

第27回原子力委員会定例会議議事録

1. 日 時 令和8年7月8日（水） 14：00～15：30

2. 場 所 中央合同庁舎第8号館8階818会議室

3. 出席者 原子力委員会

上坂委員長、直井委員、吉橋委員、青砥参与、岡嶋参与、小笠原参与

内閣府原子力政策担当室

井出参事官、中島参事官

東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

准教授 村上健太

4. 議 題

（1）学術界における軽水炉の長期安定運転のための活動（東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター 准教授 村上健太氏）

（2）その他

5. 審議事項

（上坂委員長）時間になりましたので、令和8年第27回原子力委員会定例会議を開催いたします。

本日は、青砥参与、岡嶋参与、小笠原参与に御出席いただいております。

本日の議題ですが、一つ目が学術界における軽水炉の長期安定運転のための活動、二つ目がその他であります。

それでは、事務局から説明をお願いいたします。

（井出参事官）それでは、一つ目の議題です。学術界における軽水炉の長期安定運転のための活動としまして、東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター、准教授、村上様より御説明を頂きます。

本件は、原子力利用に関する基本的考え方の3の2、エネルギー安定供給やカーボンニュートラルに資する安全な原子力エネルギー利用を目指すに主に関連するものです。

それでは、村上様から御説明をお願いいたします。

(村上准教授) 東京大学の村上でございます。今回このような機会を頂きまして大変光栄に思っております。よろしくお願いいたします。

本日は、学術界における軽水炉の長期安定運転のための活動ということで、特定の経年劣化事象に限らず、少し軽水炉、軽水発電炉を長く使っていくという観点で、必要なことを体系的に御紹介をさせていただく機会とさせていただければと思っております。何とぞよろしくお願いいたします。

ページを1枚めくっていただきまして、2ページ目になりますが、原子力発電所の長期運転のために必要な制度的な枠組み、これは国の法体系等によって異なる訳ですが、これを一覧にしてまとめさせていただいた図になっております。

原子炉を長く使っていくという観点で物を見てまいりますと、当然その物理的な経年劣化、物が古くなっていくということは問題になるのでありますが、それだけではございませんで、製造中止品が出てきてしまってスペアパーツが調達できなくなるというようなことに加えて、特に福島第一原子力発電所事故のときに課題視されたこととしては、古い型式の原子力発電所と最新型の原子力発電所の間で安全性能に対して少し違いがあるのではないかと、こういった懸念に対してもシステムチックに対応していくということが必要になります。これは設計とか基準とか知識のオブソレッセンス、陳腐化というふうに呼んでおります。

これらの様々な経年と共に顕在化していく事象に対しまして、多くの国では大体二つから三つの制度を組み合わせる手を持つというのが一般的になってございます。それを大きく体系的にまとめたものとしては、IAEAの安全指針がございまして、SSG-48と呼ばれているもので、主に物理的な経年劣化と、それから製造中止品の管理のような技術的なオブソレッセンスへの対応し、またIAEAのSSG-25と呼ばれるものを使いまして、少し設計も含むような陳腐化、更にはマネジメントが世代とともに変わっていくというようなことについて手を持つというようなことで、体系化されております。

具体的にもう少し詳細に御紹介させていただくと、まず物理的な経年劣化に代表されるような、いわゆる我々がイメージしやすい長期運転の課題に対しましては、まず適切な年限を切って、原子炉が現在どのように管理をされているかという前提条件をまとめていきます。それにはどのようなメンテナンスや検査、サーベイランスを行っていくかといったような情報も集めていくということになります。

そして、安全上重要な機器がどのようなものであるのかというのを、ある考え方に従って

スコーピングをしていって、どういうものに目配りをしないといけないかというのをまとめてリスト化いたします。これに対してどのような手入れをして、その状態を維持しているものに対しては、どのようなメンテナンスが行われているかといったことをレビューをするということになります。これをAMR、Aging Management Reviewと呼んでございます。

一方で、手入れによって経年劣化を緩和することが余り合理的ではないような劣化事象というものもありまして、例えば取替え・交換が不可能な原子力压力容器の中性子照射脆化ですとか、あとは一部の疲労みたいなものについてということになりますが、これは一定の運転期間を仮定をした上で、その仮定をした運転期間の末期まで健全性が確保できるかどうかというのを、劣化の予測と評価によって確認をするという作業を行います。これをTime Limited Aging Analysis、TLAAというふうに呼んでございます。

このAMRやTLAAをあるタイミングできちんとして行って、次の何十年かの運転を許可するといった枠組みを持っている国が多くございます。これらのスコープに入るものに加えまして、例えば米国ですとポンプや弁のような動的機器については通常のメンテナンスの枠の中でしっかりとやっているということを確認をすればいいということになっておりますし、一部の別の国、日本もそうですけれども、動的な機器、ポンプや弁に対しても、このAMRをある年限のときにしっかりとやって、数十年間の運転が確実にできるメンテナンスになっているということを確認をしてくださいということを要求するということがでございます。

EUに加盟をしている国では、こうした活動に加えまして、10年に1回必ず安全の再評価を行って、次の10年間問題がないことを確認するというようなことが条約の中で決められておりまして、これに従って実施をしている定期的なレビューのことをPSR、定期安全レビューと呼んでおります。PSRでは全部で14の項目を確認し、その後、グローバルアセスメント、総合評価を行いまして、次の10年間問題がないことを確認するという形で、経年劣化管理を含む長期的な運転への対応を進めております。

最初の4項目は左側の物理的な経年劣化への対応とかなりかぶるところがありまして、まずプラントの設計がどうなのかということを確認する。これは最新の原子力発電所、ヨーロッパですとEPR2を主にベンチマークにしますが、これの設計の要素と、それから現在のプラントの設計の要素を比較をして、確認をするということをいたします。

あと、プラントのメンテナンスの結果を踏まえて現状を把握することと、もう一つ、これは日本のような地震国では特に重要かと思っておりますけれども、単純に現在使えているとい

うことを確認するだけでは駄目で、想定される良くない事象。例えば、事故が起きたときに原子炉を冷却するポンプが使えるかですとか、地震が起きたときに耐震性能を要求しているものが適切に耐震性能を発揮できるかという観点での評価、これを性能検証、3番の項目です。緑で示しているものがありますけれども、これを確認するということをいたします。

さらに、グレーでずっとハッチングをしています、色々な経年劣化のマネジメンのプログラムが適切に動くということを確認する。この四つでまずプラントの現状、設備の状況というのをしっかり把握します。

これと様々な安全解析、5番から7番になりますが、それから色々なマネジメンの状況、8番から13番まで、更に積算的なこれまでどれぐらいの放射性廃棄物を希釈して放出したか、あるいは蓄積をしてきたのかみたいな、そういうロングタームのアセスメントを加えまして、全体で総合評価に至るという、そのような枠組みが規定をされております。これが一般的な経年劣化管理の考え方ということになります。

少し最初のページで長く使ってしまいましたけれども、1枚めくっていただきまして、3ページ目で、要は日本の法制度はどうなっているかということ参考までにまとめさせていただきました。

日本ではもともと原子炉の運転年限を定めるというような法令、規制、制度というのはございませんでしたが、2013年の現行規制基準の施行に際しまして、炉規法の中に運転期間に関する規制というのが取り込まれ、更にGX推進法の施行、2025年6月に運転期間に関する規定が電気事業法の方に移されたという経緯がございます。

日本の長期運転に対する一番重要な考え方は、何といたってもバックフィットになります。つまり、古い原子炉に対しても最新の規制基準を後ろに戻って掛けることによって、最新の規制基準と同じもので古い原子炉も規制をするという考え方になります。

規制基準の改定は、原子力規制庁発足以来、既に13回実施をされていまして、13個の基準に対してバックフィットが行われていると認識をしております。バックフィットみたいなものも含む、安全性の向上に対して適切に対応していくために、日本原子力学会の標準委員会では、IRIDM標準、Integrated Risk-Informed Decision-Makingと呼ばれる標準を策定いたしまして、このような活動に備えているところでございます。

一方、物理的な経年劣化管理を含む様々な活動に対しては、まず通常時にきちんと目を配っていくというのが重要ですので、品質マネジメンに関する規格、あるいは運転保守に関

する規格というのを用意しております。運転保守に関する規格の中で、一部の経年劣化管理に対しては目配りを丁寧にあたっております。これらに加えて、安全性向上評価届出制度というものがございまして、これは原子炉の定期事業者検査を終えて、再起動してから6か月以内に原子力規制庁に対して、そのサイクルで実施をした様々な活動と、プラントのAs Isの状況について御報告をするという、そういう届出制度になりますが、これを運用することによって定期的に監督をまいっております。

こうしたベースがあるということを踏まえた上で、中期的な、あるいは長期的な安全規制として、5年に1度様々な安全評価に関する項目を全て見直すということ、それから10年に1度、欧州の定期安全レビュー、PSRに相当する中長期的な評価を実施をするということ。これら二つは届出の仕組みになっております。

そして、長期施設管理計画の認可制度。これはどちらかというと長期運転に対応するような備えということになります。これらをもちまして長期運転に対する安全を確保することになっておりまして、これらに対応するような標準類というのも日本原子力学会の方で整備をしているということになります。

