

## 第6回安全研究審議会

平成21年3月17日(火)

午後 1時24分 開会

○村松研究計画調整室長 それでは、時間よりは少し早いですけれども、委員の先生方皆様お集まりいただきましたので、開始していただきたいと思えます。

○佐藤委員長 それでは、委員の先生の皆様お揃いでございますので、少し前ですけれども、始めさせていただきます。

本日は、お忙しい中をご参集いただき、まことにありがとうございます。

これから、独立行政法人日本原子力研究開発機構の安全研究審議会第6回の会合を開催いたします。

この会議は公開となっております、したがって、発言内容は速記録として残すことになってございます。そういうことがありますので、ご発言が無用な重複などをしないようにひとつ心がけていただきたいというのと、それからご意見をご発表のときには私の指名を受けてからご発言をお願いします。この点、よろしくご協力をお願い申し上げます。

それでは、お手元大分たくさん資料がございますが、この資料の確認を事務局のほうからお願いいたします。

○村松研究計画調整室長 まず最初に議事次第がございます。次に、資料リストがございます。その次に、安研審6-1としまして、安全研究審議会第5回会合の議事録がございます。それから、6-2として今後の研究評価の進め方。それから、6-3としまして、19年度の安全研究審議会評価報告書（案）、6-4-1としまして、平成17-19年度成果及び20年度以降の計画の概要。それからそれに対応する6-4-2としまして、OHPタイプの主な成果の資料がございます。それから、6-4としまして、重点安全研究についての安全研究委員会等における所見というのがございます。それから、6-5として、OECD/NEA ROSAプロジェクトの進捗と成果。6-6として、TRU廃棄物の埋設濃度上限値及びウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討の資料がございます。

それから、参考資料としまして、参考の6-1として、安全研究審議会委員名簿、それから、6-2は第5回の安全研究審議会速記録、6-3が重点安全研究成果の調査票、それから6-4が重点安全研究計画調査票ということになっております。

その他、コメントをいただくための用紙が最後についているかと思えます。

ございますでしょうか。

○佐藤委員長 お手元に大分たくさんありますけれども、資料はよろしゅうございますでしょうか。もし、不足等がございましたら、お気づきのときに。

それから、皆様方の審議会委員の名簿がございますが、最新のものを反映したつもりであります。もしそういったことが見つかりましたら、これは事務局のほうにお申し出をお願いいたします。

資料は、大体よろしゅうございましょうか。

では、本件の議事次第について、事務局のほうから説明をお願いいたします。

○村松研究計画調整室長 今日議事の進め方でございますけれども、まず石島センター長から簡単にご挨拶がございます。前回議事録を確認させていただきますが、その次に、安全研究審議会におきます今後の研究評価の進め方につきまして、前回もちょっと説明しているんですけども、確認のために説明させていただきます。

続きまして、平成18年度の成果及び19年度以降の評価についてでございますけれども、19年度の報告書について簡単にご説明して確認をいただくことにしたいと思っております。それから、17から19年度までの、これは中間評価ということになるんですけども、その成果についてご説明させていただきます。

また、この審議のために、安全研究委員会とかその他の研究委員会におきます検討の結果もご参考にさせていただくことになっておりますので、それについてもあわせてご説明させていただく予定です。

それから、最後に2つほど、特に顕著な成果だと私どもは思っておりますOECD/NEAROSAプロジェクトについての進捗状況及び成果とそれからTRU廃棄物に關します上限値の設定に関する解析等の成果についてご説明させていただきたいと思っております。

○佐藤委員長 というふうに議事を進行してまいりたいと思いますので、ひとつよろしくお願ひいたします。

ご説明が終わり次第、その後でご質問、討論をお願いしたいと思っております。質問がなければ、次の話題に進行することといたします。

それでは、本日のメインの議題ともいうべき、平成17年度から19年度の主な成果、20年度以降の……。

○村松研究計画調整室長 まず、議事録を。

○佐藤委員長 では、前回議事録の確認をお願いいたします。

○村松研究計画調整室長 では、議事録をごらんいただきます。

日時及び配付資料等については省略させていただきます。議事のほうを読ませさせていただきます。

最初に、委員の交代の紹介、挨拶ということでございました。三島先生が新たに入っていたというところでございます。

それから、今後の研究評価の予定について、次のような議論がございました。平野副センター長より安研審の5-3に基づき、安全研究審議会における今後の研究評価の予定について説明があり、以下のような質疑応答がありました。

重点安全研究計画という大きな枠組の下で、多くの受託事業で研究を実施している現状では、長期的とか独創的といった視点は入りにくいのではないか。これについて、受託事業以外に運営費交付金で実施している研究もあり、できるだけ長期的な観点から独創的な研究を実施するよう努力しております。というふうにお答えをしております。また、本審議会では大局的な観点からコメントしていただきたいということを申しております。

大綱的指針に基づけば、事前評価、中間評価、事後評価が重要なのはわかるが、もっと重要なのはそれらの評価結果がどう生かされるかである。ということで、この審議会で出された意見については次の議題である将来展望の中にも盛り込んでおり、これからも適切に反映していきたい。とお答えしました。

それから、受託事業でやっている研究は、既設の施設を対象としたものが多いと考えられるが、高い目標のもと新規プラントの開発に取り組めば、材料開発のように、その成果が既設の施設に適用可能なものが生まれることにも留意してほしい。というご意見がありました。

それから、評価報告書につきましては、以下のような質疑応答が行われました。

日本語としては十分こなれていない部分があるので、見直してほしい。それから、安全研究は受託研究として実施するのは本来なじまないとか、統合によってJAEAという組織ができ事業者の面を有するから中立性に配慮とかいった、安全研究センターのみでは対処できないような、国の政策への直言は安全研究審議会の報告書に盛り込んでもよいのか。

これについては、この報告書は理事長に提出するものなのでかまわない。ということでお答えしております。

それから、将来展望についての議論におきましては、以下のような質疑応答がございました。

原子力安全を確保する上で、必要なことを全体的に見て、ロードマップを参考としながら、JAEAで取り組むこと、他の機関と連携して取り組むこと、他の機関に期待していること等、適切な分担案を示してほしい。

施設基盤の維持については、研究の推進、人材育成や技術の継承の観点だけでなく、事故の原因調査への貢献の可能性もあり、十分留意してほしい。

それから、安全規制のあり方や適用法について法制研究会で議論しているがリスク情報の活用の実現に向けてJAEAからも参加してほしい。

それから、今後の課題にある地震PSAについては、地震時の施設の安全を全体で見られる手法としてはよいと思うが、結果の活用についてコンセンサスにつながるようにしてほしい。

それから、人材不足は、原子力分野に限った話ではないが、大学において深刻であり、人材の枯渇問題とならないか懸念している。

規制ニーズに応える安全研究において、将来の規制ニーズを予見した研究展望を持ってほしいというご意見でした。

それから、将来展望につきましては、まず原子力炉施設安全研究につきまして、熱水力研究で出力増強の許認可に必要な各種の相関式や評価式を外挿して使えるか評価のためのデータはあるのか。

これについて、ロードマップにおいてニーズが明確になれば、役割分担にも配慮して必要なデータを取得していきたい。というお話でございました。

それから、核燃料サイクル施設安全研究につきましては、核燃料サイクル施設は、化学施設としての特徴があることを踏まえ、放射性物質以外の要素も考慮してほしい。

それから、核燃料サイクル施設へのリスク情報の活用では、公衆だけでなく従事者も考慮し、性能目標の検討とか、運転管理における意思決定に使えるようにしていきたい。ということでもございました。

それから、廃棄物関連では、放射性廃棄物の問題は時間の幅が圧倒的に長く、これまでのような伝統的な科学技術的実証といった方法論がとれないと考えられる。

ご指摘のとおり、時間的な実証ができない。現在我々ができることは将来の安全性の評価に信頼を得るために最大限の科学技術的知識を提供すること。と考えている。

というお答えをいたしました。以上でございます。

○佐藤委員長 何かこれにつきまして、ご意見、あるいはご質問等ございますでしょうか。よろしゅうございますか。

それでは、次に進ませていただきます。

今後の評価の進め方について、ということでございます。

○平野副センター長 安全研究センターの平野です。

今後の研究評価の進め方ですけれども、本日は平成17年度から19年度の3年間の中間評価を実施していただきたいと思います。

ということで、今日の研究評価の進め方を確認させていただきたいということで、既に前回、ご説明したことと重複いたしますけれども、確認ということでご容赦いただきたいと思います。

これは、中期目標の中で、安全研究に係る部分を抜粋したもので、既にご説明してはいますが、原子力安全委員会の重点安全研究計画などに従って、規制行政庁からの要請などを受けて、安全研究を行い、安全基準や指針の策定などに貢献する。また、事故・故障の原因究明に協力するという記載になっております。

これを受けまして、機構としての中期計画は、ほぼおうむ返しになっているわけですが、特に、規制支援に用いる安全研究の成果の取りまとめにあたっては、中立性・透明性の確保に努める。なお、実施に当たっては、外部資金の確保に努めるということで、現在我々の研究資金のかなりの部分が、外部資金で賄われているという状況になっております。

本日、行っていただきます3年間の研究評価の視点でございます。

まず、第1点目は、今述べましたように、中立性・透明性を確保し、国民からの信頼を得る、この点につきまして、そういった視点からの評価を行っていただくというのが第1点でございます。

第2は、この3年間の中間評価というのは、大綱的指針に基づく研究開発課題の評価、いわゆる外部評価として行うものでございます。

その視点でございますけれども、創造へ挑戦する研究者を励まし、優れた研究開発を積極的に見出し、伸ばし、育てること。あるいは、研究者の創造性が発揮されるような、柔軟かつ競争的で開かれた研究開発環境を創出すること。それから、研究開発施策等の実施の当否を、社会への影響にも配慮した幅広い視点から適切に判断するとともに、より良い施策の形成に資すること。

それから、次は、透明性でありますとか、説明責任を果たすということです。

それから、これは、人材等の資源配分、そういった視点でございます。

こういった視点からご議論いただくということでございます。

先ほど、議事録にありましたように、前回三島先生のほうから、創造的というのはどういうふうに理解するかというご質問がありました。

それから、最後のところでございますけれども、中期目標・中期計画を達成できるかという視点からの評価は機構の独法評価でなされているということで、今回の評価では、こういった視点から評価していただく必要はないということでございます。

評価対象ですけれども、この我々のしている重点安全研究ということと研究成果の活用で

ざいます。

我々が実施している研究課題とそれから安全研究センター以外の部門で実施している開発研究の成果の活用というふうにありますけれども、その2種類がございます。

原子力安全・保安院、JNES、原子力安全委員会からの受託研究は直接的な安全規制支援と位置づけて実施しているわけがございますけれども、受託研究そのものは評価の対象外でございます。

これは、委託元が評価するというところでございます。

ただし、受託研究から得られる成果や技術的知見を活用して、さまざまな活動を実施しております。研究論文をつくったり、技術報告書をつくったり、さまざまな研究活動をやっているということでございます。

それから、国の委員会に参加して協力している。それから、学協会活動へ参加している。あるいは、国際協力活動への参加、教育・人材育成等への貢献。こういったものが評価の対象となっております。

これはもう何回かご説明しておりますけれども、評価の検討体制でございます。

各研究課題に関します技術的、詳細な議論は、それぞれ安全研究センターでありますと、安全研究委員会で行っております。

それから、新型炉分野、それから高レベル廃棄物処分に関する研究のうち開発研究の成果の活用、それから放射性リスク・影響評価技術に関する研究、こういった部分につきましては、それぞれの部門に設置されている研究委員会で既に議論をしておるところでございます。

その結果は、後でご説明いたしますが、そういったものを参考にして、今回評価していただくということでございます。

これは、所見を記入していただく書式でございます。もう既に何回か実施していただいておりますが、ほとんどフリーハンドで書いていただくということでございます。所見とそれから留意事項ということで、自由に記載していただくことを考えております。

我々、さまざまな評価を受けております。原子力安全委員会での重点安全研究計画の評価が行われております。これとの違いを最後にご説明いたします。

安全委員会が実施している評価では、今後の安全研究の推進に重要と考えられる方策を明らかにします。あるいは安全研究が行われなかったり、また順調に進捗していない研究内容については、その対応方針を明らかにする。

それから、必要に応じて重点安全研究の内容を見直すと、こういった視点でなされているわ

けであります。

ということで、今回予定した評価と視点が全く違うということで、重複して評価をやっているというものではございません。以上です。

○佐藤委員長 何かご質問、ご意見等ございますでしょうか。よろしゅうございますか。

今の考え方を承って、それを踏まえまして、今度は、17年度から19年度の成果、20年度以降の計画等について、ご説明とご討論をお願いしたいと思います。

なお、これらのうち成果につきましては、本年1月の安全研究委員会等々におきまして、パワーポイントに基づきまして、かなり詳細な説明が行われ、それに基づく議論もなされているところでございます。

我々審議会の役目というのは、極めて技術的な詳細な議論をするのではなくて、進捗状況、その成果の全般につきまして、大局的な見地から、評価するというふうに考えています。これはこれまでの審議会での議論が大体そういう線に沿ってなされてきたというふうに私は理解しています。

この安全研究委員会等のご議論も当然我々には参考になるわけでございますので、これについては必要に応じて、事務局から適宜ご紹介をお願いしたいというふうに思います。

それでは、まず最初が、平成19年度の安全研究審議会評価報告書の案、これからご議論を賜りたいと思います。

それでは、紹介をお願いいたします。

○村松研究計画調整室長 では、安研審の6-3というのが評価報告書の案でございます。

これにつきましては、前回パワーポイント資料を使いまして、概略をご説明させていただいておりますので、簡単にご説明をさせていただきたいと思います。

まず、めくっていただきますと、はじめに、というところで、審議会の目的といたしますか、どういう評価をしているのかということを書いておりまして、一番上の段、中立性・透明性の確保といった問題とそれから国の研究開発評価に関する大綱的指針に基づく評価を行うということを書いておりまして、その次が、この委員会の進め方についての話を書いてございます。

それから、次のページにまいりまして、その評価のやり方ということなんですけれども、ここでは、評価対象がどういうものかということで、重点安全研究計画を対象としておりまして、その次のページの表に書かれたものが対象であるということ述べております。

それから、次のページにまいりまして、評価の基本的な考え方というところで、一番上のほうにおきましては、先ほど申しましたような中立性・透明性の話及びそれに加えて、最後の段



落ですけれども、社会への情報発信の窓口、社会のニーズを適切に反映するといったことも重要であるということを書かせていただいております。

それから、評価の進め方のところでは、この下の2番目の段落のあたりですけれども、安全研究委員会、それからその他の研究開発部門における幾つかの委員会の審議結果を参考にするということを書いております。

それから、次のページのほうでは、評価結果のまとめの仕方としまして、総合的な評価結果と課題別の評価結果ということを行いますということを書いておまして、課題別のほうにつきましても、特に特筆すべき事項についてまとめているということを書いてございます。

次のページから、総合評価結果ですけれども、これは前回、ほとんどの部分について、ご説明しております。そして、その前回議論いただいた結果について、修正したところがございますので、そういったところを中心にちょっと中身をご説明したいと思っております。

