

総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会核燃料

サイクル安全小委員会

第 29 回輸送ワーキンググループ

第 23 回中間貯蔵ワーキンググループ

合同会議議事録

[ 輸送ワーキンググループ(WG)委員 ]

三枝主査、池沢委員、石崎委員、伊藤委員、上村委員、久保委員、坂本委員、服部委員、山路委員

[ 中間貯蔵 WG 委員 ] 輸送 WG 委員兼任

有富主査、岩田委員、岡村委員、川上委員、三枝委員( )、辻川委員、野本委員、松岡委員、水町委員、村上委員、山路委員( )

三枝主査 おはようございます。定刻になりましたので、合同会議の開催に当たりまして、定足数の確認等をお願いします。

大上班長 本日は御多用中にもかかわらず御出席いただきまして、誠にありがとうございます。まず人事異動について御紹介させていただきたいと思います。企画班長について、門野から小山田に替わってございます。一言お願いします。

小山田企画班長 7月1日付で、こちらの核燃料管理規制課の方に異動でまいりました小山田と申します。

これまで放射性廃棄物規制課の方で、放射性廃棄物の管理と処分に関する安全規制、それから、廃止措置に関する規制について携わっておりました。こちらの輸送と使用済燃料の貯蔵については、まだまだこれから勉強しなければならないことが多々あるかと思いますが、委員の皆様にはいろいろ御教示いただければと思います。

どうぞよろしく願いいたします。

大上班長 それでは、定足数の確認をいたします。委員のうち、規定により専門委員は除かせていただきまして、輸送ワーキンググループの定足数の委員9名に対しまして過半数は5名、中間貯蔵ワーキンググループの定足数の委員16名に対しまして過半数は9名となっております。ただいま御出席していただいております該当の委員は、輸送ワーキンググループで7名、中間貯蔵ワーキンググループで11名ですので、定足数を満たしております。

三枝主査 ありがとうございます。

それでは、ただいまより「総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 第29回輸送ワーキンググループ・第23回中間貯蔵ワーキンググループ合同会議」を開催いたします。

議事に入ります前に、事務連絡事項等につきまして、事務局より説明をお願いします。

大上班長 まず、本日の会議につきましては、公開にて御審議いただきたく思います。

次に旅費支給についてでございますが、ワーキンググループ開催ごとに旅費請求確認書を記載していただくことになっております。お忙しいところお手数をおかけしますが、3ページ目に記載していただきまして、机の上に置いていただければと思います。

以上です。

三枝主査 続きまして、配付資料の確認等につきまして、事務局より説明をお願いいたします。

大上班長 それでは、配付資料の確認をさせていただきます。

座席表、議事次第、輸送ワーキンググループ委員名簿、中間貯蔵ワーキンググループ委員名簿がございまして、資料(輸)29-1、資料(貯)23-1の「総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 第28回輸送ワーキンググループ・第22回中間貯蔵ワーキンググループ合同会議議事要旨(案)」、以下、輸送(貯)は省略させていただきます。輸送の番号だけ使わせていただきます。

資料(輸)29-2「中間貯蔵規制制度の整備への取組状況 ~原子炉設置者、貯蔵事業者に対する措置~」。

資料（輸）29 - 3 「『工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物の確認等に関する事務手続きについて』等の見直しについて」。

資料（輸）29 - 4 「長期健全性に関する状況調査（進捗状況）」。

資料（輸）29 - 5 「フランスでの乾式輸送容器内の水素ガス発生について - 概要の紹介、規制強化に至った背景及び我が国との相違」。

資料（輸）29 - 6 「使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会の検討結果」。

資料（輸）29 - 7 「日本原子力学会『日本原子力学会標準 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計および検査基準：2010（AESJ-SC-F002:2010）』に関する技術評価書案」。

資料（輸）29 - 8 「日本原子力学会標準『使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010』に関する技術評価書案（概要）」。

資料（輸）29 - 9 「使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する省令と解釈案（比較表）」。

資料（輸）29 - 10 「リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターにおける使用済燃料の貯蔵の事業の許可について」。

資料（輸）29 - 11 「使用済燃料管理に関する I A E A 国際会議概要報告」。

資料（輸）29 - 12 「IAEA-TRANSSC20 における輸送と貯蔵のインターフェース課題の発表について」。

資料（輸）29 - 13 「D S 371（使用済燃料の貯蔵）」。

また、常備資料としまして、前回の資料と速記録を紙ファイルで準備しております。

以上です。

三枝主査 ありがとうございます。お手元に資料はあると思いますので、議事に入らせていただきます。

最初に、事務局より議事要旨の確認をお願いします。

大上班長 第 28 回輸送ワーキンググループ・第 22 回中間貯蔵ワーキンググループ合同会議の議事要旨について確認させていただきます。

資料（輸）29 - 1 ですが、随分前で恐縮でございますけれども、既に委員の先生方に速記録とともに送付し、確認していただいておりますので、議事要旨の読み上げについては省略させていただきます。誤りがございましたら訂正いたしますので、1 週間を目途に事務局へ御連絡ください。

次に、本日の会議の内容の全体の流れについて御説明します。議事次第をごらんください。

議題の「( 1 ) 輸送貯蔵兼用金属キャスクの貯蔵後輸送の健全性確認について」は、資料（輸）29 - 2 から資料（輸）29 - 5 まででございます。

本議題では、資料（輸）29 - 2 で中間貯蔵規制制度への取組状況を御説明します。

次に、資料（輸）29 - 3 で、輸送の安全規制に関する説明が書かれております N I S A 文書の紹介としまして「工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物の確認等に関する事務手続きについて」等の見直しについてを御説明します。

その後、事業者さんから長期健全性に関する状況調査（知見の蓄積）について、前回 9 月のワー

キンググループ後の進捗を資料（輸）29 - 4 で説明させていただきます。

更に資料（輸）29 - 5 で、フランスでの乾式輸送容器内の水素ガス発生についてをJNESさんから説明したいと思います。

議題の（2）につきましては「使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討結果について」を、資料（輸）29 - 6 から資料（輸）29 - 9 で説明を行います。

最後に、議題の「（3）その他」については、資料（輸）29 - 10 から資料（輸）29 - 13 で、報告事項を御説明します。

以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。本日は前回から比べて約10か月後ですけれども、いろんなことがその間に行われていますので、今日は報告事項が多いかと思えますけれども、進めたいと思います。

最初に、議題の「（1）輸送貯蔵兼用金属キャスクの貯蔵後輸送の健全性確認について」ですが、事務局より貯蔵の規則の改正について御説明をお願いします。

小山田企画班長 それでは、資料（輸）29 - 2 に基づきまして説明させていただきます。

まず、1ページ目をお開きいただければと思います。こちらは大きく、事業の流れと、貯蔵事業における内容、それから、その他といたしまして発電所及び輸送における内容について記載してございます。

簡単ではございますけれども、まず「事業の流れ」といたしまして、原子炉施設の方から使用済燃料が輸送されてくるわけでございますけれども、その使用済燃料は、ここにございますとおり、健全性が確認された燃料のみが貯蔵されるということでございます。その確認の必要があるということで、受け入れた後、長期間貯蔵いたしまして、その後、再処理施設等に搬出されるわけでございますけれども、まず、その受け入れに当たっての確認事項、それから、貯蔵における確認事項について、2段目以降に記載してございます。

まず「貯蔵事業」におきましては、設計における貯蔵期間をあらかじめ設定し、長期の健全性の評価を行うことで、貯蔵施設内での詰め替え、あるいは貯蔵期間中の施設内での蓋の開封点検を実施しないということを前提に規定がなされております。そのために、事業者は長期健全性の評価に万全を期するため、知見の蓄積に取り組む必要があるということでございます。

その右側に行きまして、記録の引き継ぎ、あるいは緩衝体・三次蓋を外して支持構造物に固定すること、使用前検査の3点が受け入れの際になされます。

それに先立ちまして、記録の引き継ぎがございましたけれども「その他（発電所・輸送）」の欄に行きますと、まず、下の段に「記録の引渡し」という項目がございますが、この記録の引き渡しが、赤い文字で記載されたものが今回の省令改正で義務付けられたものでございます。その記録の中身につきましては、まずは作業記録等々がございます。

その前提といたしましては、適切な燃料の選定と収納作業の実施がございましたので、それに関する適切な記録は、まず発電所の方で電気事業者の方に義務付けられております。それで、搬出の際には緩衝体・三次蓋の取りつけとか、発送前検査がなされますが、それを基に貯蔵の事業におきま

して、先ほど申し上げたとおり、緩衝体・三次蓋を取り外して支持構造物に固定ということがなされます。

貯蔵事業のところでは、中間貯蔵施設におきまして、ここにございますとおり、蓋間圧力、あるいは表面温度等の常時モニタリングが行われるほか、日常的な巡視等が行われ、規制といたしましては、保安検査とか施設定期検査、あるいは定期安全レビューがなされます。

これにつきましては、貯蔵容器自体が貯蔵期間中に輸送容器としての機能を併せ持つということでございますので、貯蔵中の二次蓋不具合時は修理とか、一次蓋不具合時は蓋を追加装着して搬出することになります。

貯蔵が終了した後は搬出されることとなりますけれども、貯蔵事業施設におきましては緩衝体あるいは三次蓋の取り付けがなされます。

それで、今回の省令改正で入れましたのは一番下の段の一番右側にございますけれども、発送前検査の後に貯蔵後の燃料の受け取りを電気事業者に義務付けたということでございます。

これらの条件につきまして、この1ページ目の図を御参考にしながら、2ページ目以降について御説明させていただきます。

まず、平成21年6月の中間貯蔵・輸送合同ワーキンググループにおける御指摘事項について整理させていただいた上で、3ページ目以降に指摘事項を踏まえた検討の方向性について記載してございます。

2ページ目で指摘事項でございますけれども、ここにございますとおり、中間貯蔵施設においては、金属キャスクが極めて静的に貯蔵されるため、貯蔵期間中にキャスクとその収納物に有意な変化が生じることは想定し難いために、貯蔵期間中の安全確保に当たっては、貯蔵開始前に金属キャスクに使用済燃料を封入する際に確認される事項に負う部分が大きいということがございます。

御指摘いただいたのは、このために、容器に封入する作業を行う原子炉設置者に対しまして、当該作業を適切に実施することを求めるということと、貯蔵事業者に対しましては、容器に封入する際に確認される事項を記録し、使用済燃料を受け入れてから搬出するまでの間、保存することを求めることが重要であるという御指摘がございました。

更に、貯蔵事業に関します安全審査におきましては、金属キャスク自体が貯蔵が終了しますと、安全に施設外に搬出されるものであるという、それを確認する必要があるということございまして、貯蔵事業関連規制の運用に当たりましては、規制の段階に応じて必要な範囲で、輸送に必要な機能を有していることとか、青文字で書いてございますけれども、原子炉設置者との間で、金属キャスクの受け入れ、あるいは搬出に関する責任分界が明確となっていることについて確認を行うことが必要という御指摘がございました。

