

第35回原子力委員会定例会議議事録

1. 日 時 令和5年10月10日（火）14:00～15:45

2. 場 所 中央合同庁舎第8号館6階623会議室

3. 出席者 内閣府原子力委員会

上坂委員長、佐野委員、岡田委員、青砥参与

内閣府原子力政策担当室

山田参事官、梅北参事官、下村補佐

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

笠原教授

原子力規制庁 原子力規制部 審査グループ 核燃料施設審査部門

古作企画調査官

原子力規制庁 原子力規制部 審査グループ 地震・津波審査部門

岩田安全管理調査官

4. 議 題

(1) 原子炉の長期運転のための大型機器の構造力学的保全について（東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻 教授 笠原直人氏）

(2) 日本原燃株式会社再処理事業所における再処理事業の変更許可（標準応答スペクトルを考慮した基準地震動の追加等）について（諮問）（原子力規制庁）

(3) 東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（6号及び7号発電用原子炉施設の変更（特定重大事故等対処施設の一部の構造変更））について（答申）

(4) その他

5. 審議事項

（上坂委員長）時間になりましたので、第35回原子力委員会定例会議を開催いたします。

本日は、青砥参与に御出席いただいております。よろしく願いいたします。

本日の議題ですが、一つ目が、原子炉の長期運転のための大型機器の構造力学的保全について、二つ目が、日本原燃株式会社再処理事業所における再処理事業の変更許可（標準応答スペクトルを考慮した基準地震動の追加等）について（諮問）、三つ目が、東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（6号及び7号発電用原子炉施設の変更（特定重大事故等対処施設の一部の構造変更））について（答申）、四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。

（山田参事官）事務局でございます。

一つ目の議題は、原子炉の長期運転のための大型機器の構造力学的保全について、東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻教授、笠原直人様から御説明いただき、その後、質疑を行う予定です。

原子力委員会では、本年2月に決定しました「原子力利用に関する基本的考え方」を踏まえ、その実現に向け注目すべき動向、重要な論点などについてヒアリングを行っています。

本件は、「基本的考え方」の「3.2. 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」に主に関連したものです。

それでは、笠原先生、御説明をよろしくをお願いいたします。

（笠原教授）東京大学大学院の笠原と申します。本日はよろしくお願いいたします。

それでは、原子炉の長期運転のための大型機器の構造力学的保全について御説明をさせていただきます。

我が国において、構造力学保全の規格は日本機械学会が策定しております。このため、日本機械学会の発電用整備規格委員の意見をまとめ、今日の資料を準備しております。

それでは、次のページ。

はじめに、長期運転のための機器の構造力学的保全の方法と現状の、一般的状況について御説明させていただきます。

次、お願いいたします。

まず、保全の第一歩は破損モードの把握です。

世界中の炉の運転経験が蓄積されています。これは、具体的にはIAEAの国際原子力ジェネリック・エイジング・レッスンズ・ラウンド、IGALLと言われています。ここには、破損モードの種類ではほぼ把握されていると思っています。ただし、利用できる強度データは、頻度の低いものほどデータは少なく、不確定性が大きいです。

荷重については、内部事象は実績やモニタリングデータのほとんどは設計想定より小さいが、想定されていなかった荷重、例えば想定外の流力現象等も発生しています。外部事象に関しましては、設計想定を超える事象、例えば過大地震ですね。これが発生してございます。

次は、この中から優先すべき破損モードの選定をするという段階です。

ここでは、リスクの高い破損モードを選定し、優先度を決めて保全活動を行うのが合理的です。一方、データの不足、確率論的評価の煩雑さから、我が国においては、リスク情報活用は初期段階にあると考えています。このため、設計条件に基づき、過度に保守的な保全活動がなされる場合がございます。

最後は保全対策です。

検査については、非破壊検査技術というのはどんどん精度が向上していると思います。一方、上記優先度が明確でないため、検査箇所と頻度は過度に保守的になる場合がございます。

検査後の評価につきましては、精度を高めるとともに、破損発生後の進展拡大を予測するため、最新の非弾性解析、疲労強度解析、破壊力学解析の活用が期待されます。

補修につきましては、新技術を活用するためのコンセンサスと実績が望まれるという状況でございます。

次、お願いいたします。

次に、長期運転のための劣化評価対象となる大型機器と破損モードの例を御紹介します。

これは、日本機械学会として重視し、規格基準の整備を行っている破損モードでございます。

まず、原子炉容器の低サイクル疲労亀裂の発生と進展です。これは、例えば原子炉容器ですとノズル取り付け部といった構造不連続部で発生確率が高くなっています。

次に、こうして生じた亀裂を起点とした原子炉容器の破壊評価です。それから、容器、配管、炉内構造物のS C C。これはいろんな種類がございますので、後で詳しく御紹介します。

次が、配管・計装の高サイクル疲労です。

これは、なかなか荷重の予測が難しい問題です。それから、配管の耐震強度、これは現象が分からないというより、規格が古くなって想定荷重を合理的に評価する必要がでてきたものです。

それから、配管減肉。別名、流れ加速型腐食と呼ばれているものです。

次に、今申し上げました各破損モードの具体的保全対策の例を御紹介させていただきます。

次、お願いいたします。

最初は、原子炉容器の低サイクル疲労亀裂の発生と進展です。大きく分けて亀裂の発生評価、それから、発生した亀裂の進展の破壊力学評価です。亀裂の発生評価は、通常、疲労曲線をたどります。疲労曲線というのは、ここにありますように、横軸に許容、繰り返し回数、縦軸に繰り返しピーク応力強さの関係を示したものです。応力が大きければ大きいほど少ない回数で壊れるケースが発生するということです。

この黒い線というのは、現状の疲労曲線です。この曲線は、1960年代とか70年代とかかなり昔に米国のASMEが実験結果や経験を基に引いたものです。これに対しまして、近年、我が国においてより現象論に基づく疲労曲線の研究が進み、この赤い線のように、今より合理的な予測が可能な疲労曲線というのが描かれています。これは、日本溶接協会を中心にウェブで公開されています。この新しい疲労曲線を日本機械学会と米国機械学会、共同で、今、設計に取り組む作業を行っています。

一方、これは合理化の方向ですが、これとは別に、水環境の中では疲労強度が低減する。その効果を定量的に予測する方法も提案されています。こういうものを使いまして、より原子炉に基づく新しい疲労評価の方法を整理しております。

次は、発生した亀裂の進展評価法です。これには破壊力学的手法を使うのですが、手法を使いやすくするために実際の複雑な亀裂ではなくて、例えば本当は亀裂は3次元に出るわけですが、これを保守的に感情のドーナツ型の亀裂に仮定したり、あるいは、横から見るとやはりこのような半円形の亀裂を矩形に仮定したりして、従来、予測を立てました。

これを3次元の形状をより精密に評価しようという合理化を進めています。

次、お願いします。

次は、容器、配管のSCCです。SCC、これ応力腐食割れは、この図にありますように、材料・応力・環境の3因子が重畳することで発生します。また、割れ破面の形態により、粒界型応力腐食割れ、IGSCCと呼ばれているものと、粒内型応力腐食割れ、TGSCCと呼ばれているものに分類されます。原子力機器では、高温水環境中のオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金で発生します。

その抑制策ですけれども、基本はここにある材料・応力・環境の3因子がSCC発生状況を形成しないように抑制することが基本です。

本日は、この中の力学的観点から応力要因に大きく関与する溶接残留応力の予測、低減技術の高度化について御説明します。

この図は、溶接継ぎ手に沿った応力分布です。溶接継ぎ手周辺には、高い残留応力が生じます。これがSCCの要因になるわけです。

これが従来型の溶接ですけれども、右型が狭開先の溶接方法を使った場合の残留応力です。このように残留応力が小さくなっていることが分かります。こうした残留応力が小さくなる溶接技術を使う、あるいは、解析法を使って残留応力の大きさを予測する。こういったことで抑制を進める努力をしております。

次に、SCCで発生した亀裂の進展評価ですが、進展評価には亀裂のモデル化、負荷条件の設定、亀裂進展速度等が必要です。このため、SCC環境中、高温水環境における亀裂進展データの整備を進めております。

なお、各ページにこういった規格が実際にはどの規格でこういったものを扱っているかということを表示しております。

次のページ、お願いいたします。

このページは、もう一つ別のSCCです。炉内構造物のSCC。前のページとは別に、中性子照射によりオーステナイト系ステンレス鋼の照射損傷が蓄積することにより発生する照射誘起応力腐食割れ、IASCCというものです。

