

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第331回

令和2年1月27日（月）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第331回 議事録

1. 日時

令和2年1月27日(月) 13:30～17:01

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

山中 伸介 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

山形 浩史	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長
小野 祐二	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長補佐
戸ヶ崎 康	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
川末 朱音	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
梶見 亮司	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
加藤 淳也	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
三好 慶典	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
木村 裕一	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
片野 孝幸	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
上野 賢一	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
石島 清見	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
宮下 勇二	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
山田 顕登	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	

京都大学

釜江 克宏	京都大学	複合原子力科学研究所	特任教授
三澤 毅	京都大学	複合原子力科学研究所	教授
北村 康則	京都大学	複合原子力科学研究所	准教授

小林 徳香 京都大学 複合原子力科学研究所 技術職員

日本原子力研究開発機構

小川 和彦 臨界ホット試験技術部 次長

小林 冬実 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 マネージャー

會澤 栄寿 臨界ホット試験技術部 臨界技術第2課 技術副主幹

阿波 靖晃 保安管理部 施設安全課 技術副主幹

江口 悠太 臨界ホット試験技術部 臨界技術第2課

井坂 浩二 安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室 主査

村山 洋二 研究炉加速器技術部 部長

永富 英記 研究炉加速器技術部 技術主席

小林 哲也 研究炉加速器技術部 J R R - 3 管理課 技術副主幹

川村 奨 研究炉加速器技術部 J R R - 3 管理課

菊地 将宣 研究炉加速器技術部 J R R - 3 管理課

中西 龍二 建設部 施設技術課 技術副主幹

小嶋 慶大 建設部 施設技術課 主査

里山 朝紀 原子力科学研究所 バックエンド技術部 技術主席

岸本 克己 原子力科学研究所 バックエンド技術部 高減容処理技術課 マネージャー

川原 孝宏 原子力科学研究所 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理第1課 主査

4. 議題

- (1) 京都大学臨界実験装置 (K U C A) 設置変更承認申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置に係る変更許可申請について
- (3) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の J R R - 3 の設計及び工事の方法の認可申請について
- (4) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の放射性廃棄物の廃棄施設の保安規定の変更認可申請について

5. 配付資料

- 資料 1 京都大学臨界実験装置（KUCA）設置変更承認申請について
- 資料 2 STACY施設等の設置変更許可申請書について 概要説明資料
- 資料 3-1 JRR-3 原子炉施設の設工認要否判定結果について
- 資料 3-2 JRR-3 許可基準規則への対応と後段規制の関係
- 資料 3-3 JRR-3 設工認要否判定表
- 資料 3-4 JRR-3 設工認その11申請概要
- 資料 4 原子力科学研究所原子炉施設保安規定の変更認可申請について

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、第331回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を始めます。

本日の議題は4つです。まず、議題の1、京都大学臨界実験装置(KUCA)設置変更承認申請について、議題2、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置に係る変更許可申請について、議題3、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のJRR-3の設計及び工事の方法の認可申請について、議題4、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の放射性廃棄物の廃棄施設の保安規定の変更認可申請についてです。

配付資料は、議事次第に記載のとおりです。

まず、議題の1、京都大学臨界実験装置(KUCA)の設置変更承認申請について確認を行ってまいります。

それでは、京都大学より資料の説明をお願いいたします。

○京都大学（釜江特任教授） 京都大学の釜江でございます。

本日は、KUCAの設置変更承認申請、すなわち燃料の低濃縮化についていろいろ御審議いただきまして、ありがとうございます。

その中で、これまで何度かヒアリング、審査会合でいろいろと御指摘、御指導いただいているんですけども、今までのところ添付8、添8の安全設計のところ代表炉心の考え方についてこれまでもいろいろと我々説明し、また議論させていただき、またたくさんの御指摘をいただいております。

本日は、その辺を踏まえまして改めて添付書類8の代表炉心の考え方について整理をしてございますので、そのあたりを固体減速炉心及び軽水減速炉心、両方につきまして御説

明申し上げたいと思います。

それじゃ、担当の三澤のほうから説明させていただきます。

○京都大学（三澤教授） 京都大学の三澤です。

それでは、資料に基づいて御説明させていただきたいと思います。

まず、資料の流れでございますが、添付8で取り扱います代表炉心につきまして、固体減速架台につきましてどのような炉心を取り上げるかということの説明した後に、各炉心の解析を行いました結果等について御説明させていただきたいと思います。

それから引き続きまして、軽水減速炉心につきましても今回取り上げる代表炉心の考え方を説明した後に、各炉心の解析結果等について御説明させていただき、あわせて途中で行い、解析で使用しました計算手法についての御説明というのも含めて行いたいというふうに思っております。

そして最後に、以前審査会合で解析項目についての一覧表、このようなものをやるようにという御指摘ございましたので、それをまとめた表がございますので、それについて簡単に説明するというところで進めたいと思います。

それでは、資料の1ページ目から行きたいと思います。

まず、繰り返しになってしまいますが、前回、12月23日の審査会合におきまして、京都大学のほうから代表炉心の考え方についてある程度絞った炉心を代表炉心にするということをご提案させていただきました。それはそのときも資料を配らせていただいたんですが、改めてその代表炉心の取り扱うものにつきましてまとめたものを1ページ目に書いております。これについて御説明したいと思います。

まず、炉心は1種類の燃料体のみを使用した単一炉心とする。

低濃縮ウラン板とポリエチレン板からなる燃料については、H/U-235の最も大きなものとしてL5.5P、これは燃料板1枚に対して1/8ポリエチレン板5.5枚という意味でございます、それから一番小さいものとしてLL1という、燃料板2枚に対して1/8ポリエチレンが1枚ということで、このH/Uでいいますと372が最大、34が最小という、この範囲での炉心を組むということでございます。

燃料方向の軸方向には異なる燃料セルを用いない。要するに単一のものだけを使うということです。

燃料高さは30以上、50cm以下。

ただし、反応度調整のために燃料領域の高さが30cm以下の燃料集合体を2体まで使用し

ても良いが、制御棒には隣接しないということでございます。

それから燃料の周囲は3層以上のポリエチレン反射体で囲む(ただし、検出器等の挿入のためにポリエチレン反射体を挿入できない場合を除く)ということなのです。

燃料集合体の燃料領域の上下には25cm以上のポリエチレン反射体を挿入する。

減速材、反射体として黒鉛はしないということ、ただ、燃料集合体の最上部、最下部、それから炉心周囲の黒鉛領域は除くということでございます。これは炉心の特性というよりも防火対策等のために黒鉛を用いるということになっておりますので、これについては別扱いということでございます。

それから天然ウラン、トリウムは使用しないということでございます。

軽水減速炉心につきましては、炉心はC30、C35、C45、C60炉心とする。この数字につきましては、燃料板のピッチを表したもので、30というのは燃料板のピッチが3.0mm、35は3.5mm、4.5mm、6.0mmという炉心に限るということ、複数の燃料集合体は混在させないということ、H/Uは80以上247以下ということになります。規制値としては、最大値はH/U400以下ということで規定しておりますので、この範囲内での炉心ということでございます。

燃料集合体の配置は4列または5列のみとする。

2分割炉心はC45とC60のみで構成し、燃料集合体の配置は分割面に対して対称とし、分割幅は15cm以下とする。

重水は使用しないという、以上でございます。

これらの制限をつけて炉心を解析する、炉心を組むということございまして、2ページ目、それで代表炉心としては次のように設定するということでございます。

1/8インチ厚さ、または1/16インチ厚さのポリエチレン板の燃料セルとしては、そこに書きましたような6種類のパターンの燃料炉心を使います。

炉心高さは、代表炉心としては30、40、50cmということにしております。これは約をつけておりますのは、臨界調整のために若干変わってきますが、大体このあたりのものを代表炉心として取り上げます。

それから燃料の配置は断面のx方向に対して対称とし、水平断面が正方形に近い形とすると。これは臨界調整等の関係で正方形にならない場合もございますが、できるだけ近いような形を目指すということでございます。

上記の炉心のうち、最も臨界量の少ない炉心については、水平断面が正方形ではなく円

形に近い炉心についての解析を行うということでございます。

軽水炉心につきましては、C30、C35、C45、C60の燃料体で、配置は4列、5列。ここで8パターンの炉心が組むことができます。

それからC45とC60の2分割炉心では、分割幅は、2、5、7、10、15ということでございますので、ここで10パターンの炉心を代表炉心として取り上げることができます。

これらの取り上げた炉心につきまして、以下、臨界量、それから制御棒価値等の解析を行いましたので、それについて説明させていただきたいと思っております。

まず、3ページ目でございます。3ページ目から、まず臨界量、それから動特性パラメータ等の計算結果を示しているところでございます。

結果は、4ページ目からも御説明させていただきたいと思っておりますが、4ページ目の表は、固体減速架台の代表炉心の臨界量、それから動特性パラメータであります β_{eff} 、それから1の値、それから温度係数などを計算した結果でございます。

炉心の燃料セルとしては6パターン、それから高さは30、40、50cmということで3パターンということで、6×3の18パターンの炉心について代表炉心として取り上げたところでございます。

ここに記載のとおり、各炉心につきましてウランの臨界量等がそこに書いてあるようになっております。臨界量の制限値というのは申請書にも記載しておりますが、その記載値以下の値で臨界になるということを確認したところでございます。

また、 β_{eff} 、1等につきましてはそのような値になっております。これがどのように炉心によって変化するかというところについては後ほど図で説明させていただきたいというふうに思っております。

それから $\beta_{eff}/1$ の値はそこに書いてあるような値でございます。最小値としては140程度、それから最大値としては300程度というところで組んでいるということで、この $\beta_{eff}/1$ というのは炉心の中性子エネルギースペクトルを表すインデックスとしても考えられるものでございまして、このような範囲の炉心、このような範囲の $\beta_{eff}/1$ を持つ中性子スペクトルの炉心、これを組むことができるということでございます。

温度係数につきましては、そこに記載のとおり全てマイナスになっておりまして、マイナスの値になっております。あまり大きな変化はないというふうに考えているところでございます。

これが臨界量の解析結果でございます。

なお、この計算では、後で言います解析コードにはSRACコードシステムというものを用いておりまして、燃料体は均質化して3次元の炉心計算を行っているため、炉心の高さは、これはセルのパターンの数というよりも連続変数として取り扱うことができるので、ここで臨界になる炉心の高さに対応する燃料セルは必ずしも整数値になっているわけではございません。実際に整数値にしますと若干超過臨界または未臨界になるというところがございますが、大体この範囲内でおさまっているということを示すことができたというふうに考えているところでございます。

5ページ目、6ページ目は、これらの炉心の燃料の配置を記載したものでございまして、Lの5.5からL4、L3、L2、L1、LL1という形で炉心を組んでいるところでございます。

この中では、以前御説明しましたとおり、L3かL2のところが実効増倍率が一番高くなるということがわかっておりますので、このあたりは燃料体数は非常に少なくなつております。

それに対して、L5.5またはLL1というのは燃料体数の大きな炉心というところでございます。

ただし、燃料体数と臨界量というのは、これは比例しておりませんで、実際に表1を見ていただきますと、臨界量の一番少ないのは、そこにある数字のL5.5の辺りですね、その辺りのところが一番少ない数字になっておりまして、これは最小の臨界量ということになっているかと思えます。

燃料、それから制御棒の配置をこのように配置したところで、制御棒の反応度価値について各炉心について解析を行いました。

これが7ページ目からでございます。7ページ目には制御棒の反応度の解析結果を示しているところでございまして、我々のKUCAでは、制御棒の全反応度としては1プラス過剰反応度というのが制御棒の全反応度の持つべき核的制限値ということで記載されているところでございます。

先ほどの表で見ていただきましたのは、これはちょうど臨界になる、k-effイコールジャストワン(1.0)になる炉心の解析でございますが、そこに燃料体を若干追加いたしまして、過剰反応度を固体減速炉心の核的制限値である0.35% Δk まで上げた炉心というのを構成いたしまして、その炉心での過剰反応度の解析というものを行つております。

燃料は炉心に1体追加するということで、これは、飛んで申し訳ないんですが、10ページ目のところに部分長燃料体、これは燃料体の長さが通常より短い燃料体でございますが、このように炉心の下の中真ん中に1体追加することで過剰反応度が0.35% Δk にちょうどにな

るような炉心を構成して、その上で制御棒の反応度価値を計算したものでございます。

その中で過剰反応度の、反応度の印加率、添加率というものにつきましては、これは既に以前御説明したところでございますが、炉心の中性子束分布がコサイン分布であるというのを仮定いたしまして、これで制御棒の反応度校正曲線というものを、これ理論的に導くことができますので、導いて、それから微分反応度曲線を求めて、そして解析を行ったというものでございます。

なお、この中性子束分布、コサイン分布ということでございますが、ここではコサイン分布、炉心の外側に反射体節約の領域を設けて、コサイン分布はその反射体節約を考慮したコサイン分布になるということで検討しているところでございます。

各体系の反射体節約の値につきましては、炉心の中性子束分布を計算いたしまして、それをコサインにフィッティングすることによって反射体節約を各炉心について求めているところでございます。

結果を表の9でお示ししたいと思います。表の9は、各炉心、ここにあります18パターンの炉心につきまして、炉心長、この炉心長は先ほど臨界になる炉心の高さそのものでございます。

それから調整用燃料長というのは、臨界、過剰反応度を0.35% Δk に調整するために若干短い燃料を1体追加すると言いましたが、その追加する燃料の燃料体の長さ、燃料の部分の長さでございます。本来ほかの燃料に比べて若干短いものを用いて、0.35% Δk になるように調整したところでございます。

それから反射体節約、これはコサイン分布を仮定して、それを外挿することによって反射体節約を求めた値です。

これらのもとに全反応度というものを計算した結果がそこにあるような値になっております。

それから最大反応度を持つものにつきましてはそこに書いてあるような値になっているというところでございまして、括弧内の数字は我々の規制値の中で最大の過剰反応度の1本は全反応度の3分の1以下、33%以下であることとこの括弧の値が、これが33.3以下であることが求められるというところでございます。

それから、言い忘れましたが、全反応度につきましては、1プラス過剰反応度というの

は制限値になっておりますので、今の場合は過剰反応度が0.35% Δk ですので、1.35% Δk 以上あれば規制値を満足することができるというふうに考えているところでございます。

それから最後、最大反応度添加率につきましては、これは制限値0.02% $\Delta k/s$ 以下というのが規制値になっておりますので、それについても各炉心について計算結果を、解析結果を行ったについては全て制限値を満足しているということを確認することができました。

なお、最大反応度添加率につきましては、実際にはこれ臨界近傍での値というのが規制値に、核的制限値に記載されているところでございますが、ここでは制御棒の反応度添加率が最も大きくなるであろう炉心中心の位置での添加率を記載したものでございますので、実際の炉心についてはこれよりも小さくなる可能性があるというところでございます。

いずれにしましてもこれら3つの制限値、全反応度、最大反応度の割合、反応度添加率、全て規制値を満足しているということを確認することができました。といいますか、規制値を満足するような炉心を構成することができるということを確認することができました。

10ページ目は、これは上のほうは炉心の先ほど言いました部分長燃料の挿入位置で、最後、図4は、これはコサイン分布でフィッティングしたときのフィッティングのカーブをつけております。このような形で反射体節約を求めましたという例を図4に示したところでございます。