ここからはそれぞれのどのような考え方に従って学术界で整備をしてきたのかということをお紹介をさせていただいて、かつその最新の改定の状況のカッティングエッジなものについて御紹介をさせていただければと思います。

まず、安全性向上の基盤となる考え方を整理いたしましたのが、日本原子力学会で準備しておりますIRIDM標準、Integrated Risk-Informed Decision-Makingの標準であります。これは2012年に発刊をされたINSAG、国際原子力安全諮問会議の提言を実装をするということを目指に定めたものになります。定期的に理想とする姿とプラントの現状の間のギャップを認識して、それに対して様々な考慮事項を組み合わせ、どのようなオプションで手を打っていけばいいのかということをお合理的に判断をするための標準として整備をしております、様々な日本原子力学会で整備をしている安全に関する標準は、この考え方に整合するような形で具体を定めていくという、そういうすみ分けになっています。ある種憲法のような標準と言えるかと思います。

これを今現在、より使い勝手がよくなるように改定をする作業を進めておりまして、予定どおりでいきますと今年度中にこの標準がアプルーブされるという状況になっております。

次めくついただきます、5ページ目になります。これが最初に長々と説明をさせていただきました最初のスライドの右側半分を網羅するような標準として整備をしている、日本

原子力学会のPSR+定期安全レビューに関する標準です。このプラスというのはプロアクティブという意味が込められておりまして、規制基準ではないのですが、それを事前に実施をするというような位置付けでこのような標準を用意しております。

このPSR+では、先ほど紹介をした14の評価項目について、それぞれ好ましい知見、どのようなグッドプラクティスがあるか。それから、グッドプラクティスと比べて何か弱点になるようなものが見付けられるとすればどういうものなのかということの一つずつ洗い出して、それらを総合的に判断をして、合理的に実施可能な安全性を向上するための措置を抽出するという一連の手順を規定しているものです。

その心は、バックフィットが規制が掛けられる前に先手を打って、つまりプラントをバックフィットによって止めることがないように、ガーンと安全性を上げるというようなことを実現するというようなところがございます。

これはIAEAのSSG-25との等価性を丁寧に確認をしながら策定をしてきた、かつ日本のプラクティスに合わせて細かいところを調整して作らせていただいたというような標準になっておりまして、原子力規制委員会のガイドの中でも引用されているものになっております。

次のページをお願いいたします。

こういった活動を丁寧に行っていたのですが、一度きちんと海外のプラクティス、特にIAEAが国際標準の中で規定をしているプラクティスと、日本のプラクティスがきちんと等価であるということを確認をする方がいいだろうということで、原子力学会の中で長期運転タスクというものを設置をいたしまして、安全基準2本を逐条的に全て確認をして、それに対応する標準を整備できているかどうかという確認作業を実施をして、これを技術レポートとして発刊をさせていただいております。これはこの長期運転タスクレポートというものになってございます。

この長期運転タスクレポートの中で、安全指針に示されているものがきちんと国内で実行できる状況になっているということは確認をしているところではありますが、更に充実させた方がよいものも幾つかあるよね、ということで、抽出をしてきている課題というのが4点ございます。

1点目は機器の性能検証について、より可視化、あるいは耐震性能の検証みたいなものを合理化していくということをうたっております。

二つ目はリスク情報の活用でありまして、どうしても経年劣化の管理といったことは決定

論的になるといいますか、逐条的になるといいますか、決められたことをきちんとやっていくということに重きが置かれた、そういう対応になりがちだという課題認識がございます。より安全に対してインパクトの大きいところに、合理的にリソースを配置するといったことをよりしやすくなるように、メンテナンスのやり方等を改定していくということがどうしても必要で、ここに対して標準類の書き方が使いにくいものになっていないかといったことを、いま一度丁寧に見ていこうということがあぶり出されました。

三つ目はプラントの長期停止リスクへの対処でございまして、現行かなり厳しい外的事象、地震等に対する評価を実施していますので、基準を超えるような地震が発生するということはほばないだろうというふうに思っているところではあるのですが、もしそうしたものが発生をしてしまったときに、じゃ基準を超えた地震が起きてしまったのだけれども、プラントはほとんど傷んでいないように見える。では、プラントを使い続けていいかどうかというような意思決定を、どのように合理的に、その論拠を積み重ねて実施をしていくことができるのかということが議論になりました。

これ一つのやり方は、やはり過去に基準超えの地震を経験した後、再稼働したというようなプラクティスが新規制基準の前にありますので、これらのときにどのような評価を行ったのかということをもう一度丁寧に洗い出して、そのやり方というのを見直しておこうということを申し上げているところです。

そして、最後4番目が旧式化、つまり最新のプラントと今のプラントの間の差分がどれぐらいあるのか、あるいは製造中止品みたいなものに対して手を打てるのか、そうしたものに對する対処についてはより具体的にやっていくことが重要だということで抽出をしているところになります。

では、それぞれについて、まず研究ベースでどのようなことがあるのかということを見てまいりました。これは論文化させていただいているもので、私はファーストオーサーとさせていただいておりますけれども、国際的な動向を国際会議に基づいて抽出をしてきた結果です。6種類のプラクティスがありまして、核燃料から、例えばシビアアクシデントへの対応みたいなものまで、様々なオブソレッセンスがどのように顕在化をして、上手くマネージできているところはどのような工夫をしていて、上手くできていないところはどのようなところなのかということ、ケーススタディーを大量に積み重ねてまいりました。

例えば、スイスなどはかなり上手くやっけていまして、福島第一原子力発電所事故のストレステストでもほとんど追加の対策が必要ないというような結果になったのですが、それは事

前に手を打てていたからなのですけれども、一つだけストレステストの結果として対策を打たないといけないというものが出てきてしまったときに、その対策に手を打つのに時間が掛かってしまって、結局その原子力発電所、ミューレベルグというところですが、廃止措置に移行をせざるを得なくなりました。これは経営の判断になりますけれども。といったことが事実としてございます。何でそういうふうになってしまったのかということを丁寧に分析しているという、そういう論文になっております。

次のページに移行いただきまして、海外だけではなくて国内でもどのような安全性向上みたいなことが先駆的に行われてきたのか。これは学会で何度かシンポジウムを開きまして、抽出を重ねてまいりました。左側は既に長期運転に入っている電力会社さんでの事例になります。なぜ何かしら安全性を向上させないといけないようなものが見付かったのかというような、その原因を縦軸に、横軸にはその安全性向上というのがオブソレッセンスの観点からどういうものに分類をされるのかというのをプロットいたしまして、どのようなものが出てきたのかというのを分かりやすく見させていただいているものです。

過去の安全性向上措置の抽出で30件ぐらいの対策というのが抽出をされておりますので、それぞれどういうドライビングフォースで実施をされてきたのかというのを丁寧に分析をいたして、それを標準化するための土台といたしました。

一方で、まだ新しいプラントでも事前にこういったことに対して手を打っていくというのは重要ですので、まだプラントが建設中の電力事業者さんにもお越しいただいて、既にどのような備えをしているのかというのを分類していただいているというのが右側の図になります。

次のページをお願いいたします。

こうしたプラクティスも全て踏まえまして、原子力発電所の高経年化対策の実施基準というのを今回本格的に改定をいたしました。これも今年の12月を目途に発刊を目指しているものでございます。今回、少し大きな考え方の、改定ということでもないのですが、少し進歩がありましたので、御紹介をさせていただきたいと思います。

原子力発電所の経年劣化管理、高経年化対策を実施をするときには、三つのタイムゾーンというのを意識して実施をいたします。

一つ目は、どのような経年劣化がいつ頃までに起こるのかという、そういうスコーピングのタイムゾーンです。経年劣化をスクリーニングするタイムゾーンであります。今までは60年間の間に発生するかもしれない経年劣化を仮定いたしまして、色んなスクリーニングを

やっていたのですが、知見も拡充されてきたということで、スクリーニング対象を80年と具体的に銘打つことにいたしました。

二つ目のタイムゾーンというのは、先ほど申し上げたTLAA、それほど交換の想定をしないものに対して適切に運用がされるのかどうかというのを、時間を区切って健全性評価の予測等を行うという、そういうタイムゾーンであります。これは原子炉運転開始から30年、40年、50年目のタイミングは60年を仮定して、そして60年以降の状態では80年を仮定して、それぞれ健全性評価をやってくださいというふうに規格を改定しております。

まだ日本の国内で60年を超えて運転をするということを電気事業法で許可されているプラントというのはございませんが、既に50年目の運転に到達をしているプラントがあり、かつその50年目のプラントが正しく今後も使っていけるということを確認する審査の過程で、保守的に70年を想定した評価というのを一部やっているというような実情を踏まえまして、このように規定を改定することにいたしました。

最後が、確実にメンテナンスで次の10年間、手をどういふことを打つのですかという計画を出してくださいという規定でして、これは10年ごとに計画を見直すというPDCAのサイクルが重要になりますので、次の10年について手を打ってくださいというふうに規定は変えてございません。