IASCCは、中性子照射量と発生応力の関係で発生を予測します。構造力学的観点では、発生応力を算出するための強度評価手法の高度化が望まれます。

実際のIASCCは、主にPWRのバッフルフォーマボルトで発生します。バッフルフォーマボルトというのは、PWR原子炉容器の炉心を支持している炉心槽、この炉心槽の壁に取りつかれているもの、これちょっと見えますが、この板を取り付けている板です。ここは炉心に近接しているので、非常に中性子照射量が高いのですね。しかも、このボルトを拡大すると、このような形状ですけれども、このボルトの首下が応力集中部になって応力が高い。したがって、このバッフルフォーマボルトの首下から亀裂が発生します。ただ、これボルト小さいですので、発生した後の寿命が短いので、この原子炉構造のように亀裂が発生してから進展を予測して止めるというよりは、発生したら取り替えるということが基本になります。

一方、このボルトはたくさんありますので、何本か壊れてもボルトによる板の取り付け機能は失われておりません。そのため、亀裂発生後の進展寿命が短いことから、損傷本数の

予測と監視で対応しているというものでございます。

次、お願いいたします。

次の破損モードは、原子炉容器の破壊評価です。

これは、以前、原子力委員会定例会議において、JAEAさんが詳しく材料面の御説明をしておりますので、今回、応力についてのみ御紹介します。

まず、応力の発生源は、LOCA時の熱過渡条件ですので、これをCFDによって、精度よく予測することが前提になると思います。

次に、亀裂が入った容器壁の破壊の評価です。これには、破壊力学的手法が用いられます。この図はJAEAさんが使った図をお借りしているものですが、亀裂がこの原子炉容器の内表面から入るのです。この壁の亀裂が入っている近傍を詳しく御説明しますと、まず、温度が内表面は冷たく、奥に行くほど温度が上がる。JAEAさんが恐らくこの温度の分布を考慮した予測を行うという御説明があったと思います。これとは別に、この板厚方向に応力の分布に特徴が出ます。壁に近い部分というのは、応力の拘束は余り高くありません。したがって、亀裂が割と開きやすい。一方、奥に行くにしたがって、周辺からの拘束は強くなって、亀裂が開きにくくなるということがあります。このため、亀裂の破壊抵抗力が違ってきます。拘束は小さいほど実は抵抗力は高く、拘束は高いほど抵抗力は小さくなります。

これが、その図でございまして、右が温度、縦軸は破壊の抵抗力です。温度が上がるにしたがって抵抗力はいっぱいに上がります。一方、少しプロットが多くて見づらい状況でございますが、この黒い部分、この辺が抵抗力が高い部分、この辺が抵抗力が低い部分で、拘束力が低いと亀裂の破壊抵抗がずっと高くなることが分かります。

ただ、現状の方法というのは、こういった分布を考慮せずに全部亀裂の拘束が高い、抵抗力が小さいという評価を行っておりますので、今後、こういった分布を考慮した、より精度の高い予測を開発しようとしております。

さらに、決定論的な方法だけではなくて、確率論的な方法を導入しようとしております。

次、お願いいたします。

次のモードは配管の耐震強度でございます。

これは、基準地震動 S_s が引き上げられた、ある意味で設計の古さ、規格基準が改定されたことから補強工事等が実施されているという問題です。

現状の評価法ですと、高く引き上げられた S_s に対して許容値を満たしません。このため、

支持構造の追設等を行っています。一方、実挙動に基づく応答予測、例えば現行の予測は弾性解析を行っているわけですが、非弾性解析を適用する。それから、実際の破損モードに基づく評価法。現行の予測というのは、地震によって崩壊や破断が起こるのではないかという、そういう評価ですけれども、実際の破損モードはそういった破損ではなくて、低サイクル疲労だということは実験的に分かっています。こういった、より実際に近い予測を行うことによって、許容値を満たすことが可能になる場合が多いです。

この写真は、弾性解析によって実際に配管のエルボ部を解析した結果です。弾性解析の結果、このエルボ部の一部に高い応力が発生することが予測されます。

一方、右の図は、実際に高い地震動を配管エルボ部に加えて破壊を起こしたときの結果です。写真が見づらくて恐縮ですが、このちょうどエルボの脇腹部に亀裂が発生、貫通して、中から水が噴き出しているというのが分かります。ちょうど破壊して水が噴き出している位置が、この解析で予測された高い応力部と一致している。それから、壊れ方は破断や崩壊ではなくて疲労亀裂だということを示した結果でございます。

では、次、お願いいたします。

次は、配管減肉、流れ加速型腐食と言われているものです。

ここでは、合理的検査を行う努力をしております。この流れが配管の腐食ですが、どこで起こるかといいますと、流れが速い配管のエルボ部なのです。こちらの図を御覧になってください。これは、配管系の中でどこで流れ加速型腐食が起こるかという予測をした結果です。この赤い部分が減肉の可能性が高いというものです。このように、エルボ部のように流れの方向が変わるので起こりやすいです。その理由は、ここにメカニズムが書いておりますが、このエルボ部には溝があるため、液滴であるとかそういったものが物理的に壁に速い速度で衝突します。このため、衝突による物理的な減肉、それから、化学的な減肉予想、これが重畳して減肉速度が速くなるということです。

これを防ぐため、主に超音波パルス反射法、J I S Z 2 3 5 5、これによる厚さ測定をこれまで行ってきました。これに加え最近では、こういったメカニズムに基づき減肉予測を行う予測プログラムを開発して、厚さ測定と予測を組み合わせることによって合理的検査を行う技術を開発しています。

なお、自主検査として、なかなか超音波が使いにくい溶接部等の健全性確認を目的に放射線透過検査を行ったこともございます。

次、お願いいたします。

最後の破損モードは、配管・計装の高サイクル疲労です。

高サイクル疲労の要因は、熱疲労と流力振動がございませう。

最初に熱疲労ですが、これは例えば低温と高温の流体が交流する部分、あるいは、逆に余り流れがなくて流れが滞留している部分で起こりやすいです。

この高温と低温の出会い頭では、急に流体は混合しませんので、流体の温度の縞模様みたいなものができて、それが時間とともに振動します。流体温度の振動は、構造の表面に伝わると、今度は構造の表面の温度の振動になり、それが熱応力の振動になります。これは、応力の大きさが小さくても、運転中にこの振動が継続すると何百万回、何千万回と非常に多い繰り返し回数になりますので、高サイクル疲労で亀裂が発生進展する可能性があるということです。

一方、流れがこのように滞留している部分では、ちょうどお風呂の中で浮力ですの方が熱い温度、下の方が冷たいお湯になるのと同じ原理で、配管の途中に温度の切れ目が出ます。上の方が熱い流体、下の方は冷たい流体、この間に成層界面というものができ、これは流体现象の一つでゆらぎます。ゆらぎ界面がちょうど接触する壁の界面に応力のゆらぎができ、高サイクル熱疲労が発生するということになります。

これに関しましては、どこでこういった疲労が起こりやすいかということのを例示した上で、疲労が起こるかどうかというクライテリアを提示してあります。

もう一つの要因は、流力振動です。ここでは、流力振動が起こりやすい箇所と振動モードの提示を行っています。流力振動は昔から、この図にありますように、速い流れの中に、これは紙面に向かって垂直に細い円柱が突き刺さったイメージですが、流れと垂直方向に振動が生じるということは、カルマン渦の名前でよく知られていました。

一方、これよりも非常に低い流れでも、流れと同じ方向に振動する。これはカルマン渦のように交互に起こるのではなくて、双子型の渦によって流れと同じ方向に振動するインライン振動である。

一方、カルマン渦とはまた別の要因で、このように交互の渦でもやはり流れの方向に振動するというインライン振動が存在する。

こういった、かつて余り知られていなかったモードを含めて、振動発生のカイテリアを提示してあります。

これは、1995年のもんじゅのナトリウム漏れの要因となりました計装の温度計の流力振動を経験に作った規格でございませう。

次、お願いします。

以上が、個別保全の内容でした。

この後、もう少し今後についてお話をしたいと思います。

次、お願いいたします。

今日お示ししましたのは、今日の議題が力学的保全ということで、主に機械学会の規格を中心に御説明しましたが、長期保全、特に、なかなか過去の経験にない、将来の保全を行おうとするとハードウェアだけでは足りません。このため、日本原子力学会、機械学会、電気協会の規格を組み合わせる保全を行おうとしております。

