

新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

第4回

1. 日時

平成30年11月9日(金) 10:00～12:00

2. 場所

原子力規制委員会 13階会議室B・C

3. 出席者

原子力規制庁

櫻田 道夫 長官官房技術基盤グループ長
辻原 浩 技術基盤課長
萩沼 真之 技術基盤課企画調整官
佐々木晴子 技術基盤課原子力規制専門職
河野 克己 システム安全研究部門主任技術研究調査官
荒井 健作 システム安全研究部門技術研究調査官
北條 智博 システム安全研究部門技術研究調査官
菊池 正明 システム安全研究部門技術参与
坂本 博司 システム安全研究部門技術参与
船田 立夫 システム安全研究部門技術参与

関西電力(株)

日下 浩作 原子力事業本部 原子力発電部門 原子力保全担当部長
高田 泰和 原子力事業本部 機械設備グループ マネージャー
志和屋裕士 原子力事業本部 機械設備グループ リーダー
川上 一喜 原子力事業本部 機械設備グループ

東京電力HD(株)

櫻井 秀夫 原子力運営管理部保守管理グループ マネージャー
谷口 敦 原子力設備管理部設備技術グループ マネージャー
神長 貴幸 原子力設備管理部設備技術グループ

日本原子力発電（株）

林田 貴一 発電管理室 マネージャー

岩田 友和 発電管理室

北海道電力（株）

南保 光秀 原子力事業統括部 原子力リスク管理グループ 担当課長

東北電力（株）

豊嶋 慶徳 原子力本部 原子力部 原子力設備 副長

佐藤 英介 原子力本部 原子力部 原子力設備

中部電力（株）

鈴木 直浩 原子力本部 原子力部 運営グループ 課長

江上 次孝 浜岡原子力発電所 保守部 原子炉課 副長

北陸電力（株）

新屋 和彦 原子力本部原子力部原子力設備管理チーム 統括（課長）

西川 寛飛 原子力本部原子力部原子力設備管理チーム

中国電力（株）

荒芝 智幸 電源事業本部（原子力設備） マネージャー

門脇 充典 電源事業本部（原子力設備）

電源開発（株）

山崎 謙吾 原子力技術部 設備技術室 室長代理

北海道電力（株）

尾山 泰史原子力事業統括部 原子力設備グループ

四国電力（株）

伊達 智博原子力本部 原子力部 工事グループ グループリーダー

西岡 祐貴原子力本部 原子力部 設備保全グループ

九州電力（株）

白尾 和也 原子力発電本部 原子力設備グループ 課長

西村 健司 原子力発電本部 原子力設備グループ

4．議題

（１） 原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関し事業者の説明を求める

内容について

(2) その他

5 . 配付資料

検討チーム構成員名簿

資料 4 - 1 維持規格に係る技術評価の検討状況について (中間報告)

(1 0 月 1 7 日原子力規制委員会資料 5)

資料 4 - 2 原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関し事業者に説明を求める内容について

資料 4 - 3 原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関する事業者意見について

参考資料 4 - 1 平成30年度原子力規制委員会第36 回会議議事録 (平成30年10月17日 (水)) 抜粋

6 . 議事録

櫻田グループ長 それでは、定刻になりましたので、ただいまから第4回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合を開催いたします。

私、原子力規制庁で技術基盤グループ長をしております櫻田でございます。本日の会合の進行役を務めます。よろしくお願いいたします。

本日の出席者でございますが、事務局の原子力規制庁に加えまして、実用発電用原子炉設置者の電力11社の方々に御参加いただいております。具体的な氏名等につきましては、出席者一覧を御覧いただければと思います。

本日の会合の趣旨をまず申し上げます。去る10月17日の原子力規制委員会におきまして、原子炉圧力容器の溶接部の試験程度に関して議論がありました。その場におきまして、事業者の意見もお伺いしたいと規制庁から申し上げ、規制委員会のほうからもぜひ事業者の御意見を聞いてくれと、こういうことがございましたので、本日はその意見聴取をするために説明資料も準備していただいておりますので、これに基づいて御説明を伺いたいと思っております。そういう趣旨で開催させていただきます。

それでは、まず最初に、事務局の萩沼企画調整官から配付資料の確認をお願いします。

萩沼調整官 原子力規制庁の萩沼でございます。それでは、配付資料の確認をさせてい

たきます。議事次第に続きまして、本日の出席社一覧、それから、右上に資料4-1、維持企画に係る技術評価の検討状況について(中間報告)、これは10月17日に原子力規制委員会にお諮りした資料でございます。それから、右上に資料4-2、A4、1枚物で原子炉压力容器溶接継手の非破壊試験の試験程度に関し事業者の説明を求める内容について。それから、右上に資料4-3、原子炉压力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関する事業者意見について。それから、右上に参考資料4-1ということで、平成30年度原子力規制委員会第36回議事録の抜粋をつけてございます。

資料は以上でございます。

櫻田グループ長 過不足等ございませんでしたら、議事に入りたいと思います。

では、最初に資料の4-1につきまして、萩沼調整官から説明をしてください。

萩沼調整官 原子力規制庁の萩沼でございます。それでは、資料4-1に基づきまして、10月17日の原子力規制委員会において報告した内容について説明させていただきます。

今回、原子力規制委員会に維持規格の技術評価の中間報告をした目的は、原子炉压力容器の試験程度に係る課題が技術評価の過程において認識されたことから、その課題に係る今後の検討の方向性について規制委員会に事前に報告したものであります。

資料の1ばつ、経緯、1パラ目は割愛させていただき、2パラ目から説明させていただきます。原子力規制委員会におきましては、平成27年度より維持規格の2012年度版の技術評価を行い、維持規格の技術評価に関する検討チーム会合において、読みかえが必要な規定等について現在検討しているところであります。通常の技術評価におきましては、その終了後に結果を規制委員会で議論していただきますけれども、原子炉压力容器の試験程度に係る課題は重要事項であること。それから、本件について報告を行うことで事業者側の規制に関する予見性も高めることも期待しつつ、これまでの検討状況の概要とその中で気がついた課題、それについての今後の方向性について規制委員会に報告したものであります。

技術評価の検討概要を2ばつに記載してございます。現在までのところ、1ページ目、下から2ページ目の上段に記載してありますように第1回から6回までの会合を、また資料には記載してございませんが、10月26日に第7回の会合を行ったところであります。

3ばつ、課題であります。後ろの7ページ目の表を御覧ください。この表は、諸外国の原子炉压力容器の全ての溶接継手に関する試験程度を比較したものでございます。我が国においては、特殊部については10年間で全ての試験範囲を試験することになっておりますが、一般部については10年間で7.5%の試験程度とされています。これに対し、アメリカ、

ASME、フランス、スイス等の諸外国におきましては、一般部を含む全ての部位で試験程度を原則10年で100%としており、維持規格の規定とは異なることがわかりました。

なお、現在運転中の国内PWRの試験程度ですが、2ページ目に表1がございます。維持規格に規定された試験程度によらず、一般部のうち鏡板の周継手及び長手継手以外のかなりの部分について10年間で全ての検査可能な範囲の試験を実施していることを確認しており、運用面では諸外国の試験程度に近い形で運用がなされているということを確認しております。また、今のところ原子炉压力容器に破壊を引き起こす欠陥が見つかったという例は国際的に知られておりません。

このような現状を踏まえ、4ぽつの検討の進め方(案)ですが、原子力基本法では、原子力の安全確保については確立された国際的な基準を踏まえることとしており、また、諸外国では原子炉压力容器の全ての溶接継手について試験程度を10年で100%としていることから、日本においても同様の試験程度とする必要があるか否かについて、今後維持規格の検討チームについて議論をすることとしたいと。また、事業者が行う非破壊試験の実施に要する期間等の検討が必要であることから、公開による事業者への意見聴取を行いたいと。

なお、具体的な対応案については、事業者からの意見を踏まえ、維持規格の技術評価書案とともに再度原子力規制委員会で議論していただくことにしたいと。

そして、5ぽつの今後の予定ですが、まず、維持規格の検討チーム会合を2回程度行い、溶接継手の試験程度を含む技術評価書案を取りまとめ、あわせて(2)に記載するように、公開による事業者の意見聴取を実施すると。その後、(3)原子力規制委員会において、検討チームにおける議論の結果及び事業者からの意見聴取を踏まえ、維持規格の技術評価書案を再度委員会に年内を目処でお諮りして、対応について御審議いただくことにしたいと思っております。

以上のことを10月17日の原子力規制委員会に報告し、原子炉压力容器の試験程度に係る課題について検討の進め方やスケジュールについて御了解いただきました。これを踏まえ、本日の事業者面談を設定していただいたところで、セットさせていただいたところがございます。

また、委員会報告後に、規制委員との質疑においてコメントが出されております。参考として、参考資料4-1に議事録抜粋をつけました。一つ一つは読み上げませんが、維持規格の試験程度へのコメントとして、1ページ目の上から5行目辺りの下線、国際的なものと同じレベルに合わせていただくのが適当と思うとのコメント。同様のコメントは、おめく

りいただいて2ページ目の真ん中辺に、機器がどんどん経年劣化が進む中、7.5%でいいのか、諸外国に合わせるような形でやっていただいたほうがいいのではないか。2ページ目の下から3ページ目の頭にかけて、Asme Selection XIで、10%、5%だったものが100%になった経緯が重要、検査を強化したことの背景が重要で、それが重要なものであればそれに倣うべきとのコメントがあったということでございます。それから、もう一つのコメントは、ちょっと戻っていただいて1ページ目の真ん中程度に、最新技術の検査への取り入れに関するものがございまして、新しい技術とか、検査方法とかを取り入れやすいような規格を今後検討していただきたいというコメント、それから、同様に3ページ目の上から3行目程度に、100%という議論になるんであったら、どう100%やるのだと。UT一つとっても、機器に関して言えば、複数機ある中で、それぞれの供用期間中検査をやろうとすると、タイミングの問題もあるだろうから、そうすると新たにUTについて施設の答申がなされるわけけれども、そのときに何十年も前と同じものをまたつくりましたというのも馬鹿馬鹿しい話なので、やはり技術の進展をきちんと踏まえて、よりよいUTをやってほしいとのコメントがございました。

以上、10月17日の規制委員会において報告した内容と、そこでのコメントを紹介させていただきました。説明は以上です。

櫻田グループ長 本日のこの意見聴取会のきっかけになりました、これは10月17日の第36回原子力規制委員会の会合で説明した資料、それから、そのときにやりとりがあった委員間のコメントの主なものを御紹介いただいたということで、この資料の3ページ目、5ページの(2)にあります公開による事業者からの意見聴取を実施と書いてある、それが本日の会合であると、こういうことであります。

何か今の説明について質問、御意見がありましたらお願いしたいと思います。よろしいですか。

もし、御発言の場合には、前にあるマイクにスイッチ入れていただいて、所属と名前をおっしゃっていただいてから御発言をいただくと、そういう形で進めていただければと思います。