以上が現在改定中の、60年を超えて運転をする可能性が出てくるということも想定をした高経年化対策の実施基準の改定の状況になります。

次のページをお願いいたします。

特に大きな改定の内容として、経年劣化のスコーピングを80年とするという改定を行いますので、そのことについて少しだけ付加的に御紹介をさせていただきます。

スコーピングをするためには、過去にどのような経年劣化があったのかという情報を蓄積していく必要がございます。日本原子力学会では、これまでに行われた66回の高経年化技術評価の結果を全て収集をして、それを安全上重要な機器、そしてその機器のパーツ、更に機器が置かれている環境、例えば水に接触をしているのか、海水に接触をしているのか、空気に接触をしているのか、そういうことです。使われている材料、更にそのパーツがどのような安全機能のために使われているのかということ網羅的に並び出した経年劣化メカニズムまとめ表という、非常に分厚い辞書を用意しております。

この辞書には必ず起きるといふ劣化事象に加えて、もしかすると起きるかもしれない、類似の環境で起きた実績がある、あるいは違う原子力発電所以外の場所で起きたことがあると

いったものも含めて、幅広にスクリーニングをするということを目標にしております。

この経年劣化メカニズムまとめ表のスコーピングの対象を、これまでの66回の原子力発電所の評価に加えて、海外の80年運転相当の評価ですとか、研究のアウトプットというのも加えることによって80年相当として使えるものであるということを確認をしているというのが現状になります。

これをやるために、様々な国際会議等にも参加をして情報を収集しているのと、それから国際的な枠組みとしてInternational Generic Ageing Lessons Learnedと呼ばれるものがあって、これのアウトカムというのを中に含ませていただいていると、そういう状況になっています。

次のページをお願いいたします。

当然、研究開発というのも適切に実施をしていく必要があります。長期運転を念頭に置きますと、取替えが困難な機器に関する研究開発というのは特に重要になると認識をしております。今回は研究開発の中身として、コンクリートの照射劣化に関する研究開発の動向、それから原子炉圧力容器の照射劣化に関する研究開発の動向をそれぞれスライド1枚で御紹介させていただきたいと思っております。

コンクリートは、これまで特に40年、50年ぐらいの断面ですと大きく問題になることはないと考えられていたのですが、最近幾つか動きがありまして、以前よりも注目をされてきているところになっております。

一つは、米国のNRCが80年運転を見据えた評価を実施する中で、かなりコンクリートに注目することになってきたということがございます。米国では過去の、かなり雑多なかと申し上げざるを得ないのですけれども、かなり条件が異なる色々なデータベースをとにかくガーッと沢山集めてきて、放射線の照射量に対してコンクリートの圧縮強度がどのように変わったのかというデータベースを作りました。これをやってみますと、一部のコンクリートでは、これは加速試験の結果なのですけれども、これまで考えていたよりも1桁ぐらい少ない照射量で圧縮強度の低下が見られるというようなことが新知見として得られましたので、日本の原子力規制庁、あるいは日本建築学会でも、照射によりコンクリートの傷んでいるか傷んでいないかということを確認をしなければいけない、スクリーニングのクライテリアを従来の 10^{20} n/cm^2 という数字から 10^{19} に1桁厳しくするというようなことを実施をいたしました。これによりPWRの生体遮蔽壁の一部でコンクリートの強度がないと仮定をした上で、耐震の評価等を行わなければいけないというようなことが現実として発生をし

ております。ただ、これ基になっているデータベースがかなり雑多なので、本当にそのようなことが起きているのかどうかということを幾つかの方法で確認をしようということで、研究を進めております。

一つは、なぜコンクリート強度が下がってしまうのかということで、これはシミュレーションと実験を組み合わせた研究というのを進めてまいりました。具体的には、コンクリートの中に含まれている骨材が放射線によって非晶質化、アモルファス化し、アモルファス化した骨材が内部で体積膨張することによって、周りのセメントペーストとの間にひび割れを生じ、ひびによって強度、あるいは静的なヤング係数が変わってしまうというようなメカニズムだということを、うすうす察しはついていたのですが、きちんと確認をし、定量的に評価をしたということをしております。

これと同時に、チェコのLVR-15という原子炉、あるいはもう廃炉になってしまいましたが、ノルウェーのJEEP-IIという原子炉を使いまして、系統的なコンクリート、骨材の照射試験を実施しています。これはかなり加速的な照射から、なるべく中性子束を下げた、現実近づけた照射まで、段階を変えて照射試験を行って、加速試験の効果がどれぐらい影響を与えるのかということを、キネティクスによってきちんと評価をしようとしたものになります。

これ、きれいなデータが取れまして、照射速度がゆっくりになる、現実近づくにつれて膨張はしなくなるということが定量的に分かってまいりましたので、恐らく80年どころか100年中性子を当てたとしても、体積膨張が強度に影響するようなレベルにはならないだろうという見通しが得られているところです。これをきちんと数値シミュレーション等々を組み合わせ、インテグレートな評価をするというのが次の課題となっております。

次のページをお願いいたします。

次のページが照射脆化に関する最新の動向でございます。

原子炉圧力容器の照射脆化といいますのは、原子炉圧力容器、低合金鋼でございますけれども、この中に含まれている溶質元素、これは強度等を出すために意図的に加えている元素と、それから不純物、主に銅になりますが、これは製造の過程で入ってきてしまったものが凝集をして、ナノサイズのクラスターを作ることによって強度やタフネスといった物性値が変わってしまうといったことが原因とされています。

古い原子炉、50年前に造られた原子炉と比べて、少し年が新しい原子炉では不純物の量が少ないので、照射脆化はほとんど起きないであろうというふうに思われていたのですけれ

ども、やはり少し照射脆化が起きてしまうといったデータも得られているということで、不純物がない中でどのような脆化が起きているのかということをしちゃんと評価をしないといけないというのが研究課題としてございました。

これについては、既にかなりやや年数は新しい原子炉で、60年相当、あるいはそれ以上の照射量を受けた材料というのが監視試験の中で取れてきておりますので、それを組み込む形で脆化予測式の改定というのが行われて、国際的なジャーナルにもパブリッシュされているという状況がございます。

さらに、試験をした後の残材を丁寧に、様々な顕微鏡法で確認をすることによって、どうしてこういうものができているのかということを見ております。電力事業者も自分たちの監視試験を様々な形で研究に回すということを、例えば資源エネルギー庁の人材育成事業等の中で実施をしてくださったということもありまして、かなり監視試験のマイクロなデータというのを我々利用して評価・分析を行うことができるようになってきているというのが最近の進歩でございます。

これ、やってみますと、顕微鏡で観察をした結果と最近の計算状態図の解析の結果というのを比べてみますと、不純物の少ない原子炉圧力容器の中で、キネティクスではなくて熱力学的に、ある温度域だけで安定になるような金属化合物の前駆体のようなものが形成をされているらしいということが、ほぼかなりの高い確度で言えそうだとこのところまで研究が来ております。

これまでは、言い方が少し難しいのですが、非常に高い照射を受けると、ある条件から今まで見えていなかった劣化がぐっとキネティクスで立ち上がってくるという考え方があり得るかもしれないということを懸念をしていたのですが、材料の中にできているものが熱力学的に説明をできるということは、かなり確度の高い予測が可能だということになりますので、未知の劣化がなさそうであるという重要なエビデンスとして、このマイクロ組織の観察結果というのが言えているというところですよ。

顕微鏡がどんどんよくなっているので、何が起きているのかというのをかなり詳細に見ることができるようになっておりまして、面白い、研究としてもカッティングエッジのものが沢山出てきているという状況になっております。

次のページをお願いいたします。

そろそろまとめというか、最後の方になりますけれども、ただこうした研究をやろうと思いますと、どうしても照射設備というのが重要になります。日本ではJMTTRが廃炉になっ

てしまいましたので、大きな試験片を照射をして実験をするという環境はこれまで絶たれておりました。震災後、ずっと絶たれておりました。ただ、ついに2024年以降、小型の研究炉にはなりますが、JRR-3を使いまして照射試験というのがついに実施をできるようになったというような大きなプロGRESSもございました。まだ、JRR-3は中性子束が低いので、非常に高いレベルの照射というのは行うことが難しいのですけれども、今回、今まで使っていた照射孔とは別の、新しい照射孔を使った照射というのに今年度取り組む予定でございまして、照射データの拡充というのがようやく少しずつ前に進んできているというような状況になっているというところであります。

最後のページをお願い、最後の一つ前ですね。

ただ、依然としてまだ照射設備の不足というのはございますので、これについて海外に劣後しないような形で基盤を整備していくというのは非常に重要だと考えているところです。

最後のページをお願いいたします。

これが最後になります。経年劣化管理、あるいは長期運転の備えにおいては、いかにして世界中の知見を集めてきて、体系的にまとめるかというのが非常に重要になります。その点で、国際会議が大きな役割を果たしておりまして、これは日本政府がホストをする形で、今年の12月にIAEAの国際会議、Plant Life Management Conferenceが東京の麹町で行われます。ここには恐らく数百人の専門家が集まって、100件以上のプレゼンテーションと、沢山のポスターの形で各国のプラクティスが紹介をされる予定です。