まず、18年度の成果につきまして、最初の段落のところでは、基本的には将来の原子力安全規制や基準指針の技術支援に資するものであって、実際の活用を見据えた研究になっているのは評価できるというお話がございました。

また、その次の段落については、ちょっと読みにくいので、日本語を考えるようにというお話があったんですけれども、そこら辺は修正をさせていただいて、また同様に、所見において、安全研究として実施している一部の基礎・基盤的研究について適用への実際の課題を明確にして進めるべきとの指摘が最もなものと考えられる。

それから、この指摘に対する回答に示された基礎・基盤的研究が先見的研究であること、人材基盤の維持に役立っていることも認めざるを得ないものであり、基礎・基盤的研究に係る産官学の連携や拠点化の促進に貢献していくとの計画が達成されることを期待する。といった指摘をいただいております。

それから、次のページ、このページの下の方にまいりまして、3.3(1)重点安全研究を実施する上での心構えについて、というところがございますけれども、ここで1番目、2番目は前回ご説明していたところですが、1番目の中立性ということの意味について、自分たちの科学・技術的所産に自負心や誇りを持つことと理解して実施することが望まれるとか。

それから、レギュラトリー・サイエンスということで規制をする場合には、行政官等にどこまでわかって、どこからは自信がないかといった情報も明確にすることといったことがありました。

さらに、その次の段落ですけれども、規制を支援するという事だけ、どうしてもそのと

きの必要性に応えるということが中心になるんだけど、独創的な研究を創出するといったことも重要であるというようにご指摘をいただいていたので、この段落の後ろのほうをちょっと加えまして、例えば中長期的に安全評価技術の高度化に結び付けることを念頭に、独創的な成果の創出を目指すような心構えを持ってもらいたい、というような表現でご指摘を入れるようにさせていただきました。

また、その次に、次世代炉のような次の時代に向けた安全論理の構築も考慮することを切望する。といった形で書かせていただいています。

それから、その次からの段落については、既にご説明をさせていただいたものですが、安全研究委員会との関係について、安全研究施設の維持について、それから4番目の安全研究に係る人材について、それから核燃料サイクル施設のリスク情報活用に向けた研究について。それぞれ留意して進めるようにということで書かせていただいています。

それから、次のページにまいりまして、課題別の評価結果を書かせていただいておりますが、こここのところは前回お示ししていませんが、その前の会合のときに、安全研究委員会からのコメント等ということで、紹介させていただいた内容を書かせていただいております。

それでそういうことで、ここにつきましては、詳細にずっとご説明することを省略させていただきたいと思いますが、ただ、この見方について、この9ページの先頭のところに、少しことわり書きをさせていただいております。と申しますのは、私どもの研究のほとんどのものについては、受託の研究として実施されております。

そうしますとそれに対する評価と個別の受託研究に関する評価というものをここでやるのはどういう意味があるかということが問題になります。それで、私どもはその受託研究の内容につきましては、ここの、なお、からの部分に書かせていただいておりますが、参考とした調査票にも示されるように、たくさんの受託研究があるんですが、その評価は本来個別の委託元においてなされるべきものである。したがって、本審議会では、JAEAが蓄積された知識と能力を生かして、規制行政庁及び原子力安全委員会のニーズに直接的に貢献しているか、あるいはJAEAが重点安全研究の目的を達成するために、こうした受託研究という機会を適切にとらえ、効果的に成果を上げているか、といった観点での意見やコメントを記載することにしたというような表現で、受託に対する考え方を書かせていただきました。

以下の文章の中では、研究の概要と主な成果、それから19年度以降の計画、それから評価及び留意事項というところで質問や助言の内容を書きますということで、具体的に書いてございます。

このところにつきましては、今日は17から19年度についての成果の中で、ここは18年度の成果についてご説明しておりますが、それとダブルこともございまして、ちょっとここは省略させていただきたいと思えます。

最後のページ、40ページに飛んでいただきたいと思えます。

ここで、おわりに、としまして、全体のまとめを書かせていただいておりますけれども、ここで特に将来に向かっての考え方の中で、前回いただいたコメントに対応するものとして、受託研究等だけではなくて、長期の視点で、考えていくことが必要であるといったご意見がありましたことに対応しまして、4番目の段落になりますが、そこを補充しております。

ここで読みますと、安全研究センターにおいては、予算削減に対応して外部資金による受託研究により、重点安全研究の目的の達成に努力し成果を上げている。しかし、受託研究や単年度の競争的資金のみでは、外部資金を今後も継続して獲得するための基盤ともいえる技術的能力を維持するのは難しいと危惧する。このような課題は安全研究センター自体の努力だけで解決できるものではなく、機構全体ひいては国レベルで検討すべきものである。

といった形で、ご意見を入れさせていただきました。

現在、原子力安全委員会におきましても安全研究専門部会が開催されて、重点安全研究の見直しが行われておりますけれども、そうしたところでも施設の維持ですとか、研究推進策についていろいろと議論していただいております。そうしたところでできるだけ私どもも参加させていただいて、こうしたことが国レベルでも議論されるように努力してまいりたいと思っております。

以上、こういった形で評価報告書をまとめさせていただいております。これにつきましては、ご意見をいただけることがあればいただきますが、全体について、また後ほどご意見等がございましたら、今月中ぐらいに事務局のほうにコメントいただければ修正させていただきたいと思っております。以上でございます。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

この19年度のものについては前回まずお諮りいたしまして、いろいろご意見等も賜った、それを取り入れて、今日のものになっているということでございます。

ですから、内容の一字一句のご説明は要らないものと私は理解しております、これと次の17年から19年までのものと20年度以降の研究計画というのは、これはもちろん密接に関連するところがございますので、できましたらこれに続く2つの説明をした後で、全部まとめて質疑、あるいはご意見等を賜りたいと存じます。よろしゅうございますか。そのようにしたい

と思います。

それでは、この19年度についての研究審議会評価報告書に続きまして、17年度から19年度の成果及び20年度以後の計画の概要、これにつきましてご紹介をお願いいたします。

○村松研究計画調整室長 では、これからパワーポイント資料を使ってご説明しますが、これに関連する資料の構成について先にご説明させていただきたいと思います。

まず、17から21年度の研究内容の最も詳細な記録というのは、この参考資料の6-3というものでございます。

これは、その他に6-4に重点安全研究の計画の調査票というのがございますけれども、ここに示されました計画に対応して、どういう成果があったということをこの6-3の資料に書かせていただいているわけでございます。

その内容を実は安全研究委員会では、かいつまんでOHPでご説明を課題ごとにさせていただきました。そして、それに対する所見をいただきました結果が、今日の資料の6-4-3というところにまとめてございます。

それからさらに、この各課題の内容を1件1葉のような形で文章でまとめたものが、資料6-4-1でございます。これには、研究の目的、成果の活用、それから主要な成果、それから20年度の研究実施内容、それから達成に関する今後の見込み及び特記事項ということで書いてございます。この特記事項は、特に大きな成果が上がったとか、あるいはできなかったとかいうことを書いているところでございます。

そして、今日は、これについてこのOHP形式の資料、6-4-2ですが、これでもってこの主として、1件1葉でまとめた内容をご説明させていただきたいと思います。それから、もう1つ、委員の先生方のお手元に安全研究審議会の評価所見記入書式というのをお配りさせていただいています。ご説明に従って、今日、書き込んでいただければ幸いです。しかし、今日でなくても、今後、ワードファイルもお送りしますので、それを書き込んでお送りいただければ幸いです。

この評価書式の書き方なんですけれども、一番先頭のページに留意事項等について、これについてはこれといったような例が書いてございますが、ここは全くご自由でございまして、あまりこれにこだわっていただく必要はございません。ご遠慮ないコメントをいただきたいと思っております。それから、一番上の評価のところは全般的なものということでお願いいたします。

ただ、この評価というのは、基本的には研究をよりよくするためのご提言、あるいはコメントをいただくということで、さっきの平野の説明にもありましたように、計画をきちんと達成

できている、いないということで評価するものではございません。

このページの後ろのほう、数ページ、用紙がついておりますけれども、これは適宜使っていただきたいと思います。

それでは、パワーポイント資料に基づきまして、ご説明させていただきます。

それから、この所見の部分ですけれども、これについてもパワーポイントのほうとこの所見のほうとそれぞれ課題ごとにご説明をさせていただきたいと思います。

まず最初のページは、この研究に関係しております原子力機構の部門の図でございますけれども、ここでまん中に安全研究センターがございまして、ここに3つのユニットがあり、それに対応して、9つの研究グループがあるということが書いてございます。

特に、重点安全研究に対応しておりますのは、この黄色で示した部分を中心になっておりますが、その他にこの一番下のグループ、これも一緒に上の機器・構造信頼性評価研究グループというところと一緒に重点安全研究をやっておるとい形になっております。

それから、その安全研究センター以外の組織としまして、原子力基礎工学研究部門、それから次世代原子力システム研究開発部門、これはFBRとそれに対応する再処理システムです。それから、核燃料サイクル技術開発部門、地層処分研究開発部門、それからバックエンド推進部門が、重点安全研究計画の実施に関係してございます。

まず、最初の数ページでもって全体の概略的な様子をご説明したいと思います。

学術・研究活動ということですが、これにつきましては、私どもの研究のほとんどが受託で実施されている面が多いわけですが、その成果をもとにして、学術的な論文の投稿ということにも励んでおります。その結果として、雑誌論文としては、約280、技術報告書で約320、受託報告書で約90、国際会議300、口頭発表810といったような形になっております。

この中で、ここには研究開発といいますか、いわゆる開発部門の成果も入っております、そこには必ずしも規制支援に直接関係しないものもありますので、ご参考までに内数といいますか、開発部門で行っている研究の成果の数もカッコの中に書いております。そうしますと残りの部分が、安全研究センター及びその他の支援研究ですが、約半分ぐらいがそれに該当します。

その他、学会賞等につきましては、17から19年度には6件ございまして、独創的な研究とか、そういったものについても頑張っているということを見ていただきたいので、この点も書かせていただきました。

それから、安全研究の本来の目的でございます規制活動について、及び将来のそれを担う人材育成等の支援についてですけれども、規制活動の支援に関しましては、原子力安全委員会の安全審査、指針整備、規制調査等に委員として参加させていただいていますが、その他に受託調査を通じて国際動向の把握、性能目標・防災指針・燃料関係指針といったものについて検討のための材料提供をさせていただきました。

それから、原子力安全・保安院及びJNESさんにおける安全審査や技術基準整備につきましては、やはり委員会の委員等としての貢献と同時に、多数の受託事業によって規制上の研究ニーズに直接に対応しているということでございます。

それから、学協会における民間規格、PSA、PSR等々ございますが、それから技術戦略ロードマップ策定というのも最近盛んになっています。こうしたものに対しても積極的に参加をしてございます。

それから、正確に申しますと、この学協会に対する民間規格については規制の活動としてはそれをエンドースするためにレビューするというのが本来の立場ということでありましてけれども、それと同時に、この民間規格をつくること、そのものに対して重点安全研究の成果情報を提供して、それに役立てていただいているということでございます。

それから、人材育成については連携大学院制度による講師派遣ですとか、あるいは東京大学原子力専門職大学院への講師の派遣といったものをやらせていただいて貢献しております。

それから、国際協力活動としましては、まずOECD/NEAのCSNIの関連のグループへの貢献がございます。

それから、これは5つのグループが活動していて、その下に多数のタスクグループがございますけれども、こういったものに参加しています。

それから、保安院で実施した特別拠出金プログラムSCAPというのがございますが、高経年化に関連するものですけれども、これも支援しています。

それから、さらに大きいプロジェクトとしましては、今日、後でトピックスとして説明させていただきますが、OECD/NEA ROSAプロジェクトの主催がございます。その他、フランスのC a b r i計画などにJAEAとして参加しております。

それから、IAEAの活動への参加ですけれども、例えば圧力容器の破壊靱性評価、これのためのプロジェクトですとか、それから包括規制レビューサービス、これは原子力発電所の安全管理の規制に対する状況についての専門家レビューの活動ですけれども、これにも参加しております。

それから、2国間協力の推進としましては、NRCとかフランスのIRSNとの協力を行っております。

それから、規制支援の重要なものとして、事故が発生したときの原因究明等への支援ですけれども、17から19年度では福島第一6号機で起こりましたハフニウム板型制御棒のタイロッド部のひび割れ、そういったものがございましたけれども、これの原因の究明にも参加して貢献しております。

ここからが個別の課題の成果についてのものでございます。

これは、1件1ページずつになっておりますけれども、各OHPで成果をご説明しまして、その後、所見の資料でそれぞれについてどんな意見があったかということ述べさせていただきたいと思っております。

ちょっとこの所見の資料につきましては、委員の方々の名簿がちょっと違うところがございますので、後ほど差し替えをさせていただきたいと思っております。

まず、確率論的安全評価手法の高度化・開発整備ですけれども、この目的は、リスク情報を活用した規制の枠組みの構築に資するというので、軽水炉PSA技術の高度化や核燃料サイクル施設に関するPSA手法の開発整備を行っております。また、原子力施設の性能目標の検討というのも課題の1つとして挙げられておりました。

これらにつきましては、まず軽水炉関連の研究としましては、不確実さ評価手順を整備したということがございます。この図に示しておりますのは、その評価結果の1例でございます。

それから、核燃料サイクル施設については、MOX燃料加工施設を対象として評価手法を整備してまいりました。その他、最近では、事故影響の評価手法をつくるということで、主として再処理施設を対象とした検討を行っております。

図に示しておりますのは、MOX燃料加工施設におきます、さまざまな事故シナリオについての影響評価の結果とそれからその発生頻度の評価の結果を1つの図で示したものでございます。

それから、3番目の性能目標ということでは、17年度から18年度にかけて行われました原子力安全委員会の性能目標、これに材料を提供させていただいております。

このPSA関連のものにつきまして、次に資料の中で、この所見のほうの資料をごらんいただきたいと思っておりますけれども、ここでどんな議論があったか。ここにつきましては、2ページをお開きいただきたいと思っております。この一番下の部分から、個別課題の評価ということで最初に(1)確率論的安全評価手法についての意見ということで出ております。最初は、適切に進

められていると思います。という意見の方が2名おられました。

この所見については、全部をお読みすると大変時間が長くなりますので、こういう肯定的な、これでよいと思いますというのについては、なるべく省略させていただくようにして、スペシフィックなコメントを主として読ませていただきたいと思います。

例えば、ここでは、2番目に、核燃料サイクル施設については、計画どおりに進捗している。それから、性能目標について生かされているといったようなご意見。それから、シビアアクシデント研究については、AM策の検討に役立つだろうという意見がございました。

それから、次のページにまいりまして、ページの一番下のほうに書いてあるところなんですけれども、下から2番目の・です。核燃料サイクル施設に対するP S A手法開発については、手法、機器故障率等の基礎データ整備のいずれの点でも課題が多く残されており、継続した研究の推進が望まれる。というご意見もございました。

これにつきましては、事故影響評価のための基礎的データの整備ではリスク上重要な事故シナリオのうち、データの不確かさが大きい事象について実験によるデータ取得を計画している。それから、機器故障率については、3年計画で一般データベース整備を進めているということを書かせていただいております。

これは一般データ整備ということを書いておりますが、もちろんその他に東海の再処理施設を使ったデータの整備も継続しております、それを一般の再処理施設、六ヶ所にも提供できるように一般データ整備という観点でもやっているということでございます。

