルスリーブが先ほどのように脱離、分離してしまっている長さではなくて、地震時に摩耗した部分が破損する可能性があるよというものでございます。

また、最大価値の制御棒1本が全く挿入できないと仮定をしても、原子炉は安全に停止できるように設計しておりますので、1本だけなら問題はありませんと。サーマルスリーブの摩耗により、同時に2本以上の制御棒動操作を妨げられるということもなかなか考えにくいということなので、当時はWH社は、WH社が供給した原子炉の運転継続は認められるだろうというふうに報告しております。

なお、そのサーマルスリーブの摩耗ですけども、原子炉容器頂部プレナム、これは上蓋の内側の部分ですね、の中の水流がもたらしたと考えられていますと。中の水流が激しいとサーマルスリーブの摩耗が多くなるというふうに考えておりますと。

その頂部プレナム内の水流が関係するとするならば、上蓋低温プラント、T-Coldプラン

トとよく呼んでいますけれども、それはすなわち（原子炉容器頂部バイパス流量が多いもの）については、高温プラント、T-Coldプラントよりもサーマルスリーブ摩耗の感度が高いと考えられているということで、具体的には、日本では4ループプラントがそれに相当しますが、それは少しサーマルスリーブの摩耗が早いかもしれないということです。ただ、とにかく喫緊の対応をしなければいけないという話ではないと当時は報告しておりました。

次に、4です。ここが新しい情報です。米国で確認されたサーマルスリーブ破損です。さらに、WHからpart21報告と、欠陥報告ということで報告されたものです。

プラント名は明らかにされておられません。2019年の計画停止中に、CRDMのサーマルスリーブが破断して外れているのが確認されたことが報告されています。破断箇所はフランジの摩耗領域直下のカラー部であったと。そこに写真と図が示されておりますけれども、フランスではフランジの部分が摩耗していたんですけれども、今回の場合はその下のカラー部の直下の部分、形状が変わっているところです。そこが写真にありますように、ぱんと切れてしまったようなことになっていたというものが見つかったということです。

破断推定原因ですけれども、まず、フランジ摩耗領域直下にはカラー部があり、その形状変化部には応力集中が生じた。そして、また機械的疲労及び破損に関連する欠陥とされ、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し、疲労割れに至ったと推測されていると。やっぱりこの場合も、上蓋の頂部プレナムの中の流動が関係しているというのがWHの見解でございます。

このカラー部の形状変化が激しいもので、その頂部プレナムの水流が多いプラントというものを列記されておりました。それがその下に書かれている表に示されているものです。

アメリカとベルギーとスペイン、それから次のページに行きまして、イギリスと韓国と台湾のプラントが相当するというものがあります。日本のプラントは入っておりませんでした。

ただし、WH社は、影響を受けたプラントは、現在の運転サイクル中に制御棒が2本以上固着することはないと考えている。これも先ほどと同様で、今はWHが調べたところでは1本しか見つかっていませんので、それが急に2本、影響を受けることはないだろうという考えているということです。

それから、たとえ複数の制御棒固着が発生したとしても、許可取得者のATWS解析、Anticipated Transient Without Scramですね、解析によって包絡されていると。ATWS解

析では制御棒が全然は要りませんということも解析していますので、その状態と同じですので、もう既に解析済みですということで、取りあえず緊急に何かしなくてはならないということは考えているということでした。これがメーカーからもたらされた新しい情報です。

5は、国内PWRの状況です。これまで以前に方向しておりますけれども、国内の事業者は、このフランスの報告及びアメリカの報告について対応をしております。対応を検討しております。以前報告したことをもう一度報告いたします。

国内PWR事業者においても、サーマルスリーブ摩耗・破損について検討を進めていると。ただし、国内PWRについては、以下にまとめるように、当該サーマルスリーブの使用期間や構造、サーマルスリーブ降下速度が仏国のそれと異なり、摩耗に対する裕度が高いと評価されていると。

まず一つ目です。サーマルスリーブを含む上蓋の取替（VHR）が多くのPWRで行われており、摩耗感度の高い原子炉容器頂部バイパス流量が比較的高い標準型4ループPWRにおいても、総じて実効全出力年が仏／米国で摩耗が確認されたものよりも低いということです。