続きまして、11ページ目でございます。これは中心架台の反応度という評価でございます。

KUCAの核的制限値といたしましては、中心架台に対しては1% Δk 以上というのが求められているところでございます。

それでここで解析を行ったんですが、中心架台の反応度は炉心の燃料体数が大きいほど小さくなります。これは当然1本当たりの反応度のワースが小さくなりますので、中心架台のワースは小さくなるということですので、ここでは炉心の体積が小さいL3Pという炉心について30、40、50という高さの3炉心、それからほかの炉心については30cmの高さの炉心、これは30cmがほかの炉心、40、50に比べて1本当たりの反応度価値は小さくなりますので、これが一番厳しい場合だということございまして、これら合計8個の炉心についての解析を行ったところでございます。

中心架台は、もともとA架台では3×3の9体、それからB架台では5×5の25体の燃料体及び反射体からなって、中心架台には燃料体を最低1体含めることが設置申請において規定されているところでございます。それで、ここでは解析といたしましては、燃料体1体と反射体1体のみを取り除いた場合の反応度を求めたというところでございますが、一番炉心の大きいLL1Pについては若干それより多目に除いて反応度を計算したところでございます。

12ページ目が取り除いた燃料体、それから反射体の位置を示しているところでございまして、それぞれ炉心の真ん中の隅っこですね、その1体と、それに隣接するポリエチレン反射体を取り除いた。ただし、LL1については、そこにありますように燃料体3体とポリエチレン3体を除いたところでございます。繰り返しになりますが、実際には中心架台の大きさ、3掛ける3の9体でございまして、これよりもっと大きな領域の反射体、それから燃料を取り除くということになりますので、今回解析したのは非常に小さ目になるだろうと、実際にはこれより大きな値になるというふうに考えております。

結果を表3に示しておりますが、全ての体系におきまして1% $\Delta k/k$ 以上の規制値を満足することができるということを確認したところでございます。

続きまして、13ページ目でございます。これは炉心の形状を変更したときに臨界量がどのように変化するかというものにつきまして、例えば一般的に考えますと正方形に近いものよりも円形に近いほうが臨界量としては小さくなるということが予想されるところでございます。これは炉心からの漏れが当然小さくなりますので、その辺が小さくなるということなんですが、それにつきまして燃料体数の多いL5.5という炉心を対象に検討したのがこちらの解析結果でございます。

L5.5のその図のところ左には割と長方形に近くて、真ん中が正方形に近くて、3番目は、これできるだけ円形に近いように燃料を配置したというところでございます。我々の炉心、御覧のとおり燃料体数それほど大きなものでございませぬ。発電炉のように大きな炉心ですと円形に近いというのは炉心を組むときにそのように組むことは可能なんですが、KUCAの場合、このような燃料体数ですので、あまりきっちり円形に近いというのはなかなか組むことができないというところでございますが、このような幾つかのパターンで燃料体の形を変化した結果を表4に示しているところでございます。

臨界量を見ていただきますと、若干変化しているというところ、それから臨界量若干変化しているというところで、これを見ますと炉心1に比べて3のほうが小さくなっている、

長方形よりも円形のほうが小さくなっているというのはわかるんですが、あまり大きな変化ではない。

それから $\beta_{\text{eff}}/1$ にしましても、そこで見てくださいように、ほとんど変化しないというところがございます。このようなことであるということを確認したところがございます。

これらのパラメータについて H/U を変化させたときにどのように変化するかというのをまとめたのが 14 ページと 15 ページ目でございます。

14 ページ目の図 7 は、各炉心の β_{eff} の値をプロットしたものでございまして、横軸は H/U-235、縦軸は β_{eff} の値でございまして、ここで見てくださいと大体 H/U が 100 くらい、前後のところで大きな値、それから H/U が大きくなるにつれて小さくなっていると、このような形になるというのがおわかりいただけるかと思えます。ただ、実際にはこれ縦軸そんなに大きく変化しておりませんで、最大値と最小値の差は 4% 以下と、非常に小さい値になっているというところがございます。

それに対して l につきまして、中性子寿命につきましては H/U が大きくなるにつれて単調に増加しているというところがございます、これはスペクトルが大きく変化するというのもございますので、値としては 2 倍くらい大きく変化しているというのがわかるかと思えます。

今回組むことができる炉心というのは、大体これの β_{eff} 、それから l の範囲に入っているというものでございます。

なお、各グラフで点が 3 つずつありますが、これはそれぞれ高さの違う値、炉心ですね、これを同じところへグラフに載せたものでございます。

15 ページ目は、 $\beta_{\text{eff}}/1$ の値の変化ということで、これほぼ単調減少になっているというところ、これも l がほとんできいてしまいますので、 β_{eff} よりも l の変化で決まってくるので、このような形になっているという。

それから各炉心の温度係数というところがございますが、温度係数全てマイナス、ネガティブになっているところがございますが、若干炉心によって大きいもの、小さいものというのが、そのような形で H/U で変化しているということについて確認することができたところがございます。

なお、添 10 の解析のときには、温度係数については基本的には負の温度係数については安全側を見越してゼロになるということで解析を、ゼロとして解析を行っておりますので、

これらの値の変化はあるんですが、実際には温度の変化に対して厳し目の温度係数を評価しない、取り入れないということで解析を行っているところでございますが、それは次回以降御説明したいと思えます。

続きまして、16ページ目からがこの軽水減速炉心の解析結果でございますが、これらについて先ほどと同じように臨界量、それから $\beta_{eff}/1$ 、それから温度係数、それから軽水炉心ですのでボイド係数についての解析結果を示したところでございます。

炉心のパターンといたしましては、単一の炉心としては4つのセルに対して4列と5列という8パターン、それから2分割炉心については2つの燃料セルの炉心で4列と5列で、燃料パターンは5パターンということがありますので、最低20ケースの炉心についての解析を行ったところでございます。

若干追加したところはございますが、それについてはすぐ説明いたします。

ここにありますように、炉心の臨界量、これ制限値に記載しているものを以下になっているということを確認したところでございます。

それから表6の代表炉心の $\beta_{eff}/1$ 、それから温度係数、ボイド係数等はこのようなになっておりまして、 $\beta_{eff}/1$ は最小値が120前後、それから最大値については200くらいという値を示しているということで、このあたりのスペクトルの炉心を組むことができるというところでございます。

温度係数については、これは2分割炉心の場合は温度係数が正になる炉心があり得ます。これは表6の下線部をつけたところでございますが、C45炉心のギャップ幅が5cm、6cm、7cmというようなところで温度係数は正になるということがわかっとなります。それからC45炉心についても、ここに書いてある1係数で正になるというところがあります。これについてはまた後で、グラフで説明したいと思えます。

ボイド係数は、そのような値で全てマイナスになっているというところでございます。

なお、ボイド係数は、これは炉心の中だけでボイドが発生するという、燃料の間だけでボイドが発生するというのを考慮したものでございます。

19ページ目でございます。これは制御棒の反応度価値でございますが、先ほどと同様に燃料板を追加して軽水減速炉心の核的制限値である0.5% Δk に過剰反応度をしたときの解析結果を求めておりますので、炉心の長さは先ほどと若干異なっておりますが、考え方は固体減速架台の場合と同じで、それから判定値としては1プラス0.5ということで、過剰反応度ということで、1.5% Δk というのが判定値になります。

最大反応度を求めるときの添加率を求めるときの考え方も先ほど同様でございますが、ここでは、先ほどは全ての炉心についてコサインフィッティングして反射体節約の値を求めたんですが、ここではスペクトルの最もやわらかいC60炉心のフィッティングをして反射体節約を求め、ここは7.2cmという値ですが、求めて、これを各炉心で共通で用いたというところでございます。スペクトルがかたくなるほど反射体節約、これは長くなりますので、これは安全側の評価だというふうに考えているところでございます。

結果を20ページ目の表7に示しているところでございますが、全反応度価値、これは制限値が1.5% Δk という値になります。

それから最大反応度の値、それからそこに書いてあるパーセント、割合は、これは規制値33%という値になります。

それから最大添加率0.02以下というのが値になりますので、全てこれらの値を満足しているということを確認することができました。最大反応度添加率については、軽水炉心の場合は炉心の燃料長57cmありますので、固体よりも長い炉心になつてきますので、そういう意味で添加率は全てかなり余裕を持った値になっているというところでございます。

21ページ目、22ページ目は、計算行いました炉心の図でございまして、ここではC45についてのみ書いておりますが、C60等につきましてもこれとほとんど同じような、似たような炉心形状の配置になっているというところでございます。

次に、23ページ目でございます。23ページ目は、これは軽水減速架台にはもう一つ、核的制限値といたしましてダンプ排水の反応度、すなわち減速材である軽水を全て排水したときの反応度というのは評価するようになつてしまして、核的制限値は、これは1%以上であることが求められているところでございます。

今回は全部なくすという計算ではなくて、上のほうの上部の水反射体がなくなっていくときにどのくらい反応度がきくかということで、燃料のミート部から上を全てなしという形でして、水が上からだんだん下がってきたというのを想定しているところでございますが、ミート部の上まで、上以上の水、要するにミート部までは水につかっているんですが、それがなくなったときの解析というのを行ったところでございます。

これについてはスペクトルのかたい炉心とやわらかい炉心、それから2分割炉心を取り上げたところでございますが、全て1%以上というふうになつてきます。当然反応度は水、これよりもっと抜きますので、これよりもっと大きな値になりますが、少なくともこれだけ水を抜いただけでも規制値を満足することができるということを確認したところござ

います。

これらの結果をまとめたものが24ページでございまして、結果と申しますか、先ほど同様に β_{eff} とか β の値をまとめたものが24ページでございまして、単一炉心の β_{eff} 、それからこれは H/U に対する変化というところですが、最大値と最小値、これ2%以下と非常に小さくなっております。

単一炉心の β という値もそのように単調に増加して、また単一炉心の β_{eff}/β というのは25ページの図14のようになっているというところがございます。

温度係数につきましては、C45の温度係数を示したものがそこでございます、C45の5列というものの温度係数はこのように分割幅に対してこのような変化をするというところでございます、分割幅が4~7cmくらいのところ、ここでは正の温度係数になるということがわかります。4列のほうが横長の炉心になりますので、温度係数としては小さい値になると。小さい値と申しますか、中のギャップの影響が少なくなりますので、4列のほうが小さくなるというところがございます。

先ほど取りやめる炉心としては2、5、7というふうに言ったんですが、この45の温度係数を調べるために4、5、6、7と幾つか炉心を追加して解析を行ったところがございます。

以上、各炉心の反応度増解析結果でございまして、最後、26ページ目でございますが、これ反応度の計算の方法について若干確認したことについて御説明させていただきたいと思っております。

臨界量、それから反応度温度係数、ボイド係数等の解析は、これはSRACコードシステムというものを使っております。JENDL4.0に基づいたものがございます。

これは衝突確率法により燃料集合体の均一化定数を作成し、その定数を用いて拡散計算コードCITATIONによる3次元の計算を行ったというところがございます。

制御棒の反応度では、これは内部黒体オプションというのをを用いて制御棒を内部黒体として扱い、熱エネルギー領域において制御棒表面での中性子束の微係数を与えて反応度の解析を行ったところがございます。

その全反応度の実験と計算結果について示したものが表9でございます。これ当然実験は、今回行った低濃縮はまだ実験値がございませんので、高濃縮ウランの炉心の実験結果というところがございますが、今回使った制御棒の表面の微係数の値、それをそのまま用いて幾つかの炉心について解析を行ったものは表9でございます。これはEE1というかなりスペクトルのかたい炉心からE3炉心という、通常高濃縮では一番やわらかい炉心なんです

が、これらについて全反応度の実験値と計算値、今回の手法による計算値をしておりますが、C/Eはそこにあるような値になっておりまして、多くても15%という精度になっているところがございます。

それから表10、11は、今回の低濃縮炉心についてSRACコードシステムとは別にモンテカルロ計算コードでありますMCNPを用いて全反応度の計算を行ったものでございまして、全反応度、制御棒を全引き抜いた状態でのk-eff、それから全制御棒の反応度の値をMCNPとSRACコードシステムと比較したものでございまして、L3炉心というスペクトルの比較的やわらか目の炉心についての値がそのような値になっております。k-eff、反応度ともに比較的よく一致しているというところがございます。L1Pという、これもかなりスペクトルかたい炉心になるわけなんですけど、これについても同様に比較的よく一致しているというふうに考えているところがございます。

今までの我々の高濃縮ウランの炉心で実験値と解析値がどのくらいの精度で合っているかというところがございますが、これは26ページ目の一番下のほうに書いているところがございますが、例えば今年度実施した新炉心での制御棒の反応度のモンテカルロ計算コードによる解析値と、それから実験値のC/E、今回1.17という値になったところがございます。このような値ということでしたので、今現状わかっている炉心についてこのような値でしたので、今回解析を行いました表9の値の精度というのは十分に今後の利用、十分に解析の精度としては満足、十分な精度になっているんじゃないかというふうに思っているところがございます。

以上が全体の説明でございまして、最後に、補足資料と書いております各炉心の解析項目というところを示したところがございます。

これほとんどについては全ての今までのところで説明をしているところがございますが、まず1番目の炉心構成条件、これは先ほど書いたような、我々今回かなり絞った炉心を解析いたしますので、それについて行います。

反射体についての条件というのも書いておるところでございます。

ここに書いておりませんが、軽水は、もともと水を大量に使って周り集め、使うということですので、軽水は今までどおり無限反射体厚さということになります。

核的制限値についてもこれら全て満たしているというところを確認したところがございます。

4番目の項目についても、これはこれらの炉心を行うということですので既に説明いたしました

た。

それから最大炉心の体積というところでございますが、これについては水平断面の形状の違い等についても考慮いたしまして、それから最小炉心については、これはウラン重量が最小になるのは先ほど申しましたように、そこにあるようなL5.5とか、そういう炉心がほぼ最小になっているというところでございまして、軽水減速炉心ではそこに書いてあるようなC45の炉心ですということです。

最大本数に対する炉心条件ということで、最大の本数になるのはそこにあるような炉心であるということです。

それからウラン装荷量、これも先ほど御説明したところで、表の中に入っているところでございます。

それから9番目の範囲、これも今回かなり絞ったところでございます。その絞った範囲というところでございます。

10番、11番、今回ゾーン型は構成しませんので、これは省略します。

それから反応度の係数、ボイド係数、遅発中性子、即発中性子寿命、それから動特性パラメータ、 $\beta_{\text{eff}}/1$ 等については、先ほど示したとおり、グラフで示したとおりの値の範囲になっているというところでございます。

最後のページでございまして、制御棒の全反応度、最大反応度価値、それから添加率等についても満足していることを確認したところでございまして、解析手法についても既存の炉心の解析結果との比較、それからMCNPとの解析結果の比較等を説明いたしまして、今回の手法で妥当性を確認したというところでございます。以上です。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○三好チーム員 原子力規制庁の三好です。

今回添8に関して固体減速架台、それから軽水減速架台、2種類のものについて一連の結果が出てきているというふうに思うんですけども、ここでまずこちらのほうで指摘したいのは、最後に御説明があった制御棒の価値についての誤差についての考え方について少しコメントしたいと思います。

26ページにその誤差というか、その計算の方法についての信頼度というのをどういうふうに考えているかということで、モンテカルロで1.17、17%程度あると。この資料にもありましたけれども、CITATIONでの結果が最大15%だということで、実験上十分な精度だという、そういう認識でいるという御説明だったわけですけども、こういうコードについて