それから、その下にありますように、炉とサイクル施設との間で違いというものも明確に考えていってほしいというご意見もございました。

では、次に、事故・故障分析及び情報収集でございますけれども、ここでは、国内外において発生した原子力事故・故障の分析及び海外の規制等に係る情報の収集・分析を行って、教訓や知見を導出するということを目的にしまして、I N E Sですとか、I R Sなどのレポートを収集して報告すること及び毎年トピックスを設定して、詳細な検討を行って報告書をつくるということを行っております。

17から19年度の間に行ったものとしましては、米国の加圧水型原子力発電所でのP W S C C、一次冷却水応力腐食割れについて、それから安全弁・逃がし弁の設定点の変動事例の分析といったものを対象にして報告書を作成してお配りしております。

これらについては、いずれも原子力安全委員会や保安院に報告するとともに、国内の電力会社にもお送りして参考にさせていただいております。



この研究についてのコメントでございますが、また所見のほうの4ページに行っていたきたいと思います。

ここでは、4ページの・の4番目のところあたりですが、保安院を入れた体系的な取組評価を期待したい。といったご意見もございました。また、その下のところですが、しかしながら本研究の成果は担当者個人の力量と継続的な努力に負うところが大きいところから、長期的には後継者の育成が課題である。例えば、若手に兼務的な形で研究参加を図るなど、本研究の継続に向けての組織的な対応が強く望まれるといったようなご意見もございました。

さらに、この研究の立場についてのご意見なんですけれども、次のページ、ここの四角の下のところですが、本研究はさらNISA、JNES、電力等で具体的にどのように有効活用されるかが重要ですが、そこは十分だと考えてよいのでしょうか、JAEAの仕事ではないのかもしれませんがというご意見でした。

これに対しまして、活用自体は当事者であるNISA、JNES、電力であると認識しており、当方では、それに当たって有用となる情報の提供を目指しておりますというお答えをさせていただいております。

次にまいります。

軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価ですけれども、ここでは目的は軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、安全審査のための基準等の高度化に貢献するというので、まず最も大きいものとしては、RIA時の燃料挙動についてデータをとって、高い燃焼度範囲における破損しきい値のデータを得たということ。それから、LOCA時の燃料破損しきい値についてもデータを得ているということでございます。

右に示しておりますのは、RIA時の燃料破損しきい値に関する情報を拡張したということを示してございます。

それから、その他の成果としましては、解析コードの整備がございまして、通常時の評価を行うFEMAXIコード、それから事故時の評価を行うRANNSコードなどの評価を進めて、開発を行って、検証を進めております。

それから、その他に、JMTRを使いました異常過渡時の挙動の実験について今後行うための装置整備を進めております。

成果の反映としましては、高燃焼度燃料の安全審査等に利用されております。また、近い将来、予想される燃料の安全審査に関して重要な判断材料を与えると考えております。

これにつきましての所見でございますが、これは5ページ目の一番下のところでございます

が、R I A及びL O C A時の燃料挙動について、解析結果を提供した。また成果は国際的にも高く評価されている。それから、成果の効果的な活用を図ることが重要であるといったご意見をいただきました。

それから、6 ページ目の一番下のところで、長期的には解析手法を高度化し、炉内実験による実証だけに頼らなくてもよいような信頼度の高い評価手法開発を目指した研究を期待するというご意見をいただきました。

私どももそのように考えて研究を進めているところですよというお答えをしております。

それから、次のページにまいりまして、BWR及びPWRの電力の方からの意見なんですけれども、2 番目の・です。NSRR実験については、高温下ではPCM I 破損がしにくくなることが予想され、傍証が得られれば、低温に比べて余裕を満たすことが可能となることから、高温条件でのデータについて拡充していただけることを期待したい。また、BWR-MOXデータは1 ケースしかないことから、データを拡充していただけるとありがたいということでもございました。

これにつきましては、BWR-MOXについては、試験対象燃料の入手が困難なので電力さんからもご協力をいただきたいということをお答えさせていただいています。

それから、その下のほうですが、下から2 番目、R I AやL O C Aに関して、必ずしも各国間の規制基準は同じではないのが実情であるが、R I A時燃料挙動やL O C A時燃料挙動に関しては物理事象として違いはないので、これらの挙動について十分な知見を蓄積した上で、各国規制基準の相違についても一定の考察が与えられるよう検討をお願いしたいというご指摘があり、これにできるだけ対応していきたいと思っておりますということで、フランス、米国等との使用基準についても検討しておりますということをお答えしています。

この点については以上でございます。

それから、次にまいります。

次は、出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術ですけれども、これにつきましては、後ほど詳しくR O S Aプロジェクトについてご紹介させていただく予定ですが、その他に、核熱結合模擬実験を行いまして、そのコード検証のためのデータを得たこととか、それから、低温時、高温待機時の反応度事故におけるBWR燃料の健全性評価手法の整備のためのデータを取得したこと。

それから、P o s t-B T領域の変化に関する試験データを取得したこと。

それから、圧力抑制プール水、これはシビアアクシデントの実験なんですけれども、プール

の中からの照射下のガス状ヨウ素の放出についての試験を行って、データを得ております、あるいは解析手法の開発を行っております。

これらの成果をJNESや産業界に提供しております。

この研究についての所見でございますが、これにつきましては、8ページの中ほどに書いてございます。ここで上から4番目の・ですけれども、これは世界的にもユニークな大型実験施設であるLSTFを有効に活用し、喫緊のニーズに対応した熱水力最適評価解析に資する実験データを取得していることは評価できる。国際協力の下での遂行が図られていることも評価したいと。ただし、それに加えて、RIA、Post-BTでは、燃料関連での研究に有意義なデータを取得しているが、さらにこの成果を解析手法の開発に適切に反映することが肝要であるというご指摘がありまして、これに対応して、今後より系統的な解析を通じて解析手法の開発に反映したいと思いますというお答えをしております。

またその次のところでも、最適評価手法について期待するというご意見がございまして、今後、そのECCS評価基準の見直しなどに貢献できるような研究を行っていききたいということを書かせていただいております。

次ですが、材料劣化及び高経年化対策に関する研究です。ここでは高経年機器の構造信頼性評価のための研究としまして、確率論的破壊力学解析手法の整備、それから放射線による材料劣化挙動についての照射試験による機構論的な予測手法の整備、それから照射誘起応力腐食割れ、IASCCに関する照射後試験データの取得などを目的にしております。

17から19年度の成果としましては、まず原子炉圧力容器及び配管溶接部に関するPFM解析手法の整備を行ったということでございます。これについては、先ほど学会賞をもらったものが幾つかあると申し上げましたけれども、これもその1つでございます。

それから、その他に圧力容器鋼の粒界脆化や溶接熱影響部に関する影響の知見を取得したこと。それから、ISCに関する試験データを取得したこと。

それから、中越沖地震に関連した地震時の構造健全性評価法に関する研究に着手しております。それから、JMTRによる試験、これも準備をしているところでございます。

成果の反映としては、今後、PFM手法の開発の結果などを保安院やJNESに提供して、貢献をしていきたい。あるいは学協会における規格の整備などにも役立てていただきたいと考えております。

この右側の図は、これらのうちのPFM解析の結果を示しているものでございまして、破損確率や見落としの検出確率が、それによって大きく変わりますよ、というようなことござい

ます。この他にもいろいろなパラメータについて行っております。

これについてのコメントでございますが、今度は所見のほうの9ページに行っていたきたいと思っております。

ここでは、上から2番のところですが、材料劣化、高経年化対策に係る研究は極めて重要度の高い課題であり、引き続き進めてほしいというコメントがございまして、特に、高経年化対応技術戦略マップに沿って、産学官の連携に留意して進めていきたいということを書かせていただいております。

その他、コメントとしては、照射脆化検出手法についてのもの、確率論的破壊力学、IASCCについてのコメントが幾つかございまして、こういったものについても留意してやっていきたいとお答えしております。

それから、この9ページの一番下のところなんですけれども、IASCC等に関してはPWRについて、JMTRは主としてBWRの体系の条件を対象にしているんですけれども、PWRについてもやってほしいというご意見がございまして、これにつきまして回答では、JMTRの装置整備の中で、PWRについても対応した条件をつくれるように考えておりますということでお答えをしております。

次が核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究でございます。ここでは、再処理施設及びMOX燃料加工施設の臨界事故に関する評価のための実験データを蓄積するということを目的にしております。

これは将来、高燃焼度燃料やMOX燃料の利用と輸送や中間貯蔵施設といったことを考えたときに、燃焼度クレジットですとか、臨界管理手法としてより現実的な評価ができるように、データを整備するという観点で行っております。

それで、17から19年度の成果としましては、右の図に示しましたような燃焼度の進んだ燃料でのFPの増加によって臨界の条件が変わってくるということについてのデータを得ているということでございます。

この他、MOX燃料加工施設を対象にして、混合装置の中で臨界事故が起きる可能性について、どういう条件で最も臨界安全上厳しくなるかといったことを解析する計算コードの開発なども行っております。

このうちで、成果の反映としましては、燃焼度クレジットなどを念頭に置いた評価については、これは原子力機構が独自の予算で行っているものでございまして、将来、こうしたことが課題になってきたときに、それに対応できるようにデータを整備しているということでござい

ます。

それから、MOX燃料加工施設のほうについては、これは六ヶ所でのMOX燃料加工施設の建設に備えた安全審査の参考情報を提供するという事で、JNESからの受託として行ったものでございます。

それから、これにつきまして所見のほうでございますけれども、10ページの上のほうから始まっていますが、地道に成果が蓄積されているというご意見などがありました。

それから、下のほうに行きまして、先取りの安全規制を考えた研究計画を期待するというご意見もございました。

これにつきましては、当面の規制ニーズばかりではなく、移行期を含む次世代の燃料サイクル施設の安全論理の構築と安全評価手法の整備などを行うこととしています。また、機構内の関連部門との連携協力を開始しています。ということで、より高度な臨界評価手法をつくっておくことによって、将来、例えば5%超燃料ですとか、そういったものによる評価が必要になったときにも対応できるように準備しているということでございます。

次に進ませていただきます。

核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行に関する研究でございます。

これは、火災、爆発及び臨界事故が発生した場合の放射性物質の移行についてのデータを取得して、安全審査等の科学的知見を提供するという事でございます。

これは、17から19年度には大きく2つのことをやっております、1つはグローブボックスでの火災に関する放射性物質の放出に関する実験でございます。

これも受託で行ったものですけれども、右の図のような形で、放射性物質がどのような時間経過をたどって出てくるかといったようなことを評価するためのデータをとっております。

それで、これらにつきましては、MOX燃料加工施設の設工認、保安規定、それから保安検査、施設の定期検査に適用する技術基準、火災防護基準とかそういったものですけれども、そういった後続規制に役立てていきたいというふうに考えております。

これにつきましては、11ページの一番最後のところからがこの研究に関するコメントでございますけれども、13ページに行ってくださいまして、四角の下あたりからですけれども、ヨウ素の揮発性に関するものについて、物理化学的な理論に基づいて整理していただきたいといった話がありました。

また、その次のところにも、最後はデータだけでなく、モデル化できるようにといったお話がございました。こうしたものについては、物理化学的なモデルの検討を今後やってまいり

ますということでお答えしております。

それから、その下にございますが、P S A評価を行って、重要度分類や発生確率などを定量化して、個々の実験評価と結びつけるような展開も期待したいというお話がございました。これらについては、そういった方向で、サイクル施設の機器のより合理的な重要度分類などに役立つようにリスク情報の活用について検討していきたいということを言っております。

また、そうしたものを実現するためには事故後の影響評価についてもデータを得ることが必要だということで、実験なども計画をしているところでございます。

次は、高レベル放射性廃棄物の地層処分に關する研究ですけれども、これは研究の目的は非常に長期の変質などで変動要因を考慮した確率論的な長期安全評価手法を開発・整備するというところでございます。

長期にわたりますために、シナリオをどのように定義するかということが非常に難しいわけですけれども、この研究では、右の図に示しましたように、まず標準的なシナリオというものを設定します。これは、バリアシステムの安全機能が期待どおりに発揮された地下水移行シナリオを対象にしているということでございます。

それから、それに対して将来起こる可能性のある変化に対応するために、サブシナリオというものを考えまして、それぞれごとにまた感度解析や不確かさ解析を行うという方針でやっております。

この下のほうの図というのは、このガラスの表面積の変化を考えたシナリオですけれども、それによってどのように地表に出てくる放射性物質の量が変わってくるかといったことを示しています。

こうしたさまざまな感度解析や不確かさ解析の情報を集めておくことで、安全審査のための検討に役立つというふうに考えているわけでございます。

この他、これは解析的な研究ですけれども、その他に人工バリアについての構成要素の長期の変化に関するデータとか、広域かつ長期的な地下水流動についての情報の収集、あるいは評価手法の検討を行っております。

それから、これらの反映の行き先としましては、精密調査地区選定のための環境要件及び安全審査基本指針の策定に貢献すること。あるいは、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定で基準を設ける際の科学的根拠にすることといったことに役立つと考えています。

これにつきましては、コメントとしましては、15ページのまん中へんからでございますけれども、ほぼ適切に進められているというようなご指摘が多かったんですけれども、その他にN.