それでは、続いて、資料4-2の説明を、原課長からお願いします。

原課長 技術基盤課の原でございます。資料の4-2を御覧いただきたいと思います。原子炉压力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関して説明を求める内容についてということです。

先ほど萩沼のほうからも説明がありましたが、第36回の委員会で委員の先生方から意見が出されました。それを踏まえて、この質問事項を整理をしているところです。幾つかのグループに分かれるかと思えますけれども、初めのものが諸外国非破壊試験の試験程度よりも少ないという状況をどう考えているかということで、このあたりについては各委員から、やはり国際的な水準に合わせるべきではないのかという御意見がありましたので、現状についてどう考えているのかというのを簡単に御説明していただきたいということです。

それから、2番目、3番目等につきましては、委員の先生方から新しい技術というのをなるべく導入すべきではないのかという御意見もありましたので、現在の検査装置について技術レベル、それからいつ製作したのか。それから3番目として、非破壊試験に関する最新の技術を取り入れることについて、どのように取り組んでいるのかということをお伺いしたいというふうに思っております。それから、4番目、5番目については、現状どうということなのかということで質問をしているということです。4番目ですけども、PWRプラントについて、なぜ規定された試験程度より多く試験を実施しているのかと。それから、PWRプラントについて、実際に非破壊試験を行っている割合が何%なのかということをお伺いしたいと思います。

それから、6番目、7番目につきましては、実際に36回の委員会で事務局のほうから提案した内容で100%の試験を行うという場合に、どの程度被ばくが増加するのかと。それから、100%試験を行うと、これ、代替法を含むということですけども、そうした場合に、考慮が必要な事項としてどのようなものがあるのか、具体的には試験機器の取り合いであるとか、対応に要する時間等と、こういった実際に実行するときに留意すべき事項が何かということをお伺いしたいと思います。

8番目はその他、何か特段御説明したいということがございましたらということでつけております。以上でございます。

櫻田グループ長 今、8項目説明を求める内容という説明がありましたけれども、これはあれですか。もう既に事業者にお願いをしていて、それを受けて今日4-3で説明をいただくという、こういう準備をしていただいたという、そういう経緯があったということでしょうか。

原課長 はい、そのとおりです。

櫻田グループ長 ですから、電気事業者の方々ももうおわかりのことだと思うのですが、一応念のために何かこの資料4-2、今説明ありましたけれども、質問とかございましたら

お願いしたいと思いますが、いかがですか、よろしいですか。

ありがとうございました。

それでは、以上が本日の会合に至るまでの経緯ということでありまして、続いて、資料4-3ですね。これについて事業者の方々から説明をいただきたいと思います。よろしくお願ひします。

東京電力（櫻井） 東京電力の櫻井でございます。本日は、資料4-3において、今ほど御紹介ありました10月17日の議論、あと、それから資料2の質問に対する回答を、資料4-3でさせていただきます。資料は11社連名の資料になってございますが、代表して1ぽつの質問に関する回答を東京電力から、あと、それ以降を関西電力さんから御説明させていただきます。どうぞよろしくお願ひいたします。

東京電力（谷口） そうしますと、資料4-3ですが、ページをめくっていただきますと。

櫻田グループ長 すみません。御所属とお名前をお願いします。

東京電力（谷口） すみません。東京電力の谷口と申します。資料4-3をめくっていただきまして、先ほどありました1から8のお問い合わせをいただいておりますが、1つ目の内容について御説明をさせていただきたいと思います。

2ページ目にあります諸外国の非破壊試験の試験頻度よりも試験の程度が少ないという状況をどう考えていますかというようなお問い合わせをいただいております。

めくっていただきまして、3ページ目でございます。まず原子炉压力容器、その全体としての施設管理をどのようにしてるかということをもっと御説明をさしあげたいというふうに思います。原子炉压力容器の健全性を確保するためには、この試験だけではなくてちょっとさまざまな管理を行っております。

この図の向かって左上のほうなんですけれども、こちらは設計の段階、製造の段階、あとはその後の供用期間中の段階でそれぞれこういった検査を実施をしております。こういった検査で健全性を担保する部分がございます。

左の下の部分ですけれども、これは運転経験を反映をして、例えばその検査の部位を工夫をするですとか、実際に設計に反映をして損傷が起こらないようなものにするといった、そういった運転経験の反映なんかも行っております。

次は、右上のほうに行ってくださいと、これは運転中の脆性破壊の防止を行っております。これは原子炉压力容器中性子の照射を受ける部位になりますので、これは計画的に監視試験片を取り出して、実際の脆化の状況を確認をするというようなことを行ってお

ります。

あと、最後右下になるんですけども、これは劣化の状況の評価を行うということで、30年を超えたプラントからはきちんとPLMの評価をして、劣化の状況がどれくらいになってるか、設備が健全かどうかといった評価を行っております。

こういった取組が相まって、原子炉压力容器の健全性を確保しているというような状況でございます。

この中でやっております供用期間中の検査、どのような検査をしているかということが次の4ページ目でございます。これは供用期間中検査の例を示しております。実際には、設備の重要度ですとか、あと潜在的な損傷の可能性を注目しまして試験頻度を決めております。

1つ目のぼつのところ、色が変わっておりますが、これは下の表と対比をして色を変えてございます。1つ目の青い字で書いてあるところですけども、これは応力集中が生じやすいような構造の不連続部ですとか、金属学的に不連続が生じるような部分、こちらにつきましては100%の試験をするというようなことをやっております。

実際左側の図は、これはPWRとBWRそれぞれの原子炉压力容器の図で、線が引いてあるところは実際の溶接線の場所でございます。このブルーで塗ってあるところは今ほど申しましたとおり、不連続なところがありますので、ここは100%の検査をするというようなことを実施しております。一方、形状が単純で、そういった応力集中みたいなことも考えられないような一般部につきましては、御指摘いただきましたとおり、7.5%の検査を実施しております、これは赤い線に該当する部分でございます。

こういった設備の状況を勘案しまして100%やるところ、そういった形状が単純なところについては試験頻度を落として試験をしているというような状況でございます。

その検査の実績はどれほどあるかというのが、次めくっていただきました5ページ目でございます。実際、これまでの国内の原子炉压力容器に対する供用期間中の検査の実績ですけども、一般部、あと構造不連続部、それぞれ延べ約120回程度の検査を実施しております。実際にこれまでの検査実績と、あと上のほうに書いてある表の一番下の列なんですけれども、日本国内でも40年超の運転期間になるようなプラント出てまいりましたので、これらについては特別点検を実施しております。これ、炉心領域に含まれる母材と溶接部につきまして全部の点検をいたしまして、これらからも新たな劣化事象ですとか有意な欠陥は確認をされておられません。

また、この国内の実績だけではなくて、表の下のところ、丸の2つ目なんですけれども、運転経験が豊富なアメリカなんかを見ても、この供用期間中の検査で新たな劣化事象に基づくような損傷が確認されたという事例はございません。

ですんで、我々としましては、現状行っている施設管理できちんと原子炉压力容器の健全性は確保されているというふうに考えておりまして、今後もこの今現在やっている施設管理を継続して実施していきたいというふうに思っております。

今、御紹介をさせていただきました米国の事例を次の6ページ目に記載をしております。先ほどの資料4-1の中でもありましたとおり、アメリカでは100%の検査を実施しているというのがございます。これは、米国で過去に10CFRが改正をされたときに試験要求の頻度が見直されたというふうに事業者の側では認識をしております。

このとき議論になりましたのは、大きく3点ございます。6ページ目の四角で囲ってある3つでございます。1つは照射脆化です。これは当時アメリカでは、ある種の材料は以前予測をしていたよりも大きな損傷を受ける可能性があるので、試験をちゃんとしたほうがいいんじゃないかというようなことが当時議論になりました。これは先ほど、3ページ目ですね。全体としての施設管理どうやってますかというところで御説明をさせていただきましたとおりで、日本国内の原子炉压力容器につきましては、炉内に装荷をしておる監視試験片を計画的に取り出して、実際の脆化の状況を確認をするというようなことをやっております。実際にこれに基づいて適切な脆化傾向の管理をできていて、傾向も把握できているというふうに考えております。

次に、2つ目なんですけれども、SCCが懸念されるということで、当時BWRで考えられていたSCCが起こりやすいんじゃないかということを経験データが示しているんじゃないかというようなことが当時アメリカでは議論になったというふうに認識をしています。ただ、これについては実際に国内で原子炉压力容器にSCCが確認されたことはございません。SCCについては、これまで多くの研究なんかで材料・応力・環境が重畳した場合に発生をするということが知られております。これを踏まえまして、実際に一般部に比べて構造不連続になるような部分につきましては、きちんと試験頻度を上げて100%の検査をするというような対応をさせていただいているというふうに考えております。

あと、一番下のところなんですけれども、これは大型容器に対する懸念ということで、ASMEに従って設計・製作された大型容器では、その供用によって重大な亀裂が発生しているというようなことがあるというような御指摘を当時いただいていた、ごめんなさい、

NRCが気にしていたというようなことを考えております。これにつきましては、アメリカで実際に確認をされている亀裂は、製造に起因をするような脆化の割れですとか、応力腐食割れだというふうに考えております。これは国内で実際に原子炉压力容器をつくる場合に熱処理を適切に行って、こういった残留応力が残らないようにするといったことですか、あと、実際に供用する場合に、腐食環境にならないように原子炉の水の水質の管理を適切に行うことで亀裂の発生を抑えるというようなことをやっているというふうに考えております。

さらにめくっていただきまして、7ページ目なんですけれども、アメリカでは、実際に原則としては原子炉压力容器の溶接線に対して100%の試験をなさいという規定になっておりますが、実際には試験部位の削減ですとか検査間隔の延長等、除外申請が行われております。ですので、全てのプラントで100%の試験を実施しているような状況ではございません。この考え方は、実際損傷リスクの低い部位の試験頻度を削減したとしても安全への影響度が低いということで、そういった申請があったら検査を除外できるというようなことになっておりまして、これは先ほど申し上げましたとおりで、国内においても我々その設備の重要度と、あと潜在的に損傷が発生する可能性があるというような部位に対してはきちんと検査をするということで、そういった設備の状況を勘案した試験程度の考え方を適用しておりまして、この考え方は基本的にはアメリカがやってらっしゃる検査の考え方と同じだというふうに考えています。

最後、8ページ目、まとめでございます。こちら、ちょっと読ませていただきますが、これまでの運転経験を踏まえまして、現状の施設管理で原子炉压力容器の健全性を確保できているというふうに考えています。ですので、今後も現在の施設管理を継続していくことで、引き続き、健全性の確保は可能であるというふうに考えています。

下に4つチェックポイントがありますが、1つ目は、国内における供用期間中の検査で、きちんと各部位の状況に応じた試験頻度を設定をしております。これは米国で実際に実施している検査の基本的な考え方とも整合しているというふうに考えております。

2つ目は、国内外で実際に原子炉压力容器に対してやっていた供用期間中の検査で、新たな劣化事象であるとか、その劣化に基づく損傷が確認された事例はないというふうに思っております。