これらの指摘につきまして、まず検討の方向性として3ページ目に記載してございます。

1点目といたしましては、使用済燃料を封入した金属キャスクの貯蔵期間中の健全性確保のための原子炉設置者に対する措置ということで、これにつきましては送り手側としての保安措置を踏まえて検討しました。

2つ目でございますけれども、今度は貯蔵施設への受け入れ時に貯蔵事業者に対する措置といた

しまして、貯蔵期間中における安全確保に一義的な責任を有するというを踏まえて検討してございます。

3つ目といたしまして、貯蔵事業者と原子炉設置者との間の責任分界でございますけれども、これにつきましては使用済燃料を所有する原子炉設置者の管理責任を踏まえて検討いたしております。

こういった検討を踏まえまして、原子炉等規制法に基づく経済産業省令を改正ということで対応しているものでございます。

この3点につきまして4ページ目から示してございますけれども、まず使用済燃料を封入した金属キャスクの貯蔵期間中の健全性確保のための原子炉設置者に対する措置といたしまして、新たに4つの保安措置を追加してございます。

は、事業許可を受けた貯蔵事業者の使用済燃料の貯蔵を委託すること。

といたしましては、事業許可の申請書に記載された燃料の種類に従って選定する。これは原子炉設置者の方で使用済燃料を選定する際に、貯蔵事業者の方の許可申請書に記載された燃料に従って選定するというを義務付けているものでございます。

といたしまして、貯蔵の終了までに密封あるいは健全性が維持できるように容器にしっかり封入するというを義務付けています。

最後でございますけれども、使用済燃料を封入した容器の払い出し時の記録を貯蔵事業者にしっかり引き渡すということを追加しているものであります。

の記録で(2)にございますが、新たに記録保存という項目を具体的に示してございまして、貯蔵事業者の方では、直接目視等で確認することができない検査記録、ここに黒い文字で、外観検査、気密漏洩検査、圧力測定検査、未臨界検査、重量検査、収納物検査というものが該当しますが、これについては貯蔵事業者に引き渡すまでの間にしっかり保存するというを義務付けておるものでございます。

5ページにまいりまして、2つ目の受け入れを行う貯蔵事業者に対する措置といたしまして、こちらにつきましては新たに記録の保存という項目を追加してございます。

青い文字で示してございますけれども、貯蔵期間中の安全確保のために、使用済燃料を容器に封入する際に確認された事項を含め、受け入れ時に所要の確認を行う必要があるということでございまして、これら確認事項、先ほど原子炉設置者の方に求めた記録に加えまして、線量当量率、温度測定、吊り上げ、それから、表面密度、これらの項目が追加されてございます。

なお、ここにございますとおり、貯蔵事業者が直接目視等で確認することができない事項は、原子炉設置者の方から引き継がれた記録で確認するというで担保してございます。

3つ目でございますけれども、責任分界の点でございます。

まず、新たに追加した保安措置といたしまして、原子炉設置者は、貯蔵事業者による貯蔵の終了後において、確実に使用済燃料を受け取ることという項目を追加してございます。

「(2)その他」でございますけれども、この責任分界の考え方を踏まえまして、原子炉設置者につきましては、原子炉設置許可申請書に記載されます「使用済燃料の処分の方法」という項目が

ございますが、その中で中間貯蔵に関する記述を行いまして、適切な燃料の貯蔵・管理の明確化を図るということを予定しております。

その追記の案としては、ここにございますとおり、使用済燃料は、国内の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、使用済燃料貯蔵業者に委託する場合も含めて、適切に貯蔵・管理するといった内容を追加するということが検討されました。

「今後の予定」とございますけれども、これまでにパブリック・コメントを実施いたしまして、4件のコメントがございました。7月1日に、既にこの改正された省令につきましては公布されてございまして、10月1日からの施行ということになってございます。

その次のページ以降には参考といたしまして、パブリック・コメントを行いました結果、4件の意見があったということで、別紙に4つほど、意見と理由に対する回答が示されてございます。

その後ろの方は具体的な条文で、改正の内容を示したものでございますが、詳細になりますので、説明は割愛させていただきます。

説明は以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。ただいまの御説明に対して、御質問・御意見等がありましたら、お願いします。

いかがでしょうか。

私の方から1つお聞きしたいと思いますけれども、表紙の裏の図がありますが、その図の中で下の段の「その他（発電所・輸送）」から貯蔵事業に移るときに、赤い字で「記録の引渡し」というものがあります。これは今度、逆にお返して、貯蔵事業が終わって輸送に行くときに、貯蔵事業者から輸送の方に記録の引き渡しという行為は必要ないでしょうか。

小山田企画班長 現在のところ、貯蔵が終了した後における記録の引き渡しという項目は設けておりません。これはもともと、この記録というものは中間貯蔵を長期間にわたって安全に行われるために、容器に使用済燃料を封入する際にしっかり問題なく封入がなされたか。あるいは使用済燃料自体が適切なものが選定されたかというものが中心になる記録でございますので、それは発送前における検査で、その期間中のモニタリングの結果と併せて、健全であるということを確認するためになされる記録でございますので、終わった後については特段、記録というものは義務付けてはいない状態です。

三枝主査 見ますと、設計承認の更新が行われているので、多分、その間、必要な記録というものは確認しているということでも解釈できると思います。

ほかにいかがでしょうか。御質問・コメントはございませんか。

岩田先生、どうぞ。

岩田委員 この間、地震研の人と話をしていたんですけど、常時、データのロギングをしているんですけども、いつも圧縮するらしいんです。それで、不必要なデータはすべて圧縮して、再生可能なような状態にして、本当に大事な情報のところはきちっと細かく、必要な情報をキャプチャーするというような対策を取っているようなので、50年とか何か、そういうことを考えたときに、どういうふうにエッセンシャルな情報をきちっと確実に取っておくか。そこら辺のところを一

応、フィージビリティスタディをされた方がいいのかなと思うんです。

三枝主査 事務局、いかがでしょうか。

小山田企画班長 御指摘の点、まさに重要なことかと思いますので、今後検討していきたいと思  
います。ありがとうございます。

三枝主査 どうもありがとうございます。ほかにいかがでしょうか。

それでは、先に進ませていただきたいと思います。続きまして、資料(輸)29-3につきまして、  
N I S A文書の改訂であります、核燃料輸送物の確認等に関する事務手続について、事務局より説  
明をお願いします。

大上班長 私、大上から御説明いたします。資料(輸)29-3でございます。

輸送につきましては、保安院に3つのN I S A文書がございまして、そのうち2つについて見直  
しを行っております。

まず運搬物確認については、核燃料輸送物の確認等に関する事務手続についてございまして、  
輸送容器の設計承認、容器承認等の一連の事務手続を定めています。

また、運搬物確認、容器承認、設計承認の申請書に添付する説明書の記載事項について記載内容  
を定めております。

本ワーキンググループ報告書が昨年6月にとりまとめられてございますけれども、これを踏まえ  
まして、これらのN I S A文書の通達の見直しをしているところでございます。なお、この見直し  
に併せまして、全般的に内容を見直して、発送前検査の検査要領等を定めようと考えてござい  
ます。

まず、使用済燃料貯蔵事業を行う場合で、(1)の でございます。施設定期自主検査と輸送容  
器の定期自主検査が同等であるときは、施設定期自主検査のデータを定期自主検査に利用するとい  
うものでございます。

具体的には、4ページをごらんいただければと思います。4ページの左上から7行目のところに  
線が引いてございますけれども、施設定期自主検査と輸送容器の定期自主検査が同等であるときは、  
容器の定期自主検査に対しまして施設定期自主検査のデータを利用するというものでございます。

その下の「なお」以下のところでございますけれども、貯蔵事業者からデータを容器承認の申請  
者、例えばむつの中間貯蔵でございますと、容器承認の申請者は東電さんになりますので、東電さ  
んが入手することを記載してございます。

ここで、9ページをごらんいただきたく思います。貯蔵期間中の検査において、左側の点線の枠  
内で、外観検査とか、二重蓋間圧力検査とか、未臨界検査でございますが、右の枠の定期自主検査、  
輸送容器の方に利用するものでございます。

続きまして、一番表に戻っていただきたく思います。(1)の でございますけれども、これは  
本ワーキンググループ報告書と関係ございませんが、運搬物確認、設計承認及び容器承認の申請者  
を明確にするものでございまして、申請者が原子力事業者なのか、それとも、運搬を委託された者  
なのかを明確化するというもので記載しております。

また、 のところで、これまで海外返還M O Xの運搬物確認の申請につきまして、国土交通省さ  
んの運搬物確認の承認を受けた書面の提出をする場合は、日本に船が着くまでに保安院の確認を受

ければよいということにしておりましたが、輸送は海上輸送と陸上輸送ということで一体的に行われるものですから、例えば海外から返還されるMOX燃料の輸送について、出国の港を出発する前までに保安院の確認を受けられるように申請してくださいというものに変えております。

次に「(2) 説明書の記載要領関連」でございます。

で、貯蔵事業を行う場合、またはサイト内貯蔵を行う場合で輸送貯蔵兼用容器を用いる場合は、貯蔵後輸送の発送前検査について、容器を開封しないと行えない検査項目を代替する検査の方法を明記するものでございます。

具体的には、7ページをごらんください。上から5行目で「なお」以下のところでございまして、貯蔵事業を行う、またはサイト内貯蔵を行って輸送貯蔵兼用容器を用いる場合で、貯蔵中に必要な監視を行いまして、核燃料物質等の健全性が確保されている場合については、発送前検査において蓋を開けずに、データをもって検査を行うことができるという内容に書かせていただいております。

そのほか、8ページをごらんいただきたいと思います。これもワーキンググループ報告書とは特に関係ございませんけれども、発送前検査の内容につきまして、これまで容器承認の申請ごとに個別に申請していたものを、検査要領を定めたいと考えてございまして、外観検査を始め10項目について、検査の方法と合格基準をこれまでの審査の事例にならいまして整理してございます。

以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。これにつきまして、御意見・御質問等はございますでしょうか。

有富先生、お願いします。

有富主査 忘れてしまったので教えてください。(1)の「 運搬物確認、設計承認及び容器承認の申請者の明確化等を行う」と書いてありますけれども、これは電気事業者に決めたんですか。どちらでもよかったんですか。

大上班長 運搬物確認は、原子力事業者と、原子力事業者から委託された者と、2者ございますので、例えば使用済燃料でございますと、運搬物確認は原子力事業者と原燃輸送さんとか、2者連名での申請がございまして、一方、容器承認とか設計承認については原燃輸送さん、つまり原子力事業者から委託された者が単独で申請できるという内容でございます。