次のページを御覧ください。表1に、国内標準4ループプラントの運転年数、出力運転をした年数を書いております。国内のPWRでは上蓋をCRDMと含めて交換をほとんどのプラントはしております。ですので、実はあまり長く運転しているものはありません。一番長く運転しているものは玄海3号機でございます。これは上蓋取替は計画中ですので、そのうち公開されると思いますけれども、それでもまだ16年しか運転していないということなので、アメリカの評価する25年と比べてもまだまだ時間があるのと、日本の状況はもっといいので、まだしばらく問題が起こるようなことはないと考えているということでございます。

ページを戻ってください。80ページです。

二つ目です。摩耗はサーマルスリーブの回転、上蓋の中の頂部プレナムの誘導によってサーマルスリーブは回転しているんだと思いますけれども、それに推測されていますけれども、国内のサーマルスリーブは振れ止め金具構造が（リング式）が、米国／仏のものよりも強固なものになっています。なので、サーマルスリーブが動きにくくなっておりますので、あのような摩耗はなかなか起こらないのではないかとというのが日本のプラントメーカーの見解です。

それから、三つ目です。米国で2014年に見つかった顕著な摩耗は特殊なサーマルスリー

ブで見つっているが、そのような特殊なサーマルスリーブは国内では使用されておりませんと。

それから、五つ目です。サーマルスリーブの使用期間が比較的長い国内プラントにおいて、カメラによる目視調査が行われましたと。複数本を調査したが、サーマルスリーブの有意な降下・落下は認められていないということで、また次のページを御覧ください。

これも以前報告しましたがけれども、ちょうどサーマルスリーブを下からですね、上蓋から出てくるところの写真を撮っております。ちょうど真ん中のCRDMのところですよ。そこでカメラで撮ったものを解析したんですけども、ほとんど落下していないと、落ちていないということから、あんまり日本では摩耗は起こってないんじゃないかというふうに事業者は考えております。

すみません、あちこち。また前のページに戻ってください。80ページです。

その次のブレットは、サーマルスリーブ摩耗に影響すると考えられている原子炉容器頂部プレナム内の流動を数値流体力学（CFD）を用いて解析しました。標準型4ループPWRの上蓋中央付近にて、最大のワークレート、これは流動によって、どれだけサーマルスリーブが影響を受けるかというような指標ですけども、見たところ、やはり中央部分のサーマルスリーブは影響を受けやすいねというのは分かりました。ただ、だからといって、サーマルスリーブが回転するかということについてはまだ結論は出ていません。

それから、最後のブレットですけども、実効全出力年（EFPY）が国内最長のPWRにおいて、サーマルスリーブの降下速度を測定しましたと。ちょっとここは、ただただ普通に測定すると、先ほど見た写真のようにほとんど落ちていませぬので、無理やり計測誤差などを加味した上で保守的に評価すると、日本では大体最大でも0.8mm/EFPY程度ですよというのが分かったということです。この速度は、アメリカは1mmと言っていたので、もう少し信頼度の高い値のやつだと0.03inなので、ほぼほぼ0.8mmということになりますよということですが、この速度で行っていると問題となるような摩耗の長さになるまでは大分時間かかりますというのが日本のPWRの見解でしたと。

その写真の下に、先ほどの米国の新しいモードで壊れたサーマルスリーブの破損についての見解が示されております。

最後の段落です。また、米国で確認されたサーマルスリーブの破断事例に対して、米国設計の詳細は不明だが、国内PWRのサーマルスリーブのカラー部分は有意な応力集中が生じないように大きい丸みにて製作していることから、同様な応力集中は起きないだろうと

いうふうに考えていますということでしたと。

次のページにまとめです。この段階、ここまでの情報でのまとめです。

これまでに仏国、米国から報告されたCRDMのサーマルスリーブ摩耗・破損に関わる情報ならびに国内PWR事業者による検討状況をまとめましたと。国内PWRにて、直ちに対応が必要になるとは考えにくいんですけども、いかんせん、フランスで起こった事象は、なかなか考えさせられるものがございますので、そのメカニズムや原因がまだ特定されていないことから、引き続き、検討状況をフォローしていきたいと考えております。