A. 利用等の関係についても留意するようというコメントをいただきまして、フランスとの協定などでの情報入手とか、そういったものを生かしながら考えていきたいということをお答えしております。

ちょっと先ほど、1つ抜かしてしまいましたので、1つ戻らせていただきます。申し訳ございません。

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究でございますが、この研究は基盤・開発研究の成果の活用という副題をつけておりまして、原子力機構の基礎工学部門との連携によって行っている研究でございます。

ここでは、実はこの研究のもともとの目的は、機構の再処理工場、そこの高経年化対策について評価を行うためのデータをとってほしいということで、JNESさんからの依頼がございまして、そこは独立の立場にある安全研究センターと基礎工学部門がそのための規制のための研究を行ったというものでございます。

この右に示しますように、再処理施設における主要な配管ですとか容器における腐食の進行速度、そういうものを求めるための実験を行ったということでございます。

その成果は、保安院において反映されまして、成果の反映のところですが、「加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引きの(案)」ということに使われております。それから、JNESさんでは再処理施設の高経年化対策の技術資料集というものをつくっておられるんですが、その主要な部分を構成するようになっております。

あとこの下の※の注意書きなんですけれども、これは核燃料施設の免震構造に関する研究というものも実は重点安全研究計画の中に原子力機構で実施しますということで登録されているんですけれども、これにつきましては、国の耐震指針改定に対応した原子力機構としての対応が非常に大変なときですから、そちらのほうに関係者の資源が割かれまして、この研究については、今中断しているということになっております。

これについては、ちょっと戻らせていただきます。14ページに所見がございます。

ここの3番目の・ですけれども、経年劣化データの取得に当たっては実機での実時間を念頭において、実験による加速試験の妥当性について十分検討する必要があると考えるというご指摘をいただきまして、これについては今後、操業条件の変化なども考慮に入れて劣化機構の研究を行っていきますということでお答えをしております。

その他、ホット試験との違いなどを考慮するようということでコメントいただいております。そういうことについても議論していきたい。特に、再処理センターとも透明性を持って

ですけれども、議論していきたいというふうに考えていると。

では、次にまいります。

高レベル関連、もう1つの研究でございますが、これは、開発研究の成果の活用でございます、原子力機構の地層処分の研究開発部門においてなされている研究でございます。この研究の目的は、基本的には安全研究センターで行っております研究と同じでありまして、最終的には精密調査地区の選定ですとか、そういったものの技術基準に反映していきたいというのが目的でございます。

ここでは、17から19年度の成果としましては、これまでに行ってきました研究に基づいて、緩衝材の基本特性データベースというものをWeb上に公開したとか、それから拡散データベースの公開といったようなものがございます。

さらに、こうしたデータにつきましては、非常に膨大な量になってきております。例えば、下のほうにJAEA-RESEARCHの報告書の写真がございまして、こうした形で文書データとしては非常にたくさんの報告書を出しているんですけども、これだけではちょっと数値的なデータは一般の人から使いにくいとか、そういったことがありまして、知識マネジメントシステムというものを構築して、機構外の方々からも自由にアクセスしていただくとか、それから次世代の人材の人にも使ってもらおうとか、そういったことを考えております。

この知識マネジメントシステムについては、この19年度までにはまだ詳細設計をやったという段階なんですけども、21年度からは一般に公開すると、第1段階を一般に公開するということになっております。

その他、深地層の研究施設でございます幌延等における研究の成果を取りまとめて公開しております。

それから、地下深部のマグマ等に関するものについては、シミュレーション技術の開発を実施しております。

この地層処分に關してのコメントといたしましては、16ページの一番下のところから書いてございます。ここでは、まず人工バリア等の信頼性向上に関する研究については、個々のBAT (Best Available Technology) としてではなく、処分システム全体としてのBATの示し方を考えてほしいといったようなコメントがございまして、これについてはそうした方向で検討したいということをお答えしています。

それから、その次のページにまいりまして、安全評価手法を一般に公開することとか、ユーザの立場に立ったデータベースの作成を望むといったコメントがございまして、それは先ほど



OHPのほうでご説明しましたように、知識マネジメントシステムの開発によってお答えしようとしているということで回答しております。

それから、このページの一番下のところなんですけれども、地質環境の長期的な安定性評価に関する研究については、研究対象が広範な分野に及ぶので、大学等の外部機関の研究協力を一層進めながら、着実に研究を推進してほしいという意見がございました。

具体的には、火山・地熱活動、隆起・浸食等々を考える必要があるということで、さらにそれを分野を横断する視点で研究を進めることが重要というご指摘いただきまして、これについては、これまで以上に大学等との連携を強化して進めていきたいということでお答えしております。

次に、低レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究についてでございますけれども、この研究の目的は、TRU廃棄物及びウラン廃棄物の処分では、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全評価手法を開発していくことでございます。処分方法ごとの濃度上限値を設定するというようなことが具体的な作業になってきております。

それから、高βγ廃棄物については、安全評価解析を行うといったことでございます。

成果としましては、TRU廃棄物及びウラン廃棄物について浅地中トレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分についてそれぞれ濃度上限値を算出しております。また、クリアランスレベルの算出方法及び試算値を提示しております。

これらについては、後ほどより詳しくご報告をさせていただきます。

この成果は、国の基準、特に原子力安全委員会における報告書にも反映されております。

右の図については、後ほどご説明がありますので、省略いたします。

所見のほうでございますけれども、国の報告書等に反映されているので妥当な結果だということ。それから、窒素有機物等に関する地下環境中における動態についても調べるということが重要といったご意見、固化体研究についての理論的な考察なども必要であろうといったご意見がありまして、それぞれそのように対応させていただきたいということでお答えしております。

次が、廃止措置に関わる被ばく評価に関する研究でございますが、この研究目的は、クリアランス対象物の検認及びサイト解放を含む廃止措置終了確認について、評価対象核種、組成比、濃度測定法等の検認手法などを整備するということでございます。

それから、同時に公衆の被ばく線量を評価する方法の整備も進めております。

17から19年度の研究成果としまして、コンクリート表面のクリアランス判断に関する一括測定法の適用、測定方法についての適用の提案をしているということです。

それから、サイト解放基準のための安全評価手法の提案をしていること。それから、解体作業での特徴を考慮した線量評価コードをつくっていることがございます。

線量コードについては、IAEAで行われましたプロジェクトの結果を使って、検証を行っております。図に示しましたのは、評価結果でございます。それから数値のほうは、実際の測定値でございます。ファクター程度の差はございますけれども、そこそのオーダーとしては予測ができていくということでございます。

成果の反映としては、クリアランス制度の法制化及び運用基準策定に貢献していくということがございます。

その他、国による基準策定等、あるいは日本原電での廃止措置計画の妥当性を評価するために活用するというのを考えております。

これについてのコメントなんでございますが、18ページの一番下のところです。(12)のところに書いてございますけれども、各試験の意義を、データの活用先を明確にするなど、今一度十分検討することが望まれる。ということで、基本的にはもう少し戦略的にはっきりした計画をつくって進める必要があるというご指摘かと思えます。

これにつきましては、拝承ということでございまして、詳しいことは書いてございませんけれども、今後は、リスク論なども考えまして、廃止の段階に応じて、ポテンシャルハザードが小さくなっていくということを適切に反映した規制をつくっていくための支援となる情報をつくっていくということを主たる考え方として、研究を考えていきたいと考えております。

次が、もう1つ、廃止措置に係る被ばく評価に関わる研究で、これは開発研究の成果の活用と書いてございますけれども、バックエンド研究開発部門とそれから私どもとの協力で行っているものでございます。ここでは、原子力施設の廃止措置に関する安全評価手法を確立するため「ふげん」とウラン濃縮回収施設の廃止措置及びその準備作業の情報を生かしまして、安全評価に必要な各種データを取得するというを行っております。

また、それを一般原子力施設の廃止措置に関するクリアランスレベルの検認評価手法を整備するというを行っております。

具体的な成果ですけれども、インベントリーの評価手法の整備に加えまして、「ふげん」を使ったデータの取得を行っておりまして、3番目のところですが、実際の実験データの結果を書いてございます。これは「ふげん」の建屋のコンクリートの中のC-14の濃度を示しております。これは、厚さ方向で変化していると、そういうデータを取得しているということございまして、その下のほうの図は、それに対して熱処理を行うことで、コンクリートの中のC-

14を取り除くことができるということです。600℃になると100%出ていくというようなデータを得ているということでございます。

こうしたことで、解析方法あるいは評価を検証するようなデータを得る、そういうことができていくということでございます。

これについては、今後成果の反映としては、学会の標準づくりなどにこうしたデータを提供して役立てていただけたらと思っております。

これについての所見ですが、これは19ページですけれども、ウラン取扱施設のN. A. 研究について地球科学的な条件が時間とともにどうなっていくかのデータ取得がないと比較できないと思われるが、可能でしょうかといったようなご意見があつて、これについては、ある種の仮定をもって既往のモデル等で定量的に解釈できることを確認する計画ですというお答えをしています。

それから、気中移行率の評価式などについては、理論的な考察を与えておく必要があるというご指摘について、私どももそのように考えておりますということを申し上げております。

これは説明が少し不十分だったところについては、今後十分な説明を行いますということで、お答えをしています。

次が、高速増殖炉の安全評価技術に関するものですけれども、これは高速炉、FBR部門で非常にたくさんの研究を行っているうちの、特に安全に関するものを抜き出して登録しているものでございます。

目的は、安全評価技術に関する開発を行って、安全規制の基本的な考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際の判断資料の整備に資するということでございます。

17から19年度の成果としては、ナトリウムの化学反応に関するデータを得ていることなどがございます。

それから、ATWSによる炉心損傷事故に関しましては、「常陽」におきまして、各種の実験を行っています。その実験について、フィードバック反応度に係る測定データを蓄積しております。Mimir-N2というコードなんですけれども、そういうものの妥当性の確認及びATWSの模擬試験計画の作成などを行ったということです。

それから、さらに炉心損傷事故の推移について、カザフスタンで実験を行っておりまして、炉心融解事故時の熔融炉心の挙動について基本メカニズムを把握するデータを得た。あるいは、排出ダクト方式で再臨界を排除できるということを確認したとされています。

この再臨界防止に関しましては、右の図に示しますように、熔融物が下に向かっていくため

に、再臨界にならないということを説明できるような情報を集めているということでございます。

成果としては、このNa-水反応に関するデータを得て、その評価手法の開発に寄与するか、それから炉心溶融挙動についてもデータを得て、F a C Tの設計研究にも知見を反映しているということでございます。F a C Tというのは、実証の設計研究でございます。

F B Rにつきましては、コメントは、19ページに書いてございまして、ナトリウムの化学反応に関するものとしては、この段落の後半のところですが、高速炉事故時の格納容器の健全性評価に、水素発生挙動等についてのデータが使えるように、評価精度を上げていくことを期待するというコメントがございました。

それから、A T W S 関連では、「常陽」の試験結果などの試験結果を得て、コード開発が進んでいるということは認めるんだけど、今後はそのフィードバック特性の把握、検証が重要との指摘がございます。

それから、炉心損傷事故時の溶融炉心の挙動に関しては、E A G L E 試験の結果によって、J S F R、これはJapan Sodium Fast Reactorの略ですが、次の実用炉の設計研究の対象になっている炉でございますけれども、これについての再臨界回避のシナリオの検討が進んだ。しかし、外部の専門家との意見交換をしながら、さらに集中した審議を行っていく必要があるというご指摘がありました。

それから、耐震関連で、J S F Rの設定について予備的な地震P S Aを行っているので、こういった成果も反映していくようにするということが重要というご指摘をいただきました。

放射線リスク・影響評価技術ですけれども、これは、原子力基礎工学部門における関連研究です。

この研究目的は、放射線の被ばく線量評価、それから放射性物質の環境動態評価、それから放射線に関わる影響の評価手法の開発を行うということでございます。

主な成果としては、世界版のS P E E D I コードの改良を行って、第2版を完成させたということですが、その右に書いてあります図は、このコードになって、雨の降る予測性能を向上させたことによって、チェルノブイリ事故時の放射性物質の分布など、非常に現実的な形で評価できるようになったということがございます。

その他、大気環境中での包括的な水循環モデルの整備ですとか、ラドン等についての計算モデルの解析。それからマウスに関する解析等々の成果を得ておりまして、特に、I C R P に1252種の核種データ、これはエネルギーですとかそういったものなんですけれども、そういう

データを提供しております。

これは、ICRPの勧告というのは世界の標準になっていくわけですが、そういう世界標準に核データをまとめた形で提供したというのは日本では初めてではないかと思われま

す。こうした成果を反映しまして、今後の反映としては、国内外での放射性物質の異常放出、それがあつたときに、対応できるように、それから海洋、水中での移行モデル、そういうものの整理を進めていくということでございます。

それから、天然放射性物質についてのデータの整備や評価手法の整備というのは、ラドンの濃度規制といったようなものについて検討するとすれば、これが役立つということでございます。

それから、ICRP勧告につきましては、そういうことで、我々自身がICRPを助けていくということでございます。

それから、放射線の影響については、分子レベルのシミュレーション技術をつくっているわけですが、こうしたものについては、線質効果ですとか、がんが起りやすい条件ということで貢献していくということになっています。

これにつきましては、19ページの上から始まっておりますが、20ページの四角に入っているところだけ読ませていただきます。

放射線影響についてはシミュレーションのみでは限界がある。今後放射線リスク研究全体のうち、真に原子力機構が担うべき部分としてDNAの損傷・修復シミュレーションと実験研究に集中していただきたいといったようなコメント、それから成果の反映先、提供先を意識した研究をしていただきたいというコメントがありました。

これにつきましては、基本的には大気・海洋・陸域の包括的な物質環境研究を予測と計算シミュレーション、それについても重点化していく。それから、医療防護のための影響評価の重点化もやっていきたいということを申し上げています。

それから、放射線影響研究については、DNA損傷・修復に関する実験とシミュレーションについて一体的に進めるとともに成果の発信に努めますということをお答えしています。

それから、次に防災研究でございますけれども、これについては、リスク研究の部門とそれから原子力緊急時支援研究センターの2つで行っている研究でございます。

まず、リスク関連の研究としましては、PSAを使って、短期の防護措置の複合的な実施の効果を評価して、対策実施上の課題を抽出するというのをやりました。また、長期の防護措

置についての最適化に関する費用便益分析を実施しています。

この結果が、右の図でございますけれども、どのようなレベルで対策を実施するか。導入と解除の差が回避線量で、その間の時間の中での被ばく線量が実際に導入したときの、導入レベルと解除レベルによって決まる回避線量になるわけですが、そういったものを使って評価しますと、解除レベルが5 mSvというのは、チェルノブイリで行われたものですが、それより低いほうにしておくと、コストのほうが高くなる。それより高いところにしておくと、120ぐらいというのが一般に言われているレベルなんですけれども、そういったところで評価するとコストとしては、十分にコストよりも効果のほうが大きということになるという結果が得られたということでございます。

それから、NEATのほうで行っているものとしましては、事故時に情報を関係機関で共有して共同の対応ができるようにということで、そのためのシステム、統合型情報コラボレーションシステムというのを開発しております。それでそのシステムの概念図を示しております。

今後の成果の反映でございまして、こうした最適化手法につきましては、今後の防災指針の見直し等に参考になると考えております。

また、コラボレーションシステムは、自治体等における防災訓練などに活用できると考えております。

これについての所見でございますけれども、20ページの下のところですが、ここで使われていたモデルにつきまして、ヨウ素の体内動態モデルとか、あるいはコストベネフィットの解析に使うコストの算定のための係数ですとか、そういったものについていろいろコメントをいただいております。最新の知見を反映したり、それから不確実さ解析などで対応したりということをやりたいというお答えをしております。

また、21ページの下半分ぐらいのところですが、国や地方の防災計画改定に対応した防災分野の技術ニーズは高いものと考えられ、継続した研究活動が求められている。特に、国や地方自治体を含めた対応をお願いするというご指摘がございました。

これにつきましては、安全委員会、保安院及び実施主体である地方自治体との連携を図って研究を進めているところです。と答えしております。

これは、原子力安全委員会からはNEATのほうで受託研究などを行っております。また、保安院とも連絡をとっております。実施主体である地方自治体からの受託というのも実は今年、これは19年度までの成果ではないんですけれども、今年度、島根県からの受託といったようなものも行っております。

以上でございます。ちょっと長くなりました。

○佐藤委員長 大変盛りだくさんなご説明をありがとうございました。

必ずしもご説明の順番に従ってご意見を求めるということは私のほうも荷が重いものですから、お気づきの点は、順番はどうでもいいですよ。ご質問あるいはご意見等を賜りたいと思います。

答えるのは結構大変なんですけど、ひとつそこはよろしくお願ひしたいと思います。

何かご質問、ご意見等ございますでしょうか。

新田委員、よろしくお願ひします。

○新田委員 細かいところで、2点ありますけれども、1点目は、C-14を600℃でクリアランスになるというお話、あれはメカニズムはどんなメカニズムでなるんでしょうかというのが、すみません、わかれば。ちょっと技術的に関心があるので。