の適用するに当たっては検証をいろいろケースを多くして全体的な精度としてはその精度を小さくするとか、いろんな方法はあると思いますけども、今現在京大から出てきている、いわゆるこの計算の方法についての検証というのは、今回の資料でいえば27ページのところでC/Eが、表9ですか、のところで1.15とか0.96とか、こういうことになっていると、そういう状況なんですけれども、この検証としてこのぐらいの情報が与えられているということ前提にすると、制御棒の反応度についてはもっとやれば合うものもあるかもしれませんし、場合によってはもっとこれを超えるかもしれない。少なくともこのC/Eの15%程度はこの評価全体において考慮して、それをもって余裕を持った形の解析結果を示すべきだというふうに思うんですけども、まずその点いかがでしょうか。

○京都大学（三澤教授） 京都大学の三澤です。

まず今回のこれは実際の炉心を本当に組むときの解析結果というわけではなくて、今現在こういう炉心を組むことができるというところをこの設置申請の中で示すとこの目的で解析しているというふうに理解しているところでございます。

そのような中で実際に炉心を組むときは、もう一度これ当然全部詳細計算、多分モンテカルロになると思いますが、で解析をし直して、当然そのときは実際の燃料のスペックですね、ミルシート等をもとに、それからその誤差等をもとに解析をするというところでやるところでございまして、今回のこのたくさんのサーベイ検査やる中では、こういう手法をとらざるを得なかったということをやるところでございまして、今のところで全反応度につきましては、これを見ていただきましたように、こうやってほとんどの炉心でもう全て十分な余裕を持った反応度というのはとれているところでございまして、実際組むときは、繰り返しになる、前も説明いたしました、実際に所の安全委員会等でそれまでの実験の成果、実験の誤差等を考慮した上で評価した結果を審査いたして実験をするという、実験の手順を組むというところでございまして、今のこの現在の段階ではこのあたりの精度というところで十分な精度を持っているんじゃないかというふうに思っているところでございます。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

誤差に対する考え方がかなり、直接的にいうと甘いんじゃないかという印象を受けますね。後段規制でモンテカルロでやるから、ここではその誤差は一切考慮しなくていいという考え方というのは成立しないと思います。実際に15%、今のところは15%も過小評価する場合もあるという、そういう計算方法をもって評価をしているわけですけども、例えば

この9ページの表2について、全反応度、核的制限値である全反応度、それから最大反応度の割合、これは3分の1ということで33%、それから最大反応度添加率、これは0.02% $\Delta k/k/s$ ですけれども、最大反応度添加率についてはもう上限値がその結果として出てきていると。誤差を入れれば当然これを上回る値の今の計算になっていると。最大反応度添加率についても約33%に対して32とか、もうほとんど3%程度の余裕しかない結果が出ている。全反応度につきましても、この固体減速炉心については1.35以上ということなので、その誤差を含んだ上で1.35を上回っている必要があると。そういう解析結果を出すのはこれまでの、これまでというか、安全審査の段階での評価結果の要求であって、全反応度についてはこちらでも少し試算をしましたが、最低15%というのを前提にするとこの半分が1.35%を下回るという結果の表になっているわけです。ですからその分はこの制御棒の反応度価値については、炉心配置の適正化ってものがあるわけですから、その誤差を見込んだ形で核的制限値を満足する、そういったケースを示していただきたいというふうに思います。いかがでしょうか。

○京都大学（三澤教授） これはどこまでそれをやればいいのかというところかと思うんですが、これはいかななものなんでしょうか。

これは規制庁さん側の皆さんのほうの総意なのかというところが気になるところでございますが、そういう御意見があるというのは承知したところでございますが、今のこの設置変更の安全審査の中で、設置変更申請書の中でどこまでそこを評価するかというところについては、我々そこまで今の範囲で必要ないということ考えてこういう形の計算結果を、必要ないと言ったらおかしいんですが、十分な今の精度で満足できるというところを判断してつくったところでございますが、そのあたりのところ解析結果について全て、例えば15%というのを満たす形で全て要求されるのかということなんですが、これはいかがでしょうか。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけれども。

設置変更承認で、許可の場合、ほかの例なんかで申し上げますと、当然シミュレーションはシミュレーションで若干の誤差があるということは、それはわかっていますと。それと、設置変更許可承認の段階においては、実現可能性と言ったら変です、約束事、昔は宣言ということで、これこれを満たす設計とすることだったのかもしれませんが、それではなくて、おおよその、工認だとか保安規定の段階でそれはばしっとやってもらいますけれども、許可の段階ではその宣言に成立が十分可能であるかということを見ていき

ますということで、そんな工認、保安規定の段階での必ず確実にという段階ではない、ほどではないですけども、ある程度の成立性がある、宣言にむちな宣言ではないということを見させていただきます。

そうするとその誤差がどれくらいあるのかどうかというのは、これは、程度の問題になってしまって、十分に大丈夫であろうというのをどれくらいで見るかということなんですけれども、私が見させていただいて、この1.36、例えばですよ、例えばこの1.36というものが、これじゃ、これ誤差、仮に1割ということにすると、本当、わかんないですよ、何%あるか、真の誤差というのはわからないんですけども、真の値と1割程度の開きがあるというふうに考えた場合に1割だと1.23になってしまうので、それは我々の今までの経験値からいうと1割というのは、十分成立性があるとは言い切れないかなというところなんです。本当のこの制限値のところとはぎりぎりなんで、最後は使用前検査で確かめましょうとか、最後は工認のところで精緻な計算しましょうというのはよくあるんですけども、1割、誤差を含んで判断値を1割程度開きがある、割り込んでしまうというものについては、今までほかの審査で見ても少しそこは、何ですか、適切、成立性あり、十分なバックグラウンドがあるとは言えないと思います。

○京都大学（三澤教授） ありがとうございます。今の考え方、承知いたしました。

そこで、じゃあ、誤差どのくらいで評価する。今例えば10%って一言、例えばそういうような値だったんですが、例えば今のところ我々のとこで先ほど言った15%というのは一つの誤差の目安かなというふうには思っているところでございますが、これを基準にしてということという考え方でしたらよろしいのでしょうか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

今ありましたように、要するに誤差を許可の段階では考えないで、要するに後段で詳細計算を、それを確認すると、そういう考え方はないと思います。これは個人的というか、今までのそういう誤差を無視した、考慮しないで、とにかくノミナル値で許可段階では判定をするということは技術的にあり得ない話なんですよねと思います。

今15%か10%かという、そういう話がありまして、京大のほうから、こういった一つの検証結果として15%違う結果が一つ出てきているので、それだけの情報でもってすれば少なくとも15%ぐらいは見た形での最適化というのは必要であるし、その15%というのは1ケースだけ出ていますから、これも本当にその15%でいいのかという話がありますから、本来は、当然、京大でこういった制御棒のワースだとかいろんなベンチマーク計算はある

わけですから、これについて多数ケースをやって、多少、何かの原因で外れて大きな値も出る場合もありますけども、複数ケースを検証して、それについて何%を見ればいいたろうという、そういう判断ができるはずなんですけれども、そういった情報が出てこない限りは今実際にやってみた形での外れた割合というものを見る必要はあるんじゃないかと。非常に検証ケースを選定して、それに対するベンチマーク計算を、一つの方法を一貫してとって、例えばそれが3%程度で入るといって、そういう精度の高い計算方法であれば必ずしもその1割を見る必要はないし、多少余裕を見て5%と、あくまでそういう誤差を評価するという手順が重要なのであって、それをなしに誤差を見ないという考え方は技術的にないと思います。それはもう非安全側になる可能性を容認するのと同じですから、そういった点は誤差を考えないで許可の段階では目安としてという、そういう考え方は考え方を改めてほしいというふうに私は個人的には思います。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけど。

今こちら側で言ったことをもうちょっとかみ砕いて言いますと、通常であれば実験がいろいろあって、計算もいろいろあって、この計算コードというのは大体何%ぐらいの誤差がありますという評価があって、大体その許可の審査のところでは、まずコードについての検証議論というのをやるんです。そこのこういうコードというのは実験結果と比べて大体これぐらいの差があるという傾向なり、それ大体のこれぐらいの誤差があるというのをまず評価をします。その誤差というか、不確かさですね、誤差と言うとややこしいんで、不確かさの範囲はこれぐらいですというのがあって、じゃあ、その不確かさの範囲を考慮しても設計をやって評価値と満足しているかどうかという議論をやります。

今うちのほうから言ったのは、その前段階のほうですよ。前段階のほうのKUCAで多分今までこういう実験とSRACなりCITATIONなり用いた場合の計算結果とどれぐらいの開きがあるかというような不確かさみたいなのが多分持っていられるのだろうと思うので、ですからそういうのでSRACコードシステムという評価はこれぐらいの不確かさ含んでいます、実験結果とこれぐらいの開きありますというのがあったら、じゃ、それを若干上回る程度の不確かさを考慮すればいいんじゃないかと、そういうことですよね。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

御指摘のこと理解いたしましたので、それについてはもう一度検討させてください。申し訳ないんですけど。

○三好チーム員 計算誤差については、今の点については、この会合の最初の質問の中に、

この評価についての信頼性、それから誤差についてどういうふうに考えるかということ質問として出していますんで、ある意味でそれについての回答がないままに今こういった多くの計算が出されてきたというふうにこちらでは認識をしているんですよね。ですから何%にするにしろ、それはいわゆる検証の次第だというふうに考えていただきたいと思います。いろいろなこれまでの実験値なりで検証されていて、ある程度誤差が評価できるということであれば必ずしも15%をとる必要はないということだと思います。

○京都大学（三澤教授） 誤差の評価ということも含めたところは、こちらとしては先ほどの表等で誤差の評価というのをやったつもりでいたんですが、まだ、どうもそれが不十分だったということですので、それについても検討させてください。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

中身がたくさんあるので、幾つか区切って御質問させていただきます。

制御棒の誤差については今の点で検討いただければと思うんですけども、今日というか、反応度価値を評価するその結果としての結果が中心架台について示されたわけですけども、この中心架台というのは原子炉停止系としてスクラム時に落下するというので、1% $\Delta k/k$ 以上だという、そういった制限があるわけですけども、これ今回の11ページに示されている結果ですけども、実際は3×3あるいは5×5というのがあるということですが、それを小さく見るためにこのこういう12ページの図の5のような体系でやったということですけども、こういう最低限このぐらい以上になりますという御説明はいいんですけども、実際に落ちるのは3×3あるいは5×5なわけですよ。ですから、まずその中心架台についてどのぐらいのワースを持っているのかというのを押さえる必要があるというふうに思っています。その上で安全側の評価でこれだという、そういう説明をしていただきたいと思う。

あともう一つ、特に図5の2掛け3のような体系については結構な空隙ができますので、本当にCITATIONで合っているのかという、そういう疑義も、懸念も持ちます。したがって、この体系については、こういった方法でミニマムの値を確保しているという説明をされるのであれば一番大きい体系での詳細計算コードとの比較検証をしていただきたいと思いませんけども、いかがでしょうか。

○京都大学（三澤教授） まず、前半のところなんですけど、ここも考え方の問題だと思うんですけど、確かに我々のところ3×3という非常に大きな体系、また5×5という体系を分割す

るところなんですが、その中で最低でもこれだけ落とせば規制庁満足するので、当然実際はこれよりもっと大きくなるという考え方でこれをさせていただいたんですが、それがだめだというのは、私は理解できないんですが。要するにここよりも増やせば当然大きくなるというのはもう物理的にすぐわかりますので、先ほどの今の段階で設計できるということ、当然誤差も含めてということなんですが、中ではこれをこれより大きくなるということを確認することでここは十分ではないかというふうに思うんですが、いかがでしょうか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

安全側の評価という意味では、この小さい炉心での小さい1×2とかいうことでありますけども、なぜそういうことをするのかというのが逆にわからない部分もあるんですよ。実際に3×3とか5×5の中心架台というのは、こういう落ち方はしないわけですよ、物理的に。1×2というようなこういうところの落ち方はしないわけですね。それをわざわざ、ミニマムで今の中心架台についての条件がこれだからという、そういう御説明は趣旨はわかりますけども、それはそれでの評価を使うということでも結構ですけども、それは認めるとしても、実際に、3×3あるいは5掛け5、KUCAのいろいろなこれまでの御説明を聞いていると5×5の中心架台が落ちるとするのは炉心の体数というのがせいぜい30体とか40体で、それに対して5×5の場合は5×5で25体、そういった空隙が実際にできるわけですよ。そういう体系に対して拡散コードでそういうエアの、それだけのエアの部分についての評価が本当にされているのかと、そういう懸念が一方でありますので、前半のこの体系で1%を超えてるということは、それは一つの考え方として認めるとしても、ここにありますような2×3のような炉心、あるいは実際に5×5、実際の中心架台が落ちたときのために本当にそのCITATION (SRACコードシステム) が再現してんのか、その考え方として先ほど制御棒についてはモンテカルロと同じような値だということをもってして誤差評価だという説明がありましたけども、この中心架台についても架台が核的制限値の重要なものですから、その評価の方法というのが妥当なのか、ある程度の信頼性が持てるのかということは確認する必要があると思いますので、ぜひ、例えばLL1の炉心で3×3あるいは5×5、実態として落ちたときにこの中心架台というのは、どのぐらいの反応度を持つのかということを示していただきたいと思いますが、いかがでしょうか。

○京都大学 (三澤教授) 先ほど言いました、LL1の御質問については、それは承知いたしました、モンテカルロ等でやるというのは。

ただ、もう一回確認なんですけど、3×3の落ちるというのは、実際、3×3のところに9体燃料が落ちて、入って落ちるといふ、こういう炉心を組むことはありませんで、ここにあるように隅っこのほう、炉心を組む関係で、例えば燃料体を3体だけ載せて、残り6体を反射体にするというようなところで作るようになっておりますので、そういう意味でこのモデルという、この黄色で囲んだところ、これはまさにこれ実験の体系のあれを即した炉心の体系になっているというところがございます。ですからこのところで十分な反応度を持つということの評価すれば、これで中心架台の反応としては十分ではないかというのは、繰り返しになりますが、そのように思っております。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

LL1のものについては、実際に落ちるといふのはもちろん承知しています。実際はこれよりももう一つ上のものが落ちるといふことになるんだと思うんですけど、そうではないんですか、要するに。

○京都大学（三澤教授） そうです。

○三好チーム員 そうですね。ですから私のお願いしている趣旨は、実際の物理的に落ちる、かなりの空隙ができる中心架台ですから、それについてはモンテカルロとここで使っているCITATIONとの比較をお願いしたいということでございます。

○京都大学（三澤教授） 確認なんですけど、それ全部炉心やる必要はないとは考えますが、いかがでしょうか。

○三好チーム員 全部やる必要はありません。要するに大きなこのLL1でそういったものを示していただければと思います。

それから別の点について、固体減速架台についてお聞きしたいと思います。

まず、この過剰反応度調整するための調整用燃料棒ですか、これについては何ページかに2ケースぐらい絵がありましたけれども、あとその調整用燃料棒がどういう炉心高さを持っているかという、燃料高さを持っているかというのは表にありましたけれども、これは最終的なあれですけども、具体的に計算のケースというのはいかなる体系としては、何というんですか、不足しないように示してもらいたいということで、この調整用燃料棒については全炉心についてどういうところに配置をしているのかというのがわかるようにしていただきたいと思っております。これは記載だけの問題なので、ここでは詳しく述べませんが、炉心の条件がはっきり、不明な部分がないような形で条件を示していただきたいというふうに思います。