今回主なテーマとして、Plant Life Managementに関する良好事例等の伝統的なテーマに加えて、80年を超える運転にどのように各国が備えているかですとか、あるいは建設段階で建設が中断をしてしまったプラントをしっかりと手入れをした上で新しく使えるようにしていくですとか、一回運転を中止したプラントをもう一度再立ち上げをして使っていくというような、Plant Life Managementのプラクティスについても紹介をされる予定というふうになってございます。

こうしたところに日本からも沢山の発表が来ておりますので、是非こういったところで知見を更に拡充をして、学术界としてもより体系的な長期運転に向けて取組を進めていきたいと考えているところです。

以上で御紹介とさせていただきます。ありがとうございました。

(上坂委員長) 村上先生、今の日本の原子力にとって極めて重要な長期安定運転に関しまして、

日本原子力学会を中心の学術界の活動をまとめてお話しになりまして、本当にありがとうございました。

それでは、委員会から質疑させていただきます。それでは、直井委員からお願いいたします。

(直井委員) どうも村上先生、御説明ありがとうございました。

原子力発電を最大限活用するという観点で寿命延長を行い、長期に安定運転を実現することはエネルギー安全保障上極めて重要な課題です。そのための制度的な枠組みですとか、学会が行っている活動につきまして、詳細に、また包括的に御説明いただき、大変理解が深まりました。

まず初めに、ちょっと細かくて恐縮なのですが、6 ページ目で I A E A の安全指針、S S G - 4 8 の推奨事項を国内標準で達成する方法を提示したというところなのですが、性能検証のところで、耐震性能の検証の効率化の取組を提示されているのですが、具体的にどのようなことをすれば、この耐震性能の検証の効率化が図れるのでしょうか。教えていただけますでしょうか。

(村上准教授) ありがとうございます。

性能検証という枠組みで耐震を見るというのは、これはヨーロッパのプラクティスになりまして、日本は少し違う枠組みで見ているというところで、そもそもやり方のギャップというのがございます。何でもかんでもヨーロッパに合わせればいいというものではないのですが、少しやり方が違うよねということは、国際的なピアレビューの中でも少し気にされているというところもありまして、悪いという訳ではないのですけれども、まずそういう前提があるということが、標準を逐条的に加工したときに抽出されることです。

効率化と申し上げておりますのは、これがなかなか言い方が難しいのですが、言葉を選んでお話をさせていただくと、日本ではまず 10 年に 1 回の高経年化技術評価という取組の中で、耐震性能の評価というのを実施をいたしております。これは、まず腐食とか疲労のような、ある程度予測可能な経年劣化を 60 年運転を相当して、どれぐらい腐食をするのかといったことを評価いたします。そうすると配管が、例えば 0.2 ミリ薄くなると、非常に厚い配管なんですけれども、0.2 ミリぐらい薄くなるとかという保守的な評価が出てまいります。

じゃ、この 0.2 ミリ分を配管の厚さから差し引いて、耐震の解析というのを実施をして、0.2 ミリ薄くなったけれども、使っている最初の状態と耐震性能が変わらないのでという

ことを解析的に確認をするというようなことをやります。

この解析の対象をどういうふうに抽出をするかというのが、ある意味考え方の整理というのを各電力事業者さんに任されているのですけれども、各電力事業者、かなり保守的にといえますか、網羅的に非常に多くの解析対象に対して、この耐震の解析評価というのを実施していращやいます。それ自体は決して悪いことではないのですが、原子力学会としてはまず耐震安全にこれが一番効くよねというものをちゃんと抽出をして、そこから順番にリソースを割り当てて評価をしましょうというふうに標準を書いているのに対して、現状ではより保守的に、幅広く網を掛けていているという慣行が見られているということが現状としてあります。

やれているうちはよろしいと思うのですけれども、耐震解析に関するリソースが足りなくなったときみたいなことを考えますと、今のうちから何がより重要なのかということにポイントを合わせて、より評価をしていくというふうに評価のやり方を変えていた方が、先駆的に変えていた方がよいのではないかという提言を、今、口頭ですので、かなりストレートフォワードに申し上げましたけれども、よりゼネラルな形で書かせていただいているというのが、この標準というか、技術レポートの中身になります。

(直井委員) ありがとうございます。

ということは、例えばそういった手法を用いることに関して、規制側がどういう判断を下すかということはまだ残っているということでしょうか。

(村上准教授) 恐らく規制側といいますか、電力事業者さんの方で、これまで規制側に認められてきた方法ではない方法を試すことも許されているのだけれども、恐らくそれで問題ないのだけれども、念のため、これまでと同じ方法を踏襲されているというのが実情だと認識をしています。

(直井委員) 分かりました。ありがとうございます。

それから、10ページ目で経年劣化のスクリーニングのための知識基盤構築の御説明がございました。この経年劣化の劣化管理の対象となる機器ですとかシステム、コンポーネント、このような形で整理されているということで、大変理解が深まりました。

それで、こういった表では、実際に定期自主検査の中で色んな劣化管理のデータなんかが蓄積されていて、それぞれのプラントで、エイジングマネジメントの経験ですとか、教訓、データというのををお持ちだと思うのですけれども、そういったものを国内外の電力事業者間で共有するというような枠組みというのは何かあるのでしょうか。

(村上准教授) ご質問ありがとうございます。ございます。それがこの右側に書かせていただいている、International Generic Ageing Lessons Learnedという枠組みになります。よくIGALLというふうに申しておりますけれども、日本ではもちろん日々の経年劣化管理というのを実施をするのですが、10年に1度、高経年化技術評価というのをこれまで出してきておりますので、そこで経年劣化管理を今までやってきたということ、エイジングマネジメントレビューをして、そこでどういうところに劣化が見付かったのか、特にどこが厳しかったのか、特に着目をしなければいけない、一番保守的に見なければいけないところはどこなのかといったところのスクリーニング等をして、こういう表を作ります。

国内では電事連の中にワーキンググループがありまして、そこで電力各社さんで知見を集約し、それを日本原子力学会にも御提供いただいて、標準化をするという一連の流れができております。

さらに、そうしたところに参加をしていただいている各現場の専門家の方に、このIGALL、International Generic Ageing Lessons Learnedのワーキンググループのメンバーとなっていて、そこで国際的な知見を共有するという形になります。

このIGALLにはTLAAの部会、それからエイジングマネジメントレビューの部会、更にエイジングマネジメントレビューの前提となるエイジングマネジメントプログラムの部会というのがあって、それぞれ様々な劣化事象、あるいは機器に関してどのような作業をすれば標準的な劣化管理になるのかということを、非常にシンプルで分かりやすい形で記載をして、新しい知見が加われば、それをモディファイドするというような作業を進めております。

今回、フェーズ7というのが2025年の2月だったと思いますが、に完了したのですが、そこにも我々としてもインプットを入れていますし、海外からのインプットを我々のところにもフィードバックとしてもらうことがあります。ただ、実際には海外と日本で使っている材料が違ふというようなこともありまして、これって本当に我々の中に入れるべきなのかといったものを持ち帰った後、かなり議論になるんですけども、この経年劣化メカニズムまとめ表は、起きる確率が低いものであっても、なるべく幅広く経年劣化の対象というのを取っていて、各事業者さんがこれを見ながら真剣に考えて、じゃ自分のところではこれを本当に実行するかというものの、その考えるためのたたき台として使っていた

だくという思想ですので、我々は広く取っていると、そういうことになります。

(直井委員) どうもありがとうございました。

国際的にそういった活動がなされているということで、非常に安心をいたしました。どうもありがとうございます。

私からは以上です。

(上坂委員長) それでは、吉橋委員、お願いします。

(吉橋委員) 村上先生、御説明ありがとうございます。原子力学会の標準委員会で色々と活動をされて取りまとめられていることに関して、大変素晴らしいことと感じております。

その中で、まず一つ目の質問です。色々と基準を改定されたりしているかと思います。特に9ページ目の高経年化対策実施基準を改定されているという御説明でしたが、このような基準を学会から出していく中で、それをどのように活用していくか。つまり電力会社、それから国内の色々な組織、先ほども規制という話がありましたけれども、そのようなところに対してどういうアプローチをもって広げていくのかということについて、お考えがあれば教えてください。

(村上准教授) ありがとうございます。

そうですね、少し答えやすいところと答えにくいところとございますので、まず答えやすい方から御紹介させていただきますと、標準化の活動ですので、既にある程度存在をしているプラクティスをきちんと学術的な目で見直して、それを標準化することとございますので、既にやられていることをより丁寧に、あるいは誰でも間違えずにできるように記述をするというのが、多分標準化の一つのことかと思います。

そういう意味で、高経年化対策実施基準に書かれているような内容ですとか、更にこれにひも付くような様々なプラクティスというのは、既に現場で行われている、ほぼ行われているものだというふうに思っているところはございます。

一方で、先ほど耐震の例を出させていただきましたけれども、よりよい方法というのが明らかにあるときに、そちらに標準を書き換えるということも意図的にするところがございまして、それが現場で使われずに、古い方法のまま残ってしまうというようなことも起こらない訳ではないということかと思います。これは是非、よりソフィスティケートされた方法を使っていただくように、エンカレッジをしていかないといけないというようなことになります。