○村松研究計画調整室長 田中さん、わかりますか。C-14がコンクリートから抜けていくメカニズムですけど。

○田中 廃棄物・廃止措置グループの田中でございます。

「ふげん」のほうで実際の炉を対象としてやっております、メカニズムそのものはまだ明確になってございません。ただし、高温にすると簡単に出ていくということから、カーボンが強い化合物をつくって、コンクリートの中に取り込まれるというより、ガス化しやすいような形態で含まれている、そういったことは間違いのないところかなというふうに考えております。

○新田委員 ガス化して抜けていくという、そういう意味で……。

○田中 そうです。

○新田委員 私ども、これからいろいろ廃止措置の中で、もしそういうことができれば、非常にメリットがあるので、ちょっと技術的に興味がありましたものですから。

もう1点、原子力防災の介入レベルと解除レベルで、移転を導入する線量、このグラフの読み方がちょっと理解が……、コストアンドベネフィットの分析をされているんですが、ちょっとここを解説していただけないでしょうか。

原子力防災に関する技術的支援研究の右上の、コストアンドベネフィットの因子をどう見ているのかなというのがちょっと中身が理解できなかったんです。

○村松研究計画調整室長 基本的な考え方としましては、この防護対策を実施する、避難するわけですけども、そのときに避難を回避するレベルとそれから解除するレベルというものを設定しますと、いつ、ソースタームのほうの条件は固定しておくわけですけども、そうしま

すといつ始まって、いつ戻るといことが決まりますので、それによってどれだけ被ばく線量が減っているかというのが決まります。その減った被ばく線量についてはそれをどれだけの貨幣価値になるかということで、係数を決めるわけです。

それから、今度それに対して、ある日数、どれだけの人数が離れたところに行くかによって、コストが決まります。それは、1人当たり、それから1日当たりのコストというような形で決めます。そのメリットがコストを上回る条件はどうなのかということになるわけです。

それで、そういうことで導入レベルとそれから解除レベルの2つのパラメータについて決めているということでございます。

それで、この右の図のほうは、解除レベルのほうを固定したパラメータにして、それで導入する線量レベルを上げていったときに、1人当たりの回避線量がどうなっていくかをとりあえず計算したということでございます。

○佐藤委員長 ちょっと、今のご質問に便乗したコメントを申し上げたいんですが、こういう防災活動というのは、ICRP、インタベンション、介入というカテゴリーに属します。ICRPは、介入という行為は、放射線被ばく量を低減するメリットはあるけれども、必ず何らかのデメリットを伴う。したがって、介入行為というのは、そのメリットのほうがデメリットより多いというときに限って正当化されるものであると、はっきり書いてある。

それで、これは放射線の低減だけに着目すると、そこを大きく誤る可能性があります。実例があるんです、これは、チェルノブイリ事故のときに、ベラルーシ市だったと思いますが、農地が汚染されまして、規制当局がその周辺の食糧の摂取を制限したんです。ところが、どこに行ってもそういうことが起こるんだけど、そのかわりの食糧の補給がままならなくなっちゃいまして、住民の中に栄養失調患者が出たんです。その話を聞いた、当時、ICRPの議長だったのは、ベニースンという男ですが、私はよく知っていたんですが、ベニースンがガンになって怒りまして、そんなものは食えばいいんだと。栄養失調よりなんぼましかわからんと、こう怒鳴ったという話があるんです。これはもう実話なんですよ。

そういう視点が、技術的支援研究の中にないと、規制当局ないしは地方自治体で介入を決定する立場にある人が判断しなければならないということになるわけです。

可能でしょうか。現状で。そういう点もひとつ十分念頭に置いてやってほしいなと思います。ご要望を申し上げます。

他に何かご意見は。

三島委員。



○三島委員 ちょっと細かい話かもしれないんですけども、高燃焼度安全評価の中で、燃料破損閾値のグラフがありますけれども、これがUO<sub>2</sub>はかなり高い燃焼度までやられているんですが、MOXのほうはそれほどでもない。MOXはそれほど燃やさないという前提でこういう研究をやられているのでしょうか。それとも……。

○村松研究計画調整室長 多分、そうではないと思います。

現在の状況として、そこから始めているということだと思います。

○三島委員 将来的にはそれはそこまでやられるということはおありなんですか。

○村松研究計画調整室長 中村さん、何か情報持っていらっしゃいますか。

○中村（武）GL 安全研究センターの中村と申します。ちょっと前まで、この実験を担当しておりましたので、状況を簡単にご紹介します。

まず、現在、許認可で認められているMOX燃料の最高燃焼度というのは、ウラン燃料に比べて低くなっています。そういう意味で、本当に規制に必要なデータがまず低いというのがございます。それとあと資料の中にもございましたけれども、我々としては当然MOX燃料はコストがかかりますから、できるだけ長く使いたいという動きであると認識しておりまして、そういうためには高い燃焼度の燃料が必要だと認識しています。ただ、先ほどの資料の中にもちょっとあったんですけども、世界的に見ても、高い燃焼度のMOX燃料は非常に限られておりまして、それを入手する努力をいろいろやっているんですけども、今のところ入手できて、試験ができたのはこの範囲だというのが実情でございます。

○佐藤委員長 よろしゅうございますか。

他にございますでしょうか。

○森山委員 評価対象のことで、ちょっと質問させていただきます。

重点安全研究の主なやり方、重点安全研究そのものが受託研究なんですか。ではないんですか。

○村松研究計画調整室長 違います。重点安全研究は原子力安全委員会で定められた課題のリストでございます。

○森山委員 一覧表、何かそういうものがあるとわかりやすいなど。

○村松研究計画調整室長 それはお配りをしております資料6-4でございます。

○森山委員 わかりました。

○村松研究計画調整室長 参考資料の6-4が。

○森山委員 また後でも結構ですが。

○村松研究計画調整室長 一応、私どもが最初にこういう計画でやりますということを示したものがこの資料でございます。

○森山委員 それから、受託研究の、そういう意味では、どういうものが結局受託研究かということですね。

JAEAができたころを考えれば、国際的なという話があったので、国際戦略というのが多分あるはずだと思います。安全研究にも本来あるべきだと思うんですが、そういう意味で、できれば海外からの受託というのがあって当たり前だと思うんですけどね。似たような質問もあったように思うんですが、その計画とか実績とかいうのはいかがですか。

○村松研究計画調整室長 あまり多くないんですが、ROSA計画がその代表的なものでございますけれども、14カ国との共同研究という形で、日本は半分の予算、残りの半分を外国からもらっているという形になっております。

○森山委員 多分そういうことが、非常に重要で、それがとれるような形をつくっていくというのが重要だろうと思います。

ですから、それについて各テーマについて、そういう計画がどういうふうになっているかというのがある意味ではちょっと知りたいなど。その全体のあれがちょっとわからないので、個々のところは多分専門のほうでやられると思うんですけども、全体的なバランス、その点は、ちょっとつかみにくいなという気がしました。

○佐藤委員長 そういうコメントがあったということですよ。

○森山委員 はい。

○村松研究計画調整室長 なお、ご参考までですが、この一番厚い資料、参考6-3に、各課題ごとにどういう受託研究を行っているか、あるいは原子力基盤機構からの委託も入っておりますけれども、そういうもののリストをこの中に含めてございます。

○森山委員 なぜこう申すかと言いますと、例えば、日本で何か次に計画をしたときに、結局海外と試験をしようかという話で、JAEAがやったほうが良いと言っていると、結局日本の国にたまっていきません。だからそういう点をどういうふうに今後やっていくかということだと思います。もしそういうのが何か障害があってできないのであれば、その障害を何とかしていくということです。これは開発研究でも安全研究でも本来一緒だと思います。

○佐藤委員長 三島委員、お願いします。

○三島委員 今のところと関連しているんですけども、JMTRのところでご質問しようかなと思ったんですけども、ROSAなんか外国の研究を受け入れてやられているということ

なんですけれども、将来的に考えると、そういう大型の施設、それとかJMTRみたいな装置、そういう装置を維持しておこうと思うと、常にテーマを抱えておく必要があるかなと思うんですけれども、今、森山委員が言われたように、外国からそういうテーマを募って、そういうことも必要じゃないかなと思うんですけれども。

国内だけの需要でやるということだと、いずれそのテーマもなくなるというか、テーマはあるかもしれないんですけれども、それだけではなかなかやっていけないという面がありますので、そういう努力も必要かなという気がするんですけれども。

それともう1つ、やはり森山委員が言われましたけれども、JMTRで照射しようとする、外国で照射するのに比べて随分手間がかかるというかハードルが高いということをちょっと聞いたことがあるんですけれども、その辺やはり照射側のサービスとか、インターフェースとか、手続きとか、いろいろな規制の面もあるのかもしれないんですけれども、そういうところ、例えばJMTRを使いやすいような仕組み、そういうのを考えていく必要があるんじゃないかなというふうに思います。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

松本委員。

○松本委員長代理 今、ちょうど出ているんですけれども、事故・故障分析の情報、これは要するにかなり重要な仕事であると思っているんですけれども、安全研究の目的の中に、人材育成という事柄があって、その人材育成をする上で、こういうことの作業に加わるというのは非常に重要なことだと思います。

要するに、安全研究センターの中でやっているのか、あるいはもっと幅を広げていろいろな人が参加してもらえるような形でもって、そういうことが徐々にできるような形の体制がどこかでやってほしいと。そうすれば、人材育成に非常に役立つのではないかなと思っていますので、そういうことでコメントさせていただきました。

○佐藤委員長 私も皆様の尻馬に乗って、ちょっとコメントをさせていただきます。

研究成果の論文の数が報告されておまして、これは研究活動を測る上で、論文の数というのは、もちろん1つの重要なインジケータであります。この他に、他の論文にどれだけ引用されているかということもあるわけです。ただ、そういう数字になりやすいものばかりに着目しちゃいけないんです。数字にならないものはものすごくたくさんあります。

例えば、日本が安全研究というのを本格的に始めたのは1970年の初めからです。今日まで40年近くたっているわけですが、その間で、一番の成果というのは、専門家の数が増えたこと。

安全を維持する、評価し増進していくための技術基盤、インフラストラクチャが充実したことだと思います。

これも1つ実例をご紹介しますと、1970年代初頭にアメリカでECCSの大論争が起きました。そこで、最初に出てきたのが、インテリムクライテリアと称するやつがまず出てきたんですが、これが日本に大使館経由で来たわけです。これをあるところに翻訳させたんです。原安協に翻訳させました。そうしましたら、そのでき上がった翻訳は支離滅裂だったんです。およそ意味をなさなかった。

もう亡くなってしまいましたけれども、東大から上智大学にいった大久保忠恒さんと私と2人で、赤を入れ始めたんです。真っ赤っ赤になっちゃって、どうにもならないという結果になったんです。つまりそういうものを翻訳できる人がいなかったんです。

そういうレベルからスタートしています。そういう意味で、この安全研究を進めていくことの大きな産物として、ここにある人材育成というのは大変に重要な問題なんです。

そこでこのタイトルに1つ文句をつけますと、この種の活動は、規制活動に限らないはずですね。規制活動に限っちゃうと、ものすごく視野が狭くなりますので、どうぞご注意ください。

現に、学協会による民間規格、これに多数参加しているのは規制の活動ですか。間接的には関係があると言えるかもしれないけれども、規制活動じゃないんです。

○村松研究計画調整室長 副産物として情報をお出ししているという。

○佐藤委員長 同じことですよ。このJAEAのスタッフが科学的、技術的な知見を提供しているということは同じです。どうかその辺の視野を十分広くとっていただきたい。それから、数字に必ずしもならないような成果というのがたくさんあります。

松本委員がご指摘になった事故・故障の評価分析なんていう活動は、本当にあれは人材育成に役に立つんですが、あれはなかなか論文になんかなりません。

現に、TMI事故やチェルノブイリ事故で、日本の国内で何件論文が出ましたか。極めて少ないんですよ。あの事故は、みんな一生懸命分析したんです。それがどれだけ我々の知見の蓄積に貢献したかわからないんです。ですから、そういう点もひとつお忘れなく、お願いしたい。

他に何かご意見、コメント等ございますか。

一番大事な議論ですので、もしよろしければ、最初の計画とちょっとはずれるかもしれませんが、この辺で、10分ほど休憩をいただいて、再開後にこの議論をもう一遍立ち上げまして、

それで大体ご意見が出つくしたようであれば、次のトピックスに移りたいと思います。よろしければ、ここで10分ほど休憩をとらせていただきます。

午後3時35分 休憩

午後3時45分 再開

○佐藤委員長 皆様、お戻りのようでございますので、再開させていただきます。

休憩前の続きでございます。村松さんが説明してくださった17年度から19年度、あるいは20年度以降の計画等々の成果のレビューについて何かご質問、ご意見はございますか。

○山下委員 1つちょっと教えていただければと思うんですけども、高燃焼度燃料で、燃料の破損そのものに関するデータというのはかなりとっておられるんですが、極最近、NRCのほうで、ギャップ中のFPの含有量、ペレットから放出して滞留している、そのものの評価量の見直しみたいな動きがあって、そういうデータというのはかつて原研時代にとっておられるんですか。

○佐藤委員長 何か。

○石島安全研究センター長 私からお答えします。非常に重要なデータとして各実験ごとに、破壊されてしまった燃料についてはかなりちょっと精度上問題あるんですけども、それも含めてとっております。特に、急速加熱時の放出というのは非常に重要ということで、それはきちんとしたデータになっております。

○山下委員 ちょっとまだちゃんと見てないんですけども、NRCのごく最近、いわゆる見直しの数字が出ていて、恐らく今本当に動いているやつでいうと、長期サイクルの評価を燃料炉心評価をやるときにインベントリーの量とかがもし変わっているとすると、NRCの数字がどういう意味を持つのかももう一回ちょっとレビューしなければいけない可能性があって、ちょっとうちとかはホットの試験やってないので、原研でもしそういうのがあったら、必要であれば教えていただければと思います。これは関連です。

もう1つ、高速炉の、これは開発研究のほうのやつで、いろいろEAGLEでやられたりとか、成果が出ているんですが、実は、JNESで、「もんじゅ」の燃料の変更に係る安全審査、保安院を支援したところで、安全委員会で、一連の五項事象に関しての許可をされたときに、指針そのものには狭義な考え方しか書いてないもんですから、どこまで何をやったらいいのか、また原点に戻った議論になっちゃいまして、いろいろJAEAからいただいた、お借りした解析コードとかも使ったりして解析して、ある範囲にとどまるということが、個別の審査としてはご納得をいただいたんですが、やはりこれだけ体系だった研究をなさっているの、いわゆ

る五項事象的なシビアアクシデントというんですか、ちょっとよくわかりませんが、その範囲として今までシーケンスであげられているけれども、こういうところは考慮する必要はないとか、非常に整理するような形で、次期炉に向けて知見を整理しておいていただけると、次期炉の審査のときにまた元に戻って、1つずつつぶすということが必要なくなるので、ぜひそういう形の体系的な整理というものをやっていただけると恐らく何年か後の実際の審査なりのときに役に立つんじゃないかなと思いました。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

他に。三島委員、お願いします。

○三島委員 高経年化対策のことなんですけれども、所見の中を見ますと、高経年化に関しては腐食の研究、いろいろな環境条件を変えて加速試験されているということなんですけれども、所見のところでもあったんですが、そういう試験が実際に実機に外装とか何らかの形で適用できるのかどうかという観点から進めるのが大事なかなと思うんですけれども、それは研究の進め方なんですけれども。