以上でございます。

○遠山技術基盤課長 どうもありがとうございました。

それでは、質問等があればお願いします。

○山形緊急事態対策監 山形ですけれども、しっかりフォローをしていただきたいというふうに思っています。若干気になったのは、この80ページのアメリカのWHの見解ですけど、ATWS解析によって包絡されている、それはそうなんですけれども、ATWS解析に包絡されているからと、我々の審査でちゃんとやっていますけれども、それというのはもう非常に異常な事態なので、こういう考えは日本は持たないでほしいなということと、この81ページの写真なんですけれども、ちょっとこの見方がもう一つよく分からないんですけども、これで下がっていないというのは、どこでどういうふうに見たらいいんですか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

確かに分かりにくい写真ですけども、ちょうどサーマルスリーブと、その上蓋から出ているところは、工事中の流動の関係でちょうど線がついちゃっているらしいのですね。ここでは赤の点線で記されていますけども、線がついていると。だから、線といいますか、汚れといいますか、なので、その汚れの位置が上蓋の面からどれだけ落ちているかというのを写真で判断したということです。

○山形緊急事態対策監 ちょっとこの直径が何mmぐらいなんですか。それに対して、赤点線と淵との間が、よく分からないですけど、1mmぐらい動いているという、そういうイメージなんですか。これ直径何mmぐらいですか。そうするとイメージが分かるんですが。どこかにありましたでしょうか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

すみません、ちょっと今、数字を持ち合わせておりませんので分かりませんが、調べて御連絡いたします。

○遠山技術基盤課長 よろしいでしょうか。何かほかに御質問ございませんか。

山中委員、お願いします。

○山中委員 今回、別の破損モードが見つかったということなんですけども、国内の事業者の見解としては、カラー部の形状が、米国のものよりかなり大きなアールがついているので、応力集中が起きづらい、疲労破損も起きないでしょうということなんですけど、このカラー部のアールのついている部分というのは、米国では何か目視でこれから調べましようということなんですけど、何か検査をこれからしていこうとか、あるいは、事業者のほうで何か実地点検をしようとかというようなお考えはあるのですか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

事業者の説明では、米国の状況も踏まえてよく検討した上で、必要ならば検査方法を考えていくという発言はございました。ただ、具体的にどうするかについては、まだ話はございません。

○山中委員 2種類の破損モードが見つかったということで、いわゆる、部位としては非常に重要な制御棒の部位なので、これからはちょっと十分よく注目して検討していただきたいと思います。よろしくお願いします。

○片岡原子力規制専門職 はい、分かりました。

○遠山技術基盤課長 そのほか、何かございますでしょうか。

市村部長。

○市村原子力規制部長 市村です。

もしかしたら聞き逃したかもしれませんが、今回、米国で新たに確認された破損の話は、複数の箇所、複数のプラントであったのかとか、あるいは、摩耗のほうは少し進展の程度の情報があるのですけれども、今回、米国のほうで破損が見つかったのは、例えば、その運転期間はどのぐらいのものであったのかとか、もう少し情報は得られているのでしょうか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

残念ながら情報は得られておりません。今回の米国の発表もpart21報告ということで出ておるんですけれども、私、今までこういう報告を見たことはないんですけど、プラント名も提示されておらずで、分かりません。

○市村原子力規制部長 分かりました。そうすると、とりあえず、米国のほうのそういう情報もないけれども、先ほど御指摘あったように、アールが非常に急なところで起こって

いるので、そこで応力集中が起こったのではないかというのを前提に、日本ではアールが緩いので、今得られている情報からすると、それをチェックするしかないのです、そういうことを言っているということですね。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

そのとおりでございます。ただ、とにかく先ほど山中委員からも御指摘あったように、国内事業者もこの問題は非常に大きいと考えておりますので、ウオッチを続けているようでございます。

○市村原子力規制部長 ありがとうございます。

○遠山技術基盤課長 そのほか、ありますでしょうか。

技監、お願いします。

○櫻田原子力規制技監 櫻田です。

私も聞き逃したのかもしれませんが、その新しい破損の話で、去年の計画停止中に確認されたということなんですけど、計画停止中の点検で必ず見つかるようなものなのかという話と、もし見つかるんだとすると、前回の計画停止中は健全だったという、健全だったというか、少なくとも破断はしてなかったということになるんだと思いますけれども、こののを聞きたいのが一つと、それから、この破断箇所と言われているところというのは、破断しないと分からないというか、亀裂が発生しているかどうかというのは、通常の状態だと何か簡単には見えないようなところなんではないでしょうか。もし見ようと思うと、何かファイバースコープか何かを突っ込むとか、何かそういうことでもしないと分からないという、そういうことなんではないでしょうか。