以前ですと、エンドースという仕組みがかなり上手く働いておりまして、標準を策定いた

しまして、その作ったものを原子力規制委員会に技術評価をしていただいて、この学会標準に従って活動していれば、それは規制基準と同等であるということを確認をしましたというお墨付きを頂いて、それを実証するというようなプロセスというのが行われておりました。

ただ、そもそも学会標準というのはコンセンサスペースで作るものなので、標準の策定自体にかなり時間が掛かってしまって、アジャイルにその基準を変えながら、より高みを目指していくというのがしにくいのではないかという問題意識を持たれる向きもあります。それは一定理解でできることです。

なので、今はそれほどエンドースを多くの標準に対して目指すのではなくて、標準は標準として、規制対応は規制対応として、それぞれ少し距離を取って作業をしていく方がよい分野も多いのではないかと考えているところではあります。

そして、ここからが多分最後に申し上げないといけないことなんですが、高経年化に関して申し上げますと、あら、何を言おうとしていたのか。そうですね、済みません、一旦ここまでにさせていただきます。

(吉橋委員) お答えにくいこともあるかと思いますけれども、沢山の方がスクリーニングをして、調べて、よい標準、よい基準というものが出来上がってくるということなので、それが是非みんなが使えるような形でコンセンサスが取れた形で利用できるというなと感じました。

それから、後半の照射影響のお話があったかと思います。私も関係してくるかなと思うのでお聞きするのですが、14ページ目で、御説明はさらっとされましたけれども、原子力材料の照射施設が廃止しているという現状かと思います。とはいえ、先ほどありましたような、材料照射試験というのはやはり重要だということも先生おっしゃっていて、それは軽水炉だけではなくて、革新炉等が開発され設計されている中で、やはり材料の安全性、特性ってどうなんだ、また中性子や放射線の影響がどれくらいあるのかを調査する照射試験というのは凄く重要だなと私も考えています。

特にフュージョンは材料照射試験というのが非常に重要で、もともとは日本主導で照射試験が行われるはずが、これ海外に完全に移ってしまっているということは、非常に残念だなと思っていて、原子力分野、原子力材料でも照射試験がやはり日本で実施できる方がいいなと、きちんと整備するべきだなというのは私も常々考えています。

原子力学会で先生主導で、私も加わらせていただいていますけれども、色んな施設がどういったところが利用できるのかを調査している訳ですが、このような材料照射試験をするときに、やはりフラックスが弱いような中性子源は利用できないと考えるのか、ある程

度時間を掛けて照射するであれば良いとするとか、又はイオンビームのようなものを使った照射で対応できるのか。日本の施設の利用の可能性について御説明いただけますか。

(村上准教授) ありがとうございます。

今、国内で材料照射のために利用できるプラントは、恐らく J R R - 3 だけになってしまったというのが現状かと思います。 J R R - 3 のフラックスはそれほど高くありませんが、それでも照射法は幾つかございますので、それぞれの照射法の特性、あるいは測れるもの、測れないものみたいなものを考えた上で、オプションも増やしていく作業というのは、これ幾つかのチャンネルで実施をさせていただいています。

原子力規制庁さんが最初に高経年化対策という観点で照射実験を J R R - 3 で、2024 年だったと思いますけれども、実施をされ、すぐその後にエネ庁さんも同じところを使われて、データ拡充のための試験をされ、過去に2サイクルだけ震災後、 J R R - 3 で照射試験ができたということが現状です。

今年度、更に加えて、これはエネ庁さんの予算で、新しい原子炉の開発のために、よりフラックスも高いけれども、温度計装等に少し研究開発に必要な、新しい方法を使って照射試験をするというのを今年度計画をされています。

さらに、新試験研究炉のプロジェクトに向けて、大学がかなり安価に様々な材料評価をできるような、そういう環境を整えたいということもあって、 J A E A さんの中で内製で、これは溶接とかを外注をするというようなことをすると、どうしても照射費が高くなってしまいうんですけれども、中でできるもので非常にリーズナブルに、かつ早いサイクルで照射ができるというようなものを準備をするという、そういう取組も内部開発として今一生懸命やっておられるというような状況です。もちろん、「常陽」が動いて、更に「常陽」で M A R I C O が使えるようになるといった状況になりますと、非常に核融合炉の材料も含めて幅広いデータベースというのを取ることができるようになるのですが、まずは目先で、今年もきちんと照射試験をやれる、来年もきちんと照射試験をやれるというような環境を整備をするというのが、基盤の整備という意味では非常に重要かと思っております、それを適切に進めていくということかと思います。

少し余計なことを申し上げますと、加速器照射というのも当然非常にメカニズムを研究する観点では重要で、米国ですと、実はこれ今、これの米国のミシガン大学のイオン照射施設のマネジメントをしているのは、コンクリートの規制を強化する原因になった、雑なデータベースを作った張本人なのですけれども、でも彼の研究室は非常に良くて、沢山の研究者を

そこから、大学だけではなく産業界にも輩出をしておられますし、メカニズム研究を大学主導でイオンビームを使われて、非常に精力的に行われているといったところがあります。フランスも同等です。

日本はどうかと申し上げますと、もともと日本はイオン照射を使った材料のメカニズム研究のメッカだった訳ですけれども、現状、特にQ S TがJ A E Aから分離をして以降、Q S Tで積極的に原子力の研究のための照射を、Q S T内部のリソースを使って受けることができないというようなこともございまして、ここの連携が上手く図れていない。連携が上手く図れていないと言うと、裏で非常に手を回して御尽力していらっしゃる関係者の方々に失礼になるんですけれども、制度的に少しギャップがあるといった状況が見られているといったところです。この辺が上手く橋渡しができるようになると、最低限のリソースというのは維持できるのかなというふうに思っているところではありますが、現状ここが少し制度的な課題になっていると思います。

(吉橋委員) 御丁寧な御説明ありがとうございます。色々整理できました。

やはり私も本当にそのリソースをどのように使うのかということが、重要であって、今先生がおっしゃったように、現在あるリソースをしっかりと使っていくということはもちろんですし、現在埋もれている、使われていないような施設もある。また、先生と一緒に原子力関係の利用できる施設を調査している訳ですけれども、原子力材料に限らず、原子力、あとは核融合の材料試験に使える施設をしっかりとめていって、どこで何ができて、どこが何ができないのかというようなことを、もっとしっかりとめていけるといいなと。実際すでに活動していますが、多くの方に知っていただけるような形になるといいなと思っております。

私からは以上になります。

(村上准教授) ありがとうございます。

米国ですと、ニュークリアサイエンスユーズファシリティ制度の中で、これまでに試験をされた材料を全てアイダホのラボラトリーに集約をして、それを使って研究をしたい研究室に貸し出すというような取組をされていますので、施設、それから材料、データみたいなものを、何か全て一括でマネージをする仕組みというようなものが整備できると、研究は効率化できるのかなというふうに考えているところであります。

それから、先ほど済みません、標準化のお話で御質問を頂いたときに、これを申し上げなければいけないと思って、言い忘れていたことをせっかくなので申し上げさせていただきた

いと思うのですが、標準化をどこまで事業者さんと一緒にやっていくのかというところで、日本と、それからフランス、アメリカではかなり大きな違いがございます。それは何かと申し上げますと、アメリカでは1970年代にほぼ原子力発電所の建設が終了していて、フランスも同様に、3ループのPWRが6年間ぐらいの間にダダッと三十何基建設をしたということで、ほぼ全てのプラントが同時に30年目、40年目、50年目というような切れ目の年に達するというような特徴があります。

そうしますと、経年劣化管理等もこの方法でやってください、この方法でやらないと、この方法でやれば審査はさくっと通します。この方法でやらない場合には別途審査をするので、審査に時間が掛かりますという、そういうような形で、入り口のところである程度仕分けをしてしまって。なので、グローバルレッスンランドみたいなものに従ってメンテナンスをやって、従っていますから審査を早く通してくださいと、そういうロジックが成り立つので、標準化が進むというところがございます。

一方、日本ではどうかというと、建設時期が少しずつ違っているというのがありますし、外的事象、地震等の自然環境というのも違うということもあり、更にプラントメーカーさん、電力会社さんも複数あって、それぞれが自分のマイプラント意識を持たれて、工夫をしながらメンテナンスを最適化しておられるということもありますので、過度に標準化し過ぎるというのは日本の慣行にはなじまないですし、よりきめの細かい対策が取れるという意味では、日本の強みになっているところもあるかと思います。

なので、その起こり得るようなものをなるべく広く我々としては提示をして、その中でそれぞれ事業者さんが愛情を持って自分のプラントに手入れをできるような体制をちゃんと準備をしてあげて、更にそこで出てくる困り事について相談ができるような体制を国の中で持っているというのが、学术界としてあるべき姿だというふうに思っておりまして、そのための標準というような、そういう位置付けになっていますので、少し海外と標準を規制に認めていただくためのドライビングフォースが違うということがあるのかなというふうに思います。