花木課長 少し背景も含めて補足させていただきます。

いきなり具体的な内容に入ったのですがけれども、今回の改正で、1つは中間貯蔵容器という、中間貯蔵の輸送容器というものが実際に出てくる。それで今後、輸送に関するいろいろな手続がございますので、そのところを明確にするということ。

それから、今、有富先生の御指摘のありました、せっかく、そういう手続を直すに当たって、従来の規定で若干明確でない部分があるのではないかと感じておまして、そこについての議論を我々の中で、今しておまして、そこも併せてテーマとして取り上げさせていただいているところでございます。

今、御質問の運搬の委託については多分、炉規法が昭和30年代に最初にできたときから、原子力事業者、または原子力事業者から運搬を委託された者が運搬物の確認を受けることができるとい

う規定になっております。

ただ、運搬を委託というのがどうやって委託するのかというのは炉規法上の何の手続もございませんので、文字どおり読むと、原子力事業者が例えばその辺の宅急便屋さんに委託したときに、輸送の安全性に係る全部の責任が、炉規法上の責任が宅急便屋さんに全部行くということが本当にできるのか。実際には、それは現実的ではございませんで、従来、この輸送については科学技術庁で担当していたんですけれども、そのときの経緯を見ても、基本的にこの条文については、今、非常に抑制的といいますか、限定的に解釈・運用されておりました、私も今、手元に資料はないんですけれども、たしか平成 11 年ぐらいに科技庁さんの方で通達を出してまして、ここについては原燃輸送に限ってそういうことを一部認めるといような、何かそういう通達文書が出ていたと思うんです。ただ、実態上の運用は今、そういうことでやっております。ただ、そういう通達については、やはり通達という文書の性格自身が非常に明確でないところもあると思いますし、我々としては N I S A 文書の中でそこを明確にしていきたいということを考えております。

そのときに、どういうふうにか考えるかということなんですけれども、基本的に我々の考え方は、保安院で見ている輸送の安全性というものは、いわゆる輸送物についての安全性を見ております。それで、輸送物というものは容器と中身から成り立っていて、中身を持っている人は必ず原子力事業者であるというふうに理解しております。そういう意味で、輸送の運搬物確認については、輸送物の中に燃料が入っている以上、燃料の所有者の方は必ず輸送の責任がありますということの一つ明確にさせていただくということで、例えば原燃輸送がいいとしても、原燃輸送だけが単独でできるんですかということについては、やはり必ず原子力事業者が何らかの形で責任がひっかかるような形で運用していきたいということを思っています。

ただ一方で、電力さんの方で従来から原燃輸送で事業を集約して合理化をするとともに、容器を使い回すことによって合理化をするとともに、その輸送に関する安全性の知見を原燃輸送に蓄積したいというふうにおっしゃっていて、それは非常にわかるわけですので、ただ、原燃輸送というものは法律上、何の位置づけもないといいますか、原子力事業者ではないんです。ただの輸送会社ですので、そのところをどう整理するかということ考えたときに、先ほど申し上げた輸送物の一部である容器の設計作業、あるいは容器の保守作業を行っている。そこについて、電気事業者から明確に文書で委託された、委託という形で、今、申し上げた容器の設計・製作について委託されたということを保安院の方で確認できれば、容器の設計承認については原燃輸送が単独で申請してもいい。あるいは容器承認については原燃輸送ができる。ただ、実態の輸送については電力さんが必ず関与する責任がありますということで、そういう整理がいいのではないかと考えております。

そういうことを説明する資料として、今の資料はかなり簡略な感じはするんですけれども、保安院として適切な安全規制をしながら、それをなるべく N I S A 文書に落とし込んでいくということ考えたときに、今、申し上げましたようなことを文書に落としていきたいということで、これから検討を引き続きやっていきたいというところでございます。

有富主査 そうしますと、一般の使用済燃料の輸送に関しては、このとおりだろうと思うんですが、例えば輸送貯蔵兼用容器については特別な何かを考えるのか。やはり、この一般の輸送容器の、

今までの外部運搬規則でそのまま行くのかというのは、どういうふうにお考えでしょうか。

花木課長 輸送貯蔵兼用容器については、現在のところ、具体的にあるものとしてはむつものですが、こちらは原燃輸送に委託するということではなくて、電力さんが自ら設計をされて、中身の燃料も電力さんが持っている。そういう意味で、輸送物としては委託ということが、今、発生していないんです。したがって、そこについては、問題はないのかなと思っております。

この規定自身は、むしろ従来からある使用済燃料の輸送、あるいは廃棄物の輸送みたいなところを念頭に検討しておりますが、将来的にそういう委託ということが輸送貯蔵容器についても出てくる可能性は否定できないと思うんですけれども、それについて、今、何か特別扱いをすとかということを考えているものではありません。

三枝主査 ありがとうございます。ほかに御質問・御意見はございませんでしょうか。まだ、これは案の段階だそうなので、もし、そういう御質問・コメントがあれば反映できると思います。

花木課長 今、申し上げたような趣旨は、この2ページの「設計承認【(1) 関連】」というところで具体的な背景等を書いておまして、ここは読み上げはしなかったんですけれども、今、申し上げたような、使用済燃料等の運搬に当たり広く用いられている容器について、原子力事業者等が原燃輸送に設計を委託する運用が広く行われている。ただ、その場合に、当事者となるべき原子力事業者等が設計承認の際、どういうふうに扱われるのか。設計承認は原燃輸送がやってもいいんですけれども、ただ、輸送については電力さんといいますか、燃料所有者が丸投げをすることはできませんということです。それは従来科技厅の運用と同じなんですけど、それを文書で明確にさせてもらいたいということをごをここで書かせていただいております。

三枝主査 ありがとうございます。いかがでしょうか。

よろしければ、次に進ませていただきます。続きまして、長期健全性に関する状況調査。これは知見の蓄積ですが、これにつきまして、資料(輸)29-4について日本原子力発電より説明をお願いします。

日本原子力発電(藤本) 日本原子力発電の藤本でございます。資料に従いまして御説明をいたします。

まず1枚開いていただきまして「状況調査の目的」でございます。

これは昨年、当ワーキンググループでまとめていただきました報告書を受けて行うものでございますが、上の方の四角のアンダーラインのところですけれども、使用済燃料の貯蔵に関して、長期の貯蔵実績が少ないことなどを考慮すると、現状の知見に万全を期する観点から、知見の蓄積に努める必要があるというようなことを御提言いただいております。これに基づきまして、下の黄色い枠の部分で「現状の知見に万全を期する観点から、金属キャスク及びその収納物の長期健全性について知見の蓄積を行うこと」ということで、この知見の蓄積を行っているものです。

3ページをお願いします。これは使用済燃料の長期健全性に関する状況調査の全体計画案を示したものでございます。

上の方にチャートがございまして、年が振ってございます。それで、中間貯蔵は2012年に操業開始ということですので、そこから黄色い枠で50年間示してございます。

それに対しまして、知見の蓄積ですが、BWRでは福島第一発電所と東海第二発電所でサイト内の貯蔵を行っております。この貯蔵によりまして、順次、知見を蓄積していくということを考えております。

それから、PWRにつきましては、アイダホ国立研究所の方でキャスクの貯蔵が行われておりまして、ここでデータを取得するという事を考えております。

更に国内でということで、ここではNDCと書いておりますが、茨城県の東海村にありますニュークリア・デベロップメントという会社がございます、施設なんですけれども、ここで試験容器に燃料を入れまして、貯蔵試験を行うことによって知見の蓄積を行うということを考えております。

下の黄色い枠が昨年度、それから、今年度の進捗でございます。BWRにつきましては2009年度に、2009年1月に東海第二で状況調査を行っておりますが、その結果の整理などを行いました。それから、今年度は今後の状況調査に向けて貯蔵を継続しているところでございます。

PWRにつきましては、2009年度にアイダホの国立研究所とデータの入手等に関する契約を締結いたしまして、今年度、ちょうど25年目になりますけれども、キャスクの状況調査としてガスサンプリングを行うということですので、これにアイダホ国立研究所と一緒にしましてガスサンプリングをやりたいと考えております。

それから、NDCの方ですが、これは2009年度から貯蔵開始に向けて準備を開始しておりまして、これにつきましては次のページ以降で御説明をいたします。

4ページをお願いします。「NDCでの貯蔵試験計画」です。

目的は「PWR使用済燃料の長期貯蔵における健全性に関する知見を蓄積する」ということでございます。

<貯蔵試験の概要>です。PWR使用済燃料1体を、中間貯蔵での貯蔵状態を模した試験容器に貯蔵し、定期的に、これは5年ごとを考えておりますが、燃料健全性の調査としてガスサンプリングを行っていくという計画です。

それで、当面の試験計画を下のところに示しておりますが、2009年度は試験計画策定と、容器設計の一部を行いました。2010年度には、その容器設計と、それから、安全性確認解析を行いまして、施設許認可を取得する予定です。2011年度に容器を製造しまして、工場で伝熱試験等を行いまして、データをきちんと受託した後、2012年度に燃料を装荷し、試験を開始するという工程でございます。

次の5ページ目にまいりまして、ここでは試験計画の策定、容器設計に当たって試験条件を抽出してございますが、その概要を示したものです。

上の表ですが、それぞれ考慮する条件、現在までの技術的知見がどうか、中間貯蔵の状態はどうなっているのかということから、目標とする試験条件を定めております。

まず熱的劣化につきましては、275度、周方向応力100MPa以下では水素化物再配向による脆化、クリープひずみによる破損、照射硬化の回復、応力腐食割れは生じないという知見が得られております。中間貯蔵では、貯蔵初期で230程度で貯蔵するという事にしております。温度そのものは崩壊熱の減少に伴って徐々に低下をいたします。そういうことで、試験条件の目標としましては、

試験開始時に 230 程度になるようにし、同様に崩壊熱減少に伴って徐々に下がっていくというような条件を目標といたします。

化学的劣化につきましては、貯蔵中、不活性ガス雰囲気ですけれども、これによって酸化や水素の吸収は、炉内照射中に比べて無視できる程度という知見が得られておりますが、中間貯蔵の状態としましては、ヘリウム雰囲気、水分は 10%以下という条件で貯蔵いたします。そういうことで、試験条件もヘリウム雰囲気、水分は 10%以下ということで目標にしたいと思っております。

それから、放射線による劣化ですが、中性子照射により比較的低燃焼度、これは 1 万 MWd/t 程度で、機械強度増加は飽和して、延性低下は緩やかな低下傾向となる。貯蔵中の照射影響は無視できるという知見が得られております。中間貯蔵の状態としましては貯蔵する燃料、例えば代表的なものとして 48GWd/t 型のもの、取替平均燃焼度が約 4 万 3,000MWd/t でございまして、そういうことで、試験の条件も約 4 万 3,000MWd/t の燃料を試験に供するという条件を目標にいたします。