○片岡原子力規制専門職 技術基盤課、片岡です。

まず最初の質問ですけれども、報告では前回の点検ではなかったと、今回見つかったと。で、何で見つかったかというところ、これサーマルスリーブはちょん切れていますから、多分、この下側に落っこちていたの、まさに案内管のところにぶつかるようなことになっていたから分かったんだと思います。

それから、下がってなかった場合、そのまま位置された場合は、多分、分からないと思います。それは分解点検するしかないと思います。

○遠山技術基盤課長 よろしいでしょうか。

そのほか、ございますでしょうか。

実は、今日ここで会合をしておりますけれども、会合の使用の制限から、あと数分しか

時間がございません。ですので、全体を見渡して、もし何か特に御質問、あるいは御意見としてあれば、お伺いしたいのですけれども。

対策監、お願いします。

○山形緊急事態対策監 すみません、山形ですけれども、時間がないということに関連してなんですけど、そもそも技術情報検討会というのは、いろいろな知見とかトラブルとかの情報収集して、スクリーニングをきっちりやっていこうという趣旨なので、もう既に1相開放みたいに委員会に上がったような案件というもののフォローとかをここであまりやらなくていいんじゃないかというのは、今日感じたところなんですけれども。

○遠山技術基盤課長 分かりました。ちょっと運営について少し検討させていただきたいと思います。

そのほか、何か全体を通じてございますでしょうか。

技監、お願いします。

○櫻田原子力規制技監 一言だけ。今日はJAEAから、いつもは中塚さんお一人の出席なんですけど、出席というか参加なんですけど、西山さんにも参加していただいている、研究計画調整室の室長さんということなので、ここで議論されている情報をTSOとして、TSO中のいろんな検討とか、調査とか、あるいは、研究に反映していただくということなのかなというふうに思っております。

何か特に御発言があれば、この場で一言頂ければと思いますけども、いかがでしょうか。

○西山研究計画調整室長（JAEA） 御発言ありがとうございます。今、おっしゃっていただいたようなことで、研究計画調整室は研究計画とか、人事とか予算とかを総括している部署ですので、安全研究反映とか、あと、安全研究から得られた最新知見とか、

○櫻田原子力規制技監 ちょっと声が小さいので。

○西山研究計画調整室長（JAEA） 聞こえますでしょうか。

○遠山技術基盤課長 マイクのそばでお願いします。

○西山研究計画調整室長（JAEA） 聞こえますでしょうか。

○遠山技術基盤課長 はい。

○西山研究計画調整室長（JAEA） 研究計画調整室は、研究計画であるとか、予算とか人員を総括しているところでありまして、私はその室長をやっております。

そして、安全研究から得られた最新の知見であるとか、そういうものを提供していきたいというふうに思っていますし、ここでの議論を踏まえて、いろんな安全研究にも反映さ

せていきたいというふうに思っています。よろしくお願いします。

○遠山技術基盤課長 どうもありがとうございました。

○櫻田原子力規制技監 よろしく申し上げます。

○遠山技術基盤課長 それでは、ほかにも何かありますでしょうか。よろしいでしょうか。

では最後に、簡単に今日の会議のまとめだけ一言させていただきます。

幾つかの議題を報告させていただきましたが、まず最初のサンプの問題については、米国及び国内の状況をフォローしていくということ。

それから、2番目の地震・津波案件の知見の報告では、津波については堆積物だけでなく、知見に関する検討にも留意していくように調査をするようにというお話がありました。

それから、放射線防護の知見に関しては、今後も適宜御報告をお願いしたいということでありました。

それから、1相開放については、長期にわたる事業者の検討について、その進捗をATENAが中心となってだと思えますけれども、自発的に報告してもらうようなことを別途依頼をするということです。

そして、最後のこのサーマルスリーブの破損については、特に新しく見つかった米国での破損の事例については、注意深く状況を調査、フォローしていきたいというふうに考えております。

以上です。よろしいでしょうか。

それでは、少し最後は駆け足になりましたけれども、本日の技術情報検討会、これで終了といたします。ありがとうございました。