それから今日最初に出していただいた、初めて出していただいた軽水減速架台についてですけれども、これについても先ほどの評価手法の妥当性があるのかないのかということに関して、軽水でのこの制御棒についてのC/E、これを何かしら実験値なり等の測定値があると思われまますので、その辺でまずこの誤差のほうについての評価を固体減速架台と同様にさせていただきたいと思えます。結果を見ますと軽水減速架台のほうは、先ほど御説明ありましたが、余裕があるということで、議論になるようなものは少ないかとは思いますが、いずれにしてもこちらも同じような扱いが必要だというふうに思えます。

それから排水のダンプの効果についての評価が今日出てまいりましたけれども、評価の条件、これも、28ページですか、23ページですか、23ページの表8にありますけれども、ここでは炉心上部までのところが裸になると、要するに炉心上部まで水が、水位が下がればどの程度入るかということで計算されているわけですが、これも、先ほどのあれじゃないですけども、表8の一番下の5列ですか、C60Gという、これだと1.04とか結構小さい値が出てきているわけですね。ですからこういったものについては、この体系の、単純な体系なのかもしれませんが、体系で4%以下の信頼性があるということがないとこれについても十分制限値を担保しているということにはなりませんので、その辺は考慮していただきたいということと、もう一つは、また先ほどの議論と重なりますけど、あえてこういう60の有効長の上限のところまで来た水で表現をするというところが、ここは繰り返しになるので言いませんけども、どうしてこういう部分的なもので評価をするのか。これは先ほど最低これを満たしてればいいという考え方なのかもしれませんが、これにしてもかなり小さい値、パーセントが出ていますので、もう少し十分大きいんだという結果を示していただいたほうが、あまり誤差がどの程度かというような議論が入らなくてもいいケースにもなるのかとも思いますが、その辺はいかがでしょうか。

○京都大学（三澤教授） 幾つかありましたんであれなんですけど、先ほどの、このところ、先ほどと繰り返しになりますが、水がこれより抜ければもうこれ以上負になるのは、もうこれ物理的に明らかですので、これ1%というので十分だろうなということでこれをやったところでございますが、確かに先ほどの誤差の話でいきますと、これをもうちょっとということになりますので、それは検討いたします。

ただ、もうもっと大きくなるのは、これは明らかです。もう物理的に明らかです。

○三好チーム員 あともう1点、今のダンプ排水のことで、これは天井のところ議論になると思うんですけども、その排水する速度というのが制限がある程度リクワイヤがある

と思うんですけど、その辺との関係はこの解析はどういうふうになっとりますか。

○京都大学（三澤教授） ダンプのスピードは制限ありますが、反応度に対する制限値はありません。1%というのが制限値になっています。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

そうすると事故解析では、そういったところは特に直接関係する特性にはなっていないというふうに考えてよろしいですか。

○京都大学（三澤教授） 事故解析のときは固体減速架台もそうなんですが、中心架台、またダンプ排水は壊れて動かないということを仮定しておりますので、制御棒だけでコントロールできるということですので、排水のスピードというのは今そこでは考えてないというところがございます。

○三好チーム員 その点は了解しました。

規制庁の三好です。

その評価の結果についての特性を示してほしいと、そういったコメントを続けてしてるんですけども、いわゆる反射体節約、反射体節約については当初固定の値を使っていましたけども、……分布の評価を使った形でそれぞれ評価をして、反応度制御速度だとかそういったものに使うという形になったわけですが、軽水減速では高さは確かに固定なんですけども、ここで使ってる値というのが今、代表炉心として出ている値として一番厳しい値になってるとい、そういう御説明でしたけども、これについてもそういうことを決めたバックデータというか、エビデンスを出していただきたいというふうに思いますけども、いかがですか。

○京都大学（三澤教授） スペクトルの一番やわらかい炉心、これスペクトルはやわらかいほど当然反射体……小さくなりますので、そのように判断してやったというところがございますが、ほかのデータをお見せしろということであればその値も示して、最終的にこの一番安全側の値を使ったということをお伝えしたいと思います。

○三好チーム員 じゃ、それはお願いいたします。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

本日の京都大学からの回答で、最初の冒頭で1ページのところで、前回の審査会合との関係もありますけど、今回の炉心をちゃんと制限するというので、ここでまず炉心を単一炉心にするとか、H/Uの上限、下限を決めるとか、その炉心の高さを決めるとか、そう

いうことは約束していただいたと思います。

今度はそれについてのまず添付8は、炉心の計算を確認する必要がありますので、この設置許可の段階でちゃんとその制限値を満たす炉心が組めるかということの説明をいただく必要があると思います。その中で、先ほど誤差の考え方というのがありましたので、それについて回答を次回していただきたいと思います。

あとそれ以外の、例えば先ほどの軽水架台の炉心の計算については、その条件が、まだ足りないようなものもありますので、それについての追加的な炉心の説明をしていただきたいと思います。

それを踏まえて代表炉心の設定が妥当かということを確認させていただいて、次は、その添付10の評価になりますけど、そのベースとして情報が足りているかということを確認していきたいと思います。

○京都大学（三澤教授） すみません。今、軽水の条件が足りないと言われたんですが、どのことでしょうか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

例えば、先ほど、炉心の高高さによって変化するというので、違う高さとか、中性子スペクトルについても説明を加えるということをお返事いただいたと思いますので、それについて。

○京都大学（三澤教授） 高さは変化しません。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

中性子スペクトルのほうは変化すると思うんですけど、そういう足りないところについては説明をお願いします。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

反射体節約のことですか。反射体節約のことですね。

○戸ヶ崎チーム員 そうです。

○山中委員 どうぞ。

○三好チーム員 じゃあ、今の関係で足りないところというのは何かということがあったんで、確かに水位は軽水はもう固定だということではわかっているんですけども、例えば21ページとか、22ページに軽水の体系がありますけども、これを見ただけでは、要するに臨界体系というのはどういうものなのかというのはよくわかりませんよね。端のほうに燃料板が少し余分についていますけど、これ要するに何体で臨界になっているのかというのが

どこかで読めるんですか、この図で。

○京都大学（三澤教授） 何体といたしますか、燃料板はこれですね、1枚ずつ追加してやる形になりますので、ここの色のついたところがまさにこれ燃料板の入っている領域をほぼ示したところですよ。すみませんが、燃料フレームと書いたのとあるんですが、燃料フレーム、例えば一番左上のC45G0(4列)というところでいいますと、フレームのからのところと色のついたところがあります。これ燃料板が一部のみ入っていると。燃料板が一部まで、ここまで入っているということで、この領域結果に合わせて大体入れたというところでございます。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

ですからこういう絵だけでこんな感じだよということじゃなくて、燃料板が何枚入っているのかというのをこういうレポートだったら出すべきだと思うんですよ。ですからそれをもし書いてないんだったら示してください。

それと同様に、これは今、臨界状態でのものですけども、この軽水も過剰反応度を足すということで、またさらに燃料板を一部足して、それでその過剰反応度を0.5%にしているんだと思うんですけども、その固体減速架台で調整用燃料棒の仕様なり位置を明確にしてほしいといった同じ趣旨で、その調整用燃料棒というのはどこに入って過剰反応度を0.5%にしているのかと、そういうところが計算の報告としては不足していると思いますので、検討していただきたいと思います。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

燃料板の枚数、こうして臨界量はここに記載しておりますし、燃料板の枚数というものの、その意図があまりよくわからないんですが。炉心の大きさということであればむしろそのほうが重要な情報じゃないかと思っておりますので、ここのもしあれでしたら、ここの体系の、先ほど固体減速架台のほうでは長さという形で出していましたので、こちらも炉心の長さという形で書かせていただこうと思っておりますが、いかがでしょうか。そうしますと固体と合いますので、そろいますので。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

要するに容易にその体系が、読んでいる人間にとってどういう体系なんだということがわかるようにしていただきたいということです。要するにそういうのを一つ一つ、1体の燃料体で割らないと何枚入っているのかわからないって、それでもいいということであればそれをあえて書いてくれとは言いませんけれども、基本的にこういう炉心のものとして

は絵だけでその条件を読んでほしいというのは情報としては足りないんじゃないかという、そういう印象を持ちますけど。

○京都大学（三澤教授）　じゃあ、燃料板のサイズという形で書かせていただきたいというふうに思います。そうしますと今、繰り返しになりますが、炉心の大きさというのが軽水、固体減速架台のほうもそういう形で書いていますので、そういう形で書いて、わかるようにするという形にしたいと思います。

○小野チーム長補佐　規制庁の小野です。

今日の議論を聞いていく中で、少しこうしていただいたほうが、審査が円滑に進むんじゃないかと思ひまして、話をしたいと思います。

まず、今日いただいた、こちらが出した指摘にそのまま答えて計算をしてこられないほうがいいんじゃないかと思ひまして、段階的に少し整理をしていただいた上で、もう一度会合で議論したほうがいいんじゃないかと思ひます。

まず、解析コードの不確かさといひますか、誤差という言い方なのか、どっちか適切なのか、……だと不確かさと、こう言っていますので、まずそれがどのぐらいのものがあるんだろうかというのをこれまでの実験データから示していただいて、我々把握すると。

じゃあ、その上で、どういう条件を設定して次に計算をするんだろうかという、その方針を決めていただきたいと思ひます。

それからあと、じゃ、幾つかの炉心制限をかけてきましたけども、じゃ、そのどこを、どれについて計算をすればいいのかと、じゃあ、包絡関係はどうなっているかというところをきちんと整理を示していただいた上で、ここと、こことここについてこういう条件で計算をしますというのあわせて出していただきたいと思ひます。

それで合意してから、次のステップに入っていけばいいんじゃないだろうか、いいのかなというふうに思ひます。こうしていかないと、多分議論がかみ合わないでいくと、またもったいない、時間的にもったいないこととなりますので、そういう方針をまず示していただいた上で、一度議論させていただければなと思ひます。

あとあわせて、今うちの三好から言っていた話もわかるどころというのがあるので、どういう条件で解析、計算をしたかということについて見て、条件としてこういう条件なんですよというのわからないと、どこかにひもといひていけばデータあるのかもしれませんが、それを見ようとするのはなかなか時間がかかるので、計算条件として重要なものは、書いていただくということをしておいたほうが双方にとって合理的なんじゃないかなと。

言い忘れたんですけど、どういうケースを設定するかというところについては、説明文というのは非常に重要になってきますので、その説明文というのを、丁寧に書いていただくと双方の理解が深まるのではないかというふうに思います。以上です。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

どうもありがとうございます、コメントいただきまして。

確認、今のことで一つ確認させていただきたいんですが、炉心を今回制限をいたしまして、解析、代表炉心ということでこのようなもの取り上げたということでさせていただいて、ここからもう一回代表炉心を選定し直すとなると、またこれ話になりますので、包絡という言葉先ほどございましたので、確認させていただきたいんですが、今回炉心の、例えば固体減速架台ですとセルのパターンを幾つか決めました。炉心高さも幾つか、30、40、50とやったんですが、実際にはその間の35とか45というのはそれで包絡されているというふうに考えておりますので、炉心のことについては一応これで固体減速については今これからやろうとしてるところは包絡されてるというふうに考えておりまして、軽水炉心のほうもピッチを固定しまして、列も固定しまして、分割炉心というややこしい炉心については範囲を決めて、その中で2、5、7、10、15と、そういう幾つかのパターンをやって、それで全体を包絡させるということで、代表炉心のとり方についてはこれで一応今の……。制限をかけるものに対して解析を行う代表炉心については、今これで包絡されているのではないかというふうに考えているところでございますが、いかがでしょうか。

○小野チーム長補佐 規制庁の小野です。

包絡という言葉に多分ひっかかってしまいまして、今、三澤さんのおっしゃるとおりで結構でございます。

○京都大学（三澤教授） ありがとうございます。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

今の点が次回そういう計算条件なり考え方なりが示されて、そこで合意をして計算に入るという段取りになろうかと思っておりますけども、添8についてはその辺が合意して計算結果が出ればそれは判断すればいいと。

同時に、その後は添10ということになるわけですけども、添10が場合によっては近々出てくるということであれば、2点だけ、添10を計算というか、説明する上で情報として与えていただきたいのがあります。

1つは、いわゆるKUCAの固体あるいは軽水減速架台、これの臨界……、運転手順について詳しくまず御説明していただきたいと思います。要するに制御棒をどういう形で抜くか、あるいは今日問題に、少し議論になりました中心架台というのはどの時点で入れるのかとか、そういった、いわゆる反応度の変化をさせて臨界に到達して、場合によっては臨界を超えると、その辺の手順について御説明をいただきたいと思います。これは添10のシナリオが今のもので十分か、あるいはシナリオでの解析条件がこれでいいかということの判断をする上で、その手順というのが、まずノーマルな手順というのが必要ですので、それについて、そんなに時間をかけていただかなくて結構ですけども、どういう形で計算を行うかと、計算というか、実験を行うかということをもまず保安規定なり下部規定のあれに従った内容を示していただければと思います。

もう1点は、添8の代表炉心の話がありましたけども、添10についてもこの同じシナリオでも解析条件としてこれが一番厳しくなるということを示していただきたいと思います。申請書では基本的にこういう解析にしたという条件が示されていて、その結果があるわけですけども、当然同じシナリオであっても例えば、これも説明はされている部分はあると思いますけども、初期条件、初期温度は何、あるいは添加率なり、こういったものが今、申請書として代表炉心に対する自己評価を行う上で厳しくなっているということを御説明のときにあわせてそれでいいということを示していただきたいと思います。そうしないとまたその計算条件のところではいろいろほかのものもあるんじゃないかというような議論になりますので、まず今、申請書に書かれている添8、添10の解析条件が最もその運転の範囲で厳しい条件になっているということを説明しながら結果について示していただければと思います。この2点お願いしたいと思います。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

添10の説明のところでそういうようなこと注意して説明するようにいたします。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

どうぞ。

○京都大学（釜江特任教授） 京都大学、釜江でございます。

この件は、私も申請当初から、専門が違うので中身詳細なところは少し理解できないところがあるんですけども、我々もさっきチーム長の山形さんから最近の安全規制は変わっていると。こうこう設計するのではなくて、それが実現可能なかどうかというところをちゃんと把握、理解、審査した上での承認だと。それも我々も最近の審査を受けて理解して