機械的劣化につきましては、輸送時の一般の試験条件、自由落下の場合ですけれども、健全性が維持されるという知見。これは加速度が 20~45G 程度を生じますが、そういう知見が得られております。それに対して中間貯蔵の状態はといいますと、貯蔵時は静かに置いておくだけということでございます。それで、貯蔵時に発生する加速度として考えられるのは取扱い時、あと、地震時等がありますが、いずれも加速度としては 2 G 程度以下であります。そういうことで、試験の方も同じように、施設に静かに置いておくだけということにしまして、加速度も取扱い等を行いますので、2 G 程度以下という条件になるかと思います。

次の 6 ページ目をお願いします。これは具体的に試験を行う試験計画を示したものです。

右の表にそれぞれの諸元を記載してございますが、まず試験対象燃料は PWR の 17×17 型で、燃焼度は 4 万 2,800MWd/t です。冷却期間は、試験開始が平成 24 年 10 月ですけれども、この時点で 19 年で、被覆管の材料はジルカロイ - 4 でございます。

試験容器内雰囲気ですけれども、ヘリウム雰囲気にして、水分は 10%以下にいたします。

試験期間は、最長で 60 年。

燃料温度は、試験開始時に 230~250 。崩壊熱減少に伴い徐々に低下します。

済みません、230~250 で、250 の方は真空乾燥中に 250 まで上がる可能性があるということで、250 と記載してあります。

放射線環境ですけれども、収納燃料自身の中性子照射が放射線環境となります。

外力につきましては、試験時は静かに置いておきます。取扱い時と地震時の加速度としては、2 G 程度以下と考えております。

それから、試験容器の概要としましては、使用済燃料を 2 体収納可能な容器にしておりまして、最初は使用済燃料 1 体だけ、ここに記載しました 17×17 型、4 万 2,800MWd/t の燃料を 1 体だけ収納いたしますが、将来的に、今、更に高燃焼度の燃料が原子炉から出始めているところですので、そういう燃料も収納して試験することができるように、2 体収納可能な容器として設計しております。

それで、容器の高さは、燃料が収納できるということで約 5.2m、胴の直径は約 2.2m 程度の大き

さのものでございます。胴の容器、蓋、遮へい体、断熱材等で構成してございまして、蓋部の密封性、それから、代表部の温度を監視するというシステムです。

左側の方に容器の絵を描いてございますが、真ん中に使用済燃料を入れて、その周辺に内筒がございまして、それで断熱材を、燃料が1体または2体ですので、燃料の温度が高く、普通の貯蔵状態と同じように高くなるように断熱材を入れるという工夫をしております。それから、中間胴がありまして、中性子遮へい体が外側にありまして、燃料の収納が1体の場合は、更に外側に断熱材を巻くという設計にしております。

以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。これにつきまして、何か御意見・御質問等はございませんでしょうか。

上村委員、お願いします。

上村委員 5ページの表の右側の目標の欄で、2点確認をしたいんです。

1つ目は温度のところですけども、230程度にするということですが、これは温度のコントロールはどのようにやられるのかということで、断熱材の厚み等だけでコントロールされようとしているのかどうかという点が1つです。

もう一つ、その下にありますヘリウム雰囲気、水分を10%以下にするということですけども、これは基準が10%以下という基準がありますが、この実験では10%以下でなくて、10%程度を目標にしたらいかがかと思うんです。

その2点について、お願いします。

日本原子力発電（藤本） お答えします。

最初の温度230のコントロールを何でやるのかという御質問ですけども、断熱材でコントロールいたします。6ページにキャスクの絵がございまして、解析で燃料の温度を求めまして、断熱材の厚さを選択し、それで温度をコントロールしていくというふうに考えております。

それから、この温度につきましては工場で伝熱検査というものを行いまして、そのときに所定の発熱量を出して、ちゃんとその目標の温度になるかどうかということを確認いたしますので、そこで確認ができると考えております。

もう一つの御質問の、水分10%以下を水分10%をねらってはどうかというお話なんですけれども、これは通常、発電所で行う真空乾燥手順と同じ手順を用います。そうしますと、どうしても10%をねらうというのはなかなか難しく、それよりもかなり低い水分含有量になるかと思いますが、試験の目的としましては発電所で行うものと全く同じような操作を行って、貯蔵をして、燃料がどうかということを見るのが一番の目的であると考えておりますので、当面はそういう方向で考えておりますけれども、少しそういうことも今後、検討はしてみたいと思いますが、今のところはそういう考えでございます。

上村委員 最初の温度の方ですけども、これは6ページの表を見ると、冷却期間が19年ということで、非常に長い期間で、相当、崩壊熱が低いと思うんです。そういう低いもので所定の温度を保持するというのはかなり難しいかなと思うので、別途、工場で所定の発熱をさせた状態で、模

擬的な実験をした結果で断熱材の厚みを設定されるということですが、それが実機で本当にそういう温度になっているかどうか。その辺が少し確認が必要かなと思うんです。この温度が、この試験における一番大きな要因だと思うので、温度がずれていると何を試験しているかわからないということになりますので、そこを少し確認が必要かなと思います。

もう一つの水分の方ですが、これは実機と同じように乾燥するので、同じようにやれば結果的に下がってしまうので、それでいいというお答えですが、これはやはり先行試験といいますか、モックアップ試験、健全性を確認する意味の試験なので、どちらかといいますと、バウンダリー条件といいますか、そこをねらった条件で試験をすべきではないか。後でお話が出ると思うんですが、水分の影響というものが場合によっては問題になる可能性もあるので、このコントロールはちゃんとやっておいた方がよろしいのではないかと思います。

日本原子力発電（藤本） 御意見としては承りましたが、今後、検討させていただきます。

三枝主査 大変に貴重な御意見、ありがとうございます。

それでは、水町委員、お願いします。

水町委員 今の話で、PWRの方がアイダホの国立研究所と契約されたということは非常に結構だと思うんですが、私も5～6回アイダホへ行っておりますけれども、今回しております健全な使用済燃料に対しては全く問題ないんですが、彼らは普通にピンホールの空いた燃料などを入れております。それから、TMIで事故が起きました、上が溶けている燃料で、あれも私、見てきましたけれども、あれも今はつくっております。

私が言いたいのは、10年ほど前にまだ顧問会と言っていたときに、近藤駿介さんが委員長で、この金属カスクの懸案の、今、安全委員会が定めたものについてやったときに、ピンホールの空いた燃料をどうするかということをご議論しまして、私は当然、ピンホールが空いていても入れていいのではないかと議論をしたのは、今後、美浜は10年延びましたけれども、デコミをやってくると、必ずピンホールが空いた燃料を何かしなければいかぬわけですね。それについては、アイダホは物すごく経験がありますので、こういう契約をされたなら、健全なものは全然問題ありませんので、将来に備えて、ピンホールが空いていてもほとんど問題なく、私、見ておりますので、是非、そういうデータも将来に備えて見ておいていただきたいと思います。

三枝主査 事業者さんの方、よろしいでしょうか。

日本原子力発電（藤本） 御意見、ありがとうございました。いろいろと検討の中で考えさせていただきます。

三枝主査 ありがとうございます。ほかにもございますでしょうか。

それでは、岩田先生、それから、久保委員、お願いします。

岩田委員 5ページ目の図1～図3が何のために付いているかというのがよくわからないので、例えば図2であるとする、きっと配向が気になるんだと思うんですが、それに関する情報がここに何もなくて、ただ、この図があって、これは事実としてはあるんだろうと思うんですが、ほかの資料、特に試験計画とか容器設計とかそういうところで、何を確かめるためにこの情報を添付したのかというのがよくわからないというのがあります。

それから、例えば図3でも、0.2%耐力は書いてありますが、延性の高速中性子照射量依存性というものは、ここには入っていないような気がしますので、キャプションと中身、それから、その上の考慮条件、技術的知見と、本当の目的との関係というものが何か希薄で、何のためにこのデータを付けたのかが不明確なので、もう少し資料をつくるときに、やはり論理的な整合性を取った方がいいかなと思います。

それから、1つだけ質問させていただくと、48GWd/tで330で、割と破損扁平率が小さいんですが、これは数値はどのくらいで、このときの配向はどんな状態だったんでしょうか。

三枝主査 原電さん、よろしいでしょうか。

日本原子力発電(藤本) 今、御質問のありましたのは、このグラフのデータの真ん中のところでよろしいんでしょうか。

岩田委員 真ん中です。真ん中の横軸が、150MPaの近所の赤いところが、割と破損扁平率が底をはっているような感じがあります。

日本原子力発電(藤本) わかりました。

このグラフで説明したいところは、破損扁平率と周方向応力の関係を試験したデータでございます。この周方向応力は、100MPaよりも低いところでは照射したままの状態のデータであるのに比べまして、それよりも上がってきますと破損扁平率がそれよりも低いところで起こるということで、劣化が見られるというデータでございます。ですので、100MPaよりも低いところで貯蔵すれば、水素化物再配向というものは問題がないということを示したデータであります。

三枝主査 ありがとうございます。多分、ほかにももう少し丁寧に図1～図3の説明を求められておりましたけれども、例えば、この図3のキャプションと図の内容が合っていないとか、そういう御質問もあったかと思えますし、もしよろしければ、後で御回答を用意していただけますか。

日本原子力発電(藤本) それでは、後でそのようにいたします。

三枝主査 それでは、久保委員、お願いします。

久保委員 久保です。

3ページと6ページを見ていたんですけれども、PWRでアイダホとNDCでやるというのは、私は非常にいいことだと思います。内容的にも多分、いろんな意味で比較できると思うんですが、これは全体的にアイダホの研究所でやっている検査項目と、NDCでやっている項目は同じなんでしょうか。それとも、違うものがあるんでしょうかというのが1点です。

2番目は、6ページにある蓋部の密封性の評価ということで、多分、監視していくんだと思うんですが、これはすべて半年ごとにやるということなんでしょうか。私は頻度も少し多過ぎるような気がしますけれども、年に1回でいいのではないかという感じはするんですが、いかがでしょうか。

日本原子力発電(藤本) 最初のアイダホとNDCでの検査項目と申しますか、試験項目につきましてですが、どちらもガスサンプリングを5年ごとに行いまして、中に入っている燃料の健全性を確認するというところを行いますので、試験項目としては同じでございます。

それから、NDCの容器の方の蓋部の密封性につきましては、常時監視をいたします。これは蓋部のところに2重の金属ガスケットを設置しておりますが、そのガスケットの間の圧力を常時監視

いたしまして、漏れがないということを確認する予定にしております。

以上です。

久保委員 そうしますと、3ページのところに、アイダホでは同じように、年度というんでしょうか、2回もしくは3回あったり、半年ごとにやるNDCののを見ると、この常時監視というものと、今の三角の間隔というものはどういうことなんでしょうか。