原子力学会さんは、主に安全性と構造健全性をつなげる考え方について標準を示しています。電気協会さんは、主に計測ですね。新しい計測法ですとか、こういったものを規格化しております。

次、お願いします。

具体的な規格はこのようになります。今日、お時間がありませんので中身については触れませんが、例えば原子力学会さんが、高経年化対策実施基準という全体像を示していただき、これを基に機械学会が評価、電気協会さんが新しい検査方法等の規格を作っているという表になってございます。

次、お願いします。

ここからは、御参考用に具体的に今日お示ししましたような主要劣化事象に対する規格基準、産学協会併せてどのようなものが使われているかというのをお示したものです。

この後、3ページ、流してください。これも全部ご参考用です。

最後に、今後の期待について簡単に述べさせていただきたいと思います。

次、お願いします。

まず、福島第一原子力発電所事故の教訓です。

重大事故、外的事象に対する対策の強化というのを打ち出しています。これは規制庁さんの新規制基準に対応したものでございます。

また、我々大学もそうですが、従来事故を起こさない努力に加え、福島以降は事故が起こった後のレジリエンスというのを考慮するようになってきております。

この中で構造力学分野での努力の方向性でございますが、従来では、設計想定事象に対する破損防止が原子炉構造力学の目的でした。今後は、破損発生後の安全性能への影響の緩和を目標としたシステム安全との協働が望まれると考えております。

そのための方針ですが、リスク情報活用とパフォーマンスベースということが、ステークホルダー間で共通の認識となりつつあります。これは、新たな原子炉規制検査に対応するものでございます。

これに対する構造力学分野での努力の方向性でございますが、リスクというのは破損の頻度と影響度の掛け算で表されます。これまで確率論というところの頻度の議論が主だったと思います。今後は、影響度の評価を充実させる必要があると考えています。具体的には、破損後のシーケンス予測と安全性能への影響度評価が必要であると考えます。

それから、構造に求めるパフォーマンスが何かも追求すべきだと思います。単に壊れないだけがパフォーマンスではないということです。設計想定事象に対しては、安全性と供用性が求められることから、影響する全ての破損モードを防止する必要があります。これに対して、設計想定を超える事象に対しては、安全性能への影響の大きい破局的破損モードを防止するというふうに、従来の設計想定事象とは区別して備えるべきと考えております。次、お願いします。

それから、これは先日、名古屋大学で行われた原子力学会でもテーマになったものですが、プロアクティブな予測と対策が必要となります。

運転経験の共有と水平展開に基づくリアクティブな対策は十分に行われるようになってきています。これに対して、想定を超える事象を含むプロアクティブな予測と対策が今後の課題です。

想定を超える事象というのは、現象は分かっているけれども、これまで実際には壊れていなかったり、そんな大きな荷重は想定しなかったという意味のものに対して予測するというもの、現象に対する認識がなかったという、少し別種類のものがございます。

前者に関しましては、解析法等を基に高性能な予測を行うというような努力を行っております。後者に関しては、先ほど申し上げました、破損した後の影響緩和ということをこれからは構造力学分野でも考えます。

こういったことを実現するために必要なことでございますが、最新知見に基づいた評価技術など、適宜、導入できる環境整備であるとか、技術者の育成、技術検討に必要な資源投入、規制、産業界、学会などのステークホルダー間の意見交換の活発化が必要と思っております。

最後は、規格基準を作るといった段階の以前、そもそも想定を超える事象に対してどう考えるべきかということにつきまして、ステークホルダー間を超えた考察のづくりが必要と

思ったものです。

これは参考ですが、ついこの間、米国でPWR炉心槽での亀裂が発生したのですね。これをどう扱うかにつきましてステークホルダー間で迅速な意見交換が行われ、コンセンサスを作り、すぐに再稼働したという、そういった海外の事例もあります。

我が国も、今後、こういった意見交換を活発化できればと考えております。

以上で御説明を終わらせていただきます。

(上坂委員長) 笠原先生、非常に包括的かつ分かりやすい説明、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、佐野委員からよろしくお願いします。

(佐野委員) 笠原先生、詳細な説明、ありがとうございました。大変勉強になります。

一つ大きな質問があるのですけれども、その前に幾つか小さな点をお聞きします。4ページの図です。BWRの場合は、加圧器と蒸気発生器が格納容器の外側に出る訳で、加圧器がないわけです。この二つがないということで、かなりコンパクトな格納容器になるかと思うのですが、基本的には六つの箇所における疲労なり腐食なりの検査は基本的には変わらないという理解でよろしいでしょうか。

(笠原教授) 基本的には変わらないと考えております。今日お出しした中では、I S C Cにつきましては、PWRのバッフルフォーマボルトが起こっておりますが、同じようなことがBWRでは今のところ生じておりませんので、I A S C Cは余りBWRには起こりませんが、ほぼほかのところは共通だと考えています。

(佐野委員) ありがとうございました。

それから、ちょっと私が混乱している点をお話ししていただければ有り難いと思うのですが、3ページの方に優先すべき破損モードの選定というところに、今、確率論的評価の煩雑さということから、確率論的評価に基づく検査がなされていないのが現状で、決定論的な対応を考えてきたのだらうと思うのですが、先生が今後の期待としてアメリカのR O Pに準ずる検査を、パフォーマンスに基づいて行う場合、結局は、確率論的なりリスクアセスメントをやるべきだという流れのように私には思えます。

つまり、想定を超える事象というのは確率論的には非常に小さいけれども、一旦起きてしまった場合は過酷事故につながり得るといふ、この対策が必要であるということは、結局、確率論的なりリスクアセスメントを一応やってみることが有益だと考えます。他方、一昨年の4月に導入した日本版のR O Pは、どの辺りまでカバーしているのでしょうか。

(笠原教授) 大変本質的な御質問だと思います。

最初に、私は確率論か決定論かというのと、リスク活用かどうかというのは、ちょっと別の話かなと思っております。確率論をやってくださいという言い方をしていないつもりで、リスク活用を進めたいという主張です。

といいますのは、リスクというのは破損確率と、それから、影響度両方を評価するという事なのですね。今までは破損確率、破損頻度の方ばかり皆さん興味があって、そうするといつまでたっても十分な破壊データが集まらないとか、確率計算がちゃんとできないということでは止まっているのだと思うのです。

一方、リスクというところから見ると、もう一つの影響度からも着目する方法があると思うのです。例えばそこが壊れてもほとんど機能に影響しないということであれば、そこは検査は余りしなくてもいいだろうし、具体的な例は、地震PRAで一番破損確率が高いというのは、機器のアンカーボルトの方なのですね。どうしても設計基準を使うとそこが壊れるということがあります。

極端な場合は、地震が起こって、熱交換器のアンカーボルトが壊れると冷却機能が壊れるという非常に粗い評価になってきます。そういうところを、もう少し構造力学の方から緻密に計算すれば、別に確率を使わなくてもアンカーボルトが壊れても機能は壊れないんじゃないかということで、影響度をきちんと評価して、リスクが高いところを優先して評価することも考えております。

ですので、ここでの主張は、まずリスクということパフォーマンスというのは影響度の観点からは同じだと思うのです。何がパフォーマンスということ意識できれば影響度の評価になって、そこから切り込むのがいいと思います。

確率にしなくても、米国等で行われていますが、影響度と頻度を2×2の4の粗いテーブルで表現する方法もあったり、そんなところから始めて、しかる後、それが有効であれば確率論に進むという方法もあるのかなというふうに考えております。

(佐野委員) ありがとうございました。

それで、この21ページに福島後の教訓ということで挙げている2つのカラーですけれども、破損発生後の安全性能への影響の緩和を目標とした、システム安全との協働が望まれるということで、正にそうだと思います。

そうしますと、この機械学会で全体を俯瞰できる司令塔のようなものが望まれる訳で、今後全体を見ましようという研究が進んでいくのか、進んでいく場合、原子力学会なのか、

どの学会でそれを行っていくのか、その辺り、先生の御意見は如何ですか。

(笠原教授) まず、やはり進むべきは学協会が協力して、できれば国際協力も含めて、同じアプローチに収斂するべきだと思います。まだ道半ばだと思いますが、機械学会と、それから原子力学会と、それから電気協会ですね。それに更に事業者、それから、規制も含めて原子力規格類協議会というのを作っております。ここでの議論を活性化して、このように規制が非規制がと分かれる前の全体の方向性をうまく議論できればいいなと思っております。今、努力中というふうに考えております。