ございまして、それで当然核的制限値も、保安規定で規定してるから、ある程度のところはそこで拘束されるというようなことも今まで運用してきましたけども、最近そういう規制の枠組みだということもあって、我々も今回はその代表炉心も、もう使うものだけに絞った形で議論をしてきたという中で、その誤差についても所の中にも専門家がたくさんいて、いろいろと議論をさせていただいて、ただ、三澤のほうも多分研究者でたくさんの経験を持つてるもんですから、多分今回例えば15%ですかね、表9なんか、これは一つの、高濃縮の一つの代表例ですので、全てはその15なのかどうかわかりません。これ山形チーム長も絶対誤差はないという話もあったので、それで多分そういうことで今までの経験上15というのは、こういう分野じゃなくて、こういうものについての誤差としては大きなものじゃないだろうと。それは後の運用のほうで少しカバーできるというようなことも多分考えての15%。全く誤差のことを無視して議論してきたわけじゃなくて、それは山形チーム長がおっしゃったように、それが10%がいいのか、そこの定量感というのはどういところで規制すればいいか。今日、具体的にその辺の値も少し御示唆あったような気がしますので、少し過去の例も踏まえて、この単に15%云々でなくて、そういうデータの蓄積がありますから、しかもこういうこと実験しないとわからないというところもありますので、その辺整理するとともに、最後に、小野管理官なんかもう非常に今、私自身も見ていて、しまったなど。もっと最初に今のような議論をしっかりと、これは代表炉心の考え方のところもそうだったんですけど、もっとしっかりとその辺を議論した上で計算をしておって取り組んでくればよかったと、非常に今反省してることでございますけども、このまま行くといつまでたっても何かこういう状況が続くそうなので、今非常にいい御示唆いただいたので、帰りまして、もうその辺今のことを検討して、その辺から少し議論を、何か再スタートじゃないんですけども、せっかく今までやってきたこともございますので、それに加えて、もう少しそれクリアにさせていただいて、ここの場でもう一度御審査いただけたらと思います。いろいろとありがとうございました。

○山中委員 そのほかいかがでしょうか。よろしいでしょうか。

京大……の先生方、いろいろ御経験がおありになって、そのあたりで御判断をされて、若干議論がかみ合わなかったところございますけれども、どこがかみ合わなかったのかなというところが今日ある程度御理解いただけたんではないかなと思いますので、次回以降そのあたりをまず御説明いただいて、議論を進めていければと思います。よろしいでしょうか。

よろしいでしょうか。

それでは、これで議題1終了いたしますので、出席者の入れかえを行いますので、約5分程度中断いたします。3時10分再開といたしたいと思います。

(休憩 京都大学退室 日本原子力研究開発機構入室)

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題2、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置に係る変更許可申請についてです。

それでは、JAEAから資料2の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（小川次長） 原子力機構の小川です。

本件は、昨年12月の25日に申請させていただきました原子炉設置変更許可申請に関するものです。

内容としましては、原子力科学研究所にあります軽水臨界実験装置、TCAの廃止措置に伴いまして使用済燃料をSTACYで貯蔵するための変更となっております。

また、隣接します日本原電の敷地、原電に敷地の一部を貸与しますので、それに伴います敷地境界と周辺監視区域境界の変更に関する内容となっております。

では、担当のほうから資料に沿って御説明したいと思います。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

それでは、資料2について御説明いたします。

1ページめくっていただいて、2ページです。まず、本資料の構成からざっと御説明いたします。今回の許可の変更の内容について大きく3つございまして、2ページ目にはその概要を記載してございます。それから3ページ目に(1)の内容、4ページ目から11ページ目が(2)の内容、12、13ページが(3)の内容になります。14ページ以降には、参考としてTCA燃料の概要、それから研究炉規則の抜粋をつけてございます。適宜参照していただくようお願いいたします。

それでは、戻りまして、2ページですけれども、先ほど申したとおり今回の許可変更の内容として大きく3つございます。

1つ目がTCA施設の使用済燃料処分の方法の変更です。

TCA施設の廃止措置を進めるためには、TCAにある燃料を他の施設に搬出する必要があります。このためTCAの燃料の処分の方法を変更するというものです。当該燃料はSTACYで貯蔵することを検討、計画しています。

2つ目がSTACY施設におけるTCA使用済棒状燃料貯蔵設備の設置ということで、先ほどのTCAの燃料をSTACYで貯蔵するために、STACYの貯蔵能力を変更するとともに、使用済棒状燃料貯蔵設備を新たに設置するというものです。

それから3つ目が敷地境界及び周辺監視区域の変更ということで、こちらに書いてあるとおり日本原子力発電が東海第二発電所に緊急時対策所等を設置する用地として原科研の敷地の一部を貸与することに伴って、原科研の敷地境界、それから周辺監視区域を変更するというものです。

以上につきまして次のページから内容について御説明いたします。3ページ目です。1つ目のTCA施設の使用済燃料処分の方法の変更についてですが、変更前の現在の許可書には、処分の方法として、使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵すると記載しています。

これを変更しまして、赤字部分ですけれども、国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の組織に再処理を委託又は引取りを依頼して引き渡すと。引渡しまでの間は、STACY施設の核燃料貯蔵施設において貯蔵すると変更したいと考えてございます。

米印は、補足説明としてこの資料に示しているものです。資料の5ページのほうにも記載されていますけれども、ここでいう引渡しということについて、プルトニウムに関しては利用又は譲渡しという意味も含まれているものです。5ページの説明の際にもまた触れたいと思います。

なお、参考ですけれども、使用済燃料を他の原子炉施設に搬出し、貯蔵管理のみを行うということについては、同様の事例として、VHTRCの使用済燃料をSTACYで貯蔵管理しているという実績があります。また、JRR-4の使用済燃料をJRR-3で貯蔵管理するなど、これらの前例に倣って、TCAの使用済燃料をSTACYで安全に貯蔵管理するために必要な措置を行う予定です。

続きまして、4ページ目です。2つ目の使用済棒状燃料貯蔵設備の設置についてということで、TCAの燃料をSTACYで管理するため、STACY側の措置として、まず使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更を行います。ただし、赤線で記載のとおり、年間予定使用量は0kg、貯蔵管理のみを行うということで、STACYではTCAの燃料を使用しません。

また、使用済棒状燃料の内容ですけれども、3種類の燃料がござります。

1つ目が酸化ウラン燃料(低濃縮、天然)ということで、濃縮度は0.7～3.2%程度、貯蔵量は2,092kgです。

2つ目がウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で、プルトニウム富化度1.2～4.7%、ウランとしては0.7%、貯蔵量はプルで1kg、ウランで37kgとなります。

3つ目が酸化トリウム燃料で、貯蔵量は40kgです。

これらの燃料をSTACYに貯蔵するため、STACYの核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に使用済棒状燃料貯蔵設備を追加したいと考えます。

5ページです。TCAの燃料はSTACY施設で貯蔵管理のみを行いますので、STACY施設の貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵について、以下を記載します。TCAから引き渡された使用済棒状燃料は、ウラン保管室内の使用済棒状燃料貯蔵設備に貯蔵すると。なお、使用済燃料は、STACYでは使用しない。また、3行目ですけれども、先ほど3ページ目でも御説明しましたとおり、処分の方法として、最終的に国内外に引き渡すとしませけれども、プルトニウムについては、原子力基本法にのっとり利用目的のないプルトニウムは持たないという原則がありますので、プルトニウムについては特出しで記載してございます。記載としては、使用済棒状燃料のうちウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、国のエネルギー・原子力政策等に沿った研究開発等での利用又は国内外への譲渡しを行う計画であると。こちらの文言につきましては、現在既存の許可にも記載してある内容になります。

6ページに行きます。使用済棒状燃料貯蔵設備の主な機器設計ということで、右側に概要図をつけてございます。

形は正方格子配列角型容器で、基数は9基、うち酸化ウラン燃料用に8基、それからMOX燃料と酸化トリウム燃料で合わせて1基と、合わせて合計9基となります。一つの容器には256本が収納できます。

右側の図面で御説明いたしますけれども、内部には4つのブロックがありまして、それぞれ8掛ける8で64本、それが4ブロックで256本収納できる構造になってございます。格子間隔は2～2.3cm、配列面間距離は11.6cm以上とします。また、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材を併用します。

主要材料は、鋼材です。

7ページに行きます。使用済棒状燃料は、STACYのウラン保管室に貯蔵する予定で、燃料点検等も同室内で行う予定です。

また、燃料貯蔵に伴い、遮蔽設計区分を区分Ⅲから区分Ⅳに変更します。

7ページは以上になります。

8ページです。使用済棒状燃料の安全設計について御説明いたします。

まず、赤線で記載していますが、使用済棒状燃料貯蔵設備は、現在のSTACYの設置許可、こちら平成30年1月に許可をいただいたものですが、これと同様の設計方針に基づき安全設計を行うと。使用済棒状燃料貯蔵設備を設置することによって現在の方針の中身を変えるものはないということから、現在の許可の方針で安全設計を行います。

1つ目の矢羽根、安全機能の重要度分類ですけれども、新燃料相当の燃料の貯蔵設備ということで、PS-3、安全機能としては放射性物質の貯蔵。

2つ目、耐震に関しては、耐震クラスCで設計いたします。

それから3つ目、臨界安全設計ですけれども、既存許可書に記載されている方針と同様に形状寸法管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする。

中性子実効増倍率は0.95以下。

臨界解析は、同じ室内に存在する他の設備の単体並びにそれらを組み合わせた体系に対して、空気中の水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行います。

9ページ、安全設計の続きです。試験研究炉の位置、構造及び設備基準規則への適合ということで、使用済棒状燃料貯蔵設備は、以下の条項に適合する設計とします。

それぞれの条文については、本資料の最後のほうの参考資料に抜粋しています。

まず、第4条、地震による損傷の防止に係る適合方針ですけれども、既存許可に記載の方針はさまざまな設備に対する方針を包含した形で現在の許可書に書いてございますので、ここでは使用済棒状燃料貯蔵設備に特化した形で概要を記載してございます。既存許可の方針の内容を変えるものはございません。

4条の中身ですけれども、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とすると。

第8条、火災による損傷の防止については、火災の発生を防止するため、主要材料として鋼材を用いる。

第12条、安全施設、安全機能重要度分類をPS-3に分類し、それに応じて安全機能を確保する設計とする。

予想される全ての環境条件に対して、その機能を発揮することができる設計とする。

それから使用済棒状燃料貯蔵設備は試験又は検査が可能な設計とするという方針にしています。

10ページ、適合性の続きです。第16条、取扱施設及び貯蔵施設という条項に対して、使用済棒状燃料の取扱いは作業員の手作業であるため、取扱施設を必要としない。

貯蔵管理に必要な容量を有する設計とする。また、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済棒状燃料に蓄積される核分裂生成物は僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たっては遮蔽を必要としない。また、崩壊熱を除去する機能を必要としない。

それから第25条、放射線防護ですけれども、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、それから放射性物質の漏えい防止、換気、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とします。

それから11ページ、(2)の最後ですけれども、工事計画について、使用済棒状燃料貯蔵設備の製作と検査に係る期間としては、3四半期分、これを想定しております。ただし、本設備の設置は、現在STACY更新炉で新規制基準対応後にこの設備の設置を行う予定ですので、STACY更新炉の新規制基準の対応の年度を考慮して、こちらの時期については見直ししたいと思います。

(2)については以上です。

続いて、(3)。

○日本原子力研究開発機構（阿波技術副主幹） (3)を説明させていただきます。原子力機構の阿波でございます。

敷地境界及び周辺監視区域の境界の変更ということで、日本原子力発電株式会社が東海第二発電所に緊急時対策所等を設置する用地といたしまして原子力科学研究所の北側の敷地の一部(約10万m²)を貸与するという予定としております。

貸与する位置といたしましては、右の図でございます。こちら変更後の境界を示しております。オレンジ色に塗っているところ、ここを用地として貸与する予定としております。

これに伴いまして、本文記載事項であります敷地面積が今現状の約210万m²から約200万m²に変更となります。

今回貸与する敷地につきましては、引き続き日本原子力発電株式会社の周辺監視区域と

して居住の禁止等の措置が講じられるため、一般公衆の居住の可能性はございません。このため、現在許可書に記載している平常運転時における周辺監視区域外に居住する人(一般公衆)です、に対する被ばく評価の評価点及び事故時における敷地境界外に居住する人の一般公衆に対する被ばく評価の評価点に変更はありません。よって、いずれの評価結果にも影響はないということになります。

なお、周辺監視区域につきましては、東海第二発電所の新規制対応の工事の進捗に合わせて段階的に変更する必要がございます。このため変更の都度、原子炉施設の保安規定にも設定する周辺監視区域について逐次認可を受けていきたいと考えてございます。

敷地変更の詳細につきましては、次のページに示させていただいております。左側が敷地境界でございます。上側が変更前、現状でございます。これを下側の図、変更後のように変更したいと考えております。

周辺監視区域境界につきましては、右上の図でございます。現状が黒線の境界となっております。赤線のところを変更したいと考えております。

右下が、参考ですが、東海第二発電所の周辺監視区域境界となっております。

説明、以上となります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

全部で4点ありますが、まず2点コメントさせていただきます。

まず、ページでいうと、7ページに遮蔽区分の変更がございまして、今回の使用済棒状燃料貯蔵設備の設置により、 $60\mu\text{Sv/h}$ を超える区分Ⅳのほうに変更とのことですが、設置後の線量の目安としてどこでどの程度の線量になるか説明願います。

また、ウラン保管室につきましては、他の燃料貯蔵設備も含めてどのような配置になっているか説明願います。こちらが1点目となっております。

次に、2点目ですが、9ページの許可基準に対する適合性の説明のところ、その第12条についてなんです、1つ目のぼつにあるPS-3に応じた安全機能確保する設計の記載、それとその下のぼつの全ての環境条件に対して、その機能を発揮することができる設計の記載については、何をどのように設計とするのか、そこが不明確なので、具体的な設計方針を説明願います。

○日本原子力研究開発機構（會澤技術副主幹） 原子力機構の會澤です。

まず、1つ目御質問のあった件について回答いたします。

遮蔽設計の区分の変更ですけれども、今TCAのほうで管理している実態といたしまして、貯蔵収納容器の表面におきまして数百 μ Sv/hの線量となっております。

また、1mのところ、これは計算で評価をしております。その結果、大体60 μ Sv/h程度ということとなっております。以上です。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

2つ目の御質問のほうで、9ページ、第12条の安全設計で、この1つ目のと2つ目ですね、安全機能確保する設計とすると、具体的にはどういうことかと申し上げますと、まず安全機能としては、放射性物質の貯蔵ということで、こちらのほうの安全機能が確保できるように、具体的には燃料が動かないであるとか、適切な間隔を保持するとか、そういう安全機能を確保するという設計とします。

それから環境条件に対してということで、こちらのほうの部屋に、部屋の環境条件に合わせて腐食だったり、そういうことがない。この部屋はそんなに酸の環境であったり、水分がある環境ではないので、換気していますので、そういう条件ではないですけども、今の条件に、そういう環境条件を確保し、考えて設計するという方針としています。以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

まず、その線量で、容器表面で数百、それと1m離れて60マイクロということで、そんなに物すごく上がるわけではないということは理解しました。

先ほどの質問のところ、他の燃料貯蔵設備を含めてどのような配置になるかという質問に対しての答えはどのようなのでしょうか。

規制庁の加藤です。

そうしましたらヒアリング等で説明していただきたいと思います。

それと次の安全区分につきましては、どのような設計とするのか大体理解できました。

そうしましたら次の質問に行きたいと思います。6ページ目の、使用済棒状燃料貯蔵設備の設置の寸法制限値についてですが、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備えとはどのような事故等の状況を想定しているのか説明願います。

また、中性子吸収材の併用することによってどんな状況によって未臨界が担保されるのか説明願います。

それと最後の質問となりますが、10ページの適合条文16条の3つ目のぼつですが、核燃料物質、核分裂生成物が極少であり、放射線量が低く、遮蔽を必要としない。それとあと

崩壊熱を除去する機能を必要としない。その根拠を定量的に説明願います。以上です。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構、小林です。