3つ目ですけれども、これらを踏まえてPLMをやっておりますが、そのPLMの中でも、きちんと想定する運転期間において原子炉压力容器の健全性が確保できるということを評価

しているというふうに思っております。

最後ですけれども、米国における試験要求が見直された技術的な根拠ですとか知見、また実際の国内でどういうふうに圧力容器を管理しているかという状況を鑑みますと、実際に今やっている試験程度の変更は不要ではないかというふうに考えているという状況でございます。

1つ目にいただいていたお問い合わせに対する説明は以上でございます。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋です。説明者かわりまして引き続き御説明いたします。

9ページ目をお願いします。いただいた御質問の検査装置と技術関係の説明についてさせていただきます。

10ページ目をお願いします。まずは原子炉圧力容器の検査手法について御説明いたします。スライド上部のPWRの例でございますけれども、写真のような装置を用いております。原子炉圧力容器の周りにはコンクリート壁があるため、外面からのUTはできないという状況でございます。中央の図のように、原子炉圧力容器の胴部や出入り口管台のUTは、自動UT装置を用いて内部より検査を行います。自動UT装置は水中自航式で、検査部位まで移動し、吸着盤で原子炉圧力容器の壁面に固定し探傷を行います。また、原子炉圧力容器下部の鏡板部ですけれども、当該部に溶接線があるプラントにおいては、外面から検査員が手動探傷を実施してございます。

続いて、BWRの例でございます。炉内構造物との干渉により炉内からのアクセスが制限されるということで、原子炉圧力容器の周りに下の写真にあるような走査用レールを溶接線に沿って設置してございます。このレール上を上の写真のような自動UT装置が移動しながら外面より検査を行います。それぞれのUTに用いる探触子についてはスライドの右側のほうに示してございます。

続いて、11ページをお願いします。前のページで御説明しました検査のUTの検出精度について御説明します。スライド中央のポンチ絵、あと欠陥寸法の対比を示してございますけれども、UT検査の検出精度は維持規格に規定されている評価不要欠陥寸法基準、つまり、寿命期間中の進展を考慮しても明らかに破壊に影響のない欠陥の寸法基準であるこの評価不要欠陥寸法基準を十分に検出できる制度となっております。

対比表に、国プロのUTSで検証されたUTの欠陥検出寸法と、その計上の評価不要欠陥寸法基準との比較例を示してございます。BWRの場合、原子炉圧力容器の厚さが約160ミリと

ということで、UTの欠陥検出寸法は深さ3.5ミリ、長さ23.3ミリということです。一方で、評価不要欠陥寸法は、深さが4ミリ、長さが26.7ミリということで、十分検出可能な制度となっております。PWRの場合、原子炉圧力容器の厚さが約200ミリであり、UTの欠陥検出寸法は、深さが3.8ミリ、長さが24.9ミリということになってます。評価不要欠陥寸法は、深さ5ミリ、長さ32.7ミリということで、十分検出可能な精度となっております。

スライド下部でございますけれども、原子炉圧力容器の破壊評価に用いる仮想欠陥寸法を示してございます。非延性破壊評価に用いる仮想欠陥寸法である板厚の4分の1の深さ、また、PWRで加圧熱衝撃、PTS評価に用いる仮想欠陥寸法深さ10ミリに対しても十分な検出精度となっております。

続いて、12ページをお願いします。PWRのUT装置の変遷を示してございます。初期の1990年ごろまでは、コラム型の装置と、ちょっと見にくいですが、原子炉圧力容器のガイドピンに中央のコラムを固定し、UT装置としては水浸法にて探傷を実施する装置となっております。その後、2000年ごろまでは水中自航式の装置で、装置に内蔵されたプロペラで移動した後、原子炉圧力容器の壁面に吸着盤により固定し、UT手法については直接接触法にて探傷を実施する装置となっております。この装置によりまして、探触子の做い性の向上、また、信号処理等の向上により画像化するなど識別性が向上されてございます。その後も水中自航式の装置を改良し、2台同時探傷可能な制御やデジタル探傷器などを適用してきてございます。

このように指示信号の識別性の改善等による検査性の向上や探傷速度、作業スペース低減等による作業性の向上を図ってきてございます。

13ページをお願いします。13ページは、BWRのUT装置の変遷を示してございます。1990年代までは4輪走行の軌道走行式の装置であり、走査用レール上を走行し、UT手法としては直接接触法にて外面より探傷を実施する装置となっております。その後、2000年代以降は、3輪走行の軌道走行式の装置となり、デバイスの小型軽量化やデジタル探傷器などを適用してきてございます。

このように、軌道走行・探傷の安定性向上、装置取り扱い性向上、信号処理・解析作業性向上を図ってきてございます。

続いて、14ページをお願いします。いただいた質問のPWRの検査の実施状況及びその理由を御説明させていただきます。

15ページをお願いします。PWRの例として高浜1号機と大飯3号機の検査の実施状況を示

してございます。まず、上のB-Aカテゴリー、原子炉压力容器の炉心外周域にある胴の溶接継手でございますけれども、規格の要求の試験程度につきましては、*2の箇所でございますけれども、中性子フルエンスの照射量が記載値を超えることから、試験程度は100%となります。検査の実施状況としては、当該箇所は同様に100%を実施してございません。一報、大飯3号機のほうは、炉心外周域に溶接継手がないということで、検査対象はございません。

次に、B-Bカテゴリーでございます。こちらは規格要求の試験程度は7.5%、これは*1のところ、周継手については5%、長手継手については10%としてもよいという規定になってございますけれども、胴の周継手については、高浜1号と大飯3号機ともに自主的に100%実施してございます。胴の長手継手については、整備上対象がないということで検査対象はございません。一方、鏡板の溶接継手ですが、こちらは先ほど10ページにて御説明しましたとおり、外面から手動探傷で実施する箇所でございますけれども、高浜1号機については規格要求どおり、周方向については5%、長手継手については10%を実施しているということです。大飯3号機については、当該箇所に溶接継手がないことから、検査対象はございません。

ページの下部の四角の中でございますけれども、自主的に検査を実施している理由を記載してございます。原子炉压力容器の胴部の溶接継手のUTについては、原子炉压力容器の上部、下部の炉心構造物の取り出し等の大がかりな附帯作業を行った上で、自動UT装置を用いた原子炉压力容器内面からの探傷を実施してございます。これは基本的に検査間隔、10年もしくは7年でございますけれども、その間に1度の検査でございます。自主的に検査を実施している原子炉压力容器の胴部の周及び長手継手については、規格要求範囲に合わせたこの自動UT装置で容易に探傷できる範囲ということで、規格要求範囲よりも多くの試験を行っているという状況でございます。

続きまして、16ページをお願いします。こちらはいただいた御質問の試験程度を100%とした場合に推定される被ばく量、また考慮すべき事項について御説明するものです。

17ページをお願いします。原子炉压力容器の一般部の試験程度を現状の7.5%から100%へ変更した場合、探傷範囲の検査物量が増大すること、また、アクセスが難しい箇所、下部の鏡板等でございますけれども、こちらは手動UTの適用が必要となります。このため、中央の表に試算結果をお示ししてございますけれども、従来の7.5%実施の場合の実績を踏まえて試算した結果ですけれども、1検査間隔、こちらは*1のところで記載ありますけれ

ども、10年もしくは7年、このトータルでの被ばく量というところがPWRでは約500人・mSv、BWRでは約170人・mSvということで、従来の10倍から20倍と推定されます。この被ばく量を踏まえ、作業員の被ばく量の制限等を考慮しますと、PWRであれば延べ約130人、BWRであれば延べ約65人の作業員が必要となっております。イメージとしては、検査間隔内で均等にこの100%を実施した場合においても、通常1定検であれば5人程度の検査員で実施するところを20名程度の検査員で対応する必要があるということになってしまいます。

これは、原子力発電所の放射線管理については、被ばく線量を可能な限りかつ合理的に低減するように努めてございますけれども、試験程度の変更は検査員の被ばく量を増大させるため好ましくないと考えてございます。

また、必要以上に検査要求を課すことによる検査員の被ばく量の増大は、検査員の枯渇につながり、通常の供用期間中検査の業務やトラブル時の対応等に支障を来すことが懸念されます。

最後に、18ページをお願いします。最後に、本資料で御説明した内容を踏まえまして、事業者からの要望として記載してございます。技術的観点及びこれまでの運転経験から、現状の施設管理により原子炉圧力容器の健全性は確保できており、原子炉圧力容器の一般部の試験程度の変更は不要と考えてございます。

なお、原子炉圧力容器の試験程度を変更することは、検査員の被ばくに関する解決困難な問題が明らかであり、今後のプラント運営に支障を来すことが懸念されます。

このため、試験程度を変更する場合には、変更することが必要であることの技術的根拠を明確にお示しいただきたいというふうに考えてございます。

事業者からの御説明は以上です。

櫻田グループ長 ありがとうございます。

それでは、この資料4-3、今御説明いただいた内容について質問、コメント等をまずはお聞きしたいと思います。

じゃあ、北條さん。

北條調査官 規制庁システム安全研究部門の北條と申します。

まず、3ページ目に書かれております原子炉圧力容器の施設管理の部分で、供用前検査において超音波探傷試験等が行われているというふうに記載されておりますが、本検査では全ての溶接線について検査をされているのか、お聞かせください。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。供用前の検査につきましては、原則全ての溶

接線に対して検査をするというようなことを実施しております。

北條調査官 ありがとうございます。

坂本技術参与 システム安全研究部門の坂本といいます。今の質問にちょっと関連するんですけども、供用前に行われる超音波探傷試験の方法とか、それから範囲とか、それは供用期間中検査と同じかどうかということと、それと、検査の記録なんですけども、供用期間中検査のときの試験データと比較できるような形で供用前検査のデータを保存されているかどうか。ひょっとすると、プラントによって状況が違うのかもしれませんが、詳細は別途ってことでも構いませんけれども、今お答えいただける範囲でもしわかればお願いします。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。まず、供用前の検査の方法ですけれども、やっている実施の方法ですとか、実際に得ている記録ですとか、そういったものは供用後に実施をするものと同じものが得られているというふうに考えています。ただし、全ての記録がちょっと今手元にございませんで、実際にどういった比較ができるかというのは検証が必要かなというふうには思いますが、基本的には何か供用期間中の検査でおかしなエコーが見つかって、それをきちんと供用前の記録と確認をするということではできるといふふうに考えています。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋です。PWRに関しましては、全ての溶接線に対してやってございまして、手法についてはその当時のUTの規格の形でやっているという結果でございます。

記録につきましては、一部記録については、例えば結果良のみというような形で記載されているものもございませけれども、同じように過去の記録にさかのぼって、そこに何かあるかとかってところの観点を確認できるというふうに考えてございます。

坂本技術参与 わかりました。システム安全研究部の坂本ですけれども、PWRの場合、当時の方法ということは、必ずしも現在のISIと同じ技術ではない場合もあり得る、そういうことですかね。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。技術としては同じUTの形でございますけれども、どういう規格の形でやるとかってところの詳細なちょっと比較はできてございませんで、そこについては別途また御回答させていただきます。