(佐野委員) どうもありがとうございました。

(上坂委員長) それでは、岡田委員、お願いします。

(岡田委員) 御説明、ありがとうございます。

余りにも私の分野とは違うので、基礎的な質問を2点ばかりさせてもらって、私のお話をしたいと思うのですが、例えば、9ページの、これは、一度、原子力委員会でもお話を聞いたのだと思うのですが、左の図のところの原子炉の圧力容器の水の流れ、非常用炉心冷却水がありますよね。そこの右側のところに接液ある面が、これが流れることによって、こちら側の面の冷却水の方がそんなに温度って変わるのでしょかということをお聞きしたいのですが。

(笠原教授) 相当変わります。通常運転中は、300度ぐらいで密閉されているのですね。ここに基本的にはこの冷却水というのは室温に近いものですから、これがこう流れ込んできますと、途中で流体混合があったとしても100度以上の温度が違うものがここに当たっていることになります。

なので、沸騰したお湯をぶっかけたぐらい、それ以上の温度差がここに加わる場所です。熱衝撃という言葉を使うこともあります。

(岡田委員) 分かりました。どうもありがとうございました。

それから、先ほどボルトのところ、ねじのところ、分からないので質問するのですが、ねじの頭のちょうど首下のところに一番応力集中するのですね。

(笠原教授) はい。

(岡田委員) 分かりました。それは何となく私たち日常でも分かるような気がしますね。

それから、先生に御意見を聞きたいと思ったのは、最後のところで、想定を超える事象を含むプロアクティブな予想と対策が今後必要ですと。これには人材育成が絡んでくると思うのですが、説明の中でも、気付く気付かないというような話もありましたけれども、こ

うという予測をするためには人材育成の中でより広い人材が必要かと思うのです。私は今、女性の活用をたくさんの方面で言うておりますけれども、この中に女性の活用というのは先生も考えられているのでしょうか。この中ということだけではないでしょうかけれども、女性が今まで能力を余り活用してこなかった。そういうところに今後新しい考え方とか、そういうものを期待していますでしょうかという、お話を聞きたいのですが。

(笠原教授) これは発想をとにかく広げる必要があるので、非常に期待したいです。まだ道半ばですが、少しうれしい機運というのは感じています。我々、大学院は原子力なのですが、学部はシステム創成という、余り分野に偏らない学科なのです。ここは、例えば金融システムであるとか、あるいは、交通システムだとか、世の中にある複雑で将来予想できないようなシステムを共通に扱うという学科です。ここでは、本当に女子学生もいろんな意見を言うてくれて頼りになります。

あともう一つ、女性に限らず、原子力以外の分野からもよく意見を聴くべきだと思っております。最近始めていますのは、化学プラントの分野であるとか、JR、これは土木の先生から推薦をされているのですけれども、鉄道分野なんかの意見も聴きます。例えば大地震が来たとき、ラーメン型の高架橋は柱が折れるのです。折れるのですけれども、地震力に耐える柱と、折れちゃったときに自重を支える柱って別にあって、その柱が折れたらもうそれは使えなくなるけれども、落下だけはしないようなものとか、いろんな新しい交流が試みられていて、大いに女性、あるいは、他分野の意見を聴くべきだと思っております。

(岡田委員) ありがとうございます。

私もそう思っておりますので、今後ともよろしく願いいたします。

以上です。

(上坂委員長) それでは、青砥参与からも専門的な観点から御意見を頂ければと思います。

(青砥参与) 笠原先生、ありがとうございます。

長期運転のための様々な構造力学的な考え方の整理とその内容について説明いただきました。

私からは、機械学会の委員長として、先生個人としてでも結構なのですが、今後についての御意見を是非伺いたい。

今後の話の一つ目は、今、既存リアクターの寿命についての様々な考え方が、別に我が国独自のものではなくて、それこそ先行するアメリカ、フランス、欧州等の考え方だとか、

また、振り返ってみると、アジアにも相当程度の軽水炉が利用されていますので、そうしたところとの考え方の整理とか、今後の連携といったものをどういうふうにお考えかということ、もう既にやられていることもあると思うのですが、その辺りについてお考えをお聞きしたい。

2点目が、ともすると、こういう原子力発電所の長期運転のための議論というと、先生の資料に提示されているいろいろな規格基準との関係のところにもありますように、原子力発電所の高経年化対策みたいな、そういうレベルでくくられる議論となることが多いように思います。高経年化とかひどいときには老朽化原発みたいなことが書かれたりするわけですが、実際には、私は、そういうレベルの議論ではないと思っています。今日のお話でも、本質的には炉の設計時、設計時の保守・保全評価に反映されべきで、対象施設そのものの動きは定期的な確認、あるいは、機能の確認でなされるべきであると考えています。何も既存の施設を長く使用したいために後から何かを発案しているわけじゃないと思います。そこについて、今後の設計時の考え方への反映といったところをどうお考えなのか、お聞きしたい。

3点目が、ちょっと細かいところに入ってしまうのですが、21ページに、佐野委員や岡田委員からもお話しがあったのですが、影響緩和という点の話です。これも、これまではプリベンション（防止）とミティゲーション（緩和）の対応については、様々な形で設計の中で評価されていたと認識するところ、ここに書いてあるミティゲーションに対応する規格基準イメージが分かりかねます。

プリベンションの規格基準のイメージは基本的な破損防止なので考えやすいのですが、影響緩和という視点からの規格基準といったものが、どういうイメージなのかを少し説明していただくと助かります。最後の行に、影響の大きい破局的破損モードを防止すると書いてありますが、これはミティゲーションではなくて、基本的なプリベンションの内容になっているので、ミティゲーション側のお考えについての説明をお願いしたいと思います。

以上です。

（笠原教授）ありがとうございます。

まず、最初の海外との連携でございますが、アジアも含めて一様にというわけではなくて、現状ですけれども、日本機械学会がASMEと相互に委員を派遣し、かなり一体の議論を行っております。

やはり米国の考え方というのは非常に合理的で学ぶべきところは多いですので、そこでの

議論を中心に、これは我が国の規格、あるいは、結果的にアジアの国はA S M Eを使っているところも多いのですので、そこに広がっていくのではないかというふうに考えております。

それから、2点目、確かに高経年化とか老朽対策ということをはるかに超えた活動になってきていると思います。ハードウェアを活かすというより機能の維持なのですよね。通常は発電する機能であるとか、事故が起こったときには安全性を保つ機能、これをどう維持するかというふうに考えております。

3番目の御質問にもちょっと関係するのですけれども、そうなるとハードウェアだけではなくて、むしろソフトウェア、人や組織が関与する部分がかかなり高くなってくると思います。

したがって、従来の設計というのと随分発想を変える必要があるかと思っております。

短時間でなかなか自分の頭も整理できていないのですけれども、設計というのは想定した事象に対する備えなのです。基本的に。構造設計では、こういう壊れ方がある。なので、その壊れ方を防止するクライテリアを設けているだけであって、初めからどういう壊れ方をするか想定できなかつたら、全く無力なわけです。

設計事象というのは頻繁に起こっているのです、大体想定できることなのです。なので、想定に対する備えである設計が有効なわけです。

ところが、設計想定を超えるのは、もともとの想定がうまくできていないわけですから、相当、発想自身を変える必要があるかなと思っております。

そういうことで、そういうことをどうやるという、やはりコンセンサスを作る柔らかい議論を行うのと、そういう議論ができる人材というのを広く求める必要があるのかなと思っております。

それとつながる最後ですけれども、想定を超える事象に対する規格基準のイメージというのはやはりまだ自分にもないし、世の中にもないかと思っております。ただ一方、ほかの分野を見ますと、参考とすべきものがあって、例えばオイル&ガスの分野ですね。

化学の分野では、まず、あそこは毒物や可燃物の漏洩が一番まずいので、漏洩対策の設計はばっちりやります。しかる後、それとは別に、漏洩した後、どのぐらい緩和するかというシステム設計と構造設計の連携みたいなことも行うのです。そこは設計基準に従ってルールを守るというよりも、どれだけリスクを下げるか。リスクを下げれば下がるほど保険金がかかるような、そういう世界です。大分発想が違うのです。

それから、JRの方も先ほど言いましたように、設計というのと危機体制という二つの考え方があり、想定を超えるものに対しては危機体制を上げる。何か基準を決めて守るといふのとちょっと違う思想があるようであり、これからそういうものを参考にしながら規格という言い方がいいのか、別の形態も含めて考えていかなきゃいけない。