日本原子力発電(藤本) この3ページのチャートに書いてございます三角印ですけれども、これはガスサンプリングのタイミングを示してございまして、NDCやアイダホでは5年ごとにサンプリングをしていくということを示したものです。

蓋の密封性は、この試験の前提条件となるものですので、これは試験状態がきちんと維持されていることの監視項目として監視していくということを考えております。

久保委員 わかりました。

三枝主査 ありがとうございます。ほかにもございますでしょうか。

よろしければ、先に進ませていただきたいと思えます。

どうぞ。

花木課長 今の状況調査ですけれども、勿論、電力さんの任意の取組みということでもあるんですが、一応、まだ補正はされていないんですけれども、むつで使うPWR容器の申請書の中に、この項目を記載いただく方向であるというふうに聞いています。したがって、先ほど上村委員を始め委員の先生からいただいたコメントの説明、この試験の前提条件の合理性、あるいは試験条件の適切性については、私どもの輸送容器の審査の中で、また改めて議論させていただくということですので、その点だけ一言申し上げさせていただきます。

三枝主査 ありがとうございます。

それでは、次の議題としまして、フランスでの乾式輸送容器内の水素ガス発生につきまして、資料(輸)29-5によりJNESさんから説明をお願いします。

JNES(山中) 原子力安全基盤機構の山中でございます。前回になりますが、フランスにおきまして破損燃料の輸送が停止されているという御紹介をいたしました、その中で2点ほどコメントをいただいております。

表紙をめくっていただきまして、1ページ目でございますが、2つに集約させていただいておりますけれども、まず御質問1としましては、フランスにおきましては、水素の発生原因を水の放射線分解としておりますが、ペレットの酸化等が原因ではないか。

それから、御質問2といたしましては、乾式輸送で、残留水の放射線分解により有意な水素が発生するのであれば、大量の水を容器に内包する湿式輸送の場合はどうなるかということでございます。

前者につきましては、文献調査を行いましたところ、 $UO_2$ の表面近傍におきまして、線による水の放射線分解が100倍程度促進されるという報告がございまして、フランスの懸念にも理はあるのではないかと考えております。

2番目につきましては、湿式容器内では水の放射線分解が生じておりますけれども、同時に再結

合による消滅がございまして、定常値に収まるということですが、国内の実測では2%以下ということでございます。

それでは、具体的に御説明いたします。2ページ目は前回のおさらいでございます。

フランスにおきましては破損燃料を漏えい燃料と損傷燃料というように分けておりまして、ガスリークのみの漏えい燃料につきましてはラ・アーグの再処理工場への輸送が日常的に行われていたわけでございます。

A S Nは2009年3月に、漏えい燃料の発送前の水素濃度測定というものを認可条件に加えまして、その準備が整うまで漏えい燃料の輸送は中断されているという状況でございまして『NuclearFuel』にこういう情報がございました。

次に、3ページ目も前回のおさらいになりますけれども、A S Nが何を懸念しているかということでございます。

原子炉運転中に漏えい燃料棒の内部に水が浸入する。それで、容器を乾燥する際に燃料棒内に水が残留するというのを懸念する。燃料棒内に残留した水分につきましては、輸送中に放射線分解で水素が発生するのではないか。容器内部の水素濃度が上昇すると爆発の懸念があるということでございます。

それについての文献調査の結果は、先ほど申しましたように、二酸化ウランの表面におきまして水の放射線分解が促進されるという報告が、これはT R U廃棄物の研究の方で得られておりまして、フランスの懸念にも一理はあるということでございます。

それで、どのようなデータかということが4ページ目に紹介されております。

これは2003年の報告でございましてけれども、横軸に水の層の厚さで、縦軸にG値と呼ばれます水素の発生割合で、100eV当たりの分子数という形で記載されております。通常のG値は0.45というような値が一般に使われておりますけれども、この研究におきましてはウランの表面近傍で、ここには40を超えるような値がございまして、100倍程度の促進が見られるということで、これを懸念するのではないかということでございます。

それにつきまして、我が国との相違ということで整理をいたしましたのが5ページ目でございます。

フランスで用いられている使用済燃料輸送容器は乾式容器でございまして、漏えい燃料の輸送でも使用されている。

日本の場合につきましてはどのようになっているかといいますと、過去にフランス向けに、これは再処理のためですが、使用済燃料輸送を乾式で行っておりますけれども、健全な燃料のみが輸送されまして、漏えい燃料を含む輸送は行われていない。それから、国内の使用済燃料輸送につきましては湿式容器で行われているわけですが、漏えい燃料を含む輸送につきましては試験研究用が主でありまして、まだ一般的ではないということでございます。最近の漏えい燃料の実績としては、2009年11月に大飯発電所からニュークリア・デベロップメントに運ばれた例がございます。

今後、日本で使用される使用済燃料輸送貯蔵兼用容器でございましてけれども、この兼用容器におきましては乾式の輸送と貯蔵が行われるわけですが、健全燃料を対象としておりまして、漏えい燃

料を収納することはないということでございます。それから、貯蔵中に漏えい燃料が発生することは設計上考慮されておりますけれども、燃料棒内に残留水分がないということで、水素が生成することはないだろうということでございます。

6 ページ目に最近のフランスからの報告ということで、今年6月初めに行われました「原子力発電所からの使用済燃料の管理に関する国際会議」で、フランスがこの関連の報告をしております。

それで、フランスでの使用済燃料輸送につきまして、近年取り上げられました主な安全上の課題ということで、その一つとして「被覆管内部に水を含む疑いのある燃料集合体が装荷された輸送物をいかに運び、その安全性を実証するか」というものが挙げられております。

本件につきましては3点ほど、いろいろ検討が継続されているようでございます。

まず1つは、封入するガスにつきまして、ヘリウムガスを使用することによって燃焼の閾値を引き上げようということで、検討によりますと、現在3%に制限しているものを5%に高めることができる。

それから、現在、フランスの方では仕立て後に期間を置きまして、水素濃度の測定を行って、それを時間に対して直線的に外挿するという非常に乱暴な外挿を行っているわけですが、これはさすがにべらぼうな話なので、もう少し外挿の不利益を減ずるような水素生成則というものの評価を現在行っているということでございます。

それから、水素と酸素を再結合させるような触媒を設置して解決しようという開発も行っているという報告がございます。

最後にまとめでございます。

フランスでの漏えい燃料輸送につきましては、乾式で漏えい燃料の輸送が行われておりましたけれども、水素濃度測定への対応準備が整うまで中断されているということございまして、再開は2011年を予定しているようでございます。

それで、我が国の使用済燃料輸送への影響でございますけれども、我が国におきましては、輸送貯蔵兼用容器による乾式での輸送が開始されますが、漏えい燃料を含まないために、影響を受けることはないと考えております。

それから、国内の使用済燃料輸送は湿式輸送が従来行われておりますけれども、これにおいては、水素濃度は定常値に収まるということで、問題とはなっていないということでございます。

以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。ただいまの御説明につきまして、御意見・御質問等がございますでしょうか。

岩田委員、お願いします。

岩田委員 教えていただきたいんですが、4ページの横軸の Water Layers というものは分子レベルでの数で考えているんですね。それで、縦軸が molecules となっておりますが、これはそれぞれの Water Layers のところでの分子量はどうやって測定していたんですか。

J N E S ( 山中 ) まず横軸につきましては、分子の大きさなどを考えております。したがって、10レイヤーといえますと、大体4nm というようなところかなということでございます。

それから、縦軸につきましては、それぞれのレイヤーのところでの発生ということでございます。  
岩田委員 どうやって測定しているんですかというのが不思議だなと思ったんです。

JNES(山中) これとは別に、横軸に湿度を取って、縦軸にレイヤーの厚さというものもございまして、湿度を調節して、そのレイヤーの幅をコントロールしている実験だと思えます。

岩田委員 何か後ろに特定の放射線分解のモデルを設定して、そこからの算定値なんですね。測定したわけではなくて、こんなにイグザクトに求まるかなというのがあって、これを基に規制強化に至った背景にするというのは相当なものだなという感じがしました。

JNES(山中) フランスがこれを基に規制強化に至ったということは言っていないんですけれども、我々として裏を取るために評価をすると、こういうものがあつたということでございます。実際の現象としては勿論、酸化も発生しているでしょうし、そういったトータルで水素が発生するとは思いますが、フランスにおきましては、この放射線分解を懸念していることを言っておりますので、その裏を取つたということで、こういうデータも世の中にはあるということでございます。

三枝主査 ありがとうございます。将来に向けて、こういうことも勉強しておいた方がいいということだと思いますので、よろしくお願ひしたいと思ひます。

ほかにいかがでしょうか。

それでは、先に進ませていただきます。議題の(2)で、今度は前回の合同ワーキンググループで、使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会の設置が報告されましたが、今回、その検討結果がまとまりましたので、資料(輸)29-6から29-9までを使いまして、事務局から説明をお願いいたします。

御器谷係長 それでは、御説明させていただきます。資料としまして、今回4種類御用意しております。

最初に1枚紙の資料(輸)29-6でございますが、下部の委員会として検討会を設置した趣旨、それから、検討概要を記しております。

続きまして、資料(輸)29-7と29-8でございますが、その検討会の中で、日本原子力学会の標準を技術評価いたしましたので、その技術評価書の案を御提示しておりまして、資料(輸)29-7の方が報告書で、本日は資料(輸)29-8の方のパワーポイントの資料を用いて御説明させていただきます。中身は同じものとなっております。

資料(輸)29-9が、その技術評価書を踏まえまして、今後、保安院の方で策定していく解釈案という位置づけとなっております。

資料(輸)29-6、1枚紙の方から御説明をさせていただきます。

まず、この検討の位置づけでございますが、原子炉等規制法におきまして、事業者が使用済燃料貯蔵施設の工事に着手する前に、設計と工事の方法について大臣の認可を受けなければならないとされております。その認可のための技術基準といたしましては「使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する省令」というものが既に定められておりまして、その基準をより明確化するために、この省令の解釈を策定することとしております。

その解釈を策定するに当たりまして、技術基準の性能規定化がなされていることを考慮して、日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010（AESJ-SC-F002:2010）」、それから、保安院の内規になりますけれども「『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）に照らした『発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令』第5条への適合性に関する審査要領（内規）」、これは耐震性の確認の中で、詳細設計で実用炉の方で確認をするための審査要領というものが既に定められておりまして、これを中間貯蔵施設への適用性を今回審議したといった形になっております。前者の方の日本原子力学会標準を引用するに当たりましては、その妥当性を今回確認するというごことばございまして、これから御説明します技術評価書というものを策定いたしました。

「2. 検討スキーム」でございますけれども、この日本原子力学会標準の技術評価書案等を議論するに当たりまして、前回のこの合同ワーキンググループにおきまして検討会を設置する旨を御了解いただきましたので、その後、3回にわたって検討会を開催し、今回、報告書案をとりまとめたところでございます。