北條調査官 規制庁の北條です。5ページ目の試験程度についての部分で質問させていただきたいんですが、この試験程度における検査部位、その7.5%をどういうふうにご選

しているのかっていうことと、そういうのはプラントごとに異なるんでしょうか。選定の基準などがあれば教えてください。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。基本的な考え方からいきますと、一般部ですので、ほかの部分と比べても形状ですとか材料的に差異がない部分になりますので、原則的な考え方はどこを選んでも一緒だというふうに考えています。ただし、実際に圧力容器をつくったときに、同じ材料で同じ板厚なんですけれども、横方向に溶接をしているところと縦方向に溶接しているところがクロスしたりするところがございます。ですんで、こういった特徴的なところを選んできて検査をしているというような選び方をしております。

あとは、BWRですと、圧力容器の周りに生体遮蔽というコンクリートの壁が周りずっと一周覆っております、ところどころあけられるようになっていて、そういったアクセスしやすいところというのもその選定の基準にはなっているんですけれども、そういったことで、一般部と言いながら、少しほかと状況が違うところで、かつ、アクセスがしやすくてきちんと検査ができるところって、そういったことを考えて検査対象部位を選んでいきます。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋です。PWRに関しましても同様に、長手方向と周方向のところの交差するところ、こういうところを基本的に選んでございます。

北條調査官 システム安全研究部門の北條です。ありがとうございました。それと同じ部分、同じページなんですけど、ここに試験実績で延べ約120回っていうふうに記載があるんですけど、これは日本のプラント全部の合計の数字でしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。今、お話しいただいたとおりで、日本の今までの建設してからこれまでのISIの実績を回数として記載をさせていただいたと、そういう内容でございます。

北條調査官 わかりました、ありがとうございます。

菊池技術参与 規制庁のシステム安全の菊池と申します。6ページのところでですけども、海外動向と国内の状況についてというところの2番目のところに、米国でBWRにおいて当初考えられていたよりも応力腐食割れが起りやすいということを運転データが示していると書いてますが、米国ではベッセルのどの部分、具体的にどの部分をSCCが起きやすいのかとか、実際に起きた事例とかですね。その辺の具体的なことをちょっと御説明いただけませんか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。当時アメリカでBWRで損傷が確認されていたのは、圧力容器の管台の部分です。やはり我々も、そこは形状の不連続部ですのでそういったこともあり得るのかなというふうには思っています。ですんで、我々も、一応日本の国内でも検査としてはその部分は100%やるというふうにしております。

菊池技術参与 確認ですけれども、そうすると管台部みたいな、例えばほかのニッケルだとか異材継手みたいなところが対象で、例えばベッセルにクラッドをしていますよね、ステンレスクラッド、そういうところは米国もあんまり心配してなかったと、そういうことでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。今、御指摘いただいたとおりで、やっぱり形状の不連続ですとか異種金属の部分につきましては、こういった損傷が確認された実績ありますが、それ以外の部分、もちろんその一般部みたいなところで、あまりそういった損傷の懸念というのはなかったというふうに思っています。

菊池技術参与 わかりました。どうもありがとうございました。

櫻田グループ長 ちょっと私から、さかのぼって恐縮なんですけど、5ページの先ほどISIの回数についての質問がありましたが、日本全国でこれまで120回ということは、1プラント当たり平均2回とかそんな感じに感じるんですけれども、そういうことですか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。現在決まっている試験の頻度はこの上の7.5%ですが、100%、それぞれの部位に応じてあるんですけれども、これを10年で実施をすることになっていますので、試験の頻度としては今お話しいただいたとおりの頻度になります。

櫻田グループ長 したがって、10年に1回やるっていうのが日本全国で今まで120回だったと、こういうことですか。わかりました。

北條調査官 システム安全研究部門の北條です。海外動向と国内の状況についての2分の2ページ目の、パワーポイントでいうと7ページ目ですね、すみません。矢印の上と下で、上側は米国での状況で、下は国内においての状況を書かれているんですが、その関係についてちょっとお聞きしたいと思います。

米国のほうの2ぼつ目、黒い2ぼつ目で、損傷リスクの低い部分に関して試験程度を削減した場合には、安全への影響度が低いことが各種評価等で示されているというふうに記載があって、その部分、安全への影響度が低いことを確認している、米国ではしているんですが、日本ではどういうふうな対応をされているのかというのをお聞きしたいと思います。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。当時、アメリカで10CFRが改正されたときのあの議論につきましては、一つ戻っていただきまして6ページ目のところで先ほど御説明をさせていただきました。当時我々事業者側としましても、アメリカからの情報を得て、国内でこういった対応が必要になるかということを検討しております。当時考えていた中で、やっぱり過去の実績を踏まえると、実際に先ほど御説明したとおり、損傷が出てきているのは形状の不連続な部分ですとか、応力集中が起こるところですとか、そういった部位に対して損傷が出てきているという実績があって、これ、アメリカでも一般部については過去にその圧力容器で損傷が確認されたという事例はありませんので、そういったことも踏まえると、実際に検査頻度を増やす必要はないというふうな当時検討をしております。そういった検討に基づいて実際のアメリカでやってらっしゃる検査の考え方については同じだと。実際に損傷が出ている実績を見比べてみても、今やっている検査の内容で問題ないということを実時検討をして、現在の試験頻度を実施してきていると、そういう状況でございます。

北條調査官 規制庁の北條です。安全の影響度が低いというのは、米国の場合、プラント固有の条件みたいな感じで計算、計算というか評価されているんですかね。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際にどういう評価をして検査頻度を決めていくか、削減をしていくかというのは、アメリカの中で研究機関のエプリというのがあるんですけれども、そこで出している評価指標というのがあって、それに基づいてそれぞれのプラントで評価をしているという、そういう内容になっています。

北條調査官 ということは、その評価指標を用いてプラントごとに評価をしているということですね。それは、日本ではされているのでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際に現状全く同じやり方で評価をしているかということ、それはノーになります。ただし、その指標は我々も情報として入手をしますので、それに基づいて計算をしていくとどういうふうな損傷頻度になるかみたいなことを、社内的に検討しているものはございます。

北條調査官 わかりました、ありがとうございます。

関西電力（高田） 関西電力の高田です。今、PWRさんのほうの説明ですけど、PWRにおいては100%に対して、BWRさんの場合は重要度が、何ですかね、破損の確率が低いようなところを除外するという申請がされています。PWRにおいては、そのPWR、同じグループがまとめた、報告書まとめてされてるんですけれども、10年を20年に、要は検査期間を延ば

した場合に原子炉の破損確率がどの程度リスクとして上がるかということを経算して出すと。米国のリスク評価のガイドに基づいて、リスクの変化度合い、じゃない、日数変えたときのリスクと、あと変化度合いが問題ないという判断をして、20年の延長を認められているという事例がございます。そちらのほうを中身読み解きますと、炉心損傷に影響があるのはやはり炉心領域だったり管台であったり、そういった部分が重要であって、要は我々が今回7.5%と間引きをしているのは、一般部に関してはその辺に影響を与える起用度は低いという、それは一般論として我々はそういうところを見て、今我々がやってるのは、維持規格で重要度を決めて、100%、どこの一般部、その重要度の影響の低いところ7.5%というところの考え方も、そういったところを照らしても、日本の考え方は基本的な考え方としては問題ないだろうというところで、我々は妥当と考えて今のやり方をしていると、そういったところがございます。以上です。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。今の御説明を聞くとですよ、アメリカでは、BWRは試験しない部分があったり、PWRは20年の間隔に延びてたりすると。だけど、日本の場合は、そういうの関係なく10年で7.5%になってるということですよ。そのところの、なぜそれでいいと思ってるのかというところがお聞きしたいとこなんですけど。

関西電力(高田) 維持規格の全体の考え方として、破損の、先ほどもありましたけど損傷の影響、影響ですか、すみません、4ページにも御説明ありましたけど、やはりその重要度、重要度じゃない、部位の重要度ですね。今回あれやっていますのは設備じゃなくて部位としての重要度。あとは潜在的な可能性に着目した試験程度というところで、その両方を鑑みまして100%、7.5%というのを決めていると。ですので、先ほども御説明しましたけども、やはり厳しいのは普通の一般部位に比べまして応力集中等が起こる管台とかですね、要はこの4ページの下の方にありますけれども、やはり管台であったり、そういった異材継手だったりですね。そういった応力集中等が予測されたものが厳しいと。そういったところを代表で見ることでそちらの一般部に関しても、それより損傷のリスクは低いということで、そちらに関してはそういった代表のところをサンプリングをして傾向を確認することで、全体としての健全性が確保できていると。それは維持規格全体としての基本的な考え方と合致していると思いますし、米国のそういった施設全体としての考え方とも合致しているということで、そういった形で需要に応じた考えでしっかりした検査をやってると、そう考えております。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。今の御説明は定性的でもありますし、今、

この準備していただかない段階で、それを我々が納得いくように説明してくださいといってもちょっと難しいとは思いますが、今の段階ではそういう定性的なお話しかできないということは理解しました。

櫻田グループ長 櫻田ですけども、アメリカと比較して日本は違うやり方をしているという、その認識は共有していただいているということですよ。それで、私どもが問いかけたのは、それから、一方で何らかのその欠陥が発見されたというような事例はない、それはアメリカも日本も同じようにならないということもファクトとして共有している。

で、ちょっと後の議論を先取りするのかもしれませんが、4ページでしたっけ。4ページじゃないな、6ページですかね。6ページの一番下にある説明の中にも、亀裂発生の可能性は十分小さく、これまでに確認されたことはないという状況であるにもかかわらず、アメリカにおいては100%やろうっていうことになっているわけですね。もちろん例外はありますよ、一般的には。一般的には100%やるっていう話になっているのに、日本ではそうじゃなくていいって判断をしました。これは過去にそういうふうにしたっていいのはわかるんですけども、今でもそれでいいと思ってるんですかというのが問いかけてほしいと思います。今でもその状態を維持することで適切なんですよと思ってるんですかという質問が発せられているというふうに思ってください。

これはなぜ我々がそういうふうにいるかということ、1Fの事故を踏まえて反省をして、規制体制も変わり、原子炉等規制法も改正されました。その中で、原子力施設の安全の一義的な責任は事業者にあるんだということを、法律上も明記しました。これは原子炉等規制法の第57条の9ですね。原子力事業者等の責務と明記しました。その中に、原子力施設における安全に関する最新の知見を踏まえつつ、ちょっと飛ばしますけれども、原子力施設の安全性の向上に資する設備または機器の設置、保安教育の充実、その他、必要な措置を講じる責務を事業者は有する、こういうふうには書き込んだわけですね。

だから、過去の判断の是非はさておいて、この新しい考え方のもとにおいても、アメリカ、あるいは先ほど原子力規制委員会に提出した資料の一番最後のページにありましたけど、諸外国と比べても日本だけ違うやり方をしている。この現状をこのまま続けていくことが妥当であるのかどうかという、そういう質問が発せられているというふうに考えていただいて、それに対するお答えを聞きたい。今日のお話は、今まではこう考えていましたって説明のように聞こえるんですけども、今でもそれでいいと思うんですかというふうに聞かれているというふうに考えて、次回でもいいんですけども、お答え