まず、1つ目の御質問、6ページ目で寸法に関して想定されている条件と、寸法制限値が満足されない場合というのはどういうことかということで、こちらのほうは設備自体は耐震Cクラスになっていまして、強度、それなりの強度を持っているものですが、それが何らかの事故によって格子間隔なり、その配列、配置が潰れたような状況、環境を考えて、それでも臨界にならないようにということで考えてございます。

中性子吸収剤のほうですけれども、さらに、そういった事故というのは大体地震ということで、地震が、に起因される津波が、STACYのほうに津波が来たときに、その部屋のとこ、部屋の中に水が入って水没してしまうことも想定して、それでも臨界にならないというふうなことで中性子吸収剤を周りに配置すると、そういったことを想定して設定していきます。

それから、10ページ目のほうの崩壊熱遮蔽のほうですけれども、こちらのほうは参考の14ページのほうにTCAの燃料の経緯というか、書いてございますけれども、TCAは200Wです。200Wの臨界実験装置で、これまで50年の間に総積算出力として約14kWと非常に小さい出力、積算出力となっていて、このためFPの蓄積というのは、かなりわずかです。平成22年に運転終了してから今までで大体10年弱、こちらのほうの冷却期間も考えますと、かなりFPの影響というのは無視できるほど小さいということから、遮蔽、それから崩壊熱の除去の機能が必要としないと考えてございます。以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

まず、事故想定のところにつきましては、あくまで、何ですか、耐震上はもちろん大丈夫なのに対して、万が一の備えに備えて、こういうボロンシート入りのさらに変形等による寸法制限値が満たされない場合に対しても、ある程度の余力を持って設計するということを理解しました。

それとあと、遮蔽や崩壊熱の除去機能のところ、14ページにつきましては、本資料の本文のところにも、この核分裂生成物の蓄積はごくわずかということは説明あったとは思っているんですか、このごくわずかというのが大体何%ぐらいで、その何%ぐらいは、例えば崩壊熱や線量にどのぐらい寄与するのかという説明をしていただきたいと思うんですが、いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（會澤技術副主幹） 原子力機構、會澤です。

非常に積分出力が小さいということで、我々、特に考慮する必要がないというふうを考えておりましたけれども、その詳細な定量的な評価につきましては、まだお示しできておりませんので、別途御説明を差し上げたいと思います。以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

先ほどの、今回その燃料を貯蔵したり、一部取扱いも行うと思うんですけど、まずそれによりまして、先ほどPS-3の分類とか、Cクラスの分類の妥当性とかというのを質問させていただきましたけど、今回蓄積のそのFPの量は少ないということで、計算は今後示していただけたらと思うんですけど、特に遮蔽区分につきましては、線量を高いものを扱われるということで、表面で数百 μ Svとか、そういうことになりますので、だからそういうものを取り扱ったり貯蔵したりする上でも、その耐震CクラスですとかPS-3が妥当かということの説明していただきたいと思います。

それともう一つ、先ほどの、例えば10ページの16条について、取扱いに当たっては遮蔽を必要としないって書いてあるんですけど、その上には作業員は手作業で扱われるということが書いてありますし、25条のほうですと、合理的に達成できる限り、その線量を低減されるということがありますので、今回、その遮蔽区分が高くなるということも踏まえて、その本当に遮蔽が必要ないのかとか、取り扱いをどういうふうにやられるのかとか、そのときの線量の合理的、達成できる限り低減するというのはどういうことなのかとかですね。あと、さらに自己評価が必要になるかはわからないんですけど、その取扱いにおける事故とか、そういうことは考慮する必要ないのかというのを説明していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

まず、8ページ目のPS-3のところとか、耐震Cクラスに対して表面100 μ ということで、線量としてそういう扱えるのかということですけども、まず、今現時点でTCA、燃料はTCAのほうにあるんですけども、そちらのほうで取り扱いの実績として、人が燃料棒を手で取り扱って点検なりをすると、そういう実績も踏まえて、それで受ける外部被曝というのが小さいということから、こちらのSTACYのほうに持ってきても、同じようなその運用で点検できると考えてございます。

それから、10ページのほうの放射線被曝の低減策ということですけども、まず大前提として、このTCAの燃料はSTACYでは使用はしない、実験に供しないということから、取り扱う場面というのが非常に限られます。具体的に言えば、燃料の点検が年に2回ほどありますけれども、そのときに上げて燃料の状態を見て下げると、そういった簡単なというか、

短時間のものでしかなくて、通常は鍵が閉まってあることとか、外観を見て点検しているもの。それから実際に燃料をさわるのは、その年2回の燃料点検ということで、時間が非常に少ないということから、まあかなり線量としては低いということから、このような運用で低減策としてやろうと、運用しようと考えてございます。

以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今のそのTCAの燃料の取扱いを踏まえて、先ほどのその耐震CクラスとかPS-3が妥当かとか遮蔽が必要ないかとか、そういうことを考慮されてるということでしたので、それについては資料で説明をしていただきたいと思います。

あともう1点の質問で、臨界計算の質問があったと思うんですけど、6ページのところで、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備えてということなんですけど、その評価と、あともう一つ、8ページのところで、ほかの核燃料が存在した状態でも未臨界を保てるかということ計算されているということなんですけど、そこら辺のその条件の違いですね。

例えば、先ほどの寸法制限、変形等によるものは、その耐震クラスはちゃんとCクラスなんですけど、それが満足されない場合に、その寸法がどれぐらいになってしまうのかとか、まあ水が入ることだったんですけど、その水は全部入るのかとか、そういう条件と、あと8ページのほうは、こちらのほうは寸法がある程度ちゃんと維持されてるというのが前提だと思うんですけど、そのときは空気中水分率でやるということなので、それが、その考慮が、水没してるわけではないと思うんですけど、その条件としてどうなのかどうか、その先ほどの設備の変形等を考慮したものと、あとほかの燃料があったときのその計算の違いとか、そこら辺についても整理して説明していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

まず、6ページ目の寸法制限値が満足されない場合ということと、それから8ページ目の、そこに書いてある臨界安全設計の違いというか、比較として、おっしゃるとおり8ページ目のところでは、耐震Cクラス、安全クラスのPS-3ということ基準にこちらのほうは計算してございます。書いてあるとおり、設備単体はもちろんのこと、ほかにも核燃料、周りにはありますので、それらを組み合わせた体系に対して、空気中水分率はゼロから100%に振って、それでも臨界にならないと、0.95を満足するということを計算しております。

それから、さらにそれを超えたとき、例えば先ほどの設備の変形ということで、こちらのほうに関しては、本当に耐震Cクラスというか、もっと大きな地震が来たときでも、設備が変形した場合でもされない場合ということで、こちらのほうは完全水没を想定してございます。地震があつて変形して、さらに水没、津波が来て水が全部水没した場合にでも、その部屋として臨界にならないということの評価してございます。以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

そこら辺の通常時の臨界計算と、そういう地震があつたときの臨界計算の関係とか条件設定とかが申請書では明確に記載されてない部分があると思いますので、そこら辺を資料で説明していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（小川次長） 原子力機構の小川です。

その辺の資料につきましては、ヒアリングのほうで御説明させていただくということによろしいのでしょうか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

まずヒアリングで確認しますが、こちらの審査はこの審査会合でやっていますので、当然そのPP情報とかそういうのがあれば、それはマスキングとかをしますが、こちらでちゃんと説明していただきたいというふうに思っています。

○日本原子力研究開発機構（小川次長） 原子力機構の小川です。

了解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけど。

聞き漏らしたかもしれないんですけど、10ページなんですけど、その16条のほうで使用済棒状燃料の取扱いは作業員の手作業であるため、取扱施設を必要としないって書いてあって、でも25条のほうには、まあできるだけ低くするために遠隔操作というのが書いてあったりとか、放射性物質の漏えい防止、換気をやりますというのが書いてあるんですけど、取扱施設がないのにどうやって遠隔操作をされるんですかね。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

25条の説明ですけれども、すみません、説明が足りませんでした。

25条の放射線防護、こちらのほうの文章は、今現時点の許可書に書いてある記載そのままの文言を書いてきました。というのは、ほかにも今既存の棒状燃料なり、この燃料のほかにもいろいろあつて、それらが包含されるような形で書いてありまして、今回の使用済

棒状燃料貯蔵設備に特化した形で回答いたしますと、先ほどの話と同様ですけれども、まず遮蔽設備、必要ないぐらい小さい線量だということ、それから崩壊熱とかもないということで、使用済棒状燃料に関わる低減策としては、時間管理であったり、配置としてあまり近いところに配置しないとかいうところで設計したいと考えてございます。以上です。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけど。

こっち側に質問ですけど、こういう説明でいいの。普通は申請に該当する部分で、できるだけ下げるにはどうするんですかというのが書いてあって、別にその全然違う設備のことを説明する・・・。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今回、その変更申請に当たっての安全性を説明していただく必要があると思いますので、変更部分について強化の基準の適合性、それについて説明していただく必要がありますので、今回の遮蔽区分が上がるというのもありますので、そういった点も踏まえて、ちゃんと遮蔽とか、手作業による作業とか、そういうものがちゃんと妥当なのかというのをちゃんと説明していただく必要があると思います。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力機構の小林です。

大変申し訳ございません。先ほどのとおり、こちらの文章、今、包含されるような形で記載されていますので、この設備に関しては、先ほど申し上げたとおり、運用なり、そういう時間なり、あとは線量が小さいということ、そちらのほうをまとめて資料で後ほど御説明したいと思います。以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

先ほどもありましたように、今回の使用済み燃料貯蔵設備の設置等の変更につきましては、変更に係るその許可、基準適合性についてちゃんと説明していただく必要がありますので、次回以降の審査会合ではそれを審議させていただきたいと思います。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

条文適合性の表現の仕方が、つじつまが合っていないので、取扱施設は要りませんというのは、これだけの量しか入っていないので要りませんというのは、ちゃんと書いていただく必要あるし、25条のほうですか、そちらは、そうであるならば、適切な、いわゆる対応とか、書きぶりの仕方をさせていただく必要があるかなと思いますので、よろしくお願ひします。

よろしいでしょうか。

それでは、これで議題の2、終了いたします。

ここで出席者の入れかえを行いますので、約5分程度中断いたします。16時ちょうど再開いたします。

(休憩 日本原子力研究開発機構退室 日本原子力研究開発機構入室)

○山中委員 再開いたします。

次は、議題3、JAEA原子力科学研究所のJRR-3の設計及び工事の方法の認可申請についてです。

JRR-3の設工認申請につきましては、NSRRの設工認申請漏れを受けて、設工認対象の設備機器の洗い出しを行ってきたところであり、一部については昨年10月21日の審査会合で確認を行ったところですが、本日はそれ以外の箇所を含めた全体について個別案件の審査に入る前に確認を行いたいと思います。

それでは、資料3-1～3-3までの説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（永富技術主席） 原子力機構の永富と申します。よろしくお願ひします。

今、山中委員のほうから御説明があったように、NSRRでの設工認の漏れ、申請漏れを踏まえまして、設工認の可否に係る整理を行ってきております。10月21日に我々の工事、一部急ぐものがありますので、その一部急ぐその該当部分のみ確認をしていただいて、審査のほうを進めていただいております。その先行している部分につきましては4件のうち2件、既に認可をいただいております、工事のほうを進めさせていただいております。残り2件につきましてもコメント対応等、適宜行っていきますので、引き続きよろしくお願ひいたします。

本日は、その整理表のほうで、一部先行するとして整理したもの以外のところについても整理のほうで完了いたしましたので、その御説明をさせていただきたいと思っております。

それから、この整理がついたというか、確認をいただきましたら、申請済みで審査が今とまっているようなものについてもこれから審査は再開していただけるものというふうにご考慮しておりますので、今日は既に申請をしておりますその11、分割の11につきまして審査を進めるための御説明をさせていただきたいというふうにご願ひしております。

まず、整理表について担当のほうから説明いたします。

○日本原子力研究開発機構（川村） 原子力機構の川村です。

それでは、JRR-3の設工認の要否の整理について御説明させていただきます。

資料としましては、3-1～3-3までございますが、時間の関係で3-2、3-3の内容については3-1のほうに簡単にまとめておりますので、3-1を用いて説明させていただきます。

昨年9月25日の原子力規制委員会での報告を踏まえまして、JRR-3原子炉施設について、新規制基準適合性確認に係る設計及び工事の方法の認可に関して漏れなく申請されることを確認するため、原子炉設置変更許可申請書に記載された事項と後段規制との関係を整理いたしました。そちらが資料3-2のほうになります。許可申請書に記載された設備機器の洗い出しを行い、洗い出された機器について、試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合性の要否を整理いたしました。その結果が資料3-3の内容になってございます。

3-2、3-3の資料の整理の結果から、こちら3-1の中段に書いてございます10項目について、新たに設工認申請をすることで漏れなく設工認のほうに申請され、確認ができるということを確認いたしました。

新たに申請する項目といたしましては、①として、原子炉制御棟の落雷対策、②内部溢水に対する防護対象施設の安全機能が失われないことの評価、③放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないこと、④中央制御室外原子炉停止盤、⑤使用済燃料プール水位監視のための警報設備、⑥原子炉停止時における原子炉プール水位監視を制御室外で行うための警報設備、⑦中央制御室におけるばい煙対策、⑧外部消火栓、⑨内部火災に対して護るべき安全機能が確保されること、⑩原子炉建家の負圧維持及び漏えい率について、上記の項目につきましては、従来から申請するとしていた、本日審査いただきます設工認その11で申請した原子炉本体等以外の設備機器の耐震評価と、昨年、設工認その7の申請書のほうから記載を削除いたしました外部事象影響評価とあわせて、設工認その13として今後申請をいたします。

資料3-1の内容については以上になります。

○山中委員 以上ですか。

じゃあ、それでは質疑に移ります。

質問コメントございますか。

○宮下チーム員 規制庁、宮下です。

JRR-3の整理表につきましては、事務局規制庁のほうでも設置変更許可申請書に記載さ

れております設備機器の網羅性と、その設備機器に対する設工認の技術基準について確認をいたしました。その確認の結果としては、本日、先ほど説明いただいた内容と相違がないというふうに考えますので、本日の説明、本日の資料をもちましてJRR-3における設工認申請の全体像については確認できたというふうに考えます。

ただし、一部の機器設備につきましては、先ほど説明もありましたとおり、今後申請されるというものもございますので、それらにつきましては申請がされた際、改めて許可との整合性と設工認の技術基準への適合性については確認してまいりたいと思います。以上でございます。

○山中委員 そのほかございますか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今、説明が規制庁からありましたように、本日、JRR-3につきましては設置変更許可申請書との整合性、それと設工認技術基準の網羅性を確認できましたので、今後は個別の審査に係る審査を行える状態になったと思います。

JRR-3につきましては、昨年の審査会合でも、そのJAEAとして優先順位が高いというような位置づけの説明がありましたので、特に先ほどありましたように、その11がその一部ですので、その11の審査を再開できる状態になったというふうに考えております。

○山中委員 そのほかいかがでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、個別案件の審査に移りましては、本日は設工認その11について議論を行っていきます。

本申請については、昨年の7月に申請がされておりますが、その後、設工認申請漏れの対応もありましたことから、本日が初回の審査会合となるものです。

それでは、申請の内容についてJAEAから資料3-4の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（菊地） 原子力機構の菊地です。