3. でございますが、4月に検討会の第1回目を開催いたしまして、5月、6月と、合計3回でとりまとめております。

とりまとめていただいた先生は、輸送ワーキンググループの主査でもございます三枝先生。臨界の観点から臨界の御専門家ということで、JAEAの奥野先生。キャスク全般という観点から、JNESの佐々木先生。耐震の関係で、東京大学の高田先生。それから、中に入れます収納物の燃料の健全性を確認する観点から、JAEAの永瀬先生。以上5名の先生方に御審議をいただきました。

続きまして、資料（輸）29-7、それから、具体的に資料（輸）29-8の方で技術評価書を御説明させていただきますが、説明者が代わりまして、JNESの久保田調査役の方から御説明させていただきます。

JNES（久保田） それでは「日本原子力学会『日本原子力学会標準 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010（AESJ-SC-F002:2010）』に関する技術評価書案」について説明をさせていただきます。技術評価書案そのものは、今し方、御器谷さんの方から御説明がありましたように、資料（輸）29-7でございますが、これをやっている時間が幾らあっても足りませんので、まとめましたOHPの資料、資料（輸）29-8の方で御説明させていただきます。これは検討会におきまして使用させていただきましたOHPの資料なんですけれども、やはり全部を説明している時間はございませんので、要点だけ飛び飛びにさせていただきますが、その点を御容赦ください。

まず資料（輸）29-8を1枚めくっていただきますと、1ページに日本原子力学会標準の概要というページがございます。要するに、学会標準とはこんなものですよということをまとめたところなんです、これが次のページにまたがっております。

1ページは、ごく一般的なことを書いてございますが、特にここで学会標準の今回の特徴として御説明申し上げておきたいことは、この学会標準は1章から5章までと、それから、附属書から成り立っているんですけれども、特に規定と呼べるところは4章の基本的な安全機能及び構造強度に関

する設計、それから、5章の検査の基準というところでございます。

また、これは輸送貯蔵兼用キャスクである金属キャスクの標準でございますので、当然、輸送キャスクとしての要件、すなわち原子炉等規制法第59条とその規則等による要件と、それから、貯蔵キャスクとしての要件、すなわち原子炉等規制法第43条の4から第43条の28とその規則等、こういった要求がすべてまとめて書いてあるという形になっております。これは後ほど申し上げますが、そのうちの輸送キャスクのみに関する要求については、今回、技術評価の対象外といたしました。

めくっていただきまして、その次の3ページで「学会標準の構成と技術評価の対象」がございまして、学会標準の構成のところは次の4ページで御説明いたします。

技術評価の対象といたしまして、簡単に申し上げますと、原則を3つつくりました。まず、学会標準は規定という部分と参考という部分がございますので、規定のみを対象といたしますということ。それから、技術的要求事項のみを対象とする。つまり、4章と5章のみが考えられる。それから、原則3として、これは要するに設計及び工事の方法の認可の技術基準の解釈のために使うわけでありまして、その部分に直接関連する要求事項のみを技術評価の対象とするというふうにいたしました。

結果として、どういうふうになったかと申しますと、4ページを見ていただきたいんですが、そこに「学会標準の構成」ということが書いてございます。1章から5章までが本編で、これは全部規定でございます。

それから、その右側に附属書というものが、少し細かい字があつて恐縮なんですけど、いっぱい書いてありまして、たしかAからVまでであると思っております。それと解説で、解説は参考でございます。

それから、AからVまでである附属書のうちの、これが2つに分かれまして、規定として扱っている部分と、参考扱いの部分がございます。したがって、先ほど申しましたように、この中の規定であつて、しかも今回、設計及び工事の方法の認可の技術基準の解釈に使用する部分ということで、結果的には附属書L「金属ガスケットの漏えい率の設定方法」と、附属書N「使用済燃料被覆管の制限値」のみを評価対象といたしました。

実を言うと、ポテンシャルな評価対象としては、そのほかにも附属書C、E、G、H、これらが考えられるんですけども、C、G、Hについては、やはり設計及び工事の方法の認可の範囲内ではないと判断いたしまして、範囲外といたしました。Eについては、後ほど御説明させていただきたいと思っております。

その次の5ページは、省略させていただきます。

6ページも「技術評価の対象」ということが書いてございますが、先ほど本文の4章と附属書L、Nの部分を対象といたしますと申し上げましたけれども、4章の中でも直接、設計及び工事の方法の認可に直接関係する部分と、輸送関係という部分とが分かりますので、そのところをより詳細に、この部分に記載したということでございます。

それから、次の7ページは「学会標準に係る技術評価」で、技術評価とは一体、何を確認して技術評価したことにするのかということでございます。技術評価における確認事項は、ずっと原則が

定まっております、これは原子炉安全小委員会の平成 21 年 1 月の資料から持ってきているものです。

まず第 1 項目めとして、規格の規定プロセスが、公正、公平、公開を重視したものであること。

第 2 項目めとして、技術基準やその他の法令またはそれに基づく文書で要求される性能との項目・範囲において対応が取れること。

3 番目として、技術基準で要求される性能を達成するための必要な技術的事項については、具体的な手法や仕様が示されていること。

それから、4 番目で、学協会規格に示される具体的な手法、仕様、方法や活動について、その技術的妥当性が証明あるいはその根拠が記載されていることというふうな形になっております。

まず No. 1 の規格の規定プロセスの公正、公平、公開というところなのですが、8 ページから 10 ページまで、3 ページほど説明してございます。

いろいろ書いてございますが、ここで言いたいことは、まず原子力学会さんが標準をおつくりになるときは、必ず分科会、専門部会、標準委員会という 3 つの委員会が関与する。それぞれ、これはホームページで公開された規定を持っておられて、専門部会と標準委員会については特に、その委員の構成がある分野に偏ることのないように考慮されているということ。それから、各委員会の審査プロセスを経て策定された標準につきましては、2 か月間の公衆審査を経て、パブリック・コメントを受けるということでございます。

そういった形でつくられているということで、10 ページの資料でございますが、具体的に今回の原子力学会標準の作成に当たりましては、ここにもありますように、かなりの回数の分科会、専門部会、標準委員会の審議を経ておりますので、それから、勿論、2 か月間のパブ・コメも行われて、特に意見はなかったということでございますので、一応、規格の規定プロセスの公正、公平、公開というものについては十分保たれていると考えております。

その次の No. 2 の、技術基準やその他の法令またはそれに基づく文書で要求される性能との項目・範囲においての対応というところなんですけれども、11 ページでございます。

これは、基本的には技術基準省令の各条文の中で要求されていることと、学会標準の技術的要求が対応が取れているということをもってよしとすることと判断いたしました。そのとき、技術基準省令だけでは少し範囲が広いので、金属キャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設に係る技術要件、これは当ワーキンググループの方で以前策定されたものというふうに伺っておりますが、これは現在、N I S A さんの内規ですけれども、一応、それも参考にさせていただきました。

それから、その次の 12 ページで、具体的な手法や仕様が示されていることでございます。

これは今回の金属キャスクの設計全体の話でございますので、どうしても材料規格や構造規格ほどの具体性、ぴしゃりとこの式で評価しなさい、この基準値以下でありなさいという、そこまではなかなか具体化はできていないんですけれども、基本的には設計要求。どういことを満足してください。それから、設計方法。そのための手法はこういことを考えてください。それから、判断基準。なるべくなら数値化が望ましいんですけれども、全部そういうわけではないんですが、一応、そういったものが一通り記載されているということをもって具体性があると判断いたしました。

それから、次に 13 ページの No. 4 で「民間規格に示される具体的な手法、仕様、方法や活動についてその技術的妥当性が証明あるいはその根拠が記載されていること」でございます。

これは、そこにもございますように、技術要件とか、その分野において認められた技術文書等々に比較して評価をいたしました。また、学会標準の中に技術的内容が記載されている部分もございます。

それでは、少し時間が押してまいりましたので、本来ですと一つひとつ御説明申し上げて御審議いただきたいところですが、その次の 14 ページ以降、具体的な内容の説明のところを少し省略させていただきながら進めさせていただきます。

まず、先ほどの 4 章についてでございますが「4.1.1 金属カスクの貯蔵条件」に関する部分で、これは基本的に、技術的に妥当であると判断いたしました。ただし一部だけ、一番下の部分でございますが「必要な修復措置を講じることによって輸送物として施設外に搬出できること」という条件があるんですけれども、これについては「輸送物として施設外に搬出できる」かどうかということについては輸送に関する規制によるものがございますので、今回の貯蔵に関する規制の対象ではないだろうということで、これについては技術評価の対象外といたしました。

15 ページに行きまして「4.1.2 金属カスクに収納する使用済燃料の条件」でございまして、これも 4 項目ほど、使用済燃料の条件はどういうものであるということが記載されておりますけれども、これについても附属書が一部、技術評価の対象外となりましたけれども、基本的には問題ないであろうということで、技術的に妥当と判断いたしました。

16 ページに行きまして「4.1.4 経年変化に対する考慮」というところがございまして、これについても基本的には問題ないと考えたんですが、附属書はすべて外しました。特に附属書 E につきましては「金属カスクの構成部材及び使用済燃料の長期健全性維持に関する設計基準」というところですので、本来はこれを入れたかったんですけれども、もう少し規格として、条件とか対象の範囲を明確化するとかといったようなことが本来は望ましいだろうと考えましたので、これは評価の対象外としました。

17 ページでございます。「4.2.1 基本仕様」というところで、これは金属カスクはどういうものでなければいけませんということが書いてあるということで、例えば密封境界の蓋部は多重構造であることとか、先ほどもちらっと出ました残留水分の限度とか、あるいは二重蓋間は加圧して圧力障壁とすること。それから、蓋間圧力の監視とか、それから、表面温度とかの監視といったようなことが記載されております。これらにつきましては、基本的に技術的に妥当と判断いたしました。

ここにつきましても、その次の 18 ページに示しますように、一部、技術評価の対象外としたところもございますが、おおむね妥当と判断いたしました。

19 ページに行きまして「4.2.2 密封設計」。ただし、これは密封設計のところに「a) 輸送時」と「b) 貯蔵時」というものがございます。輸送時はもとより、今回は無関係ということで、貯蔵時のみ評価をいたしました。

これもおおむね、技術的に妥当と判断いたしましたが、一部、20 ページの真ん中辺りのところに「項目：4.2.2b)3.1)」というところがございます。これはガスケットの基準漏えい率を決める、

そのこのところの規定なんですけれども、これは一次蓋、二次蓋、それぞれの役割をどういうふうに考えるかという議論が多少ございまして、学会標準をそのまま使うのではなくて、まず一次蓋について基準漏えい率を定めましょう。二次蓋については、基準漏えい率とは少し違う考え方もかもしれないけれども、これこれのことを考えて、適切に漏えい率を決めてくださいという表現に直しましたといえますか、それを追加要件といたしました。