いただければというふうに思います。

何か本件について、この点について意見が、意見交換必要かもしれないので、ちょっともし何かありましたら、この場で御意見をいただければと思いますけど。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。御指摘ありがとうございます。我々今日整理をしてきたのは、確かにこれまでの実績に基づいたもので、こういうふうになっていますというところをまとめさせていただいています。改めて機会をいただけるのであれば、きちんとこれからどういうふうを考えているということも資料にしてまとめたいなというふうに思いますが、まずは今お聞きした印象でちょっと御回答をするとすると、やはり今までほかの、原子炉圧力容器に限らず、施設全体の検査というところでは、全てのものをすべからず全部検査をするというのではなくて、設備の重要度とか損傷のリスクですとか、そういったものに応じてリスクが高いものには集中をして点検をしていく、検査をしていく。そうでないものについてはサンプリングで点検をしていって、そのサンプリングの中でも、もし何か異常なものが確認をされればきちんとその範囲は拡大をしていくという活動をこれまで事業者としてはしてきたというふうに思っていますし、その考え方をこれから先も変えるつもりは今のところはありませんので、ですんで、何か異常が出てきたらきちんと検査の範囲を拡大をするという取組はやっていくもんだというふうに考えています。

ですんで、やはり、ここは実績になってしまうんですが、アメリカでも国外でも国内でも、実際に圧力容器の一般部で何か損傷があった、トラブルがあったっていうのは今のところありませんので、そういったところではなくて、きちんと形状の不連続であるとか、異種金属のところすとか、そういったところにリスクが高いのでリソースを最低きちんと確認をしていくっていう、そういった考え方なのかなというふうには思っています。

きちんとそういう、ちょっとまとめてまた御説明をさせてもらいたいなというふうには思います。

関西電力（高田） 関西電力、高田でございます。ちょっと一部今の補足でございますけれども、6ページのところでございますけれども、この件に関して過去の判断ということでございますけども、現在もどうかというところを、ちょっと足りないかもしれません補足しますと、照射脆化に関しては当然監視を続けていく予定でございます。

SCCとか、先ほどありましたようなこの脆化割れ、腐食というところですね。国内では原因となるようなものがないとか上げてます。要は、じゃあ、我々何も無いのかと言われ

ますと、当然管台部とかで、あるいは異材継手部とかでSCCが発生したというところなんかに関しては、材料改善を行ったりとかしております。加えて、もともとそういう懸念のあるところに関しては100%の点検をしたり、しっかり取り組んでやっております。

原子炉容器本体のところに関しまして、先ほどもクラッドじゃSCCないのかと、そういう懸念は今はないと考えておりまして、そうすると原子炉容器に関しましては、基本的には損傷もとしては疲労損傷ということになります。疲労損傷になりますと、応力状態が厳しいところからやはり損傷が始まるというところありますので、そういう意味ではやはり今の応力集中部とか異材継手部とか、そういう応力が立つところ、そういったところを100%にして、それよりは十分応力が低いところを7.5%でやるというこの基本的な考え方は、やはりそういった厳しいところをしっかりと見ること、それより、疲労損傷に関してはそんなに応力のところがメインになるかと思っておりますので、やはりそういうところで軽重つけて、やはり重要なところを重点的にやる。ある程度合理できるところは合理化していく、効率よくリソースを割くというところの基本的な考えはそういうところにあると考えております。

櫻田グループ長 ほかによろしいですか。

今お二人からコメントがあったのを聞いていて、やはり何かすごく、何ていうんでしょう、技術的な課題に対する捉え方にギャップがあるなと改めて感じているんです。

資料4-1の一番最後のページに、諸外国と比較して日本の試験程度がどう違うか、その理由は何だ、それを極めて簡単にまとめたものなんですけれども、もう一回繰り返しですけども、今我々が考えている10年で7.5%という日本の規格で対象になっている一般部について、他の国々では100%になってますねと。それは、そこに違いがあって、他の国々はそれをどういう考え方で取り入れたのかっていうことが一応書いてあるわけですね。

今おっしゃったような、これまでのところ欠陥が発見されていた事例はないということもありますし、相対的なそういった部位の重要度がより条件の厳しいところに比べたら低くなるだろうということも、それは当然ほかの国々でも同じように認識しているはずなんですよ。にもかかわらず、一般部についてちゃんと全部見ましようというプラクティスをとってきている。そういうほかの国々がやっていることを知っているんだけど、我が国はそれを追従するといいますが、そういうとちょっと言い過ぎかもしれませんが、それと同じアプローチをとらなくていいんだっていう判断をもしされるのであれば、それはその根拠をより詳しくお聞きせざるを得ないと思います。少なくとも今御説明された、

定性的ではありますが、過去のトラブル事例がない、それから相対的な重要度は低いというだけでは、だから7.5%でいいんだという実情には直接的にはつながらないというふうに我々は感じざるを得ないということをちょっとこの場で申し上げておきたいと思いますが、いずれにせよ改めてもうちょっと深掘りした議論ができればいいと思うんで、それは次回になるんですかね、お願いしたいと思います。

本件についてほかにどなたか御発言ありましたら。

河野主任調査官 システム安全研究部門の河野です。ちょっと実態を、検査の実態を教えていただきたくて質問させていただきます。

こちらのほうに、2000年前後にやられた実証試験UTSというので十分な検出能力がありますという御説明をいただいております。実際にこの検査をやっているのはどこの組織がやられてるんでしょうか。事業者さんがやってる、ことないですよ。多分メーカーさんがやられてるという認識でよろしいですよ。それに対して事業者さんは、これ、どうやって2000年前後の実証試験の技術能力が今もちゃんとあるというのを確認されている、要は担保してるのをどういうふうに担保されてるのか、その辺ちょっと教えていただけませんか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際の圧力容器のUTの試験につきましては、プラントメーカーさんの検査員さんが実施をされています。実際に探傷をしてエコーが出てきたとすると、それがどういった種類のエコーかということ判断することになるんですけれども、そういった非破壊検査の検査をする検査員の方は、それ専用のきちんと教育を受けて、試験をパスして資格を持ってらっしゃるという、そういうシステムになっています。我々事業者としては、そういったきちんと教育を受けて資格を持ってらっしゃる方が検査をしてるんだということを確認をすることで、きちんと必要な技量と判断ができる検査員さんが検査をしている。その結果を我々は見、そこに異常があるのかないのかを判断しているという、そういう検査の流れになります。

河野主任調査官 システム安全研究部門の河野です。今おっしゃられたのは、一般的な非破壊検査の資格をお持ちの方がやってるという理解でよろしいでしょうか。超音波そのもの、アメリカなんかでしたら、パフォーマンスデモンストレーション的なものでちゃんと認証、原子力の資格、UTの認証を受けてやるというようなこともやられてるかと思うんですけれど、その辺の一般的な非破壊検査協会さんの資格でオーケーというような考え方でやられているのか、まずその辺ちょっと教えていただけますか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。今お話しいただいたとおりで、別に普通の一般構造物のUTをしてらっしゃる方ではなくて、ちゃんと原子力の設備としてきちんとテストピースに対してUTの試験をして、ちゃんとその人は検出できますよっていうのを確認をした検査員の方に検査をしていただいています。

河野主任調査官 システム安全の河野です。すみません。確認してるっていうのは誰がどのように確認すると。一般検査員じゃなくて、原子力の試験をやる方の技量を誰が確認してるということになるのでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際に検査をしていらっしゃる検査員の方、先ほど申し上げましたとおり、プラントメーカーさんが検査をしてくださっています。それはきちんとプラントメーカーさんの中に必要な教育のプログラムと試験のプログラムがあって、それをきちんと受講してパスをされた方がやっていらっしゃるということになります。原子力発電所のプラントをつくってるプラントメーカーさんが、きちんと過去の経験とこれまでの知見を踏まえてやってらっしゃる教育のプログラムと試験のプログラムをきちんとつくって、それをパスをして確認をされた方が実際の検査をしているっていう、そういうシステムになってます。

関西電力（志和屋） すみません。関西電力の志和屋です。それに加えて、あわせて公的機関での試験資格、検査員の資格があるということもちゃんと確認してございます。

あと、UTSの実績というところにつきましては、この当時使われているところで、その有資格者がこの装置の組み合わせを用いてやっているというデータでやってございますので、それと同等の条件がそろっているということを確認してございます。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。3番の質問が適切に伝わらなかったとちょっと反省してますけれども、あと、この最新技術と言ったときに、設備の技術について御説明いただいたんですけども、人の、検査員の認定とか教育とか訓練とか、そういうものについても御説明いただきたいなと思っております、というのは米国では、さっき出ましたけどパフォーマンスデモンストレーションの制度あるとかありますので、この辺は今御用意いただいてませんので、これも次の議題にさせていただきたいなとちょっと思います。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。御指摘のとおり、今回装置の話だけが今入っていますので、そういったソフトとしての管理、我々がどうしてるかというのも、また改

めて御説明をさせてもらえればと思います。ありがとうございます。

荒井調査官 原子力規制庁システム安全部門の荒井です。ちょっと戻ってしまって恐縮なんですけども、7ページの海外動向と国内の状況についての2ポツで、米国では安全への影響度が低いことを各種評価等で示されているということで、PWRさんのほうでは例えば圧力容器の検査間隔を10年から20年に延ばしているという評価が実施されていると。実際そうなんですけども、あくまで確率論的破壊力学を用いて評価しているのは、照射量の高い炉心領域部の評価を実施しているのがメインだと思っております、今回、現状で7.5%を実施している鏡板の部分について、特に何かそういった評価はされているのかというのを教えてください。

関西電力（高田） すみません。関西電力の高田です。ちょっと手元に資料はないのであれなんですけども、炉心領域部分と鏡板部とを含めて検査をやっているところに関して、検査の期間を延ばしたときにどれくらい影響あるかということをとータルで算出してたと思いますので、ちょっと詳細、記憶あれですけど、そのはずですので、そういったところでペーパーの中には個別の評価部位の寄与度合いというか、そういったところもあって、そういった意味でいうと、一般は若干そういう検査の、要は10年、20年にしたときの変化の寄与度が逆にその炉心領域に比べて低いというようなところがたしかあったと思いますので、そういったところで確認はされていると、そういう理解をしております。

荒井調査官 ありがとうございます。ちょっとまた別のページで、検査の装置の変遷に関して、12、13ページのこちらについて質問させてください。

こちら最新技術として装置の変遷が2000年前後までの変遷が紹介されているんですけども、それ以降に装置改良に関しまして、例えば検討されていることなど最新の動向があれば御説明をお願いします。