(吉橋委員) ありがとうございます。

(上坂委員長) それでは、参与からも御意見を頂ければと思います。

まず、青砥参与からお願いいたします。

(青砥参与) どうもありがとうございました。

村上先生、軽水炉の長期安定運転のための学会における関連活動の内容と、その内容を支

える先生の先導的な研究成果の御報告を頂きまして、ありがとうございます。

9 ページから 10 ページにわたるところで質問をしたいのですが、最後に先生が状況を述べられたところに非常に関連していて、この 10 年ごとの経年劣化情報管理は、先生がおっしゃったように、日本では外部事象という特殊な事例がいっぱいあって、そういったことを中心に、またサイトごとに機器をそれぞれ先進的なものに交換したりする、そういう履歴が異なっていることから、長期になればなるほどサイト特有、ある意味カルテのような内容となっていることは自明だと思います。

そうした中で、基本的に多分未知となる 50 年における 70 年の評価ですとか、60 年の先の 80 年までの評価において、個別、固有といった評価の内容と標準の考え方について、高経年化対策実施基準の中でどう扱おうとしているのか。概要は先生が既に述べられたので、繰り返すは必要ありませんが、実際具体的に評価をするとき、そうした固有、個性と標準という考え方についてどのように整理されているのでしょうか、もう少し教えていただきたい。

といいますのは、50 年、60 年以降の評価となると、基本的な評価は全て外挿になる、外挿に頼らざるを得ないと思っていますが、そのときの信頼性はどう確保するのか。たった今申し上げましたように、ほとんどのものに幾つか個性があるとすると、それぞれの信頼性についてどう担保していくのか。それがどう示されるのかといったところが興味があるところでは。

更に言えば、先ほどのお話にもあった、それらを助けるものとして加速度試験ですとか、それからいわゆるサンプリングというか、監視試験片によるデータといったものが手助けになると思うのですが、それも先生御存じのとおりで、材料からすると、いわゆる加速度試験というと損傷速度の評価が必要となって、必ずしも個性を持っているものについて十分な客観性を与えるものではない、直接的に外挿信頼性を評価できるようにはならないと思います。その辺りも含めてだんだん個別化していってしまう、長寿命のプラントに対してどう評価を与えていくのか。もう少し説明していただきたい。

(村上准教授) 御質問ありがとうございます。

御質問の中身をまず大きく分けさせていただいて、比較的手入れを前提にするものと、手入れを前提にせずに評価がベースになるものという区別が恐らくあるかと思います。

それから、いわゆる経年劣化的な健全性の評価をしないといけないというタイプの個性と、それからサイト由来の個性みたいなものがあるかと思いますが、恐らくその 4 象限で区別をしてお話をするのがよいのかなというふうに思いました。

まず、多分比較的注目の集まりやすい、評価がベースになっていて、経年劣化ドリブンのものに対する考え方。例えば照射脆化、先ほど例に出していただいた、原子力压力容器のような取替え困難な機器において、どのようにデータを拡充していくのか。あるいは、データ間の違い、あるいはほかのプラントのデータと今のプラント、加速試験と実際の状況をどのように違いを見ていくのか、みたいなのが一つ御懸念のところかというふうに思います。

この象限につきましては、まず一つはきちんとなぜそのような経年劣化が起きているのかのメカニズムを把握して、現象論として説明をできるような基盤を構築しておくということで我々対応してきたところです。なので、単に機械試験を行うだけではなくて、機械試験を行った試料を後から取り出してみて、それを電子顕微鏡で分析をして、なぜそのような機械強度の変化が起きてしまったのかみたいなのを把握するという、そういうようなアプローチをまずベースとして取ってきましたし、これは今後も進めていくということかと思えます。

ただ、一方で特にRPV、原子力压力容器に関して申し上げますと、同じプラントから取られている材料なので同じものだと思ってよいのかという、話を複雑にしようんですが、そういう問題がございます。

原子炉容器の中でも、核燃料に関して角のところか平らなところかによって中性子束が違いますし、鋳込んだ後のどの場所で監視試験を取ってきたのかによって、監視試験の中の不純物ですとか合金の合成要素みたいなものに対しても、大きなばらつきではないのですが、設計で許容できる範囲の中のばらつきというのがあります。溶接をしている場所であれば、溶接部のある場所と別の場所でも少し違っているというようなことがございます。

一方で、同じ工場で、同じ原料で造られてきた鋼材で、時期も近いということもありますので、プラントAとプラントBはそういう一つのプラントの中での特徴まで考えるとかなり近いものに対して、別のプラント、特に他社で造られたプラントみたいなものは別途分けて考えなければいけないというようなことがあります。

なので、様々なデータをまずは一通り全て並べてみた上で、これとこれとこれはこういう考え方に従って一つのグループだとみなせると。これが少し毛色が異なるので、違うグループだとして分けるというふうに、これはフリー管理というふうに我々申しておりますけれども、そういう意味でデータの取り方についてある種のグルーピングの考え方というのを適用するというのが最近のトレンドになっています。

これをやりますと、個々のプラントで何年たったのでデータをもう一回取らないといけないよねということではなくて、原子炉の中の中性子束の高い場所なのか低い場所なのかとか、

少し不純物濃度の高いプラントなのか低いプラントなのか、あるいは合金元素に少し工夫をしているのかしていないのか、溶接がどうなのかみたいなことを踏まえた上で、国レベルでの最適な計画みたいなことをやっていくことによって、包括的に内挿でカバーできる原子炉の範囲を広げていこうという、そういう考え方が適用できます。これは米国でE P R Iがまず先導してそういう考え方を米国内のプラントでされていて、我々もこうした考え方が適用できるのではないかということで、研究自体は私が卒論を書いていた頃からですので、もう20年ぐらいそういう議論もあるのですけれども、大分そのグルーピングの考え方を合理的にやれるようなデータというのたまってきたということかなと思います。

特に2017年か8年だったと思いますけれども、監視試験をプラントのどの場所で試験片を作成して、それはどの工場で何年に造られたもので、その中でどういう元素が含まれているのかみたいなものを、かなり詳細なデータを全て原子力規制庁を介して公開をして、それを研究にも使えるような状況になっているというのもありますので、まずプラントの材料学的な個性はフリート管理でカバーをできるというような状況になってきているというのがあるのかなと思います。

残りは手入れをするところ、それから自然災害に対してどういった考えをどうするのかとといったところの象限がカバーをできていないのかなと思うんですけれども、手入れをするところに関しては、これは経年劣化管理、メンテナンスのやり方というのがその方法で合理的なのかというのを少し広い目で見ていただいて、それでよいのかどうかというのを判断をするということに尽きるんだと思います。

現状では、技術基準規則に従っているというのが規制上の一番重要なことになりますので、技術基準規則を満足する方法というのは沢山ありますので、そのやり方を一つに縛らないように標準としては書いた上で、お互いに自分たちのやり方をきちんと情報交換できるような枠組みを作っておくことによって対応していくということに尽きることを考えています。

最後が自然災害に対する対応ですけれども、これは経年劣化管理を見るというよりは、設計が自然災害に対してどういうふうになっているのかというのを相互に比較をしていくということになると思いますので、安全性向上評価の中でリスク評価、外的事象に対するリスク評価を実施して、それをベンチマークする形で横に並べて比べてみることによって、それぞれのプラントの個性がどのように上手く手のひらの上に乗っているのかというのを見ていくという、そういう仕組みかと思います。それはこの標準ではなくて、P S R+の標準で見ていただくことになると思います。

以上です。

(青砥参与) ありがとうございます。

十分に理解できたか分かりませんが、先生がおっしゃったのは、基本的な象限という言葉や、グルーピングという言葉が使われていましたが、そのサイトが置かれている個性と、それらを体系化分類と言ったらいいか分かりませんが、基盤となる様々な技術的な情報に従って上手くカテゴライズできれば、その各分類ごとに標準的な評価ができると、そういうお話だと理解しました。ありがとうございます。

(村上准教授) はい、そのとおりです。ありがとうございます。

(青砥参与) ありがとうございます。是非そのような形で分けてやっていただければと思います。

私からは以上です。

(上坂委員長) それでは、岡嶋参与から御意見を頂ければと思います。

(岡嶋参与) 村上先生、どうも御説明ありがとうございました。

私、どちらかというと基盤的なところが気になっています。これまでの御質問等で照射場の話とかの質問と回答がありましたので、それ以外のところで少し質問させていただきたいと思います。

資料の10ページのところで、経年劣化のスクリーニングという形で、知識基盤構築のお話がありました。その説明のところでは、これまでのデータ、取得されている今までのデータを基にこういう構築をしたんだという話だったと思うんですが、これから先のことを考えたときに、そうするとこれまでの言わば材料的なものはあったとしても、今後使われるであろう材料に対する基盤構築というのはどうなるんだろうというのが一つあります。それで照射場というのも話が出てきていると思うのですが。

まず、そもそもこの知識基盤を構築することで一体何が抜けているのか、どこに今後またデータを取らないといけないのかというふうなことの検討が必要になって、その上で照射場で照射という話になっていくと思います。今回御紹介していただいた学会標準委員会からすると、それはプラスアルファの話になっていくのかと思うのです。