まだ道半ばなのでこのぐらいしかお答えできないのですけれども。

(青砥参与) どうもありがとうございます。

先生が最後に言われたように、これまで炉心安全のところでは、当然ながらプリベンションとミティゲーションの話というのはかなり深く議論されてきて、様々な活動があると思います。それを更に広げて、構造あるいは保全といった観点から同じような議論ができるかについて、是非お願いしたいと思います。

よろしく申し上げます。

(笠原教授) 御助言、ありがとうございます。

ちょっと言い忘れたことで、システム安全とか炉心安全は結構やられていますけれども、構造の分野ではまだ、特にハードウェアではないので、そこで実現したいと思っています。

どうも御助言、ありがとうございました。

(上坂委員長) それでは、上坂から幾つか質問をさせていただきます。

ここまで原子力委員会の定例会議で長期運転の健全性につきまして、圧力容器の中性子照射脆化につきまして、原子力エネルギー協会(A T E N A)、電中研、それから、今日もお話がありました確率論的破壊力学による亀裂の評価は、J A E A。今回、先生に大型機器の御説明を頂いている。そして、今後、交換可能な機器の保全、設計の古さ、それから、コンクリートの健全性評価に関して、また説明を頂くことを検討しているところでございます。

その上で、4ページを見させていただいて、長期運転のための健全性機能ですね、健全性評価で、交換可能と交換不可能機器という分類がもしあるとすると、交換不可能な大型機器というのは、この図でいえば圧力容器とそこに直結している非常に大型の配管と考えてよろしいでしょうか。

炉内構造物とか蒸気発生器というのは一部交換の実績もある状況だと思います。いかがでしょうか。

(笠原教授) 実績から言いますと蒸気発生器も交換しておりますので、そこから考えますと大型の配管もある程度は交換可能であるというふうには考えています。

ただ、配管は原子炉容器に直結している部分もありますので、全てというわけではなく、ここにありますようにノズルであるとかこういった重要な箇所はなかなか交換が難しいかなと思います。

(上坂委員長) それから、同じ4ページで、劣化対応対象とする大型機器と破損モードがあるわけですがけれども、最も重要なことが圧力容器の照射脆化によるものの評価ということだと思います。

それで、今日の資料にもありましたように、先生の方で本日、6ページで、圧力容器に関して低サイクル疲労の亀裂、進展という評価を御説明いただきました。一方、JAEAの方から9ページにありますように、先ほど岡田委員から御質問あった、シビアアクシデント時の冷却水が注入して、このような絵にあるような温度低下勾配が生じたときの亀裂の進展と貫通ですね。その解析と確率論的なアプローチの解析の御説明がありました。

この二つの関係なのですが、先生の今日御説明された6ページでの低サイクル疲労亀裂と、9ページのJAEAが御説明いただいた亀裂の進展ですね。そことの相関はいかがでしょうか。

(笠原教授) 最初にまず亀裂が発生して、そこに先ほどの熱過渡の熱応力が加わって破壊が起こるわけなのですね。それで、ここの疲労は、最初は亀裂があって、どのぐらい入ってどういう大きさかということですね。後の方は、起こってしまった亀裂がどう破壊に結びつくかということです。

実は、運転中にこの部分に本当に亀裂が発生した例ってないのですね。経験がございません。そのため、現在は、保守的にある亀裂がもう生じている、どちらかという検出限界の方から決めているのですね。この辺りに亀裂があったら完全に検出できるので、検出できない大きさというのは、保守的にこうだという考え方で、ある亀裂を仮定して、それに対してここにあるような熱応力による破壊評価を行っているという、そういう関係になっています。

(上坂委員長) 関係が非常によく分かりました。

それから次に、7ページと8ページで、応力腐食割れ(SCC)の状況と、それから、溶接手法の改良ですね。それによる熱応力分布が緩和されている。それから、8ページのような強度評価手法の高度化でお話がありましたが、かなり前の話ですがけれども、30年以上前はかなりSCCが起きまして、配管にも溶接部の破損が炉内構造的にもあったのです。今は日本でほとんどそういう報告がないということは、先生、今日御説明されたような改

良による品質の向上の成果と考えてよろしいのでしょうか。

それから、もう1点、昨年、フランスの方でかなりこの報告がありまして、それをどう考えたらいいか、ご説明お願いします。

(笠原教授) もうほぼSCCがどう起こるといことは分かっているのですね。そのため予測法というのでも出てきているのですけれども、やはり溶接なので実際の施工はどう行われるというのは、まだやはりつかめることができていない可能性はあるかなと思います。

検査もやはり溶接部はしづらいところだと思っています。超音波が主流ですけれども、X線等も併用することによって精度が上がるということは期待しているところです。

(上坂委員長) それから、今度11ページ。それから、12ページの配管減肉に関してです。

11ページの右側の3番のLDI評価です。このページに非常に流れの早い冷却水がエルボ部に当たって減肉するというのは十分考えられることです。また、次のページの、高サイクル疲労ですね。特に、下のオリフィスがあった場合に乱流が起きて、そして、ここで振動等が起きて、減肉と疲労が起こる。

実際、美浜の3号炉で平成16年にオリフィスの後のところで漏れが起きたという重大事故があったわけです。こういうのは恐らく全体プラントの中で、4ページにあるように、そんなに多くあるわけではない。しかも、最初御質問したように交換不可能な大きな圧力容器に溶接されている大きな配管の、エルボのところとかオリフィスのところのように、限定された箇所だと思います。ここは、今、先生がおっしゃったように超音波とかX線とかで非破壊検査がやられているかと思うのです。良き設計と非破壊検査のいい組合せで保全していくかと思っています。

その非破壊検査についていかがでしょう。

(笠原教授) 非破壊検査を亀裂の発生というだけじゃなくて、温度計測も利用しています。要因の温度差が出てしまったりとかそういうことを察知して、そこから改造工事までいかなくても運転方法を調節するという方法で破壊・破損前に対策を採ることも可能だと思います。

日本では少ないのですけれども、米国とかですと温度モニタリングって結構使われていまして、一つの非破壊検査なのかもしれませんが、それは保全に有効な方法だと思います。

(上坂委員長) 分かりました。

それから、21ページの今後の課題です。これは委員の方々からもう幾つか質問がありました。私も事故が起こった場合のレジリエンス、破損発生後の安全性能への影響、それから、破損後のシーケンス予測とか非常に重要だと思います。そして、その中で先生は22

ページのところで、ステークホルダー、つまり規制、産業界、学会などのステークホルダーからの意見交換の活性化と御提言されています。いい例としてアメリカでの事例のところで、様々なステークホルダーが意見交換し、そして、早期運転再開にこぎ着けたと。こういういい例がございました。

いろいろなステークホルダーが加わると、今日も議論しているようにいろいろなアイデア・意見が出る。つまりいろいろなリスクが全部割り出される。そして、かつ、それがみんな意見交換することで重みですね、優先度といいますか、さらに、これを早期運転再開することによるベネフィット。ここまでのステークホルダーの会議ではされるのではないかと思うのです。そして、そういうことが行われた上で、近い将来、それを合理的に行う確率論があるかと思うのですが、先生、いかがでしょう。このステークホルダーの重要性。今後、私は非常に重要だと思いましたが。

(笠原教授) ありがとうございます。

ステークホルダー間で何がパフォーマンスだということを共有するのが大事かなと思っています。今、ルールを守ることがパフォーマンスではないかとか、あるいは、何が何でも壊さないことがパフォーマンスだと語られることがあって、本当はそうではないはずで、安全を守り、なおかつ、電力を生産するというのが最終的なことですので、高い究極の目的に基づいたパフォーマンスについてのコンセンサスを得る方向でステークホルダー間で意見交換できればいい方向に行くのかなというふうに期待しております。

(上坂委員長) それから、最後ですけれども、人材育成についてであります。以前、研究機関から構造工学を専門とする若手が減っているということを伺いました。それで、先生は現在、東大の大学院で一般専攻で原子力国際専攻、そして、主に電力メーカー、それから、研究機関からの社会人学生を対象とする専門職大学院原子力専攻の両方で、原子力構造工学の研究と教育を実施されています。

私も以前一緒に教育をやらせていただいたので、ある程度分かるのですが、一般の大学院にてこの分野の学生をどう増やしていくか。そういうことに対するお考え。それから、社会人になると、今日も議論したように、この構造工学というのが非常に重要になってくると認識するわけですね。社会人用の専門職大学院に入って一生懸命勉強している。それと一般専攻とをどううまく橋渡しにしていっていいか。私どもはずっと腐心していたのですけれども、先生はどのようにお考えでございましょうか。