その次の 21 ページから 26 ページまでにかけて、これは附属書 L というもので、これは先ほど申し上げました一次蓋のガスケットの基準漏えい率の決め方並びに長期健全性のための設計方法といったことを記載している部分でございますが、いずれも技術的には妥当と判断いたしました。

その結論を、27 ページに「b 評価」といたしまして、附属書 L も含めまして問題ないと考えております。

それから、少し飛びまして申し訳ございません。28 ページの「4.2.3 遮へい設計」というところがございまして、これも金属キャスクに関する遮へい設計を規定している部分でございますが、基本的には技術要件 5 で要求されている遮へい設計の要求項目のうち、ただし遮へい設計というのは、当然のことながら建屋の部分も持っておりますので、ここでは金属キャスクにある機能だけが規定されるという形で規定がされております。これも基本的には問題はないでしょうということで、技術的に妥当であると判断いたしました。

ただ、その次の 29 ページに行きまして、多少、注意事項的なところなんですけれども、線量当量率の考え方が、これはどうしても輸送と貯蔵で、輸送の方ではいわゆる 1 cm 線量当量率という考え方を使う。一方、貯蔵の方ではといいますか、普通の施設では実効線量率を使うということで、多少、そのこのところの使い分けをちゃんとしてくださいという追加項目を入れさせていただいております。

それから「4.2.4 臨界防止設計」で、30 ページでございますが、これも多少、議論はございましたけれども、基本的には問題ないでしょうということで、これについては技術的に妥当であると判断しております。

その次の 31 ページの「4.2.5 除熱設計」のところでございますが、これにつきましては、要求事項としては使用済燃料の健全性と、それから、金属キャスクの基本的安全機能が達成されるために使用済燃料及び金属キャスクの構成部材が適切な温度に維持されるという、そのための崩壊熱の除去がきちんとされるということを目的といたしまして、そのための規定が定められているということで、いずれも基本的には妥当であると判断しております。

ただし、この 4.2.5 というものは附属書 N を読み込んでおりまして、この附属書 N というものが、使用済燃料の貯蔵中の温度並びに使用済燃料の水素吸収に関する考慮といったものをまとめて記載している部分でございます。これにつきましては、N 1 から N 5 まで 5 つの項目があるんですが、我々 JNES といたしましては N 1 と N 3、N 1 は累積クリープひずみに係る評価式、N 3 は水素化物再配向に関する温度制限で、これらにつきましては学会標準の中の記載は技術的に妥当であると判断いたしました。N 2 の水素吸収に関する考慮、N 4 の照射硬化の回復につきましては一部、必ずしも同意できない。実際、そのデータを使って評価しているのは N 5 というところでございます。

すので、N5というところについても同意できないというふうな形になりました。それが32ページでございます。

少しページを飛ばさせていただきます。35ページをお願いいたします。今、申し上げましたように「4.2.5 除熱設計」につきましては、基本的に章の中に書いてあることはそれでOKである、技術的に妥当であると判断いたしました。引用している附属書について、一部、技術的に妥当とは必ずしも言えないというところで、それが1つは水素吸収に関する考慮。それが35ページでございます。N2というところなんですけれども、学会さんは、ある条件下においては水素吸収に関する考慮はもう必要ない。そこでは全然、そのために物性値が大きく問題になるようなことはないんだというふうに、そこまで断定しておられるんですが、我々の方では水素濃度並びに中性子照射量に対するサーベイの結果からすると、必ずしもそこまでは言い切れないということで、こういう評価をするのであれば、もう少しデータが要るでしょうということを申し述べております。

それから、37ページをお願いいたします。これも我々の方で学会さんの標準に賛成いたしかねるところで「N.4 照射硬化の回復現象による制限」で「a. 規定の内容」としては、BWRでしたら270以下、PWRでしたら300以下では照射硬化の回復を考慮する必要はない。そこまで言い切っておられるんですが、我々は、PWRについてはそうかもしれない。ただし、BWRについては、そこにも示しましたように、270ではわずかながらも照射硬化の回復現象が否定はし切れないようなデータが出ているということで、そこまで言うのであれば、これはもう少しデータが必要であるというふうに考えております。

38ページで、このN.5というものは真空乾燥時、つまり搬送物の手順まで含めて、今、言いましたような温度制限値を全部守るということを規定している部分なんです。先ほども申しましたように、N.4のところでは照射硬化に関する温度制限値について我々の方でアグリーいたしかねたということで、このN.5についても少し必ずしも技術的に妥当とは言えないと判断いたしました。

39ページで「4.2.6 構造強度設計」でございますが、このところは4.2.6全部ではなくて、一部を技術評価いたしました。内容的には、バスケット等に塑性変形が生じる場合にはそれを考慮して臨界防止設計に反映しなさいというようなところ。金属キャスク構造規格に規定されていないような部材についても、きちんとここでは弾性範囲内に設計しなさいということ。それから、地震時、普通の貯蔵時を含めまして、使用済燃料被覆管を破損させないような設計としなさいということが、この4.2.6の中に書いてございますので、それはやはりそういうふうに設計してくださいというところを取り入れてございます。

少し駆け足で、4.1から4.2.6まで説明させていただきました。

41ページで「学会標準の適用にあたっての追加要件」ということで、4つほど追加要件を挙げさせていただきます。

1番は、先ほど注記事項的なものですがと申し上げました、1cm線量当量率の扱い。

2番が、先ほど一次蓋、二次蓋、それぞれ役割がありますということで、そのところを明確にしてくださいというところ。

それから、3番、4番は今、申し上げましたように、附属書Nの中で、我々の方で技術的に妥当

とまでは言い切れないというところを、そのまま追加要件として挙げさせていただいております。

最後の 42 ページになりますが、これが要望事項で、追加要件ではないんですけれども、今後の改定のときに考えてくださいということで、1つが技術基準省令との対応関係をもう少し明確化できるようにお願いしますというものと、先ほど申しました附属書 E について、もう少し規格として材料や使用環境等を特定して、それらに適切なデータを示した上で、設計基準を定めるということをお願いいたしますということにいたしました。

御器谷係長 それでは、議題(2)のところでお説明する最後の資料となります、資料(輸)29-9、横長の資料になります。こちらの資料ですが、今の技術評価書を踏まえまして、今後、保安院で策定する解釈案となります。

まず、この資料の構成をお説明させていただきますと、一番左側の欄に技術基準省令で定められている条文を記載します。ここの1ページ目につきましては前提条件を書く欄となっていることをごさいます、省令の条文は書いてございません。

1つ右の欄に行きまして、今後策定する解釈案です。ここは構成が2つに分かれておりまして、前半部分が今の技術評価書を踏まえまして、今後、学会標準を引用するその箇所を真ん中辺りに解釈のポイントとして書いております。技術評価の対象としてエンドースする部分と、そうではない部分というものを明確化しています。今後、ここら辺を法令用の用語に置き換えて、解釈案を策定していくという作業がございます。

その下に下線部が引いてあるところは、原子力学会標準を引用しないところにおいても、例えば省令 62 号と呼ばれる実用炉の解釈が既に制定されてございますけれども、そういった既にある解釈を照らし合わせて、中間貯蔵施設でも引用できるような、活用できるような解釈があれば、そういった条文をこちらの方に位置づけるという形にしております。

1つ右側の欄に行きますと、今回、学会標準を引用した当該関係箇所をここで列挙しております。例えば 4.1.1 の貯蔵条件でしたり、4.1.2 の使用済燃料の収納する条件といったものが、学会標準に書いてあるものがここで列挙されております。

一番右側の欄が、実用炉の解釈で既に定められているもので、下線部分が今回、我々の方で参考にしたところを示しています。

それで、申し訳ございません、時間がかなり押していることをごさいます、今回は形式的なものは省かせていただきまして、技術的なところだけ2か所御説明させていただきたいと思っております。

資料のページといたしましては、5ページ目の第4条でございます。ここでは(火災による損傷の防止)ということで、省令上は施設全体で火災の影響を受けることによって施設の安全に著しい支障が生じるおそれがある場合は、必要に応じて消火設備・警報設備を施設しなければならないといった要求がございます。金属キャスクに関わらない要求ということで、今回、学会標準とは別に解釈を制定するために、右側に案をつくってございます。

この省令の条文でございます「安全に著しい支障が生じるおそれがある場合」、こういったことはどういうことかということをお解釈で定めますが「火災の発生により、臨界防止、除熱、閉じ込め及び遮へいの基本的安全機能を損なうことのないよう適切な対策が講じられた設計であること」。

こういった形で解釈を定めようと考えているところでございます。

このもとのネタというものが、一番右側の欄の省令 62 号の既にある解釈を参考にして文章をつくってございます。

それから、2 か所目で、次の 6 ページの第 5 条で（耐震性）でございますが、ここでは省令の要求事項としましては、施設は、これに作用する地震力による損壊によって公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設しなければならない。そういったときの地震力については、過去の地震記録に基づく震害の程度とか、地震活動の状況そのほかの要因を考慮して算定しなければならないといった要求事項がございます。

この解釈としまして、1 つ右に行きますと、耐震性の評価につきましては、その施設の重要度に応じて適用される地震力に対し、地震時にも周辺公衆に対し放射線の影響を与えないとの観点から、以下の機能または構造強度の確保を解析等によって確認することということで、4 つの基本的な安全機能をここで列挙しております。

第 2 項といたしまして、原子力安全委員会が定めた新耐震指針に適合すること。

それから、その新耐震指針に適合していることを具体的に評価する方法については、実用炉で既に内規が定められておりますが、そういった実用炉の内規が適用できることを検討会の方で確認いたしまして、それを準用しまして、指針に規定される耐震設計上の区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計するため、適切に読替えを行ったものによることといった形で解釈をつくっております。

最後になお書きでございますが、設計地震力については、原子力安全委員会の報告書、了承事項となっております「使用済燃料の中間貯蔵施設の安全審査における『地震に対する考慮』の具体的な適用について」という了承事項がございますが、この考え方を適用してもよいといった形でございます。

それ以外のところは、基本的には原子力学会の先ほどの技術評価書で示されたものを適切にこちらに位置づけるということで、今後、文書を策定していきたいと考えております。

議題（2）の説明は、以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。本日は少し時間がなくなってきましたしまして、また委員の方々には御質問・コメントがあるかと思しますので、1 週間以内を目途にメールでいただければありがたいと思っておりますけれども、今、この場でどうしてもコメント・御質問をしておいた方がいいということであればお伺いしたいと思います。いかがでしょうか。

水町委員、お願いします。

水町委員 原子力学会の方の 30 ページの「4.2.4 臨界防止設計」なんです。その一番下に中性子吸収材の濃度及び分布、それから、設計期間を通じて保証できる値（減損量を考慮する）であること。