それでは、資料3-4につきまして説明いたします。

資料3-4では、JRR-3設工認その11申請概要について説明をいたします。設工認その11では、既設のプール及び機器設備について耐震性評価の申請を行います。本文の構成としましては、第1編に原子炉プールの構造、第2編に使用済燃料プール等の構造、第3編に炉心等の構造となっております。

次のスライドに行きまして、新規制基準を受け基準地震動の見直しを行ったことに伴い、耐震性について再評価を行う設備機器については設工認その11、その13にて申請をします。

その11では、原子炉プール、カナル、使用済み燃料プール、原子炉本体について申請しております。その13については、残りの耐震Sクラスの機器及び動的評価、上位波及影響を考慮する必要のある耐震Bクラスの機器を申請しております。また、それらに加え、再評価を要しないが耐震重要度の見直しによって耐震設計が変更になった機器について申請しております。

設工認その11を先行し申請した理由としましては、現在設工認申請中の「制御棒案内管の製作」について令和2年度に製作を予定しており、設工認その11に記載した耐震評価の内容を盛り込んだ補正を行うことから、先行して審査をしていただく必要があるためになります。

次のページに行きまして、設工認その11、その13で申請する設備機器については、資料2ページと3ページに、の表のとおりになります。2ページ、3ページに設工認その11、その13で申請する機器一覧と記載しております。アスタリスクのついている機器については、上位波及影響を及ぼすおそれのある機器になります。

資料4ページに行きまして、設工認その11の概要としましては、新規制基準対応において評価対象となる全ての建物・構築物及び機器・配管系のうち原子炉プール等及び炉心に関する耐震性について説明するものになります。申請書は、本文及び添付書類により構成されております。本資料では、耐震性評価について、評価内容及び結果の概要を説明いたします。

資料5ページに行きまして、評価対象としましては、「原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3」に記載の耐震重要度分類に基づき評価対象を選定しております。

具体的には、既往の設工認において評価を行った既設の建物・構築物及び機器・配管系のうち、基準地震動の変更に伴い入力条件の変更が生じたものを評価対象としております。

今回申請する評価対象は、表に示すとおりになります。なお、今回申請する機器設備は、全て耐震Sクラスになります。

資料6ページに行きまして、資料6ページ～8ページでは、申請書本文に記載の申請範囲を記載しております。申請書本文第1編では、原子炉プール、原子炉プール躯体及びライニングを申請範囲としております。

資料7ページに行きまして、申請書本文第2編では、使用済み燃料プール、カナル、各プール躯体及びライニングを申請範囲としております。

資料8ページに行きまして、申請書本文第3編では、炉心、燃料体を申請範囲としております。評価結果としましては、耐震Sクラスの地震力、運転状態に応じて発生する荷重等の組み合わせに対する評価を行い、耐震余裕を有することを確認しました。

資料9ページに行きまして、申請書の構成としましては、本文と添付書類1～6で構成されております。

資料10ページに行きまして、耐震設計の基本方針は、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に従い、基本方針を定めております。

資料11ページに行きまして、地震力の算定としましては、静的地震力は、既往の設工認からの変更はございません。動的地震力は、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用しております。JRR-3原子炉施設の設計用地震動は、原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5.地震」に示す基準地震動 S_s-1 から S_s-4 、 S_s-D を用いております。

資料12ページに行きまして、具体的にプールの評価では、弾性設計用地震動 S_d を入力地震動とした動的地震力と静的地震力のいずれか大きいほうを設計用地震力として評価をしたものと、基準地震動 S_s を入力地震動として動的地震力を使用した評価を行っております。

機器・配管系の評価も同様に、弾性設計用地震動 S_d を入力地震動とした動的地震力と静的地震力の大きいほうの値を使用し評価したものと、基準地震動 S_s を入力地震動とした動的地震力を使用した評価を行っております。

資料13ページに行きまして、プールの評価に用いる荷重の組み合わせについては、固定、機器及び積載荷重、静水圧荷重、動水圧荷重、各地震力を適切に組み合わせて評価を行っております。

資料14ページに行きまして、機器・配管系の評価に用いる荷重の組み合わせについては、死荷重、最高使用圧力による荷重、機械的荷重、各地震力を適切に組み合わせて評価を行っております。

資料15ページに行きまして、機器・配管系の動的解析については、水平2方向と鉛直方向の地震波を使用したFRSを用いております。今回使用する動的地震力は、 S_s-1 (S_d-1)から S_s-D (S_d-D)の各5種類あるため、解析の際はこれらのFRSについて包絡したものをしております。

機器・配管系の動的地震力については、水平2方向及び鉛直方向の組み合わせを考慮しております。組み合わせ方法としましては、SRSS法、絶対値和法、代数和法を使用しております。また、水平2方向を考慮した組み合わせ方法として、SRSS法では従来の水平1方向

及び鉛直方向の組み合わせによって算出した応力に、最大の応力増加率 $\sqrt{2}$ 、1.42を乗じることによって組み合わせ応力を算定しております。

次に、プールの評価について説明をいたします。

○日本原子力研究開発機構（小嶋主査） 原子力機構の小嶋です。

原子炉プール等の評価について御説明いたします。

原子炉プールの内包する、まず原子炉建家の構造物全体としての評価につきましては、JRR-3設工認その4の地震応答解析で実施しておりまして、耐震余裕を有することを確認しております。

18ページに設工認その4の評価結果を再掲しております。設工認その11の本申請書の添付書類3-1では、Sクラス施設である原子炉プール等について、左側に示します評価フローのとおり、設工認その4の地震応答解析から算定した地震荷重と温度荷重などとの荷重の組み合わせを設定し、右側に示す3次元モデルを用いた静的な応力解析を行いまして、各部に生じるひずみ及び応力度を評価しております。

評価結果を16ページの下段の表に示しております。上の4行がSd及び3.0C_iの地震力に対する結果で、下4行がSs地震時に対する結果となっております。いずれの発生値も評価基準値を下回ることを確認しております。

なお、表の上から2行目に赤字で示しておりますSd地震時の引っ張り応力度につきましては、285という発生値が評価基準値の295に近い数値となっておりますので、次のページで応力度の評価フローと、この最大値が生じるときの応力度分布図を示して御説明いたします。

17ページに、左側に応力度評価フローを示しておりまして、応力度評価はフローのとおり、要素に生じる応力度と評価基準値を比較しまして、評価基準値を超えないかを確認します。評価基準値を超える場合には、局所的な応力が周辺部へ伝達され、応力の再分配が生じることを踏まえまして、周辺部の要素と平均化した応力度に対して評価を行います。

本原子炉プール等の要素に生じる応力度は、右側の応力度分布図に矢印で示しておりますが、最大で285N/mm²であり、評価基準値を超えないことを確認しておりまして、応力度の評価には応力の平均化を考慮する余地がありまして、耐震余裕を有しております。

18ページには、先ほど申し上げましたとおり、設工認その4の構造物全体としての評価を再掲しております。

○日本原子力研究開発機構（菊地） 資料19ページから説明いたします。

機器・配管系の評価概要としまして、評価フローを図に示しています。今回評価する機器・配管については原子炉本体であるため、注釈(1)に記載のとおり、固有振動数の柔構造、剛構造の判断を50Hzとしております。50Hzに読みかえる理由としましては、原子炉本体に使用する原子炉建家のFRS、資料23ページに記載の図で約0.03秒付近で単調増加ではない周期があるため、0.02秒の50Hzを基準とし、保守的となるような評価をしております。

フロー図の説明としましては、1質点系のモデルで固有振動数が50Hzより小さいものについては、静的地震力を用いた評価では手計算による評価を行っております。動的地震力を用いた評価では、各機器の設置階のFRS読み取り値を用いた手計算による評価を行っております。1質点系モデルで固有振動数が50Hzより大きいものについては、静的地震力を用いた評価では手計算により評価を行い、動的地震力を用いた評価では1.2ZPAを用いた手計算による評価を行っております。

多質点系モデルで固有振動数が50Hzより小さいものについては、静的地震力を用いた評価では静的解析による評価を行っております。動的地震力を用いた評価では、各機器の設置階のFRSを用いたスペクトルモーダル解析または時刻歴波を用いた時刻歴応答解析による評価を行っております。多質点系モデルで固有振動数が50Hzより大きいものについては、静的地震力を用いた評価では静的解析による評価を行い動的地震力を用いた評価では1.2ZPAを用いた静的解析による評価を行っております。

次のページに行きまして、解析モデルとしましては、機器の形状及び支持方法を考慮して1質点系または多質点系に分類し、1質点系の場合は材料力学の基本的な式等による簡易モデルを用い、多質点系の場合はFEMモデルを用いております。

解析手法については、先ほどの表に述べたとおりになります。

具体的に今回評価する対象機器の計算モデルの分類は、多質点系モデルとして原子炉本体、制御棒案内管、標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素、1質点系モデルとしましては格子板A、格子板B、照射筒、ベリリウム反射体、反射体押さえ、ビームチューブ、照射シンブル、真空容器になります。

資料21ページに行きまして、今回の評価に係る機器・配管系に対する許容限界としましては、下の記載に定めたとおりになります。

資料22ページに行きまして、具体的な許容限界の算出については、第3、第4種容器、該当機器としましては重水タンク本体、ビームチューブ、照射シンブル、真空容器では、一次一般膜応力、一次応力、一次＋二次応力、一次＋二次＋ピーク応力に対する許容値の算

出を行っております。第3種、第4種、その他の支持構造物としましては、該当機器としましては格子板A、格子板B、格子板支持胴、プレナム及びベースプレート、制御棒案内管、燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、反射体押さえになります。では、ボルト等以外で一次応力、一次+二次応力に対する許容値の算出を行い、ボルト等で一次応力に対する許容値の算出を行っております。

資料23ページに行きまして、機器・配管系の解析に用いる原子炉建家のFRSは、原子炉建家の質点3、減衰定数1%の S_s-1 から S_s-D の5波を包絡させたものを使用しております。下の図は、基準地震動 S_s のFRSになります。次のページでは、弾性設計用地震動 S_d のFRSを記載しております。

資料25ページに行きまして、多質点系モデルの説明になります。原子炉本体の地震応答解析で使用する原子炉本体モデルは、重水タンク本体の内胴板、外胴板及びプレナム、格子板支持胴に節点を設け、各質点間を当該機器と等価な曲げせん断剛性を有する梁要素で連結する多質点系モデルとしております。燃料要素、ベリリウム反射体、ビームチューブ等の機器については、各質量を当該質点の重量に振り分け加算しております。原子炉本体が内蔵する内部流体についても同様に、その重量を当該質点に振り分け加算しております。また、質点1と質点14、質点7と質点20の間はピン結合としており、日の字型となるようなモデルとなっております。

資料26ページに行きまして、解析方法としましては、解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、原子炉本体の各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及びせん断断面積等を入力値として各解析を行っております。

資料27ページに行きまして、制御棒案内管の耐震性評価では、質点と質点を結ぶ曲げせん断剛性を有する梁要素で連結する多質点系モデルとしました。中性子吸収体、フォロー型燃料要素等は制御棒案内管の中を上下する構造となっており、剛性を評価した制御棒案内管に各重量を当該質点に振り分け加算するとともに、固有値解析においては制御棒案内管が内蔵する内部流体及び外部流体による影響を考慮するために付加質量を与えてあります。

資料28ページに行きまして、解析コードとしましては原子炉本体と同様になります。解析としましては、固有値解析、静的地震力解析、地震応答解析を行っております。

資料29ページに行きまして、標準型燃料要素モデルでは、軸方向に多質点に分割した多質点梁モデルと考え、梁は燃料要素と等価な曲げ及びせん断剛性を有するものとしており

ます。

資料30ページに行きまして、解析方法としましては、原子炉本体制御棒案内管と同様に、MSC/NASTRAN2005r2を使用し、各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及び断面積を入力値として解析を行っております。

資料31ページに行きまして、フォロー型燃料要素モデルとしましては、標準型燃料要素のモデルと同様に、軸方向に多質点に分割した多質点梁モデルと考え、梁は燃料要素と等価な曲げ及びせん断剛性を有するものとしております。

資料32ページに行きまして、解析コードとしましては、原子炉本体制御棒案内管、それから標準型燃料要素モデルと同様になります。

資料33ページに行きまして、1質点系モデルとしましては、材料力学の基本的な式等による簡易モデルを用いて、固有周期、各応力の手計算を行っております。

なお、1質点系モデルには等分布荷重による両端支持梁を含んでおります。資料33ページ、34ページには、モデル図を示しております。

資料35ページに行きまして、基準地震動 S_s に対する機器・配管の評価結果を示しております。表の見方としましては、表の左から評価手順に従い固有振動数、地震荷重を算出して、各機器・配管の評価部位のうち応力値が最も大きいものについて記載しております。

資料37ページに行きまして、申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性について記載をしております。適合性としてしましては、第六条(地震による損傷の防止)に該当するとしております。適合性については、記載のとおりになります。

資料38ページには、該当条文を記載しております。

資料の説明としては以上になります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○木村チーム員 原子力規制庁、木村です。

資料の25ページ、原子炉本体モデルについて1点ほどコメントいたします。

原子炉本体には1次冷却系設備主配管ですとか照射設備主配管など、合計24本の配管が接続されておりますけれども、今回の原子炉本体モデルにつきましては、これらの影響を考慮しない、単体の、原子炉本体単体のモデルということで解析されてございます。しかしながら、これらの配管につきましては半数がフレキシブル配管ということでございますけれども、残りの半数につきましてはフランジ継ぎ手で接続されてございまして、特に1次

冷却系設備主配管につきましては直径が55cmもございまして、直径2mの原子炉本体の解析モデルには多少なりとも影響があるというふうに考えてございます。

したがいまして、この配管につきましては、解析モデルにこの存在を、影響を考慮すべきと考えておりまして、また、この配管につきましては、原子炉の本体の片側から、片側にしかついでございまして、平面的にも非対称でございますし、こういった接続され方をしますと、ねじれ強度というようなことも心配になります。

これらは、今申し上げましたような複数の配管の相互作用を考慮しない解析モデルを使っていることについての妥当性につきましては、定量的な根拠を示していただいで説明していただきたいと思ひます。まあ説明をお願いいたします。以上でございます。

○日本原子力研究開発機構（小林技術副主幹） 原子力機構の小林です。

原子炉本体について、そういった複数の、おっしゃるとおり複数の配管が接続しておりますので、現在のところはそういった構造は考慮してないモデルになっておりますが、確かに、特に1次冷却系配管の太いものがついているものについては多少なりとも影響はあると考えております。

今のところ考慮してないというもの、理由としましては、原子炉本体ですね、このベースプレートのところを支持して、そこで揺らしてるといふ状況ですので、こういった拘束されるような配管があると、より揺れないような、それを考慮すると揺れないような状況にいくということ、そういったものを考慮せずに、より揺れやすい評価ですね、そういったモデルにするということが現状の我々の考え方ですけども、とはいえそういったところ、どのような影響が、そういうねじれとか、いろいろ影響は御説明が必要かなとは思ひますので、その辺については後ほど別途、説明をしていきたいと考えております。以上です。

○木村チーム員 原子力規制庁、木村です。

準備が整い次第、御説明のほうよろしくお願ひいたします。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

先ほど規制庁から質問しましたように、1次冷却系設備主配管等の動的解析の原子炉の本体モデルのその解析への影響ですね、それについてはまだ確認が済んでいませんので、次回の審査会合で確認したいと思ひます。