もう1つは、実機プラントのほうでいろいろそういう高経年化に関連した腐食とかいろいろな事象のデータとか、経験が蓄積されていると思うんですけれども、そういうことを逆にこっちのほうに反映するようなことはされているんですか。そういう必要があるかなという気がするのと、逆にこちらのほうで得られた知見とか、どういうふうに反映させるのか、その辺、どういうふうに考えておられるのかお聞きしたいです。

○鈴木副センター長 安全研究センターの鈴木ですけれども、ちょっと私のほうからご説明いたします。

高経年化に関しましては、今、進め方について産官学で連携して、それで保安院のほうからでも高経年化対策の評価基盤事業というのがありますし、その他でも、産業界の事業者の方と一緒に技術戦略マップを策定しておりますので、そこの中で、情報交換しておりますので、実機としてどういうことが必要で、そして研究機関としてはどういうことが必要かということをよく議論して進めております。

特に、研究の進め方でも当然最後に何が必要かということを考えて、あるものについては、照射速度のことを検討するとか、実際に実験室規模のものと実機との橋渡しということを考えてながら進めるようにしております。それで今後そういうことで進めていきたいと思っております。

○三島委員 そのときに、実機プラントでいろいろなデータがあるとして、それは十分こちら

の研究に反映できるような形で提供されているようになっているんですか。

○鈴木副センター長 例えば、ちょっと例を申し上げますと、減肉のような試験研究をする場合にも実際に実機の中のデータを活用させていただいて評価しているとか、三次元的にどこがさらに必要かということまでやっておりますので、実機情報が全てこちらで入手できるかという、正直全部そういう状況になっているわけではないんですけれども、かなりその辺は、昔よりはかなりその情報というのは行き届いている形になっています。

○三島委員 最終的には、そういうことをいろいろ知見を集めて、実機プラントでどういうふうに、例えば腐食減肉なんかは、どういう状態になったら気をつけなさいとか、そういう判断基準、そういうのを提供していただけたところまでいけるといいかなと思います。

○佐藤委員長 よろしゅうございますか。

ちょっとまた私のほうから、環境放射能あるいはそれに関連する廃棄物なんかでもそうなんですが、そういうものに関連する分野で問題にしている線量レベルが、あまりにも低いんじゃないかなという印象を私なんか持つんです。

あんな線量で、健康影響なんか出るわけがないじゃないですか。

うっかりして、傘持たずに外に出て、雨に濡れたぐらいの線量だって問題にしているんですよ。

実は、日本では、放射線影響研究所という研究所があるんですが、これは日米で共同運営している研究所で、広島、長崎の追跡調査をいまだに延々と続けている研究所です。そこで例えば、放射線の被ばくによる遺伝的影響はまだ広島、長崎では一例も認められていない、そういう知見がどんどん出ているんですよ。

それでそういう人たちの疫学的な研究では、世界で見ると、医学的所見が放射線照射によってあらわれるのは大体100mSv以上とされております。

たしか一遍だけ、50mSvというのがあったかな。専門家から、大分周りから攻撃されている論文なんです。そういう論文もある、というか学会の定説もあるんです。

それで、そういう今の環境放射能の研究やそれに関連する分野が問題にしている線量というのは、あれでいいのかなという気がちょっとしないではないです。

これは、原子力機構だけで解決できる問題じゃないかもしれないけれども、原子力機構内のようところで、むしろきちんとした技術的な知見が確立できるなら、それがまた世の中に訴えていくというのも非常に大切な仕事だと私は思います。

それから、もう1つ、確率論的な、PSAにつきまして、非常に最近は見事な成果が上

がっているんですが、あのP S Aというものの最初は、これは1974年から75年にかけてなんです、さすがに30年以上たつと大分進歩するわけですが、それは大いに結構なことなんです、特に最近、あのP S Aにはこれまでになかった意味が与えられています。

それは、安全目標というものがまず掲げられていて、原子力の安全を確保するために。それでそれに向かって、リスクリフォームな方法でアプローチしていくという、そういう体系が世界中で今でき上がりつつあるんです。日本では、さっぱりできませんけれども。

せっかく議論してつくった安全目標もいまだに、当面のというただし書きがついて、安全委員会の正式なポリシーになってない。僕はカンカンに怒っているんですけどね。何をやっているんだって。

僕自身がそういう自分のやったことを何年間もたなごらしにされて、カンカンに怒った経験があるもんですから、安全委員会の人に会うたびにそれを言うんですけども、それは余計な話で……。

そうではなくて、そういう安全を確保していくさまざまなアクティビティ、全体のシステムの構築というものに大きな役割を果たすようになってきている。そういう意味もひとつ十分に認識して仕事をしていただきたいと思います。どうもありがとうございました。

○平野副センター長 いろいろご意見いただきましてありがとうございました。

幾つかについて、ちょっと包括的に答えさせていただきたいと思うんですけども、まず第1点は、森山委員のほうから国際戦略という話がありまして、我々、非常に重要だと感じています。特に、施設の維持であるとか、人材の育成という観点から、三島先生のほうからも話がありましたけれども、今、O E C D / N E Aのほうでは、十数個の共同プロジェクトが走っているんですけども、我々も積極的にそういうところに提案して、そのプロジェクトを取っていくという戦略をとりつつあります。

今、実際に実現しているのは、これからお話がありますR O S Aプロジェクトだけですけども、フランスが主催しているC a b r iプロジェクトでは、N S R Rのデータでもって我々はお金を払わずにいるんですけども。

その他に、将来的には新型炉研究の分野で、高温ガス炉、H T T Rを使ったプロジェクトをするとか。これも将来的な視野に入れている程度の話ですけども、J M T Rを使った国際共同照射研究。そういったことも積極的にプロモートしていきたいと考えています。

それから、事故・故障で、これは人材育成に役に立つという発想で、全くそのとおりで思うんですけども、事故・故障の分析というのは、非常に難しい。プラントのことをよくわか



っていないとなかなかできないという、本当のレッスズブランドを引き出すというのが難しい、技術力があるものであると思います。

○佐藤委員長 そう、そういうポテンシャルがないと駄目なんです。したがって、ああいう事故・故障の分析なんて、口では簡単に言うけれども、それをちゃんとやろうと思うと、そのための地固めというのは本当に大事なんです。それをみんなが認識してくれないと困るんです。

○平野副センター長 基本的には、P S Aをやってきた人間とか、安全評価を実際にやってきた人間、そういった安全の論理を身につけた人間が実際にやっていくというところで力が発揮できると。なかなかそのところが難しいんですけども、現在、J N E Sさんとか、保安院さんとか、我々で盛んに事故情報の議論をしている段階なんですけれども、そういうところにいかにして、そういう若い人たちを引き込むというのがなかなか難しいですが、若い人たちに実際に実践を積ませて、さらにその後に引き込むかと、そういう議論かなというふうに思います。

○松本委員長代理 何かそういうプログラム。

○平野副センター長 そうですね。その辺が難しいんですけども、非常に重要なご指摘かと思っています。

もう1つ、ハフニウム板型制御棒のひび割れについていろいろ原因分析をやったというお話をしましたけれども、ああいう国レベルでの原因究明に貢献するという、これは機構全体として対応するわけですけども、多くの人間が関わってくるわけですけども、そういう活動そのものは非常に人材育成とか役に立っているというふうには感じています。

最後の1点ですが、佐藤委員長の言われましたリスク情報活用に向けてということなんですけれども、我々も全く同感でして、一方で、J N E Sさんのほうで、原子炉についてはかなり盛んにリスク情報活用に向けていろいろな活動がされていて、我々としてはもう少し先を見て、核燃料サイクル施設のリスク情報活用、その辺が研究機関としては、その辺を考えています。

○佐藤委員長 その点に関しては、1つ言い忘れたんですが、P S Aを使って、そういう安全目標に向かって、リスクインフォームドなアプローチをする、あのP S Aというのは、単にリスク情報、うそか本当かわからないけれども、数値化できるだけがメリットじゃないんですよ。

そのリスクを支配している因子は何かというのをP S Aは極めて明確に示せるんです。これが非常に大切なところなので、その点をひとつお忘れなく、お願いしたい。

そこで、自分だけしゃべっているのもなんですが、なかなか議論が尽きませんし、先ほどちょっとOECD関係のイントロダクションもありましたものですから、ここでひとまず議論を

切り上げさせていただいて、OECD、あるいはTRU廃棄物という残ったトピックスについてご紹介いただきまして、その上でまた時間の余裕があるとか、あるいはやはりこの問題はということがありましたら、それを拾わせていただきたいと思います。

それでは、6-5と6-6に基づきまして、トピックスのご紹介をお願いいたします。

○中村（秀）GL それでは、早速OECD/NEA ROSAプロジェクトの進捗と成果について説明いたします。

私は、熱水力安全評価研究グループの中村と申します。

ROSAプロジェクトは、2005年4月から始めまして、現在4年目でございます、今年3月で、この上にありますROSAプロジェクトがいったん終了いたします。それで4月からまたROSA-2ということで延長いたします。

この2つについて今日のご説明いたします。

ROSAプロジェクトは、そもそもどういう背景で行われてきたかということですが、OECD/NEAでは、90年代の半ばごろSESAR-FAPという専門家のグループを構成いたしまして、そこで当時LOFTは80年に終了しておりましたし、それからフランスにもBETHSYという設備があったんですが、そういった大型設備を各国がどんどん閉鎖しているという状況がございまして、それで各国の大型装置を国際協力を利用して、安全研究の効率的な実施を図ろうということをごこの頃から提唱し始めたわけでございます。

当時まだ、LSTFは、例えばNRCとの共同研究で使っておりましたので、そういったことには応募しなかったんですけども、2000年になりましてから、そういったことも終わりつつありましたので、当時の研究の情勢でありました、炉利用の高度化ですとか、高経年化、あるいは次世代軽水炉に対して、安全評価手法の高精度化への要請がございました。

こういったものを持ちまして、安全評価手法に対して産官でいろいろな議論をさせていただいたところ、現在の安全評価では、保守的な手法を用いているわけですが、保守性というものは実は定量的にはわかっていないということがございまして、そういったところをきちんと評価したほうがいいのではないかと。それから、今後はより高精度なクロスチェック手法が必要であろう。また、現在の規制にあつては、安全余裕が少し過大な部分があるということがありますので、合理的な安全余裕の設定が必要ではないかという、これは産業界からの要請ですが、そのようなご意見をいただきました。

それから、ベストエスティメイトコード、これはTMI事故が起こりました1979年以降、盛んに開発をされてまいりまして、ほとんど完成されていると言っているんですが、それに対し

て、現在、原子力学会では、ベストエスティメイトコードを使った今後の規制に対する統計手法といった形での安全評価手法に関して、標準が作られているということでございますけれども、今後はそういったことに使われるであろうベストエスティメイトコードの現在の性能といったことが改めて問われるということだと思います。

それに対して、改めて見てみますと、熱流動現象の忠実な再現をTMI事故以降目指して、ベストエスティメイトコードは開発されてきたわけですが、必ずしも、複雑な現象に対して、十分な適用性があるのではないということがよくわかっております。

例えば、ここに示しておりますけれども、実機で事故が起こりますと、このようにECCS水を高温、高圧の水、蒸気があるところに注入します。そうしますと、このように冷たい水が入ってまいります、圧力容器に到達しますと、よく言われておりますPTS、加圧熱衝撃が圧力容器の側面で起こるわけですが、こういった状況は非常に複雑な多次元の混相流の状況でございますが、これが果たして、一次元のベストエスティメイトコードで模擬できるかといったことがございまして、ここでは、混合した状態のものが、流れているわけでございますけれども、なるべくこの状況をよく模擬するためにも相関式を使って模擬するわけですが、この上流の状況が下流のかなり下のほうになってからうまく伝播するかという状況になりますとなかなかうまくいかない。現状では多次元の二相流解析コードが開発されつつあるわけですが、まだなかなか性能としては十分ではないということがございまして、そういったことから、安全余裕をより高精度に評価するBE手法ということがまず必要であると。さらに、多次元現象を十分な精度で解析する高精度な解析手法をこのベストエスティメイトの性能評価の補助として使うということであろうかと思えます。

ただし、それらについては、この解析手法の開発・検証用に、より詳細なデータが必要だということでありまして。また同時に、実験設備の中では、三次元二相流のこういった現象がよく現れるかもしれないけれども、それは十分な精度を持った、詳細さを持ったデータとして計測されていないということがあって、そのような詳細なデータを、ここでとろうといったことが背景でございます。

それに対して、ROSAプロジェクトでは、目標として、LSTFの総合・個別効果実験を性能限界でやろうと。それから、事故時の伝熱流動現象に関する詳細なデータを得て、安全評価上の課題である複雑な流動などの解明をする。それについては、ここに示しておりますような例があるわけでございますけれども、これらをベースにしまして、安全余裕を高精度に評価するBE手法を参加機関とともに検証・開発するものです。

そして、得られた知見を全体として国際的に共有するというものでありまして、このために、どんなテーマを考えるかということがございますけれども、それに対しましては、まず先ほど申し上げましたような、国内の課題として、軽水炉の高度利用とか、高経年化、安全向上について考える。国際的には共通的な課題を効率的・効果的に解決するといったことを含めてまいりましょう、ということを考えております。

次のページに、そのテーマがございますけれども、その前に先ほど森山委員からご質問がございましたので、プロジェクトの構成を先に説明いたしますと、JAEAが主催してございまして、その主催をしております機関が属している国が、全体の経費の50%を負担いたします。それで、参加機関が属しております国として、それぞれG N P比で50%を負担する。これはO E C D / N E Aの規定に定められた内容に添ってございます。

ここでは、2005年から4年間、6項目12回の実験をするということでございます。

これがプロジェクトで用いましたL S T Fという装置でございまして、これは、日本原子力発電の敦賀2号炉、これは4ループでございましてけれども、この4ループを2ループに縮約して、なるべく配管の直径を大きくするといったことを目標にしたものでございます。これは、事故時に生じるであろう三次元二相流の現象をなるべくよく模擬するということを目指したためでございます。

さらに、T M I事故の後、なるべく事故時の現象を、特に、重力支配である熱水力現象をうまく模擬するために、高さが同一である、それに堆積もできるだけ大きくするということが同時に、運転条件は実機と同じ圧力で行うようにするというので、これらそれぞれ世界で最大、世界唯一ということになっております。

そういった性能を備えた装置で、計測としては、1600点以上の計測に加えまして、今回のプロジェクトでは、さらに独自開発の詳細計測器を追加して計測点数を増やしております。

こういった性能をもとにしまして、一昨年のS E S A R / S F E A RによるO E C D参加国が有する施設評価の結果、熱水力分野では世界で第1位にランクされております。

このような装置を用いまして、先ほどの6項目のテーマでの実験でございますけれども、ここに書いております6項目でございます。

これらは、当時考えまして、まだこういったところでデータはないだろうというテーマに焦点をあてたものでございます。

これは後ほど詳しくご説明いたします。

この実験を行うに当たりまして、詳細計測用の新計測機器を備え、これは多次元、非定常で、

不均一な現象をよく計測するために、既にもっていたものに加えてさらに詳しくするという  
ことをしたわけでございます。

実験の準備に当たりましては、個別の実験は、大まかにこういったテーマが与えられていた  
わけですけれども、詳細な実験条件は、まだ十分煮つまっておりませんので、それを解析コー  
ドで予備解析いたしまして、それをもとにしまして、参加機関とよく検討した上で、実験条件  
を決定いたしました。