ということは、今後こういう活動を続けていくに当たって、コミュニティとしてどれぐらいの人が、この先この分野で従事されていくのかとか、あるいはそういう検討をやってフィードバックを掛けていくのだというようなことの見通しというのはいかがなものなのでしょう。その点をお伺いしたいと思います。

(村上准教授) ありがとうございます。

経年劣化メカニズムのまとめ表と、それから新しい材料まで含めたデータベースの構築というのは、少し分けて考える必要があるのかなと思っております。

経年劣化メカニズムまとめ表は、これまでの経年劣化の履歴を基に、原子力発電所で実際に使われているものを適切に管理をするために、電力会社で実際に現場のリーダーをしてもらえるような方に集まっていただいて、知識をアップデートしていくというような形で、2000年頃からずっと積み上げられてきたものを、今、私はそれを取りまとめをさせていただいているという、そういう位置付けになります。

なので、恐らくこれからこれに追加をされてくるものというのは、発電所で軸受を新しくしたときに、新しい材料の軸受を使って、その軸受の材料についてもこういうものが必要になるよねというような、マイナーな改良がメインで、あと少し考えられるとすれば、最近気にしているのはH P A Cです。油圧を使わずに回転数を制御して、蒸気駆動で原子炉の中に高压水を注水するような設備というのが、新規制基準の後で一部は自主設備として、一部は本設備として入れられているというのがありますので、そうしたものについてはこういったものをちゃんと新しく造らないといけないのかなというふうに思っているところではございます。

一方、革新的な原子炉を利用するみたいなことまでスコープを広げて考えますと、例えば軽水炉型の小型モジュール炉であったとしても、特殊な隔離弁等を使用するということが予定をされているところでありますし、更に炉系の違うようなものを使うとなると、またもつと違ったデータベースを取らないといけないということになりますので、それについてはまず研究開発をした上で、それぞれその材料規格の中に落とし込んでいくということになるかと思うので、またちょっと断面が違ったと思います。それは本当に今の基盤でそれができるのかというと、やられてきた先輩方はすごかったなと思いますし、なかなか今、青砥さん笑っておられますが、我々でできるのかなというと、基盤がしんどいなというように思っているところはあります。

照射場が足りないです。炉心に近いところのもので遊ぼうと思うと、照射量が圧倒的に足りないということかと思えます。ただ、例えばJ A E Aさんの中では既に軽水炉燃料に対してA T F、A d v a n c e d T e c h n o l o g y F u e lのプラットフォームというのを構築されて、A T R等を利用した照射試験というのを取りまとめて実施をされているというのがありますので、まずはやれるところから粛々とやっていくということかと思えます。

(岡嶋参与) ありがとうございます。

学术界とおっしゃっていて、全体利用を見渡したときに、いま回答された内容は物凄く基盤的なことであり、それは非常に大事なことだと私は思っています。そういう点で、この先こういう分野の人材がどれぐらい確保できるのだろうかということに危惧を感じるのです。

そういう点で、もし今おっしゃった点の補足、もちろん村上先生はお若いので、これからもっとご活躍していただけたらと思いますが、それにしても現実というのはどうなのでしょう。先生の見通しを教えてくださいました。

(村上准教授) ありがとうございます。

率直に申し上げて、原子力材料等の基盤を支える研究室は、私が学生の頃から比べますと3分の1から4分の1ほどに縮小しています。これ、一番大きく効いているのはJ M T R 利用できなくなったということで、材料試験は息が長い試験ですので、大体2世代ぐらいの学生さんが一つのプロジェクトに従事をされて、材料を作って照射をするところまで修士を出られると。次の方はその照射した材料を取り出してきて、強度を測ったり、電子顕微鏡で測ったりして修士を取られるということで、連綿と色んなプロジェクトが続いてきたということがあると思います。

J M T R が止まった結果としてプロジェクトがなくなり、学生にその分野の研究をさせるという予定がなくなったので、研究室が研究テーマをくら替えされているケースもありますし、P I の交代のタイミングで原子力材料の研究室がなくなっているということもありまして、日本で今、原子力材料の研究をされているP h . D . の学生さんは、おとし1人ずつ全部名前を挙げて数えたんですけれども、30人を切っていて、そのうち日本人は数名といった状況でした。その後少し状況が変わってきていて、若干日本人の学生さんが増えている、全体でも少し増えているところはありますけれども、大きな違いはないと思っています。

これを何とかするためにも、J R R - 3 でしかないと言うとJ R R - 3 に怒られるのですが、必ずJ R R - 3 の照射を切らさずに毎年つないでいって、その中に入れる材料も高経年化で半分、革新炉的な研究で半分というのを、常にこれを維持をして、かつ今は一部の本当に気合いの入っている先生だけでやっていますけれども、より広く照射の機会を、例えば大学開放研等を通じて多くのコミュニティーに提供するというところまでやって、初めて3分の1に減ってしまった原子力基盤的な材料研究のコミュニティーが維持できるという、そういう状況かと思います。

増やすのはなかなかつらいのですけれども、でも少なくとも維持するためには必ずそれを

やらないといけないと思っていますし、少なくとも今後二、三年はそれをやれるだけの準備というのは、これは各省庁さんも前向きに御検討いただけていますので、これを今後も続けていきたいというふうに思っているところです。

(岡嶋参与) ありがとうございます。よく分かりました。是非その辺のところで、まず減らさない努力というのだけはやっていただきながら、少しずつでも増やしていただければと思いますので、よろしくお願いしたいと思います。どうもありがとうございます。

(村上准教授) ありがとうございます

(上坂委員長) それでは、小笠原参与からも御意見を頂ければと思います。

(小笠原参与) ありがとうございます。

軽水炉、原子力発電所の長期運転というのは、これからますます重要な課題になってくると思いますので、学会の方で非常に体系的かつ長期的な緻密な取組をされているという今日は御説明がありましたが、大変深く敬意を表したいと思います。

私は全く素人なので、素人の質問になってしまって大変恐縮なんですけれども、資料10ページに経年劣化メカニズムまとめ表の例というのを掲げていただいておりますが、こういうところにこういう問題が発生する例が過去見られたことに着眼して、安全検査をなさいというガイドラインとしてお示しになっているものだと思うんですけれども、ここで色々問題例はこういうふう to 発生する可能性がありますよということをお伝えになっているんですが、どういう対応を取っていったらいいのかということに関しては、特段何の、ここには少なくとも、言及はないんですけれども、問題に対する対応というのは、こういった形で標準化されていないのは、各施設とか各事業者が特に工夫してやるべきことだという御観点からあえて示していらっしゃらないんでしょうか。

(村上准教授) ありがとうございます。

御指摘のとおりになります。Aging Management Programまで規定をして標準化をするという考え方もあるんですが、そうではなくて、まずどこにどういうものが出てくるのかという可能性を提示をするということをこの標準は重視をしています。

ここで赤で示させていただいているのが、このテーブルを見たときに、ある事業者さんがこれが特に重要だというふうに考えられて、特に重点的に評価の項目にされるということを決められたものを、これ赤で示しているんですけれども、このようにまず一回広げて眺めていただいた上で、現場のセンスも踏まえて、特にこの劣化は厳しいので、これにちゃんと着目した評価をします。あるいは、様々なポンプで材料で経年対象があるんだけど、ポ

ンプの中で起きるステンレス鋼の摩耗減少については、この機器が一番厳しいので、この機器をベンチマークにして、ここで何か物事が起きたら、ほかのところも含めて全部水平展開するように常に目配りをしておこう。そういうような発想をやるために用意をしていると、そういう形になります。

(小笠原参与) 分かりました。ありがとうございます。

もう一つ、8 ページの方に安全性向上強化で30件程度の対策を報告ということになっていますが、まさにこれは、こういったマトリックスに従って検査した結果、出てきた対策として挙げられたものだと思うんですけども、素人なので抽象的な御説明が多かったのになかなかビジュアライズできないので、幾つか例でいいんですけども、こういう検査を行った結果、改善のポイントが分かり、具体的に、例えばどういう対策が取られたのか。例えば、海水ポンプ軸受テフロン化とか、色々出ておりますけれども、これはその部分を交換したのか、又、全然別のところにはトラブル時運転員パフォーマンス向上とか、色々異なる性格のものが出てきておりますけれども、全部ということではなくて、一つ二つの例でよろしゅうございますけれども、実際にこれがどのような形で改善につながったのかということをちょっと教えていただけないでしょうか。

(村上准教授) ありがとうございます。

ここでお示しさせていただいた30ぐらいの事例といいますのは、安全性向上評価届出制度という制度の中で、ある電力事業者さんが今年こういう安全性向上のための対策をしましたよというふうに報告をしているものを分類をしてお示しをさせていただいているものです。

事業者の担当者の方に丁寧にこの標準の策定にも加わっていただいて、何でそういう対策をしようと思ったのか、何がきっかけで、どういう評価をした結果としてそれを取り入れることにしたのかというのを聞き取ってマッピングをしております。