東京電力（神長） 東京電力の神長でございます。この後、2000年前後の今、記載になってございますけども、この後も、例えばですけど、フェーズドアレイUTとかいろんなことが規格のほうに入ってきたというような状況がございますので、また実機適用にまでは至ってございませんが、そういった最新技術がそもそも使う必要があるのかとか、ここにきちんと使ったときにどういった欠陥を検出するためにその適した手法であるのかとか、そういった検討を引き続き今実施しているような状況になってございます。

関西電力（川上） 関西電力の川上です。PWR側なんですけども、現在第5世代ということで新しいUT装置の開発をしております、もう実績としては2018年、今年なんですけ

れども、使用しているものがあります。それは、こういったものがあるかという、位置決め精度であったり、探傷器の改良を加えたりとか、そういうところが改良を加えている部分になっていまして、精度も上がって速度も上がったり、いろんな事業者側のニーズをちょっと満たしているような部分がありますけれども、そういったところを改良しております。

荒井調査官 規制庁の荒井です。ありがとうございました。

関西電力（高田） すみません。補足ですけれども、関西電力の高田です。UTの探傷手法とかに関しまして、今も技術評価いただいているJEACの4207、UTのJEACですね。そちらのほうを、最新のものであれば、さらに要は電力共通研究とかのそういう成果の反映ですね。新しいそういう技術を反映した規定なんかも設けておりますので、そういうところは日々改良を進めているところでございます。以上でございます。

船田技術参与 規制庁システム安全の船田です。11ページの欠陥の検出精度というか、そこら辺について質問をさせていただきます。実際にUTやるときにPWRのほうでは大体内面側から、それからBWR関係は外面側から検査されるんですけども、内面側はクラッドがあったりとかしますし、それから、想定する欠陥が内面にある場合は、PWRの場合はセンサー直下の欠陥を検出するし、BWRの場合はかなり離れたところの欠陥を検出しなきゃならないんですけど、そういう環境の差を考えての、ここに書いてあるような3.5ミリとか3.8ミリの欠陥が全て検出できるというふうに今考えておられるのでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際にUT、外から入れる場合とか、中から入れる場合とかあるんですけども、実際には基本的に焦点を板厚方向にわたってずっと合わせて、中身の全部に対して検査をしているというふうに考えています。ですんで、外側からやるから内側が見にくいとか、そういったことはなくて、きちんと全部の部位をさらって点検をしているという、そういうふうに検査をしているというふうに思っています。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。PWRのほうは内面から実施しているというところのお話ございましたけども、10ページのところに内面からやっているような探触子のところを書いてございます。具体的には縦波の70°のところのものを内面から使ったりというようなことを工夫してやってございます。この条件でUTSのところを検証されているという状況でございます。

船田技術参与 了解しました。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。ちょっと飛びますけれども、17ページにつ

いて、この表の見方を確認したいので、ちょっと最初に表について御質問します。

このPWRの例のところの下に人数が書いてございますけれども、これは130人ということで、例えばこれで何日間で検査するのかわかりませんが、10日だったら人工としては1,300人工というふうに読めばよろしいんですかね。

関西電力（川上） 関西電力の川上です。この表の見方なんですけれども、1検査間隔あたりに実施する検査員さんの数を全て集めまして記載してございます。ですので、今回ここに書いてある内容については、PWRの場合ですと7年間で実施しますので、1定検5回、1定検当たり、年考えますと5回ということになりまして、5回で実施していくということですので、25人ぐらいの数が1定検に必要なようになってくるということでございます。その方々が入って被ばくを受けるという状況になりますけれども、それを、その数値を集めたものが原則100%で記載している数字になります。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋です。補足させていただきます。今、この1日130人に対して10日であれば1,300になるのかというお話があったんですけれども、この当該部位については高線量区域のところでございますので、1人の者が1日入れるような状況ではございませんので、そういった単純な計算ではないという形でございます。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。下にあります15人というほうは従来範囲だから、これは機械でやる場所ですかね。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。ここで示させていただいた表のところは、鏡板のところの検査のところを主体的に書かせていただいているものでございます。従来範囲のところの7.5%につきましては、例えば1検査間隔当たりであれば3回程度の、3定検に分けて実施するような形になってございまして、その各定検のときに1チームで5人ぐらいの者を集めて実施するので、その3掛ける5という形に15名という形になってございます。

一方で、原則100%実施した場合のほうの算出につきましては、従来範囲を実施した場合の溶接線の長さがございますので、その長さで比率で計算をした結果、例えばこの被ばく線量のところで計算した結果が500人・mSvという形になってございまして、ここに検査員の被ばくを受けられるような制限の計画のところもございまして、その被ばくの計画のところを踏まえて人数を出した結果、130人で分けて実施する必要があるという形になってございます。

佐々木専門職 ごめんなさい、ちょっと。原子力規制庁の佐々木です。ちょっと理解が

鈍くて申し訳ないんですけど、これ、じゃあ、10年間で全部検査した、7年かもわかんないんですけど、145人っていうそういう意味、そうじゃない、ごめんなさい、ちょっともう一回説明してもらっていいですか。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。100%やった場合でかかるところは全部で130人です、約130人かかるということでございます。すみません、従来範囲であれば、7.5%であれば15名でございますけども、これが100%になれば130人。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。じゃあ、下鏡を検査するのに115人ぐらいを見積もってると。下鏡だけかわかんないんですけど。今、検査、7.頭が悪いのかな。

櫻田グループ長 違うんですよ、これ、すみません。この表に書いてあるPWRの数字は、下鏡のところの話ですと、全部。従来範囲っていうのは下鏡、5%、10%で、かつ1定検5人で3定検だから、三五、十五人ですと。100%すると、3定検じゃできなくて、5定検かかりますと。1定検当たり25人ですと。だから、125とか、大体130、そういう掛け算ですよ、と理解しました。

で、ちょっと質問なんですけども、そうすると、従来範囲の30人・mSvっていうのは、1定検当たりになると3定検だから1定検当たり10人・mSv。

関西電力（志和屋） 関西電力、志和屋です。概ねそのとおりでございます。

櫻田グループ長 で、100%にすると5定検だから、1定検当たりになると100人・mSvになるという感じと思ったんですけど、それでいいですか。

関西電力（志和屋） 原則100%の場合は、溶接線の長さが倍、倍じゃなくて数倍になりますので、その被ばく量を掛けた結果が500人・mSvという形でございます。

櫻田グループ長 質問は、それをその1定検当たり割り戻すと、1定検当たりになると100人・mSvということですよ。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。おっしゃるとおりでございます。

櫻田グループ長 だから、1定検当たりで見ると、10人・mSvが100人・mSvかになる、それはやはり被ばく量が少し高くなるので、技能を持ってる人たちを、ほかの仕事にもキープしたいということがあるから、被ばく線量をなるべく低いところに抑えようという話になって、そうすると人数もかさんでいきますって、そういう説明と理解しましたが、それでいいですか。

関西電力（川上） 関西電力の川上です。もうおっしゃるとおりでございます。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。そしたら、BWRの例はどういうふうにか

れてるのでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。考え方は、今、関西電力さんがおっしゃっていただいたのと一緒でして、この、今従来の範囲でいきますと、25人ぐらいと言っているのは、これは定検で全て同じ物量をするのではないので、同じ定検で入る人数の方も5名のときもあれば6名のときもあればというのはちょっと出っ込み、引っ込みあるので、大体それでいきますと、5名~七、八名ぐらいが1定検に入られます。BWRは4定検で10年っていったる範囲をカバーするように点検をしていますので、大体6人、7人ぐらいが4定検で入られるとこの25人というのになってますと。実際にそれを100%同じ4定検でやろうとすると、溶接線の長さがその分の、7.5分の100ですかね、の分が増えるので、人も1回の定検でたくさん入れないといけなくなりますというので、今その溶接線の数の分の割合分だけ入る、先ほど言った5人とか、七、八人みたいなのが増えた人数でやるとすると、この65人になりますという計算になります。下の被ばく線量も考え方同じでして、大体1つの定検で、そうですね、4~5ぐらい、mSvの線量になりますので、それを実際に入ってらっしゃる人数でいくとこれぐらいになって、さっき櫻田さんおっしゃってくださった1定検でっていうと大体これの4分の1ぐらい、だから、4定検でこの線量になりますんで、4分の1ぐらいが1回の定検での線量になるというふうに御覧いただければと思います。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。ありがとうございます。まさに今御説明していただいたところが、実際に検査をするときに具体的な問題点になると思ってまして、この説明をいただきたかったものの7番はそういうつもりで、試験機器の取り扱いとか対応に要する時間っていうのも含んでですけども、今、項目としては御説明いただいたんですけども、じゃあ、実際にたくさんプラントがあるわけで、それでやろうと思ったらどういう、人が足りないとか機器が足りないとかいう問題があるだろうっていうことを議論しなければいけないと思ってまして、結構すぐに調べられることではないとは思んですけども、この表だけだと当然ですがまだわからないので、ちょっとこれについても詳しい御説明いただかなきゃいけないなというふうに思います。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。承知いたしました。今ほどのでいきますと、例えば年間で法令で決まっている線量の限度が年間50mmでしたか、5年で100mmという線量の限度ありますけれども、そこまでかつかつに検査の方に検査していただくわけには我々もいかないと思っていますので、それぞれちょっと各社で決めている年間の線量の限度というのが、その検査員さんに対して決めています。その範囲の中で国内のプラントでその

定検、今後プラントが立ち上がって定検をしていくと、かなり厳しいんですけどっていうような状況をまとめさせていただくのかなと思いましたが、ちょっとそういったところを整理していきたいなと思います。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。その際に、この17ページの下の方でございますけれども、検査員の枯渇っていう問題を上げていらっしゃると思いますので、これは検査員ですから教育訓練をして人を増やすという選択肢があると思うんですけども、それも含んだ上で御提示いただければというふうに思います。どのぐらい検査、教育に時間かかるのか、ちょっと知らないもんですから。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。承知しました。先ほど申し上げたソフトとしてどういう管理をしているかっていうのとあわせて、そちらのほう、あわせて説明をさせていただきます。

櫻田グループ長 ちょっとこの表をもう少し教えてほしいんですけど、PWRの話、まずすると、1定検当たりって話をするとですね。130人、500人が5定検で、1定検当たり25人で、100人・mSv、ですから、平均すると1人当たり4mSvぐらいという形になるんですね、単純に計算すると。ちょっと教えていただきたいのは、1定検当たりの被ばく線量の管理値みたいなものが、あるいは目標値みたいなものがあれば教えてほしいというのが1つです。

で、Bの場合は、4定検ということだから、大体1定検40人・mSvぐらいっちゃうことになるんですかね。それを65割る4だから、16人ぐらいでやるということだから、もうちょっと1人当たりの被ばく線量は低くなるっていう、そういうふうに見えるんですけど、そういう理解でいいんですかねっていうのをちょっと教えてください。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。1定検当たりの管理値というところでございますけれども、作業によってばらばらというのが実情でございます、作業をする内容と、あと環境を踏まえて、作業前に放射線計画という形で被ばく線量どのぐらいだということを計画して実施してございます。通常の検査のところであれば、例えばその作業に当たっては1mSvぐらいのところを設定するものもございまして、今回4mSvっていうところで設定してございますけれども、また、高線量のような作業な場合であれば、そのようなものも設定しているという実績がございまして。