これらをワンセットにしまして、解析手法、検証用のデータを取得するというところでござい  
ます。

以下、4ページにわたりまして、どのような実験をしたかといったことについて、少しご説  
明いたします。

まず最初のテーマでございますけれども、これは先ほど少し出ました問題でございますけれ  
ども、小破断LOCA、冷却材喪失事故時のECCS水の注入のときの加圧熱衝撃、ちょうど  
ダウンカマの側壁で起こるわけでございますけれども、高経年化に係る課題として考えられる  
問題として、このように冷たい水の温度成層というところがあるだろうと。ここでは2回の実  
験を行いまして、圧力容器内の流下水の領域が上流のコールドレグ、これは水平配管ですが、  
この水平配管の水位に依存して、圧力容器の内壁側にいたり、あるいは内側である炉心シュ  
ラウド側にいたりということが起きる。水が内側にいっていただければ、PTSは心配ない  
んですけれども、そういった条件がわかったということです。

先ほどごらんいただきましたけれども、CFDコードという三次元の二相流解析コードで、  
水平流の界面での蒸気凝縮を模擬してやると、かなりよく解析できるということがわかりまし  
た。

次にウォーターハンマ現象ですが、これは実は、米国NRCとの共同研究で、AP-600  
炉の性能評価をしたことがございましたけれども、そのときは盛んにこのウォーターハンマが  
コールドレグなどで起こりました。特に、それは一次系の急減圧をしたときに起こったんです  
けれども、ECCS水、これは冷たい水ですけれども、この上を覆っております高温の水が急  
減圧で蒸発してなくなったというときに起こるんですが、このように直接に蒸気を凝縮して、  
この蒸気の体積が収縮をするために、ECCS水があるところで盛んにウォーターハンマが観  
察されました。

ただ、この現象がどの圧力まで起こるのかというところについて、十分なデータがなかった  
ために、ここではそのような圧力依存性について調べたわけでございます。

その結果、かなり高圧までウォーターハンマが発生することがわかりました。そのときのウォーターハンマの発生条件を整理いたしました。

次が、高出力自然循環でございますけれども、イタリアの大学から、こういったものが重要だろうということで指摘された問題でございます。これはスクラムを失敗した、いわゆるATWSの条件の中で、どのような現象が起こるかということで、初めに懸念されましたのは、炉心が早く露出するんじゃないかと。それから、水がたくさん蒸気発生器にたまるんじゃないかということがございました。

実は、そういうことがかなりよくこの実験では見られているわけでございますけれども、例えば、自然循環が起こっておりますホットレグのところで、斜流といった特殊な流れが生じまして、水位が下がるといったような現象も観察されたわけでございます。

同時に、このテーマでは、過渡時の状況も模擬いたしまして、高出力で、高圧に保たれたまま、蒸気発生器の二次側に水がなくなっていった、かなり一次側の圧力が上昇しまして、二相流で自然循環しているわけですが、蒸気発生器の多数の伝熱管に非常に複雑な並行流動の挙動など、これまでには観察されていないような状態がここでは観測されました。

ちなみにこの実験におきましては、スクラム失敗ということで、制御棒が引き抜かれた状態で運転しておりますので、その状態での状況を模擬するために、旧原研で開発いたしました三次元の解析コードを用いて、あらかじめ炉出力を検討した上で、実験を行ったものであります。

4番目の課題は、これは、過熱蒸気自然循環で、シビアアクシデントのときの状況を模擬するというところでございます。

これは、シビアアクシデント時には炉心が空だきになってかなり高温になりまして、このため1000℃を超えるような高温の蒸気が生成されるわけです。それで蒸気発生器が空になっておりますと、蒸気凝縮せずに、蒸気だけで自然循環をするということがあります。その結果、炉心の高温の状態が、蒸気発生器の伝熱管までいった、ここが全部加熱されまして、一次系が高圧になっておりますと、伝熱管が破れて、放射性物質が二次側へ出る。そうしますと蒸気発生器の二次側からどんどん系外に出て行くような、いわゆるバイパス・シーケンスということになるんですけれども、このような現象をよく調べるために、まず一次側の高温蒸気の流動を調べるという目標でこの実験を行ったわけでありまして。

この場合、まず、そもそもこの自然循環はどういう条件で起こるかということがよくわかりませんでしたので、発生条件を先ほどの三次元二相流解析手法、これは単相流でございますけれども、これでよく解析をして同定をしまして、この状況を実験で確認いたしました。さらに、

このホットレグでの流動が非常にゆっくりした蒸気の流れですので、それを私どもが新たに開発しました非凝縮性ガス計測器で計測をして、解析と比較しまして、数値解析と実験がマッチングしていることを確認したものでした。

5番目の課題は、これは現行のアクシデントマネジメント策にも既に取り上げられておりますが、次世代軽水炉のパッシブの安全にも取り上げられる可能性がございまして、事故時の蒸気発生器の二次側の減圧を行って冷却することによって、一次側に自然循環を起して、炉心を冷やす。こういった手法がきちんと解析コードで計算できるだろうかといったことを扱ったものでございます。

ここでは、蒸気発生器の中には非常にたくさんの伝熱管がございまして、その中で、多様な現象が同時に生じることに着目したものです。

特に、この実験では、一次側に、いわゆる安全系で、蓄圧注入系というのがございましてけれども、窒素ガスで加圧しているんでございましてけれども、蓄圧注入系からの非凝縮性ガスが流れ込みますと、そのガスが伝熱管に入ってきてまして、本来ここで凝縮すべき蒸気を凝縮しなくなるということがございます。

ここでは2回の実験で、ガスが入る場合と入らない場合というのを比較しまして、この伝熱管の中の蒸気凝縮の挙動の違いですとか、伝熱管の中に生じる全体としての挙動の変化を見たわけでございます。特に、今日の全体の資料の中に、図が載っておりますけれども、3種類の凝縮二相流の併存等、非常に特異な現象を改めて確認しました。かつ、新たに開発しましたガス計測器でガスの濃度を計測したものでございます。

これは、最後の課題でございましてけれども、これは実は参加機関から自由に提案いただいたものでございまして、①と②は米国のNRCからご提案いただきましたものでございます。圧力容器の頂部と底部で、それぞれ破断の恐れのある最近の事態に基づき、それに対応した実験、それから、3番目はこれは実は我が国の産業界からいただきました要請でございまして、LSTFの設備は中小破断LOCA用の設備なんですけど、ここでは大破断LOCAの実験を行って、ECCS水上の蒸気凝縮を見た。これは実は、我が国の安全解析では、ECCS水上の蒸気凝縮を無視してございまして、そのために、格納容器の圧力が本来よりも過大に評価される可能性がございまして、現実的な評価をするためのデータを得るために行ったものです。

このうち①につきましては、炉心が空だきになりましたときに、炉心出口温度計、CETと呼んでおりますが、これは実は、TMI事故やLOFTの実験でも同じようなことが観測されたわけでございますけれども、必ずしも炉心温度がうまく反映されていないということがあり

ます。ここでも同じことが観測されまして、改めて、アクシデントマネジメントをする場合の信頼性を確認しようということで、現在、OECD/NEAで新しくタスクグループを構成いたしましたして議論中でございます。

3番目は、これは今日実験をしております、まだ実験データが出ておりませんが、期待されております実験をうまく出そうというふうに今努力しているところでございます。

以上のように、これまでに12回のうち11回の実験をLSTFの性能を活かして終了いたしました。

これにより、規制、支援機関、それから産業界、参加機関の方々と、実験データや技術情報を共有する。それからデータ分析とか解析手法の検証・開発を通じまして人材育成にも貢献するというところでございます。

先ほど申し上げましたのは、CETの信頼性等ですが、新たな安全上の課題を、改めて同定するなど、内外で軽水炉の安全性向上に貢献するということです。

このプロジェクトでは、実は毎年2回ずつ、OECD/NEAが主催する形ですがけれども、技術検討グループと運営委員会が開催されています。ですから、これは8回あったんですけれども、これまでに、約40件以上の解析結果、研究成果の交流をいたしました。3回東海で行われたわけですがけれども、そのときはLSTFの実験立会を行いまして、こういうことでお互いの顔が見えるプロジェクトになりました。また、BEコードの高精度化等に役立つ情報をこういった検討から得ています。

現在、最終報告書をこれら機関の協力を得まして、作成しつつあるところでございまして、今年の10月を目標にドラフトをつくるということでございます。

こういったことを全部ベースといたしまして、参加機関からさらに要請がありましたので、現在、検討いたしまして、今年4月からROSA-2プロジェクトを開始したものです。

このROSA-2プロジェクトでございましてけれども、これは平成19年5月の運営委員会的时候から検討を開始いたしまして、昨年の秋、1年半くらいの検討を経て、内容に合意したものでございます。

短期的な規制の課題を扱うということと、LSTFの装置特性を活かしまして、内外のニーズに対応する。特に次世代軽水炉に対応する課題も扱う。

それから、参加機関からのリクエストを最大限考慮するというのと、実は、これまで解析手法としてBEコードの検討をするということがあったわけですがけれども、実はデータが出た後で、実験後の解析になっておりますので、どうもいつもチューニングされてしまう。だから、



本来の解析コードの性能が得られてないということがありますので、実験準備時にBlind解析をしようという、新しい取り組みをすることで、実はこれはOECD/NEAの方針に対応したんでございますけれども、なるべく検討を幅広に行うということが基本方針です。ここでは、3年間、3テーマで6回のLSTFで実験するということを決めています。

将来課題につきましては、このプロジェクトの後、どういうふうにLSTFを使うかということでございますけれども、次世代軽水炉の課題に活用できればというふうに考えております。

具体的な実験のテーマでございますけれども、たくさんの候補が出てまいりまして、そのうちの主要なものを5つ、ここに示しておりますけれども、下の3つは、残念ながら落選したテーマでございます、上の2つを今回中心に行うということにいたしました。

まず、今米国で検討されております設計基準事象の見直しということでございます。この見直しにつきましては、既にヨーロッパでは行われておりまして、皆さんご存じのEPRでは、その方法が使われているものでございます。

これを考えましたところ、実は、この中規模の破断のLOCAを模擬するために使いますBECコードのデータベースが十分にはないということがわかりましたので、ここでデータベースを作りたいということが要請としてございました。

もう一方、EPRというですけれども、EPRというのは、設計コンセプトとしまして、チェルノブイリの後、特に事故があっても、放射性物質を外に出さないという非常に強い決意が見られるような設計になっております。それでそういったEPRがこれから出てくるところで、現行炉を見てみるとどうかということで考えますと、蒸気発生器伝熱管破断事故を見ますと、どうしても安全解析のときには、かなりたくさんの放射性物質が出てしまうということです。このため、非常に多くの方々から、この蒸気発生器伝熱管破断のときの手順を含め、なるべく放出される放射性物質の量を抑えたいという要請がございまして、それでここでもたくさんのバリエーションを持って実験をしたいということがございまして、この2つを取り上げるというふうになったわけでございます。

以上、まとめますと、OECD/NEAプロジェクトを2005年に始めまして、それはこのSESAR/FAPの議論と提案に沿って、国際的な共通課題を効率的・効果的に進めるといったことを目標とする。それから、我が国での軽水炉の高度利用と、それから高経年化、新型軽水炉の合理的な安全設計に係る課題に対応することといたしました。その結果、それで14カ国18機関が参加する形で、今日が12回目ですけれども、実験をしているところでございます。

得られた成果ですが、参加機関とともに、データを共有するというのと、新しい安全上の

課題の同定、それから安全性の向上と人材育成に貢献したものでございます。

以上をもちまして、ROSA-2プロジェクトをこれから始めるということでございます。  
以上でございます。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

何か、これは注文をつけるというのは難しいのかもしれませんが、ご質問等ございましたら、よろしゅうございますか。

森山先生、どうぞ。

○森山委員 どうもありがとうございました。よくわかりました。

やはり強いところはどんどんやっていただくというのが大切かなと思いました。

外国からのお金をもらうということについては、どうしても日本のほうが高いというようなことがあるんだろうと思います。そうであっても、もし品質との兼ね合いだと思います。だから、品質の保証がされるという信頼感があれば、恐らく少々の高さは問題にならない。

ぜひこういう部分を大きなものを使ってやらなければいけないと思うものをぜひ大事にしていきたい。これをやることによって、さっきの人材もきっちりと保証されていくと思いますので、世界的には、やはりその強いところと弱いところというのを組み合わせたやり方はその後やっていけるんだと思いますので、ぜひよろしくお願いたいと思います。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

こういう、いうなれば大型の国際プロジェクトというのが、日本の主催で行われるというのは、私なんかもう感無量です。

このOECD/ROSAプロジェクトの1つその前に、OECD/LOFTというのがありました。私は、OECD/LOFTのマネジメントボードのチェアマンだったんです。ですから、そういう立場で、活動の様子を伺うのは本当にうれしいです。どうぞ頑張って、いい成果を上げてください。

それから、私がLOFTのチェアマンだったときに、最後に、えらくいい思いをさせてもらったんです。というのは、LOFTの場合、10カ国でやったんですが、お金や人やいろいろ出して、研究成果というのは、その10カ国の所有になるわけです。それを理事会議で説き伏せまして、最後にLOFTの発表会というのはスペインのマドリッドでやったときに、全ての国、どんな国にでもデータは全部公開すると宣言したんです。あれは我ながらカッコよくて。

そういうことも1つ、この計画が進行していったときに、データの取扱いをどうするかというのを十分念を入れてご検討くださいますようお願いいたします。

○中村（秀）GL 2つあると思いますけれども、1つは値段が高いかどうかということだと思います。これは決して値段が高くて、ドイツのPKLでプロジェクトをやっていますけれども、それより実は安くて、参加しやすいんですね。ですから、国に1つしか炉がないオランダにも参加していただいております。

それから、データですけれども、これは運営委員会で決めまして、プロジェクトが終了後は3年間はクローズしておきます。その後は、オープンになります。

○佐藤委員長 私は、LOFTもそうだったんです。何年間だったか忘れましたが、ある期間保持するんです。それをゼロ年で開放するとやったんです。私も我ながらいい思いをしましたので、ご参考までに。

○新田委員 もう1つ、国際的に宣伝する言い方というか提案は、在来炉より、EPRとかAP1000とか、これから各国で導入されていく、ちょっと概念が新しい炉に対する安全研究なり、それから国際基準、今そういう動きもあります。共通化していこうという。そういうことを提案していけば、海外からの需要に応えられるんじゃないでしょうか。

○佐藤委員長 ありがとうございます。

○山下委員 教えていただきたいんですが、シビアアクシデント、過去いろいろ研究してきて、MDEPとかも動いているんですね。シビアアクシデントの設計要件の検討とか勉強とかいろいろしているんですけれども、いわゆるインターフェースLOCAみたいな寄与度がすごく大きいので、運転操作、設計要求で押さえ込まなきゃいけない中で、SGの周りの話というのは結構、PWRの場合はきいてくるというふうに思うんですけれども、これまででとられたデータの中で、インターフェースLOCAに対しての一次系減圧とかそういったものについて、運転操作的なものを含めたデータというものはある程度とられているかという……。