それから、法律の方でも 4 ページに偏在などということが書いてあるんですが、アメリカの NRC では 70% を規定しているんですけども、具体的な閾値は何か議論されたんでしょうか。

JNES（久保田） 水町先生の御見解はよく存じ上げております。おっしゃっておられるのは、

要するにポロンクレジットをここで要求しているのかという意味だと思わなければならないけれども、ここではそこまで要求してはおりません。ただ、当然のことながら、水町先生も参加されて作成された技術要件の中で、少なくとも均質性と寸法、濃度ということは要求されております。それについてはきちんと考慮することということで、学会標準もそこまでは入れておりますので、一応、それで妥当と判断いたしました。

ですから、あとはその結果として、いわゆる 100%を適用して大丈夫なのかどうかについては、実際の製造工程等の検査を必要があれば行う、あるいは説明を事業者側に求めるというような形で対応していくことになるものというふうに考えております。

三枝主査 よろしいでしょうか。

ほかに御意見・御質問はございませんか。

それでは、申し訳ありません、先に進ませていただきたいと思います。何か御質問等がございましたら、メールでお願いしたいと思います。

そのほかの議題ということですが、資料(輸)29-10「リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターにおける使用済燃料の貯蔵の事業の許可について」、事務局より説明をお願いします。

桜井統括審査官 それでは、リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターの事業許可につきまして、簡単に御紹介させていただきます。経済産業省のプレス発表文でございまして、平成22年5月13日付のものでございます。

四角の中にありますけれども、リサイクル燃料貯蔵株式会社から平成19年3月22日付で申請のありました使用済燃料の貯蔵の事業の許可につきまして、5月13日付で炉規法の規定に基づきまして、事業許可を行ったものでございます。

「1.これまでの経緯」のところにありますけれども、平成19年3月に申請がありまして、保安院の審査を経て、平成21年12月に原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問をしております。2次審査を経まして、今年4月に原子力安全委員会と原子力委員会より答申を得まして、文部科学大臣の同意を経て、5月13日に事業許可を行ったものでございます。

「2.使用済燃料貯蔵事業の許可の概要」がございまして、こちらにつきましては御参照していただければと思います。

本資料につきましては、簡単ではございますが、以上です。

三枝主査 ありがとうございます。何か御質問・御意見等はございますでしょうか。

この事業許可も、本ワーキンググループの検討が大分役に立っているのではないかと思います。よろしければ、次の議題にまいりたいと思います。次は資料(輸)29-11を使いまして、使用済燃料管理に関するIAEA国際会議概要報告です。これは私の方から説明させていただきたいと思います。

先ほどの説明資料の中でも一部引用がありましたけれども、今年5月31日から6月4日にかけて、IAEAの本部でこのような国際会議がありまして、36か国・3国際機関から約170名が参加しました。日本からは、そこにございますように、ここにおられます根井審議官とか花木課

長等を含めまして 18 名の参加がありました。

「5. 会議の概要」ですけれども、月曜から金曜までございまして、その日ごとに書いてありますけれども、1 日目（セッション 1～3）で、冒頭に本会議の開催に当たりまして、会議全体議長はインドの原子力委員の Kakodkar さんが務められまして、使用済燃料管理の戦略上の問題と挑戦について、各国から、日本は根井審議官から報告が行われました。

裏のページに、どういうセッション構成かが書いてありますので、御参考いただければと思います。

表に戻りまして、2 日目（セッション 4～6）におきましてのトピックなことは、パネルディスカッションにおきまして、日本のむつ宮下市長が参加されて、ステークホルダーのディスカッションが行われたということで、これは大いに議論が行われて、日本のプレゼンスが紹介されたということです。今回のセッションでは、許認可における安全性の確認方法で、今日の議論でもありましたけれども、花木課長の方から輸送と貯蔵の包括的な検査・審査を行うということが大変評価されました。

3 日目（セッション 7～9）につきましては“使用済燃料貯蔵に関する技術革新”とか“燃料と材料のふるまい”についての報告がございました。今日の会議でもありましたけれども、PWR 燃料の長期貯蔵試験計画についての報告もありまして、いろんな質問がございました。

4 日目（セッション 10～12）は、これまでの燃料貯蔵の経験、lesson learn とかそういうこと、それから、再処理技術の現状と認識ということで、今回は使用済燃料貯蔵だけではなくて、再処理とか処分に至るところまでのいろんな議論がございました。

5 日目（セッション 13～14）は最終日で、超長期貯蔵あるいは処分という議論が行われましたけれども、大体 100 年ほど貯蔵が世界的には必要ではないかという議論がありましたことが印象的でした。

以上でございます。何か御質問・御意見等はございますでしょうか。

それでは、済みません、先に進ませていただきまして、資料（輸）29 - 12、IAEA-TRANSSEC の方で輸送と貯蔵のインターフェース課題の発表がありましたので、事務局から説明をお願いいたします。

大上班長 事務局の大上から説明させていただきます。

資料（輸）29 - 12 でございます。先ほど三枝先生から御紹介がありました、使用済燃料管理に関する会議の関連で、IAEA-TRANSSEC の事務局のジムスチワート課長も参加してございまして、包括的アプローチについて、是非、IAEA-TRANSSEC20 の方でも説明してほしいというふうな依頼がございました。

それを受けまして、急遽、議題の方に入れていただきまして、2 . のところでございますけれども、保安院の私の方から説明しておりまして、プレゼンテーションを 1 枚めくっていただきますと別添で、英文でございますが、これを発表いたしまして、この発表に対しまして各国から多くの反響があって、使用済燃料管理について同じような課題があるとか、類似の解決アプローチを行っている国とか、廃棄物が問題だという国とか、いろいろコメントがございました。これを受けまして

事務局から、これは 2009 年 6 月の IAEA-TRANSSC18 で WASSC/TRANSSC 共同セッションでも取り上げているということ踏まえ、今度、共同研究プロジェクトとして問題解決を検討していく方がいいのではないかと提案がございました。

それで「3. 今後の予定」でございますけれども、7 月末までに共同研究プロジェクトに関心のある国は、事務局に連絡してほしいということでございました。

また、その関連で貯蔵後輸送の安全に関するコンサルタント会合を設けるということになりました、これは日時が 9 月と書いているんですけども、これは延期されて、11 月という連絡が入っております。そういうものが開催されます。

当院としましては、適宜、こういうプロジェクトに関与しまして、我が国の現状として、輸送と貯蔵のインターフェースの課題等を情報発信しまして各国に御理解をいただきますとともに、必要な情報収集をしていく必要があるのではないかと考えている次第でございます。

以上でございます。

三枝主査 ありがとうございます。何か御質問・コメントはございますでしょうか。

岩田委員、お願いします。

岩田委員 御発表の中に入っている Holistic というものは、国際的にはどんなふうに理解されているのでしょうか。

三枝主査 いかがでしょうか。事務局からお願いします。

大上班長 Holistic は包括的ということで、貯蔵と輸送に境界がありわかれていますので、貯蔵と輸送を全体的にという理解でございます。

花木課長 少し付言しますと、今、輸送容器を使って貯蔵している国というのは何か国かあると思うんですけども、そのときに、貯蔵は貯蔵で見ている、その貯蔵と輸送の規制の接点をどういうふうに理解するかというのは国によってかなりばらばらで、ドイツのように貯蔵中も輸送容器であり続けることを求める国もありますし、スイスのように入ってくる時は輸送容器である必要はあるんですけども、貯蔵が始まったら輸送のライセンスは別に問わないという国もあると思うんです。ベルギーなどはドイツ型で求めているというふうに理解しているんですけども、実際に貯蔵中の輸送容器のライセンスの更新については非常に要求水準が厳しくて、かなり実務的にいろいろ問題が出ているという話も聞いています。

それで、日本の場合は蓋を開ける施設がないということで、このワーキンググループの議論を通じて、貯蔵中、輸送容器のライセンスを維持するというので、先ほどの冒頭の説明のような規制を運用することにしたんですけども、その規制をどうやってやっていくのかという規制面の課題と、あと、それを裏付ける技術的な根拠と、それを実証するためのデモンストレーション計画みたいなものやっつけようということで、貯蔵と輸送のインターフェースのことを指して、一応、Holistic という説明をさせていただいている。そういうことでございます。

三枝主査 よろしいでしょうか。この言葉は日本から発信して、IAEA の場で大いに評価されて、皆さん使うようになりましたので、この分野では日本は国際的にリードしているのではないかとと言えるぐらいのことだと思います。

ほかによろしいでしょうか。

それでは、次の議題で、資料(輸)29-13「D S 371(使用済燃料の貯蔵)」ですが、これはいかがでしょうか。事務局、お願いします。

御器谷係長 資料(輸)29-13は、I A E Aの安全基準として策定されました、使用済燃料の貯蔵の指針でございます。こちらは今年3月にI A E AのC S S会合で了解が得られて、まだ発行はされていないんですけれども、今後、発行されるといった文書でございます。

位置づけでございますけれども、これまで、この使用済燃料の貯蔵の関係の文書といたしまして、安全指針としましては、設計とか、運転とか、安全評価の3種類に分かれて文書が発行されておりましたけれども、それらを1つにまとめまして、更に内容を更新しまして、改めて今回、3月に制定された。そういう位置づけでございます。

大変申し訳ないんですけれども、今回の資料は3月のC S Sの文書の、最終的にとりまとめられた文書の1つ手前の文書でございます。また今後、若干変更になった文書が最終的に発行される予定でございますので、入手でき次第、そういった文書をお配りさせていただきたいと思っております。

具体的には、日本側から、この使用済燃料というものは廃棄物であると同時に有効なエネルギー資源といったコメントを出しております。そういったことが認められて、最終的な文書ができ上がるかと思っておりますので、その最終的な文書はまた追って御連絡をさせていただきたいと思っております。

一応、今回は、この資料、途中の段階、ドラフト案でございますが、そちらをお配りしたという位置づけでございます。

以上です。

三枝主査 ありがとうございます。何か御質問・コメントはございますでしょうか。

今日は時間が、少し運営がまずくて申し訳ありませんでした。まだドラフトの文書もありますので、全体において御質問とかコメントがあれば、是非、1週間を目途に事務局までメールでお寄せいただければありがたいと思っておりますので、よろしく願いいたします。

以上で、本日事務局で用意した議題は終了したと思っております。何か事務局から御連絡等はございませんでしょうか。

大上班長 本日は、委員の先生方におかれましては御多忙中のところ、御審議いただき、誠にありがとうございました。

事務連絡は、特にございません。

三枝主査 ありがとうございます。

それでは、これもちまして「総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 第29回輸送ワーキンググループ・第23回中間貯蔵ワーキンググループ合同会議」を閉会したいと思います。

本日は、どうもありがとうございました。