以上です。

○山中委員 よろしいでしょうか。

それでは、これで議題の3を終了いたします。

出席者の入れかえを行いますので、5分程度中断をいたします。16時40分再開といたします。

(休憩)

○山中委員 再開いたします。

次は、議題4、JAEA、原子力科学研究所の放射性廃棄物の廃棄施設の保安規定の変更認可申請についてです。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

まず私から、本議題についての補足の説明をさせていただきます。

本議題につきましては、原子力機構バックエンド対策の監視チームで議論を行ってまいりました廃棄物処理場のLピットに保管廃棄を行っているドラム缶の健全性確認に関するものです。

JAEAよりドラム缶の健全性確認に係る保安規定の変更認可申請が以前出ておりましたが、その健全性確認で使用する移動式のプレハブ施設である上屋につきましては作業が50年の長期にわたるということで、平成30年11月21日の原子力規制委員会において設工認申請が必要との判断がなされました。その後、原子力機構バックエンド対策監視チームにおけるドラム缶の健全性確認の実施方法を確認した結果、令和元年10月16日、今年の原子力規制委員会において上屋の設工認は不要と判断されました。これは、その上屋の中ではドラム缶の詰めかえは行わないということで、保安規定で担保できるということが前提にあります。今般、これまでの議論の結果を踏まえて、保安規定の補正が行われましたので、その内容について審査するものです。以上です。

○山中委員 それでは、JAEA側から資料4について説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（里山技術主席） 原子力機構、里山でございます。よろしくお願いします。

今、戸ヶ崎さんから御説明ありましたとおり、この保安規定変更の主な内容であります保管廃棄施設・Lに保管するドラム缶の健全性確認については、バックエンド対策監視チーム会合のほうで御議論いただきまして、その中での作業の方法等を今回保安規定に盛り込んできたというところでございます。

内容について資料のほうで御説明させていただきます。まずめくっていただきまして1

ページですが、今回、繰り返しになりますが、変更の主な内容は、保管廃棄施設・Lの健全性確認に係る内容の追加でございます。目的としましては、保管廃棄施設・L、これ屋外の地下ピット式の保管廃棄施設でございます。こちらに長期にわたってドラム缶を保管してございますので、そのドラム缶について、より安全性を確保するためにピットからドラム缶を取り出しまして、それで点検、補修、いわゆる健全性確認を行うというものでございます。

具体的な変更の内容は大きく3つで、健全性確認の対象ピット、その区分の追加、健全性確認の方法、作業要領書の作成、異常時の措置、こういったものを規定するというものでございます。

2ページですが、それ以外の変更としましては大きく2つございまして、保管廃棄施設に保管している放射性廃棄物の処理のための取り出し、運搬に係る変更としまして、解体分別保管棟の解体室、減容処理棟において処理する放射性廃棄物の取り出し、運搬について合理化を図るため、これらに係る職務の範囲を見直すというものと、処理するために保管廃棄施設から取り出して放射性廃棄物を周辺監視区域内において運搬するときの措置を明確にするため、必要な措置を定めるというものです。これは後ほど具体的に図で御説明させていただきます。

2)としまして、外部情報の取り込みに係る変更、こちらは不適合の発生の防止を図るために、他の組織から得られた技術情報を自らの施設の保安に生かす措置、こういったものを追加いたします。

それでは、具体的な保安規定の追加事項でございます。3ページ、まず健全性確認の対象ピット及びその区分を保安規定に追加いたします。第30条の2第1項、第2項として、まずLに長期保管しているドラム缶について健全性を維持するための健全性確認を行う。

②として、その対象ピットは下図のとおりと、これも他のバックエンド監視チーム会合で御説明したとおり、AとBと分けておりまして、Aが廃棄物の中で、湿潤状態の廃棄物を含むようなドラム缶、これを保管しているピット、これが赤のピットになります。あと、これが17ピットございます。Bが湿潤な状態の廃棄物を含む可能性はございませんが、これまで健全性確認を実施していないピット、これが11ピット、合計28ピットについて、この健全性確認を行うというものでございます。

次の4ページですが、こちらから具体的な健全性確認の方法になりますが、まずこちらが下のフロー図の左のほうに黄色で枠が囲っておりますが、こちらで行う作業の中身を規

定してございます。

まず①としましては、この優先度区分Aの健全性確認を行うピットの上部には、専用の保管体取出装置、いわゆる上屋、これが右のほうに真ん中に写真がございしますが、こういったものを設置すると。そしてピットからドラム缶を取り出すときは、まずピット内で外観を確認しまして、必要に応じてドラム缶の破損、放射性廃棄物の漏出を防止するための措置を講じた上で取り出す。具体的には、右の写真にありますように、通常ですとドラム缶のバンド部分をつかみまして、これでクレーンでつり上げますが、万が一漏出等、破損等を起こすおそれのあるもの場合にはモッコ式、シートでくるんで持ち上げるとか、あるいは新しい容器に収納して、それごとつり上げると、そういった措置を講じるというものです。③として、ピットからドラム缶を取り出した後は、その上屋の中でドラム缶の外表面の点検を行いまして、さびの状況を確認いたします。点検が終了したドラム缶は、解体分別保管棟の解体室、減容処理棟というどちらかの施設に運搬します。このとき、③の点検で、容器表面に著しいさびが確認できたドラム缶につきましては、運搬時に、運搬時の安全対策ということで、ビニールで養生するとか、運搬容器に収納した上で運搬するといった規定を定めております。

続いて5ページですが、5ページが解体分別保管棟または減容処理棟に持ち込んだ後の措置になります。まず持ち込んだ後、⑤として、ドラム缶を開封しまして、湿潤な状態の放射性廃棄物の有無を確認いたします。それで⑥として、湿潤な状態の廃棄物を確認したときは、当該廃棄物を除去いたします。その後、③の点検で著しいさびが確認されたドラム缶につきましては、廃棄物を取り出しまして、新しい容器に詰めかえる、あるいはそのドラム缶ごと新しい容器に収納するといった措置を講じます。③の点検で軽微なさびが確認されたドラム缶につきましては、さびの除去、塗装等で補修をいたします。この健全性確認が終了したドラム缶については保管廃棄施設に保管しますが、このとき、その③の点検で健全な状態であるようなドラム缶とか、補修後のドラム缶につきましては、管理がしやすい倉庫式の保管廃棄施設に保管するということを規定しております。

続いて6ページ、こちらが優先度区分Bの方法になります。こちらも下のフローにありますところ、その作業に沿って規定してございまして、まず①として、ピットからドラム缶を取り出すとき、こちらは通常のラフタークレーンで取り出しますので、まずピットの中で外観を確認しまして、必要に応じてドラム缶の破損、漏出を防止するための措置を講じます。その後、ドラム缶を取り出した後、ピット近傍でドラム缶の外観点検を行いまして、

さびの状況を確認いたします。それで、その点検で軽微なさびが確認されたドラム缶については、さびの除去、塗装等により補修をいたします。また、その点検において、著しいさびが確認されたようなドラム缶につきましては、そのドラム缶ごと新しい容器ですね、2001ドラム缶でしたら3001ドラム缶、一回り大きい容器に収納すると。⑤番として、健全性確認が終了したドラム缶は保管廃棄施設に保管しますが、これも同じく健全な状態であるドラム缶でありますとか補修を行った後のドラム缶は、管理のしやすい倉庫式の保管廃棄施設に保管いたします。

続いて7ページですが、この健全性確認作業を行うに当たりましては、下部要領として作業要領書を作成すると。さらに、その要領書の承認に当たっては、原子炉主任技術者の同意を得る、変更するときも同様と、こういったところを規定してございます。

(2)異常時の措置としまして、仮にこのドラム缶の点検で異常を認めたとき、例えば廃棄物が漏出しているとか、そういった異常を認めたときは、その原因、状況を調査しまして、通常状態へ復旧させるために講じると。また、その調査の結果、異常が保安に影響を及ぼすようなことを認めたときには、関係者に通報するといった異常時の措置も規定しております。

以上が健全性確認の追加の内容にございます。

8ページがその他の変更、先ほど御説明しました、処理のための放射性廃棄物の取出し及び運搬に係る職務範囲の変更ということで、変更前の左の図ですね、廃棄物処理場に解体分別保管棟、減容処理棟という処理施設がございます。こちらは大型の廃棄物を解体する施設、解体物別保管棟とか、廃棄物を減容処理する、さらには将来の埋設処分に向けて廃棄体化、まあ廃棄体を製作する、そういった施設でございますが、こちらの施設で処理するものについては、一部、既に保管廃棄施設に保管しているものを取り出しまして、そういった大型廃棄物の解体とか廃棄体化、あるいは圧縮、減容と、そういった作業をしてございます。

それで、この解体分別保管棟とか減容処理棟での処理という業務については、高減容処理技術課というのがバックエンドにございまして、そちらのほうの業務として行っております。

一方、保管廃棄施設の管理とか、その保管している廃棄物の管理は、同じくバックエンド技術部の中に放射性廃棄物管理第1課がございまして、そちらのほうで管理をしているということがございましたので、これまでは解体分別保管棟、減容処理棟で処理するため

に保管廃棄施設から取り出すときには、高減容処理技術課、処理担当課である高減容処理技術課が廃棄物管理1課に取り出しの依頼をしまして、それで廃棄物管理1課の業務として取り出しをして、解体分別保管棟や減容処理棟への運搬というのを行っておりました。これを業務の効率化を図るということで、解体分別保管棟や減容処理棟で処理する場合に限っては、その保管廃棄施設からの取り出しでありますとか、運搬、これも高減容処理技術課の業務として行うという職務の変更をするというものでございます。

加えて、右の下の図で、第1廃棄物処理棟というのがございますが、こちら焼却処理施設、可燃物を焼却処理する設備が設けられております。この焼却処理設備は現在耐震補強工事を行っており、可燃物の処理を行っていない状況でございます。このため発生している可燃性廃棄物は、今、保管廃棄施設に保管している状況でございます。今後、この焼却処理設備の運転を再開しますと、同じく今保管している可燃物を取り出して処理することになりますので、この場合の職務をどちらかというのを明確にするために、この焼却処理設備で処理するための取り出しについては廃棄物管理1課の業務として取り出しまして、その運搬も廃棄物管理1課の業務として行うと、まずこういった職務の見直しと明確化を図ったというところでございます。

変更内容は以上になります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○川末チーム員 規制庁、川末です。

まず、ドラム缶の健全性確認について確認をさせていただきたいと思います。

今御説明いただきました内容につきましては、基本的にこれまでのバックエンド監視チーム等で御説明いただいた内容で、それについて特に何かあるというわけではないんですけども、また今御説明いただいた内容については試運転という形で、今までの保安規定の中でも実施していることで、それについてこれから本格運用に当たるに当たり、具体的に定められたというふうに認識しております。

その中で確認したいのが2点ありまして、外部のさび、外部点検の結果、さびが確認された場合の措置については定まっているように見えるんですが、内部のさびがわかった場合の手順というのが設けられてないように見受けられます。実際は、水を含むようなものがある場合は除去するというのがありますので、その際に一緒にあわせて点検して交換等を行うんだらうということは、だらうと想像しているところですが、ここら辺の手順に抜け等がないかについて確認し、適宜補正をしていただければと思います。

もう1点ですが、管理区域の設定につきましては、既に定まっております第1種、第2種の管理区域の設定の仕方によって、適宜、作業の際に設定されるものと思いますが、今想定されているのではどのような運用をされるかについて教えていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（里山技術主席） 原子力機構、里山です。

まず1点目ですけれども、確かにドラム缶の点検としましては、外部表面を見て著しいさび、軽微なさび、健全、その状態を確認しております。現在、著しいさびが確認されたものが解体分別保管棟、減容処理棟に持ち込んで、一応中身を取り出して内部のさびの状態、これを試運用で確認してきました。そのところ、一部、内部の、ドラム缶の内部についてもさびた状態というのは確認できたというところがございますが、湿った廃棄物がじゃあ残っていたかというところ、試運用ではそういうのは残っていなかったということと、あとドラム缶が、その内部からのさびによって外まで来て破損していたかということについても、試運用の中ではそういうのが今見られなかったというところがございます。そういうところを受けまして、とりあえずまずは外部の状態を判断をしまして、解体分別保管棟、減容処理棟にまず持ち込みますが、そこで基本的には中、ドラム缶のふたをあけて中を取り出して、中のさびがどういう状態かというのは、継続して確認していこうということは考えております。ただ、そこまでは、保安規定のほうには明確に規定していないというところがございます。

もう1点でございますが、管理区域につきましては、一応保安規定、既に定められている第2編の保安規定に基づきまして、この優先度区分Aのピットについては、上屋を設けて、取り出す際には一時的な第1種管理区域に指定して今は作業を行っております、その取り出しが完了した後は、もともとここ第2種管理区域、いわゆる汚染のおそれがない区域でございまして、取り出しが終わりましたら、そこをきれいにして、汚染がないかどうか確認した上で第2種の管理区域に戻すと、そういった運用をしております。

○川末チーム員 規制庁、川末です。

これまでの試運用から、その漏えいと、これまでの作業の観点から、積みかえ作業を行わないこと、かつ試運転の結果から、これまで漏えい等が発見されていないことということをもって、その上屋の設工認が不要、そういう漏えいのおそれがないという判断から上屋の設工認が不要という判断になったと思いますので、今回の一時管理区域の設定、第1種の一時管理区域の設定については、あくまでも念のためという理解でよろしいでしょう

か。

○日本原子力研究開発機構（里山技術主席） 原子力機構、里山です。

はい、その理解で結構です。

○川末チーム員 規制庁、川末です。

先ほどのさびの観点につきましては、また適宜、もう一度確認いただいて、必要があれば補正等に対応いただければと思います。

もう1点ですけれども、その保管廃棄施設からの取り出しに係る職務の分担についての見直しのところにつきましては、8ページの資料を見ますと、よくどのように所掌を分けるかというのは、建物、この解体分別保管棟と減容処理棟とそれ以外の第1廃棄物処理棟ということで分けるというのはよくこの8ページのほうからはわかるんですけれども、必ずしも、その今、保安規定の書きぶりが同じようなことを意図しているようにも見えないようなところもあるので、この辺につきましても、もう一度確認いただいて、必要があれば適切な、もっと誰もがわかりやすい表現のほうにさせていただければと思います。以上です。

○日本原子力研究開発機構（里山技術主席） 原子力機構、里山です。

はい、今いただきましたコメントを踏まえまして、規定の内容について見直しまして、必要に応じて補正等をさせていただきます。

○山中委員 あとはよろしいでしょうか、それ以外、何かございますか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

本日説明がありましたドラム缶の健全性の確認に係る保安規定の変更につきましては、以前、バックエンドチーム会合とかでも確認させていただいた内容ですので、先ほど規制庁からコメントがありましたけど、必ずしも今の保安規定の書きぶりで表現し切れていないところもあると思いますので、それについては、必要がありましたらその補正等をしていただいて、我々規制庁のほうで内容を確認させていただいて、特に内容が問題なければ手続を進めたいと思います。

もし内容がちゃんと技術的に確認するようなことがありましたら、審査会合を、でまた議論させていただきたいと思います。以上です。

○日本原子力研究開発機構（里山技術主席） 原子力機構、里山です。

はい、了解いたしました。

○山中委員 あとよろしいでしょうか。

それでは、事務局において必要な対応を進めていただければと思います。

そのほか何かございますか。よろしいでしょうか。

それでは、以上をもちまして本日の審査会合を終了いたします。