境界のところまで書いてあるので、どこまでのデータをおつくりになったのか、ちょっと理解が。

○中村（秀）GL 今回、そういった点につきましては、この過熱蒸気自然循環が、その一部を担っているということございまして、解析では、こういったCFDコードでどんな形になりそうかということがわかっているところがございすけれども、実験ではなかなか、実はこの実験も相当炉心温度が上がりましたので、設備の健全性を保つために苦労したんでございすけれども、そういったことがございまして、実験は難しかったんですが、どういう条件でこういった循環が発生するかといったことはこれでおおよそわかったものがございす。

さらに、旧原研で行いましたアルファ計画の後に、配管信頼性実証試験がございまして、そ

ここでは高圧な状態で、炉心からほとんど同じ高温の状態で蒸気が出てくるときに、それがこの加圧器のサージラインを先に破るか、それからこの蒸気発生器伝熱管を破損させるかといったことで試験を行いましたところ、どうもサージラインが先に破れそうであるということで、それで格納容器の中に戻るからいいのではないかと、今、おっしゃいましたことにはならない可能性が高いということはそのときには思いました。

○佐藤委員長 よろしゅうございますか。

よろしければ、最後のトピックスでございますが、TRU廃棄物の埋設濃度上限値及びウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討、木村さんからお願いいたします。

○木村 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループの木村です。

ここで、TRU廃棄物の埋設濃度上限値とウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討について2点についてご報告したいと思います。

最初に、TRU廃棄物ですけれども、この背景といたしまして、TRU廃棄物の一部は高レベル廃棄物とともに地層処分されるという方針が策定されました。これは原子力委員会の方針でございます。そのため、地層処分と浅地中処分とを区別するための濃度上限値を設定いたしました。特魔法とか炉規法とか関連する法令を改訂する必要があります。

ここでは、そのためにTRU廃棄物の処分方式ごとの濃度上限値の設定に必要な解析を行いまして、それらの基準値の算出結果を提示する。その際には新規知見を反映して、従来の濃度上限値というものもございましたけれども、そのパラメータを見直し、併せて見直したパラメータに基づいて原子炉運転解体廃棄物の濃度上限値も改定するという作業を行いました。

具体的には、廃棄物の特性とか、処分方式に応じた安全規制の考え方の策定のための判断材料も提供するというところでございます。

濃度上限値の評価の考え方ですけれども、浅地中処分の各埋設方式、トレンチ、ピット、余裕深度処分と3つございます。ここにおける受入基準となるため、我が国において一般的に想定される処分環境条件及び現実的な被ばく経路を設定して評価を行います。

まず最初に、井戸水経路に関しましては、サイトの特性に大きく依存するという特徴がございますので、ここに関する井戸水経路に関する被ばく評価は行わない。

2番目に、発生廃棄物の核種濃度はばらつきがございます。そこでそのばらつきを考慮して、濃度上限値は $10\mu\text{Sv}$ 相当の濃度を算出するんですけれども、 $\beta$   $\gamma$ 核種に関しましては、その100倍、アルファ核種に関しましては、その10倍を濃度上限値とする。

3番目に、余裕深度処分では、ピット処分よりは隔離性が高い、深い、50から100メートル

程度の埋設深度を想定しておりますので、人間侵入は考慮しないということを考えております。

まず最初に、トレンチ処分、ピット処分の評価の概念図でございます。

これは、上のほうに書いてございますのが、右側がピット処分で、左側がトレンチ処分です。トレンチ処分というのは、特に人工バリアを設けない処分。穴を掘ってそこに埋めるという簡単な処分です。ピット処分はコンクリートピットを設けて処分するということです。この両方の処分では、当然埋設深度が浅いということで、その後、ある時間、管理期間の後には人間が入ってきて生活するということを想定して評価を行うということで、この図に書いてありますように、処分場の跡地に人が入ってきて、建物を建ててそこに住むという、その評価を行います。

下のほうは、処分場から地下水に伴って漏出した影響を評価するという、大きく2本立ての評価を行うということでございます。

こちらの図は、余裕深度処分ということで、この場合は、50から100メートルということで、かなり深い深度に廃棄物を処分するということで、ここでは地下水だけ、人間が直接侵入するという評価は設定しません。地下水から漏出した核種が近くの河川に流入して、その河川水を利用することによる被ばくをここで評価するというところでございます。

主な解析の条件というのは、処分場の立地とか設計に関するパラメータは基本的には現行の政令、これまでの政令における既往値を使用しています。

2番目に、半減期とか線量換算係数、移行係数に関しては、最新の知見を反映して評価をする。

ウランとかTRU廃棄物、66核種がございました。

これらの特徴としては、崩壊連鎖により生成・累積する子孫核種の影響を考慮する。これらの評価に関しましては、JAEAで開発したGSAGCL2というコードを使っております。

最初にトレンチ処分、ピット処分の濃度上限値評価の結果でございますが、トレンチ処分に関しまして、左側のほうの①が原子炉廃棄物、2番目がサイクル廃棄物、サイクルと申しますのは、再処理施設から出ている廃棄物ということです。

トレンチ処分に関しましては、特にアルファ核種が特に多く含まれておりませんので同じような結果になっております。

ピット処分に関しましては、原子炉の場合ですと、C-14が最重要核種で、サイクル廃棄物ですとPu-241が最重要の核種ということで、アルファ核種が並んでいるという結果になっております。

両者を合わせた結果で見ますと、Pu-241が最重要核種で、C-14は2桁目の核種という形になっております。

次に余裕深度処分の濃度上限値の結果ですけれども、左のほうの表に書いてございますように、原子炉の場合ですと、C1-36が最重要で、サイクル廃棄物ですと、U-238が最大既往核種、P-238も同様であります。

サイクル廃棄物ということで、TRU廃棄物の特徴的な核種の相対重要度が上がっているということでございます。

最終的に、各処分方式における濃度上限値というのは、この表に示すような形で、安全委員会で取りまとめております。

トレンチ処分に関しましては、コバルトストロンチウム、セシウムというこの3核種が濃度上限値です。

ピット処分に関しましては、C-14とC1-36、Ni-63、SrとTc-99、Cs-137と、 $\alpha$ 核種については、ピット処分では、Am-241を代表核種ということで、それに対して、 $1 \times 10$ のBq/tonという濃度上限値です。

余裕深度処分に関しましては、CとC1とTc、Iという形になっています。ここでの $\alpha$ 核種は、Np-237に対する値でございます。

第一種廃棄物というのは、余裕深度処分のここに掲げております濃度上限値を超えるものということで、これらが地層処分の対象という形になっております。

第二種廃棄物が、第一種廃棄物以外のものが第二種廃棄物という定義になっております。

これらの解析結果というのは、安全委員会の「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」という報告書に反映されております。

これらの報告書を受けて、原子炉等規制法とか、特廃法に関連する法律の改定にこれらの成果が反映されております。

次に、2番目の課題として、ウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討ということで、ウラン廃棄物、平成12年に原子力委員会のほうで処分方策の検討というのをなされたんですけれども、その後の検討というのは、まだなかなか進んでないということです。現在、クリアランスレベルの検討というのが、安全委員会のほうで行われています。

その原因としては、子孫核種のビルドアップとか、評価期間が非常に浅い処分をするにしても、10万年とかそういう長いスケールの評価をしなければいけないということです。

3番目は、ウランというのは天然賦存核種であるという特徴がございますので、天然のもの

と人工のものをどう区別するかという、そういった問題もあります。

4番目に、子孫核種にラドンが発生すると、ラドンの被ばくというのは、統一的な評価、コンセンサスがない状態でございますので、そういう問題もあるということです。

一方、IAEAのほうでは、クリアランスレベルRS-G-1.7というのが制定されておりました、これはウラン天然賦存性を考慮して、実際にウランはどういう濃度が世界中であるかということ considering、1Bq/gというのが提唱されております。

これらの状況、背景を反映いたしまして、ウラン廃棄物処分の安全規制も検討の発端といたしまして、IAEAの基準が存在するウラン廃棄物のクリアランスレベルを検討する。

クリアランスレベル、そこにおいては、IAEAのクリアランスレベルとの整合性、すなわち我が国では基本的には $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ 相当濃度を我が国ではクリアランスレベルというのが安全委員会の方針になっておりますので、実際にどのくらい担保しているのかということの評価。

その評価に当たりましては、原子炉等のクリアランスレベル評価に準拠して、評価パラメータを設定するというやり方を行っております。

クリアランスレベルの評価ですけれども、ここでは2つあります。クリアランスされたものは、資源リサイクルの関係から、再利用されるシナリオ、下のほうでございますけれども再利用シナリオと、そうではなくて産業廃棄物として処分されるという2通りの評価をここでは行うということでございます。

RS-G-1.7で示されております放射濃度、1Bq/gに対する被ばく線量評価ということで、ウラン取扱施設のクリアランスの線量影響の評価をまずやってみようということで、JAEAが開発しましたPASCAL2というコードを使いまして、U-234とか、235、238の1Bq/gを対象に評価を行う。国際的な評価パラメータの設定との整合性も検討いたしまして、実際にはIAEAのSS No.44というレポートを参考に評価パラメータを設定して、長期的な評価の観点から実際に埋設されるということになりますと、数十万年とかそういうことを考慮しますと、トレンチ処分とかピット処分とか、非常に簡易な処分をしておりますので、そういう処分場からは当然1万年とかの間には核種が漏えいするだろうということで、現実的に核種が漏えいすることを考慮できるモデルをつくっております。

その際には、廃棄物がどういうふうに出るかという設定の仕方は2通り考えておりました、廃棄体の浸出データがございますので、それを使って放出係数で評価するというやり方。

2番目は、実際廃棄体はコンクリートとかそういうものは1000年ぐらいで劣化してしまうということを考えて、核種が流出しやすい、砂に対する分配係数、ぐずぐずになったような状態

で流出すると、そういう2通りの評価を行っています。

その結果が下の表に書いてございます。

A1と書いてありますのは、放出係数で評価した場合。A2というのが、ぐずぐずになっているという前提の評価です。

U-234に関しましては、決定経路が廃棄物の積み下ろしとかという形で、埋設そのものにかかわっておりませんので、上と下で評価をする値になっております。

ただ、2番目のU-235に関しましては、決定経路が跡地の建設吸入という形になっております。放出係数で、要するに廃棄物からなかなか核種が出にくいという前提を設けますと、廃棄物の跡地に人が入った場合の吸入が一番大きいということで、それが重要ということです。

U-238の場合ですと、先ほどのU-234と同じで、積み下ろし吸入が決定経路になっているということです。

1 Bq/g当たりの線量としては、11とか17といった値になっているということです。

10  $\mu$  Sv/yで、我が国の1 Bq/gというのは妥当な線になっているのかなという結果になっております。

次に、今までの評価に当たっては、いろいろなパラメータ、ばらつきが当然あります。そのばらつきというのは実際にどういう影響を与えているかという検討をしたものでございます。

横軸に1 Bq/g当たりの最大線量が書いてございます。縦軸は、パラメータのばらつきを考慮した場合の、最大被ばく線量を超える確率を示してございます。

この図からわかりますように、1 Bq/gのU-234に対して、10  $\mu$  Sv/yを超える確率というのは、0.025程度で、100  $\mu$  Sv/yという線があると思うんですけども、そこではほとんど超える確率はほとんどゼロに等しいということで、100  $\mu$  Sv/yの線量であるということがわかります。

最後に、現在、ウラン廃棄物のクリアランスレベル検討というのは行われておりまして、その検討状況というのは、金属、主な発生源を考慮しますと、金属の再利用を想定したクリアランスというのを現在検討しております。

これは、発生する解体廃棄物の性状とか物量から判断しております。

埋設に伴う長期的な影響評価は再利用ということでございますので、埋設に伴う影響というのは除外できるだろうということで検討を行っている最中でございます。

先ほど述べたようなIAEAのクリアランスレベルとの整合性も議論されているということでございます。以上でございます。



○佐藤委員長 ありがとうございます。

何かご質問、ご意見等はございますでしょうか。

話題が非常に専門領域に限られておりますので、特に安全研究審議会あたりではコメントしにくいかもしれませんが、もしなければ、本当にどうもありがとうございました。

それでは、予定の時間にまだちょっと余裕があるんですが、平成17から19までの成果、20年以降のことにつきまして、何かコメント、あるいはまた改めてのご質問等ございますでしょうか。

もしなければ、こういう会議は早く終わったほうが、チェアマンはほめられると思うんですが。これで終わってもいいのかなという気はいたしますが。

○松本委員長代理 この提出期限は。

○佐藤委員長 提出期限はいつになりますか。

○村松研究計画調整室長 2週間ぐらいでよろしゅうございますでしょうか。

○佐藤委員長 さ来週の。

○村松研究計画調整室長 そうですね。4月の第1週ぐらいでも。

○佐藤委員長 それから、一番最初のページは、全体総括で、あと比較的個別具体的な問題で、あれはエクステンシブにカバーしなければいけないんですか。全ての話題はカバーしてなんて言われると、こっちは容易じゃなくなっちゃうんですけど。気がついた話題をピックアップするというところでよろしゅうございますか。

○村松研究計画調整室長 はい。

○佐藤委員長 少し身が軽くなりました。

○森山委員 これは書くのに当たって、これは今回報告書が出るというわけではないんですね。

○村松研究計画調整室長 はい。これは、今後一番最初にご説明しましたのが、去年審議いただいたものに対する報告書でございます。これとほぼ同じ形式でつくらせていただきたいと思います。

○佐藤委員長 だからインプリシットな形でそこに入ると。そういう理解でよろしいわけですかね。

○村松研究計画調整室長 それで、個別課題のところは、先ほどお示ししました安全研究委員会とか、それから他の部門の研究委員会がございますけれども、そのものを中心にして、つくらせていただきます。

今後、いただく予定のものは、総合的な評価のところとそれからものによっては、個別のと

ころに回させていただきますけれども、そういった形にまとめさせていただきます。

○佐藤委員長 という扱いだそうでございます。

それでは、特に急ぐ話題でなければ、本日の安全研究審議会、これは本年度の最後の審議会になろうかと思いますが……。

○石島安全研究センター長 今日は、いろいろ貴重なご意見をありがとうございました。

もう4月になりますと平成21年度に入りますけれども、平成21年度というのは実は私どもJAEAができて最初の中期目標、中期計画期間の最後の年になります。ですから、中期計画で約束したことを全て取りまとめるという時期になりますし、また平成22年度からは基本的には新しい中期計画ということで、22年度の計画もこの21年度にするという非常に重要な時期になっておりますので、いただいたご意見等はできるだけその時期の計画等々に反映してまいりたいと思っております。

○佐藤委員長 よろしゅうございますか。

○村松研究計画調整室長 この新しくつくります報告書につきましては、次回にまとめたものをお示ししまして、これでよろしいでしょうかということで、またご意見を伺うこととなります。

○佐藤委員長 それでは、どうも本日は、お集まりいただきまして熱心にご議論いただきましてありがとうございました。

これで第6回の安全研究審議会を終了いたします。

午後 4時57分 閉会