(笠原教授) 専門職大学院の学生と一般の普通の大学生と全然意識が違うのですね。それは別

の例もあって、学会でもいろいろ講習会を開くわけです。本当は大学院生ぐらいを想定して講習会を開くのですけれども、来るのは企業の若手がほとんどだったりします。なので、ニーズはあるんだというのは確かなのですね。

まだ道半ばですけれども、構造工学を勉強しなさいと言っても人は来ないのは事実なので、すけれども、例えば複雑な安全システムやインフラを支える技術をやろうよということでは興味を持つのですね。そういう中で構造はかなり主要なプレーヤーで、その割にシミュレーションがあったりAIがあったりいろいろするんだと思います。

そういう何かテーマ立てを構造という要素技術からいくんじゃなくて、今の学生に訴えるのは社会ニーズの方からいくのかなというふうに思いつつございます。

(上坂委員長) 是非よろしく願いいたします。私からは以上でございます。

ほかに委員の方から追加の御質問とか御意見とかございますでしょうか。よろしいですか。

では、笠原先生、今日はどうもありがとうございました。これからも是非、研究活動等よろしく願います。

(笠原教授) どうもありがとうございました。

(上坂委員長) それでは、議題1は以上でございます。

それでは、青砥参与におかれましては議題1の御対応、ありがとうございました。御退席いただいて結構でございます。

次に、議題2について事務局から説明をお願いいたします。

(山田参事官) 事務局です。二つ目の議題は、日本原燃株式会社再処理事業所における再処理事業の変更許可（標準応答スペクトルを考慮した基準地震動の追加等）について（諮問）です。9月20日付けで原子力規制委員会から原子力委員会に諮問がございました。これは、原子力規制委員会が再処理施設の事業変更許可を行うに当たり、原子炉等規制法第44条2第2項の規定に基づき、再処理施設が平和の目的以外に利用されるおそれがないことの基準の適用について、原子力委員会の意見を聴かなければならないこととされていることによるものです。

本日は、原子力規制庁から説明を聴取し、委員会において議論を行った上で、次回以降、答申を行う予定です。

それでは、原子力規制庁原子力規制部審査グループ核燃料施設審査部門企画調査官、古作泰雄様、同グループ地震津波審査部門安全管理調査官、岩田順一様から御説明いただきます。古作様、岩田様、どうぞよろしく願いいたします。

(古作企画調査官) 御紹介、ありがとうございました。原子力規制庁核燃料施設審査部門の企画調査官の古作です。

今、御紹介いただきましたとおりですが、資料2-1、2-2と、あと参考資料を用いて説明をさせていただければと思っております。資料の2-1につきましては、今、御紹介いただいたものの諮問の文章そのものでございます。申請自体は、令和4年1月12日付けということで申請があったもの。これは、補正が今年の6月29日と8月2日と2回に分かれて出されておりますけれども、こちらについて審査の結果が取りまとまったというところで、諮問につきましては平和利用の観点からということで御議論いただければというところでございます。

まず、申請の内容について資料2-2で簡単に御紹介をさせていただきます。

表紙にもありますけれども、次のページの(1)、(2)、(3)、(4)と書かせていただいております。申請対象は日本原燃株式会社の六ヶ所にあります再処理事業所の再処理事業でございます。こちらにつきましては、変更は位置、構造、設備というところですが、具体的には(4)で位置、構造、設備の基準の規則の解釈の改正ということで、具体的には、地震動の設定において震源を特定せず策定する地震動に対して、標準的応答スペクトルというものを我々は策定をして規則解釈に入れまして、それを事業者側に来年の4月までということで許可を受けるようにということで、指示を出しているものの対応でございます。

それ以外にも、今後、地震動の追加等を行うということを書かせていただいておりますが、その関係で審査するに当たり、新知見として立地関係で反映すべきものはないかといったものを審査しておりますので、その点も含めて御紹介できればと思います。

具体的には、参考資料の方を見ていただければと思います。

参考資料の表紙は、再処理事業廃棄物管理事業、加工事業と記載をさせていただいております。基準としては、再処理事業だけではなくて廃棄物管理及び加工も含めて、Sクラスの要求をかけているもの、一通り要求をかけてございます。その関係から、審査は六ヶ所の再処理事業所の中にこの3事業がありますので一体として審査をしてございますが、廃棄物管理と加工につきましては、平和利用の許可の要件がかかっておりませんので、こちらの原子力委員会には再処理事業に対しての御意見を伺いたいということで諮問をさせていただいているところでございます。

めくっていただいて1ページですけれども、この再処理事業につきましては2020年7

月29日に新基準適合としての許可を出してございます。その後、ここも御意見頂いたところではありますけれども、※1で書いておりますように、有毒ガス防護、廃棄物管理と再処理の中での共用といったものについても申請がその後されておまして、それについても許可をしておるのですけれども、先ほど言った位置関係の新基準以降の新知見の反映という検討につきましては、この有毒ガスのときにやっておられませんので、2020年7月からの知見というのがどうかというのを今回検討しているということから、上の文章の方には、2020年の方の日付を書かせていただいております。廃棄物管理についても同様でございます。

先ほど申し上げたように、解釈の改正ということで標準応答スペクトルへの定めた経緯について真ん中のほどに書いてございます。その後、各事業者、指示をこちらから出しまして、申請が受理されているということです。

この指示から申請の過程におきましては、申請が必要か否かといったようなところも事業者とはやり取りをして、必要ないものはないということを原子力規制委員会の方で判断し、必要のあるところは申請、審査を進めているというところなんです。

また、その中では、新基準適合がまだ済んでいない事業者もいますので、それは、新基準適合と合わせて審査をするということになっておりますので、申請不要というものと、申請がこの案件に必要というもの、さらには、新基準適合で対応するものという、大きく分けると3分類対応が分かれているというところで、本件につきましては、一番最初がRFS、使用済燃料貯蔵が先頭バッテリーで会合が進みまして、その後、伊方、京大炉が続いて、今回、4件目ということでの対応になってございます。

それで、その下につきましては、3回の審査会合を本件ではやりまして、補正が2回、一つ目は標準応答スペクトルを取り入れる議論があった内容を取り込むというものの、二度目については、新基準対応で少し取り入れが不十分だったものがあったので、追加で補正をしたというものですけれども、内容についてはこの後、地震津波審査部門、岩田の方から説明させていただければと思います。

(岩田安全管理調査官) 地震津波審査部門の岩田と申します。よろしくお願いいたします。

そうしましたら、次のページを御覧いただきまして、標準応答スペクトルを考慮した地震動評価というところが書いてございます。

下の表の左を御覧いただきますと、まず、これどうやって評価をするかということなのですが、地下構造モデルに対して、今回、地震基盤相当面というものを設定して、こ

これはS波速度2, 200 m/s以上ということなのですけれども、そこに入力をして、許可で評価している解放基盤面で地震動を評価する。そういうやり方をしてございます。

この日本電燃につきましては、上の深部地盤モデルというのがございますけれども、これ許可で評価をしている地下構造モデルになりますが、先ほど申し上げたように、地震基盤相当面Vs 2, 200以上というところを見ていただきますと、下の赤線、S波速度というのがあろうかと思えますけれども、3, 100という数字が出てきます。したがって、2, 200以上なのでこの3, 100の層上盤側に入れて解放基盤面950 m/sのところでは地震動を評価する。そういったようなやり方をしてございます。

その際、赤字で書いてありますけれども、一様乱数による手法と、あとは、施設で得られた実際の観測記録を用いた手法によって検討してございます。

両者の評価結果を比較したところ、大きな違いはないということなのですけれども、例えば短周期側の応答スペクトルが大きいであるとか、加速度の最大値が示されている。加えてあとは、強震動部の継続時間が長いといったことから、評価については一様乱数による手法というものを採用するというようにしてございます。

続いて、3ページ目御覧いただけますでしょうか。審査の結果でございますけれども、基準地震動としてこの赤枠で示してあるSs-C5というものを追加してございます。これは、標準応答スペクトルを評価した地震動でございます。

なお、青枠で示しております留萌支庁南部の地震でございまして、これは規則改正によって評価対象地点というのが明確化されたことから、今回の審査の方で再度確認はしてございますけれども、許可の際に既に策定した地震動がございまして、その変更をする必要がないということを確認してございます。

その次のページ御覧いただけますでしょうか。

標準応答スペクトルを考慮した地震動と、既許可の応答スペクトルで作った地震動を比較したものでございます。黒実線が基準地震動Ss-Aというもので、あとは、ちょっと見にくくて恐縮ですけれども、水色の線が今回評価した標準応答スペクトルを考慮した地震動でございます。