具体的な例で申し上げますと、例えば核燃料を交換をするタイミングの運転の仕方で、交換をするときの運転の仕方で、原子炉の水位をどのレベルに保った状態でその交換のためのある種の運転操作をするのかみたいなことを決めるときに、確率論的なリスク評価を行って、よりリスクが少なくなるような運転の方法に変えるというような改善を行ったというような例があります。

あるいは、これは事故が起きたと仮定をして、事故が起きたときにある種の原子炉の注水のような作業をするのですが、注水の水源をある場所から別のところに切り替えるというのは、これは結構重たい判断になります。これを自動的に、センサーを使って水位が減

ってきたので、自動的に切り替えて水源を切り替えるという設備を入れた方がよいのか、それとも運転員が現場の判断で水源を切り替えるという運転操作をした方がよいのかというのは、これはかなり難しい意思決定になりまして、その水位センサーがもし仮に壊れていたみたいなことにして自動化をしてしまっていると非常によくない訳です。

なので、運転員が過誤を起こす可能性と水位計が壊れる可能性を、実際の事故の環境みたいなものも頭に置いた上で評価に入れて、どちらを取るべきなのかというのを判断をしないといけないということで、これも安全解析をベースにして、色んな安全解析もどんどんよくなってきますので、人的過誤のモデルなんかがよくなっていますので、それに基づいてどちらを取るかというのを決めたというのをやったということです。

あと最後にもう一つだけ。サプライチェーン側の要請で変えていくというのもありまして、軸受のテフロン化みたいなのがまさにそうで、今まで使っていた軸受ではない、別のタイプの軸受というのを他社さんで採用されている例があるみたいなことを把握して、どっちがよいのかなというのを比べられて入れ替えられたり、沸騰水型軽水炉の安全性向上のための対策で、こういうポンプを今使っているというのを情報を聞き入れられて、ああじゃ似たようなポンプを国内で調達できればより運転操作が楽になるので、これ入れ替えましょうと意思決定をされたり、色んなタイプのものがございます。

(小笠原参与) どうもありがとうございました。具体的にどのような対応だったのかよく分かりました。ありがとうございました。

(上坂委員長) それでは、上坂から意見を述べさせていただきます。

9 ページですが、9 ページの真ん中辺に、審査では、予見性を得るため50年目に70年相当の評価を実施とあります。ここは、規制委員会、それから原子力規制庁が、きっと高浜1号・2号炉等を対象に、この70年相当の評価を実施したというふうに考えてよろしいですか。

(村上准教授) 高浜2号の高経年化技術評価、今の長期運転のための、長期施設管理計画の審査のときだったと記憶をしておりますけれども、審査の面談のタイミングで、今、50年目の運転でこれまで疲労をしました、あるいはこれまで照射を受けましたという情報があって、そこから1.5倍を掛けて60年になったときに、保守性を取って、1.5倍を掛けてこれぐらいになりそうです、なので健全性はこうですという形でTLAAをまとめたのですけれども、念のために60年ではなくて70年に期間を延ばした評価もやりましょうということ合意をして、実際に関西電力さんの方で70年相当のTLAAを六つの経年劣化事象に対

して実施をされたという経緯があります。

(上坂委員長) 分かりました。

それで、次はT L A Aですけれども。2ページに戻りますと、大きく分けて二つの対応がある。物理的な経年劣化及び製造中止への対応と、左に基準／設計／知識のオブソレッセンスに対応とあります。これがまさに学会が今まとめていることと思うのです。今のこの70年までを想定した、こういう審査というのは、この2ページの全体も考慮してやられているのでしょうか。

(村上准教授) 原子力学会で準備をしているこの右側及び左側の標準類で、原子力規制庁さんが70年を想定した評価をしてくださいとおっしゃられたことに対しては、対応できるように、読めるように準備されてあります。

(上坂委員長) それから、照射場の議論がありました。またそこは学生さんの教育、人材育成という面でも非常に重要なことであります。またある意味非常に深刻な状況なのです。13ページを見ますと、これはJ R R - 3ですが、ここはR G - 2孔があり、あとV T孔があります。上の方が照射実績はないけれども、今後予定があるようです。この2か所でJ R R - 3では照射をキープすると。

それから、今、建設計画中の福井県敦賀の試験研究炉。J R R - 3は30メガワットですけれども、あちらは20メガワット。出力は落ちますが、こちらの方でもこのような照射孔を設けて、限られた数でしょうけれども、照射研究ができるというように考えてよろしいでしょうか。

(村上准教授) そのような計画で今、原子炉の設計をしていただいているとお聞きをしております。出力は下がってしまうのですけれども、新規制研究炉の現在想定をされている設計では、照射量、中性子束の高いところに計装を付けた状態で照射カプセルを入れさせていただける可能性が高いということで、J R R - 3でできていることよりも、更に精緻な照射ができる可能性が高いです。

さらに、すばらしいのは、出力は下がっているんですけれども、ビームの方で取り出すこともできる中性子束って一緒ぐらいを確保していただいているんです。これは炉心設計の方が凄く工夫をされて、色んな解析をされて今の状態というか、今の設計のところに持ってこられているので、これは本当にすばらしいことだと思っています。

(上坂委員長) それから、そのような照射研究。ハードウェアでそのような研究炉で実験できるのはベストだと思うのです。中性子源はかなり数で減っています。そこは計算力学を活用

した代替研究といいますか、それで補うということもあるかと思うのです。12ページを見ているのですけれども、これは先生の御研究だと思います。まずは圧力容器に中性子が当たるとミクロの損傷、カスケード損傷が起こる。その後、それは非常に早い段階でクラスター化が起こる。その後、ナノ秒、マイクロ秒になってくるとこういう不純物析出が起きます。そして、ここで非常に不均一性が出てきて、そしてマクロの転位ができてきて、それがだんだんとつながってマクロクラックになっていると。

それ以降はここにもありますが、確率論的破壊力学で、クラックが厚い圧力容器を貫通するかどうかというのをこの確率論的破壊力学で評価していくと。ここは日本ではJAEAがやって、以前定例会議でも御説明いただきました。

そういう形で、計算力学も使いながら。また、以前の定例会議でもQST関西研の方から、御説明を受けたのですが、新しいレーザープラズマイオン源、カスケード損傷が一発でミクロスナップショット撮像が取れるかもしれないと。そういう新しい基礎的な研究と、それから計算力学、破壊力学。ミクロからマクロ、そこを上手くつなげて数値解析でそういうところを補完・研究していくということも必要だと思います。そういう御研究の方はいかがでございましょう。

(村上准教授) ありがとうございます。

上坂委員長はよく御存じなので、振っていただいたと思っているのですけれども、申し上げ忘れておりました。

確率論的破壊力学に関しましては、ここ2年間ぐらいで大きな進歩が見られております。これ具体的に申し上げますと、これは日本原子力学会ではなくて、日本電気協会の下に構造分科会というところがありますけれども、ここが取りまとめ役となって、この確率論的破壊力学を実際に使って供用中検査の頻度みたいなものを最適化をするといった取組を行って、これについては規制庁とATENAの意見交換の中でも取り上げられております。

これ、経緯を申し上げますと、供用中検査を行う規格は、これは日本機械学会の維持規格というものを使ってやっているのですが、維持規格の姉妹規格であるASMEのSection XIという規格の中で、検査頻度が原子炉圧力容器に対して非常に短いということがあって、それを取り込む形で、原子力規制庁さんの方でも原子力圧力容器に対する検査頻度を非常に高くするという、そういう規制の改定を令和元年だったと思いますけれども、それにされたということがございます。

これをすると、現場の作業員の方、特に沸騰水型の軽水炉で大きいんですけれども、かな

り被曝をしてしまわれるんです、その検査に対応するために。リスクは非常に低いので、米国ではこの確率論的な破壊力学を行って、リスクが十分低いプラントに対しては検査を除外をするという除外規定が運用されているので、日本でも同じことを是非したいということで、これは東京電力の若手のエンジニアが非常に気合いを入れて、実際の自分たちの持っている材料というのを丁寧に非破壊検査をして、亀裂分布を自分でこしらえられて、やられているということがありますし、JAEAさんの方でもこれまで使われてきたFortranベースの、伝統的な確率論的な破壊力学のコードを、もう一度品質保証みたいなものもちゃんと取り直した上で新しいものにされようというような作業も進めておられますので、ここ一、二年で実用化は一気に進むと期待しています。

(上坂委員長) 是非、原子力材料学、計算力学、破壊力学、それから新しい測定手法。それらを結び付けて、信頼性がある、圧力鋼照射効果のメカニズムの評価をしていただきたいと思いますので、是非よろしく願いいたします。

それでは、本日どうも御説明ありがとうございました。

議題(1)は以上でございます。

じゃ、議題(2)について事務局から説明をお願いいたします。

(井出参事官) それでは、今後の会議予定について御案内いたします。

次回の定例会議につきましては、令和8年7月14日火曜日、15時から、場所が中央合同庁舎8号館6階623会議室、議題については調整中であり、原子力委員会ホームページなどによりお知らせをいたします。

(上坂委員長) ありがとうございます。

その他、委員から何か御発言ございますでしょうか。

御発言はないようですので、これで本日の委員会を終了いたします。お疲れさまでした。ありがとうございました。

—了—