東京電力（谷口） 続きまして、東京電力の谷口です。BWRでいきますと、今おっしゃっていただいたとおり、1人当たりで押しなべてみるとPWRさんよりは若干線量が低いかな

というふうには思っています。ただし、検査員の方、皆さん同じ量で被ばくをされるのではなくて、やっぱり压力容器に近いところとか、レールに本当に実際に装置をかけてらっしゃる方とかは線量、結構出っ込み引っ込みありますので、そういった中でいきますと、今ある5年で100mSvが本当にかつかつにならないように、一応社内的にはそれよりも低いところで年間の目安を決めていますので、そういう意味でいきますと、やっぱり年間で見るとちょっと厳しいのかなというふうには思っています。

櫻田グループ長 これもまた実績というか、次回でも結構なんですけれども、我々のほうで見れば、調べればわかるのかな。1定検当たりの被ばく量の、何ていうんですかね、実績って何かありますよね。その大ざっぱに、大体、最大このくらいみたいなところがあればまた示していただければと思います。ちょっと私どももこの被ばく線量がどれだけ厳しいものになるのかっていうところは大事な論点だと思っているので、ぜひデータを協力していただければと思います。

今この17ページが出てますけど、このページでほかにありますか。後で戻ってきてもらってもいいですけど、じゃあ、はい。

関西電力（高田） 関西電力の高田でございます。今回ここ、検査程度を上げることで、試験程度上げることでこういった検査員さんの被ばくというのがやはり我々としては過大な問題であると考えております。規制庁さんには御検討いただきたいのは、やはりアメリカ、先ほども御紹介しましたアメリカ、PWRが10年から20年に延ばしているというのは当然その安全性との、要は費用が低いので検査を効率化したいというところが一つ、一步ある側面ですね。そちらの評価の中で、被ばく量、検査員の被ばく量の評価をされている。そこでやはり検査の頻度を、要は安全性に問題ない範囲だよ、検査程度を落とすことで検査員さんの被ばくの線量も落とすことができるという、そちらの評価もなされております。やはりそういった観点も踏まえて、今後こちらの検討をしていただきたいなと思います。以上です。

櫻田グループ長 先ほど申し上げましたけど、被ばく線量の話は大事な論点だと思っております。一方で、ある種の、何ていいますかね、技術によってその、被ばくをもうちょっと低減するようなやり方はないのかみたいなこともあるかもしれないとは思ってますけれども。いずれにしても、もう少し議論させていただければと思います。

17ページ、ほかになければ別の点ありますか。

荒井調査官 規制庁の荒井です。先ほどの技術で被ばく線量を下げるという観点でいう

と、例えば胴部のように遠隔で鏡板のUTをするような、そういった検討はされてるんでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。実際に胴部は現状も遠隔で検査をしています。装置をレールにひっかけるところだけはどうしても人が行かないといけないので、人が行ってレールに装置をひっかけるというところまではやるんですが、それが終わった後は、現場から少し離れて、遠隔で装置を動かしてUTの信号を離れたところから見てるっていう、そういう検査の仕方をしています。ですんで、線量を下げるという意味でいくと、本当に何か近づかなくてもいいようにっていうことをちょっと考えないといけないのかなと思いますので、それでいきますと格納容器の中に、例えば運転中ずっと装置入れておいて、だから、レールに置いたまんまにしておくっていうと、多分そういったこともできるのかなと思うんですけども、かなり照射を受けてしまいますので装置としては使えないのかなと思いますので、ちょっとそういった方向の検討も要るのかなっていうふうには思います。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。鏡板の部分のところの装置のところでございますけれども、やはりここには炉内計装筒管台等ございまして、なかなか狭隘部なところというところございます。また、装置でやる場合については、そこら辺のところの干渉物の破損リスク等もございまして、そこについてはもうかなり難しいなというところを考えてございます。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。最後の18ページについてちょっと確認をしたいんですけども、2つ目の段落のところ、検査員の被ばくに関する解決困難な問題があるって書いてありますけど、それは今おっしゃった内容ということで理解していいんですかね。技術的に解決される可能性はゼロじゃないということですね、時間とかお金とかの問題はあると思いますけど。テクノロジー的に無理っていう、そういうことじゃないですよ。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。先ほど申し上げた運転中格納器の中に装置を置いておいてどれくらい耐えられるかというのは、ちょっと今すぐどうこうっていうのはないんですけども、どういうんでしょうね、本当に無限にお金をかけて無限に時間があれば、それは技術的に解決可能なものはないでしょうっていう、ちょっとそういう極論になってしまうと思うんです。なので、限られたリソースと限られた時間の中でできる範囲で検査をしようとする、どういったことになるのかっていうのを整理していくのかなっていうふうには思います。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。今後のプラント運営に支障を来すことが懸念されるって書いてありますけど、それは解決が難しい問題があるっていうことで書いてあるんですけども、それと最後にあります技術的根拠を明確にお示しいただきたいって書いてあるところがちょっと確認としてはですね。まず、技術的根拠を明確じゃないとやりませんって、そういう意味なんでしょうか。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。こちらで申し上げたかったのは、検査員、自動でITをすることができるようになると、検査員の方、被爆もう少し減らせるんですけど、先ほど申し上げた狭隘部ですとか、複雑な構造の部位で手で探傷しないといけない部分っていうのがどうしても残ってしまいますので、そうすると、被ばくをされる検査員の方が、今まで7.5%での被ばく量でいってらっしゃった検査員の方が、これから100%分の被ばくをしてその検査をするということになります。まずはその検査員の方が枯渇をするとか、ほかのトラブルが何か発生をしたときに検査をしてもらえない状態になってしまうということ懸念しているというのがこれと、それを解決するためには、その装置を何かしら放射線に耐えるようにするとか、もうちょっとすごい自動化をするとかっていう技術的な課題があって、それを今すぐ解決するのは困難ですというような趣旨で書かせていただきます。

ですので、技術的に本当にリスクがあって、それぐらい検査員さんの方に被ばくをしていただいても検査をしないといけないと我々思えばというか、そういうふうな技術的な実際の状況が出てくれば我々も検査しないといけないと思っているんですが、で、これはどうしても先ほどの話になってしまうんですが、今まで一般部で損傷があったり亀裂があったりという実績がないので、そこを、そういった今までで考えているあまりリスクがそれほど高くないと我々思っているところに、検査員の方に、それだけの被ばくをしていただいて検査をしていただく必要があるんだということを我々も検査員の方に御説明をしないといけないと思っていますので、そういったところをちょっと詰めさせていただきたいなと思っているという趣旨でございます。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。被ばくが心配だっていう、低減したい、それは確かにそのとおりですけども、リスクがないとか低いとかっていうお話をされてますけど、それはリスクが、私たちからするとリスクは高くないと、あるいは原子炉圧力容器に亀裂が発見されなければやらないみたいなふうにも聞こえるんですけど、そういう意味じゃないですね。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。決してそういったことではなくて、きちんと必要があれば必要な点検は本当にしますし、ほかでトラブルがあって、それを水平展開しないとか、あるいは別にそのプラント固有のもんだからとかっていうことではなくて、その必要があれば我々はそのリスクをちゃんと解消するために必要な検査をするっていうのは、それはもう、そこは揺るがないと思っています。それは信じていただきたいなと思います。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。いや、何かなかなかお話がかみ合わない感じがしますけども、やっぱりトラブルないと、トラブルないところにはやらないというふうに聞こえますけど。我々はそういう理由でそもそもこの件をやっとるわけじゃないということ、さっきグループ長からもお話しいただいたと思うんですけど。

関西電力（高田） 関西電力、高田でございます。原子炉容器が重要であるという、それは我々非常に、そこは重々理解しております。ただ、先ほど申しましたけども、やはり原子炉容器、今破損の心配される妄動としましては、クラッドとかのそういうシフトがないので、今我々として考えるのはやはりメーンとしては疲労損傷であろうと。そうなる、じゃ、なぜ一般部、我々としてはそこ、一般部は応力が立つようなそういう管台部であったり、そういう異材継手であったりとか、そういったところは、やはりそこリスクが高い。でも、そこは当然100%検査しておりますけど、じゃ、それをリスクを、我々低いと思ってる7.5%のところ、こういった被ばくとかも受け入れた上でやりにはいかないといけないというところが、我々としてはまだ正直、言葉に語弊があったらあれですけど、納得ができるというところはちょっとまだ腹落ちがしていないところがあるというところで、逆にそこに、じゃあ、こういうリスクがあるんだというところを、規制庁が何か知見とかお持ちであるんならばちょっと示していただければ、我々もそこ、そうなんだというところで検討をするんですけど、欧米が100%だから国内もっていう、そこだけだと我々もそこをまだ十分理解できない部分でありますので、そこはやはり、逆に我々としたら今回こうやって技術的なところは、我々が考える技術根拠としてはここだとお示しさせていただいたので、そこを何か示していただかないと、我々もちょっとこの議論、やっぱりかみ合わないままだと思っています。そこはちょっと十分議論させていただきたいなと、そういったことでここ、最後結論書かせていただいております。以上です。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。先ほど櫻田さんからおっしゃっていただいたとおりで、これから先、事業者としてどう思っているんだというのはきちんと整理をしな

いといけないと、それは今日本当に思いましたので、それはまた改めて整理をさせていただいて、お話をさせてもらえればなというふうには思います。ありがとうございます。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。よろしくお願いします。

坂本技術参与 システム安全部門の坂本です。ちょっと話戻っちゃうかもしれないんですけど、今おっしゃってた一般部の試験程度7.5%でいいという理由がね、いまいち腑に落ちないっていいですか、ちょっと具体的に言いますと、例えば今7.5%なんだけど、選ぶところはやっぱりリスクが高そうな周継手と縦継手の交点みたいなところを選びますよっていうふうにおっしゃったと思うんですけども、例えば同じ周継手と縦継手の交点というの1カ所じゃなくて何カ所かあると思うんですけども、7.5%の中にこれ全部が入れば、全部足したら7.5%ならいいんですけども、そのうち7.5%の範囲に選ばれなかった同じような交点があったとしますとね。あるんじゃないかと思うんですけども、それよりも選んだほうが、何ていいですかね、リスクが高いんだっていうことをどうやって評価するのかっていうのがわからない。つまり、たまたま検査、ここを検査しますって選んだところじゃないところに損傷が発生する可能性はないのか、それはないっていうことをどうやって確認するんだらうっていう、そこが納得できないなっていう気がするんですけどね。こんなこと、原子炉圧力容器だからこそそういう疑問を持つんですけどもね。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。先ほど御説明をさせていただいた中で、一般部の中でもそういった特徴的なところがあれば、そういったところを選ぶようにはしていますというお話をさせていただきましたが、やはり大前提としては、一般部は特にほかのところと変化が出ているようなところではないので、どこを選んでもリスクは同じだというふうに思っています。で、実際、だから、その交点を選ばれてないからそこはリスクが高いところがないんだではなくて、一般部として見るのであれば、交点をできるだけそういった何かほかとは違う状況のところを選ぶようにはしていますが、リスクとしては同じなんじゃないかと思っています。過去これまでに実施してきている一般部の点検で定点を観測して、例えば交点で何か異常があるのであれば、選んでなかった交点をきちんと全部選びにいくとかですね。交点がリスク高いと思ってたんですけども、そうではなくて、本当に何か縦溶接のところと異常が出たとなればそこを検査範囲として広げていくっていう、そういう検査の範囲としては決め方なんだと思っています。なので、ちょっと繰り返しになりますけど、一般部としてはどこも同じだと思っています、やっぱりその中でもちょっと違うところを選ぶような工夫はしていて、かつ、その中で過去の実績で何か異常