図は左側が水平、右側が鉛直になってございまして、Ss-A、この黒実線を上回っている部分といたしましては、例えば左側の水平でいくと、少し見にくくて恐縮ですけれども、0.1秒から0.3秒になった辺りとか、あと、1秒の辺りで大きく超えているといったところが確認できるかと思えます。

あと、鉛直では、右側の図を御覧いただきますと、0.1秒から0.2秒の辺りですね、水色の実線が黒実線を超えている。こういったことが、今回、標準応答スペクトルとして評価する地震動を基準地震動に採用したということでございます。

次のページを御覧いただけますでしょうか。

こちらからは、先ほども御紹介ありましたけれども、新規制基準の許可後に公表された知見に関するものでございます。この5ページにつきましては、産総研が公表した野辺地というところの図幅、これ第2版に関するものでございます。詳細な説明は省略させていただきますが、この2版では、初版では示されていなかった断層等が、この真ん中ぐらいに表があるかと思えますけれども、この表にあるとおり、新たに断層として示されてございます。ただ、これらにつきましては、許可の際の評価、これは赤枠で示した部分でございますけれども、いずれも評価をしております、この評価を確認したところ、いずれも既許可の評価を変更する必要はないということを確認しているものでございます。

次の6ページ目をお願いいたします。

こちらについては、内閣府が2020年及び2022年に、また、青森県は2021年に、それぞれ日本海溝、千島海溝沿いの巨大地震への対策といたしまして、過去の津波堆積物から想定した震源断層モデルに基づいて、津波高さ等を試算したものを公表したのに対してでございます。

日本原燃におきましては、既許可におきまして津波評価といたしましては津波の到達可能性について検討する標高というのを40メートルと設定してございます。高いところがございますので、それに対して想定する津波が到達するかしないかということで判断をしてございます。

この資料では、青森県の結果を記載しておりますけれども、赤枠で書いてあるところの六ヶ所村の敷地近傍で見ると、ただ、それよりも少し場所が北にありますけれども、12.7メートルというのがあって、先ほど申し上げた40メートルを超えないので津波評価の結果、影響ないということを確認してございます。

次に、7ページ目を御覧いただけますでしょうか。

こちらは同じ知見に関して、地震に関してはどうなのかということで確認したものでございます。左の二つの図を御覧いただけますでしょうか。左が内閣府、右が許可で確認した図になります。

まず、敷地への影響という観点で、このSMGA1というものに我々は着目いたしました。

この位置ですけれども、まず、右と左を見ていただきますと、ほぼ同じような場所にあるということを確認した上で、右側の表、これは地震動評価上、敷地に影響が大きくなるパラメーターを比較したものでございますけれども、特に、この赤枠で示している応力降下量、これについては右側の既許可で見た検討用地震のSMGA1の応力降下量が、今回の内閣府モデルを上回っているということを確認してございます。

以上のことから、既許可の地震動評価に対しては影響がないということを判断してございます。

次のページ、最後でございませけれども、これは火山に関するものでございます。

「日本の火山」というデータベース、これは産総研で作っているものですが、これの評価が見直されまして、ここで八甲田黒森という火山と、八甲田八幡岳という火山が統合されて、八幡岳火山群となっております。加えて、いろいろな評価、活動期間等の評価というのが見直されているのですけれども、改めて右側のフローに沿って評価をした結果、施設に対して影響を及ぼす可能性は十分小さいということを確認してございます。

それではまた、古作調査官に代わります。

(古作企画調査官) その次のページにつきまして、今の標準応答スペクトルを取り入れて、基準地震動の追加をしたということに伴って、建物側、あるいは、機器側の耐震設計の方針というところでございます。

そちらについては、基本的には変更なしということで、基準地震動追加の分、弾性設計用地震動というものも合わせて追加をして設計をしますということになってございます。この弾性設計用地震動につきましては、前回の京大炉の諮問の際に御意見を頂きましたので注書きで、弾性設計用地震動についての説明をさせていただいておりますが、基準地震動につきましては、基本、建物が壊れないようにということで、限界設計のような形の審査を設工認の中では見ていくということになるのですけれども、一方で、壊れなければいいのかというところで、ある程度、現状を維持する形での弾性設計といったところの範囲も確認をするということになっておりまして、その際に用いる地震動でございます。

具体的には、鉄鋼材料であれば分かりやすいのですけれども、弾性設計で形状を維持して塑性変形しないという範疇に抑えるというのが基本的な思想です。鉄筋コンクリートなので、変形が少しもしないというわけにはいかないのですけれども、その点で右の図に書いてありますように線が真っすぐではないのですけれども、多少は変形するのですが、ある程度の範疇に収めるということで、その程度が前の原子力安全委員会の時代の整理からし

ても、0.5 ぐらいの係数で掛けた範囲であれば弾性範囲であろうということで検討されていますので、その範疇で設計をしますという方針に今回変更はないということが審査の内容でございます。

②の火災、溢水、化学薬品等につきましても、地震に耐えるように設計しますという方針が述べられておりますので、その点についても変更がないということ併せて確認したというものでございます。

一番下の参考で書いてございますのが、耐震補強工事の要否ということでございますが、これまでの諮問させていただいたプラントも含めて、基本的には工事不要ということで申請を受けてございます。それは、元の設工認の中で耐震の裕度がどれだけあるのかというのを見て、その裕度内に今回の基準地震動の増分というのが収まっているという確認が取れているということでございます。

一方で、この日本原燃の再処理事業につきましては、まだ、設工認の審査中でございますが、まだその裕度が確定していないということもありますので、具体的には今後その設工認のための彼らの詳細設計の評価が進んだ上で、実際に補強が必要ないのかどうかということ判断することになってございます。

程度としては先ほど御紹介のあった水平ですと0.1秒から0.3秒で1.06倍になっているということで、周期1秒でも大きくなっているところがある。鉛直については0.1秒から0.2秒で1.2倍ということで、多少大きめの変動があるというところではありますが、いずれにしても設工認で確認するというものでございます。

戻っていただきまして、資料2-1の別紙になります。

こちらが諮問の内容ということでございまして、今御紹介したとおり、標準応答スペクトル取り入れで、工事、実際には設工認で要否を確認をするというところではございますが、事業の内容自体は変更がないということでございますので、諮問の内容であります平和利用につきましては、こちらの別紙の、数行挟んだ後の「本件申請については」というところですが、引き続き従来どおりということで申請を受けてございます。具体的には、平和利用に限るということ。それについては、原子力委員会で定められております「基本的な考え方」にのっとるということで、再処理事業につきましては、使用済燃料再処理機構の下で業務委託契約というのが結ばれておりますので、その下でやりますということ。その内容としては、機構の中での中期計画、こちら原子力委員会の意見を聴きながら、経済産業大臣が認可をするということになっておりますので、それに基づいてやりますという

従来方針が変わっておりませんので、問題ないというふうにこちらとしては判断をして諮問させていただいた次第です。

説明としては以上になります。

(上坂委員長) ありがとうございます。

それでは、原子力委員会から質疑させていただきます。

それでは、佐野委員からお願いいたします。

(佐野委員) 詳細にわたる御説明、ありがとうございました。

参考資料2-1の裏の別紙、これの四つの点を確認されたということですが、どのように確認されたのでしょうか。

(古作企画調査官) 規制庁核燃料施設審査部門の古作です。

これは従来どおりですので、従来から変更ないかというところの確認をしたことになりま
すけれども、まず、「基本的考え方」にのっとりということ、日本原燃がこの考え方を
理解しているか、あるいは、社内図書としてちゃんと整備をしているかということ、従
来と変わらないということも含めて、内容を改めて見させていただいています。

特に役務契約の中で、どう整理をされているのか、中期計画も改定されていますので、そ
の改定がちゃんと盛り込まれているのかどうかといったことを見させていただいています。

(佐野委員) こちらは口頭で確認しているわけですね。

(古作企画調査官) 書類も出させていまして、役務契約等も写しを見させていただきました。

(佐野委員) ありがとうございました。

(上坂委員長) 岡田委員、お願いします。

(岡田委員) 御説明、ありがとうございます。

私の方は何も質問はないのですが、日本原燃株式会社の再処理事業所の再処理事業につ
いては原子力委員会の対象となって、その基準地震動、標準応答スペクトルを考慮した地
震動評価をしているかどうかということで、そこで私たちも判断をするということになる
のですか。

(古作企画調査官) 核燃料施設審査部門の古作です。

諮問としては平和利用の観点で変更がないかどうかということで見ただけであればと思
いますけれども、先ほどもお話ししたように、地震動の変更で事業の目的なり使い方とい
ったことは変動ありませんので影響はないだろうなというふうには思っております。

(岡田委員) 私の方も平和利用の方の観点で見させていただきます。ありがとうございます。

(上坂委員長) 上坂からですが、いろいろあるので確認をさせていただきます。

まず、基準地震動についてですけれども、4ページですね。これが標準応答スペクトルを考慮した基準地震動のS_s-C5でしょうか。これが、左の図だと一番下の青い線ですかね。これが左の図だと0.1から0.3辺りのところで、黒のS_s-Aをちょっとオーバーして、1の辺りでもちょっと突き抜ける形になっている。今度、右側の鉛直方向は0.1から0.2ぐらいが黒をオーバーしているので、この基準地震動S_s-C5を策定して、評価に追加していくということに対応しているということよろしいですかね。

(岩田安全管理調査官) 規制庁地震津波審査部門の岩田でございます。

委員長、御認識のとおりでございます。

(上坂委員長) それから、次の新基準許可日以降に公表された知見の反映です。まず、5ページですが、ここの点は野辺地というのですかね、ここの活断層評価で、これは産総研のですかね。この赤い断層が新たに加わるので、その部分を考慮されたところ、これも既に許可申請されたものと考慮しても影響はない。こう判断したということよろしいでしょうか。

(岩田安全管理調査官) 規制庁地震津波審査部門の岩田でございます。

そのページは詳細には説明しなかったのですが、今、御認識のとおり、表を御覧いただきまして、例えば横浜断層を御覧いただきますと、今回の図幅では約11キロの評価されてございますけれども、既許可では15キロもう既に評価しているので、その長さを包絡しているということ。それらをもってですね、既許可での評価ということ。

(上坂委員長) そうですね。長さは違ってきますね。

(岩田安全管理調査官) はい。

(上坂委員長) 分かりました。

それから、次のページ6、日本海溝と千島海溝沿い巨大地震の対策について。これについても津波の高さに関して、既に許可を得た申請書に影響はないということで。次のページですけれども、今度SMGA1という検討用地震モデルを入れると、応力降下量が上がる。最終的に滑り量を評価してみると、既に既許可申請のものと確認したものの中で考えることができる。こう理解してよろしいですか。

(岩田安全管理調査官) 規制庁地震津波審査部門の岩田でございます。

まず、津波につきましては、これも右矢印の「したがって」のところを御覧いただきまして、許可では既に六ヶ所については40メートルという評価をしてございますので、それ

に対して12.7メートルでございましたということで、許可の評価を超えないということが書いてございます。

次の地震動につきましても、今、御認識いただいたとおり、SMGA1というのを見ますと、位置的にはほぼ同じで、あとは応力降下量については許可の方が大きいものを使っているんで、影響がなかった、ないであろうということが判断されるということで、許可の評価に影響はないということを確認してございます。

(上坂委員長) それから、最後の8ページです。これは変更前と後にありますが、これも産総研の評価ですかね。二つの火山が統合されたということで、データベースが更新されている。これも、施設への影響は小さいと確認したというふうに理解してよろしいでしょうか。
(岩田安全管理調査官) 規制庁地震津波審査部門の岩田でございます。

御認識のとおりでございまして、対象火山は1つ減ったりしているのですけれども、右側の表に沿って評価した結果、影響が十分小さいということを確認してございます。

(上坂委員長) ありがとうございます。

それから、最後の9ページに関して。弾性設計用地震動、特に建屋用の解析のための地震動です。前回の京大の御説明のときに、真ん中の御説明があったので、質問させていただいた。今回、図も出していただきまして、どうもありがとうございます。非常によく理解できました。

それで、今後の耐震補強工事等が必要かということに関して、具体的な耐震設計結果に関して、また説明を受けるというふうに理解してよろしいですね。

(古作企画調査官) 新基準適合の方の設工認も進んでいる状況でございますので、そちらでまずは耐震性を確認した上で、標準応答スペクトルの対応についても認可申請を受けて確認をしていく予定でございます。

(上坂委員長) 分かりました。これで今日の内容を理解しました。

例えば電気新聞等に、基準地震動対応の様々な記事が出ております。原子力発電所とか原子力施設。

これで日本全体の地震動対応の設置変更許可申請の状況を、もし可能であれば確認させていただきたいと思うのですが。

(岩田安全管理調査官) 地震津波審査部門の岩田でございます。

先ほどパワポの1ページで御説明をさせていただいた中で、古作の方から3カテゴリーあるということで申し上げたものでございまして、今回、標準応答スペクトルを取り入れる

のみの設置変更許可につきましては、残りは例えば川内第1、第2、東海第2、玄界の3、4、あとは研究炉でございますけれどもJAEAのHTTR。これが残っております。あと、その他、また新規規制基準への適合性の審査をしているプラントが幾つかありますので、そちらについてはこの審査の中で確認をさせていただくということになるかと思っております。

以上でございます。

(上坂委員長) ありがとうございます。

それでは、今、御説明を受けまして、また、内容、意見交換も行いましたので、それを踏まえまして委員会で検討して、今後、委員会での意見をまとめたいと存じます。

ほかに委員の方から質問等ございますか。

それでは、本日どうも御説明ありがとうございました。

(古作企画調査官) ありがとうございます。御審議、よろしく申し上げます。

(上坂委員長) それでは、議題2は以上でございます。

次に、議題3について事務局から説明をお願いします。

(山田参事官) 三つ目の議題は、東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可(6号及び7号発電用原子炉施設の変更(特定重大事故等対処施設の一部の構造変更))について(答申)です。

9月13日付けで原子力規制委員会から原子力委員会に諮問がございました。これは、原子力規制委員会が発電用原子炉の設置変更許可を行うに当たり、原子炉等規制法第43条の3の6第3号の規定に基づき、発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないことの基準の適用について、原子力委員会の意見を聴かなければならないこととされていることによるものです。

本日はこの諮問に対する答申について御審議をお願いしたいと思います。

それでは、事務局から説明を頂きます。よろしく申し上げます。

(下村補佐) それでは、資料第3号に基づきまして御説明いたします。

本件、説明にもありましたとおり、柏崎刈羽6号及び7号炉について、特定重大事故等対象施設の一部構造物の構造を単純な構造に変更することで、安全性、施工性の向上を図るといった変更内容のそういった案件に関する諮問についての答申案でございます。

ちなみに、具体的な構造物の変更箇所及び内容については、核セキュリティーの観点から明らかにできないという説明が、先日、当委員会で規制庁からございました。

答申案につきましては、早速、別紙を御覧ください。

別紙、本件申請については、一つ目のポツが、発電用原子炉の使用の目的が商業発電用のためであること。二つ目のポツとしまして、使用済燃料の取扱いについて、再処理等拠出金法に基づく拠出金の納付先である、使用済燃料再処理機構から受託した原子炉等規制法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するということ。三つ目のポツでございますが、海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施する、海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る。また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるということ等の諸点については、その妥当性が確認されていること、加えて我が国では当該発電用原子炉も対象に含めた保障措置活動を通じて、国内の全ての核物質が平和的活動にとどまっているとの結論を I A E A から得ていること、また、本件に関して得られた全ての情報を総合的に検討した結果から、当該発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である。

以上でございます。

(上坂委員長) ありがとうございます。

それでは、質疑を行います。

佐野委員、いかがでございますしょう。

(佐野委員) 御説明、ありがとうございます。

私は、この答申案で結構です。

(上坂委員長) 岡田委員、お願いします。

(岡田委員) 御説明、ありがとうございます。

私もこの答申案で結構だと思います。

(上坂委員長) 私も先週、規制庁から説明を受けまして、それから、原子力委員会で議論した結果でございますので、これでよろしいかと思えます。

それでは、本件につきまして、この案のとおり答申するというところでよろしいでございますしょうか。

御異議ないようですので、これを委員会の答申とすることといたします。

以上が議題 3 でございます。

それでは、議題4について事務局から説明をお願いします。

(山田参事官) 事務局です。

今後の会議予定について御案内いたします。

次回の定例会につきましては、10月17日火曜日、14時から、場所は8号館6階の623会議室でございます。

議題については調整中でありますので、原子力委員会ホームページなどによりお知らせいたします。

以上です。

(上坂委員長) ありがとうございます。その他、委員から何か御意見、御発言ございますでしょうか。

御発言ないようですので、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。