が出てきたり、検査を広げないといけないということになればきちんとその範囲に対しては手当てをしていくっていう、そういう考え方で選んでるんだというふうに思っています。

関西電力（志和屋） 関西電力の志和屋でございます。少し補足させていただきます。

まず、一般部同じかというところについては、適切に施工管理も実施してございますし、さらにはPSIのときにでも欠陥がないというところまで確認できてございますので、そういう観点では今言ってる内容のところになるのかなというふうに考えてございます。

あと、今、交点のところというようなお話ございましたけど、そこについてもある一部分の交点じゃないかというところについては、それは計画立てていく中で、例えば溶接線ごとにそういう交点が入るようになってというような形で定点を選ぶと、というような工夫をしてございます。

坂本技術参与 規制庁の坂本です。お話はわかったんですけども、例えば、要は検査選んだところが一番先に損傷が起きるんだっていうことが間違いなければ、御説明のようにそこに何か異常があればほかに拡大するっていう方法は有効だと思うんですけども、ここを見てるんだっていうところ、違うところで真っ先に起きちゃったらどうするんですかっていう、そういうことを私は心配をしているっていういいですかね。そういうケースにはどうやって対応するんだらうということ。

具体的に言いますと、リスクはどれも同じだっていうふうにおっしゃいましたけども、リスクっていう言葉が正しいかどうかはちょっとわかりませんが、例えば溶接でも、たまたま同じような、同じ容量で同じ方法で溶接をしたとしても、たまたま溶接欠陥ができて、そののどこを実は手直ししてました。それはもちろん規格基準どおりに手直しをしても、そこは少なくとも残留力はほかとは違う分布になってしまいますし、検査で許容された欠陥があるかもしれないわけですよ。欠陥という言い方はまずいのもかもしれないですけど、傷といったほうがいいのかもかもしれませんが、そういうところでもやはり応力集中は起きるわけですよ。でも、ほかとはやっぱり違う部分ができるわけで、それは個別にみんな違う状況になるんですよ。プラントごとにも当然違うわけなので、一律には考えられないんじゃないかと思うんですよ。

例えば製造時の欠陥なんかについて言えば、先ほどおっしゃいましたように、供用前試験のデータをよく見て、ここには何か異常がありそうかもしれないからここを検査対象としてやりましょうとかって、そういうことが仕組みとしてきちっとできていれば、あるいはそういうやり方でもいいのかなというふうに思うんですけども、ちょっとその辺どうな

のかなって感じはします。以上です。

東京電力（谷口） 東京電力の谷口です。やはりそこは検査の対象としての特異な部位ですとか、形状不連続な部分と一般部の差だというふうにちょっと我々としては思っていますね。どうしてもやっぱり管台ですとか異材の継手の部分がリスクが高い部分であるということで、そこをやっぱり集中をして検査をしていく。一番最初にどこが壊れるかっていうことでいきますと、やはり現状管理している範囲の中ではリスクはそっちのほうが高いということで、なので、そっちの部分についてちゃんと100%やります。一般部のところは、そういった差が、おっしゃられるとおり、差がゼロかと、本当に理学的にゼロかと言われたらそれはゼロではないと思うんですけども、実際に工学的に設備を使っていく中で、そのリスクが管台とか異材継手の損傷のリスクを超えるぐらい一般部で何か変な差があるかという、そこはそういうことはないというふうに思っています。

ですんで、そういったその考え方で検査範囲を選んでますなので、これは、なのでどこまで行っても多分平行線になってしまうと思いますので、ちょっとそこも含めて整理をさせてもらいたいなと思います。

櫻田グループ長 ほかに何かありますか。大分時間も予定の時間に近づいてきたんですけど。よろしいですか。

今日いろいろ御説明いただいた件に対して、当方から質問なりコメントをして、一部議論もあったわけですが、議論の途中でも出てましたが、改めて整理していただいております。事務局のほうで何か整理していただいたほうがいいんじゃないかと思うんですけど、いかがですか。

佐々木専門職 原子力規制庁の佐々木です。今日の議論を踏まえると、御説明していただいたほうがいいなと思いますのは、多分4つあると思ってまして、1つは、この、いただいた事業者さんの資料だと2ページに書いてありますけれども、この諸外国の非破壊試験の試験程度よりも少ないという状況をどう考えているのかというのを、今後事業者の皆さんとしてはどういうふうに考えていくのかというところでもう一度まとめ直していただくと。新たに書いていただくかはわかりませんが、お願いしたいと。

それから、7ページですかね。7ページに米国における試験程度の低減が行われています。これは一度100%の検査をした後にいろいろな評価をして、プラントごとに低減なり間隔の延長なりをしてきているというところがありますけれども、それと、国内においても7.5%としてよいというところの関係がちょっとわからないので整理して、できればデー

タ等もつけて御説明いただければいいなと思います。

それから、12ページ、13ページになりますけれども、このところで装置の変遷ということで、これまでの取組に、取組といいますか、技術的な進歩について御説明いただけたところですが、これも今後どういうふうに考えていくのかっていうところが御説明いただきたいということと、あと、技量認定とか教育訓練とかいったところですね。人のほうについてもどういうふうに事業者さんは管理をしているのか、あるいはどのような認定を行っているのかっていうことについて御説明いただければというふうに思います。

それから、最後に17ページになりますけれども、実際に検査しようとしたときの問題点ということで御質問させていただいた部分になりますので、これについてはもう少し具体的に、できれば工程表のようなものを簡単につくっていただいて、どのような具体的問題がどこで発生するのかというのがわかるような形で、特に被ばく量が問題になるということがよくわかりましたので、それもわかるような形でまとめていただければというふうに思います。

櫻田グループ長 以上ですか。最後の点について少し私のほうからもお願いしたいんですけど、先ほどのやりとりの中で、非破壊試験の試験の実施者はちゃんと技能がなきゃいけない。技能のあるそういう試験員を育成するのにどのくらい時間かかるんですかねみたいな話があったと思うんですけども、そこについてももうちょっと定量的というか、一般論では言えないと思うんですけども、少なくともこういう講習を受けてとかなんとかってあると思うんですけども、最低このくらいの時間が必要なんですみたいなことがあれば教えていただきたいと思います。

ということで、今整理されたようなことを次回お願いしたいと思うんですけども、事業者側もよろしいでしょうか。

東京電力（櫻井） 東京電力の櫻井です。今、本日議論させていただいた件、承知いたしました。

櫻田グループ長 ありがとうございます。

以上で終わりたいと思うんですけども、改めて先ほどちょっと私、途中でも発言しましたが、海外との違いについて、それを踏まえて我々はどうアクションするかっていうところの姿勢といいますか考え方が、こっちサイドの、規制サイドの我々と、事業者の皆さんとちょっとやっぱり考え方に差があるなっていうのを感じました。で、私どもは、法律に基づいて仕事をする役割を持っていて、さっき原子炉等規制法改正されて事業者の責務っ

て話が出ましたよってことは言ったんですが、私どものほうは原子力基本法があり、原子力規制委員会設置法があり、そういう枠組みの中で仕事してるんですけども、特に原子力基本法の中に第2条というのがあって、原子力の利用について書かれているところなんですけども、安全確保を旨としてというのがまず第2条の最初の項目にあって、その第2項に、この安全の確保については確立された国際的な基準を踏まえ云々云々というのがあるんですね。で、ASMEの基準っていうのは、規格っていうのは確立された国際的な基準なのかって、そういう話はさておいて、この精神を敷衍していくと、国際基準と、それに類するものとして多くの国が採用している規制の枠組みっていうか基準、こういったものもちゃんと頭に入れた上でですね、その内容を日本の国の中で反映する必要があるんじゃないかということをまず考えるっていう、そういう立場にいるもんですから、繰り返しになりますけども、規制委員会に説明した資料の一番最後にあるようなああいう内外の状況を見ると、やはりこれはほかの国々と同等のレベルの試験を我が国においても行う必要があるのではないかと考えています。これはまだ事務局の話なんで、規制委員会はそこまで判断はしてませんけれども、事務局の中ではそう考えている。

じゃ、事業者の方々が同じような考え方で実際に行っていっちゃるということであれば、あえて規制要求する必要はないということもあるのかもしれないけれども、やはりそこは規制要求しないとそれが実現できないという話になると、それは規制要求すべきかそうじゃないかというそういう判断に移っていくという、そういう流れで我々の中では考えていくわけですね。今、その検討の途上にあって、事業者の方々はどういう考え方でこの問題を取り組んでいこうとしているのか、我々が今、考えている外国と同じような水準のことをやる必要があるんじゃないかっていうことについて、事業者側はこう考えるというところがあるんだったらそれをお聞かせいただきたいと、そういうことで本日来ていただいて、次回ももうちょっと深掘りした御意見をまとめていただければ、それをまたもとに議論をしていきたいというふうに思いますので、せっかく時間をとって集まるので、空回りした議論になるのもあまりよろしくないと思いますので、ぜひ実質的な議論ができるような準備をしていきたいと思いますし、事業者側にもお願いしたいと思いますので、よろしく申し上げます。

ほかに何かございますでしょうか。よろしいですか。

それでは、あっ、はい。

佐々木専門職 原子力規制庁、佐々木です。ちょっと御説明いただきたいこと、もうち

よっと追加というか確認したいんですけども、この7ページの件で、先ほど7.5%の定点をどういう考え方で選んでるのかっていう話がありまして、縦溶接線と横溶接線の交わったところとか、そういうお話もあったかと思います。そういうところをどうやって選んでいるのか、あるいはそういうところは全部選んでいるとか、いろいろ考え方あると思いますので、その辺もちょっと整理してこの7ページのお答えに含んでいただければと思います。

櫻田グループ長 大丈夫でしょうか。よろしいですか。

じゃあ、今追加があったところも含めて幾つか今回お願いしたことがありますので、次回の会合では説明をするように準備をしてください。事業者の方々にお願いをしたいと思っています。

次回の会合ですけども、今のところ12月の13日の午後ですか、を予定しているということなので、まだ正式に決まってませんので、決まりましたら事務局から御連絡させていただくことにしたいと思います。

ほかに御発言よろしいでしょうか。

それでは、以上で第4回事業者意見の聴取に係る会合を終了いたします。どうもありがとうございました。