

令和元年度原子力規制委員会
第74回会議議事録

令和2年3月25日（水）

原子力規制委員会

令和元年度 原子力規制委員会 第74回会議

令和2年3月25日

10:30～12:30

原子力規制委員会庁舎 会議室A

議事次第

- 議題1：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕に関する審査の結果の案の取りまとめについて（案）
- 議題2：新たな検査制度（原子力規制検査）で用いる検査実務に係る運用ガイド案について
- 議題3：原子力規制検査で用いる事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルの適切性確認について（第2回）
- 議題4：放射線安全規制研究戦略的推進事業の進捗状況について

○更田委員長

それでは、これより第74回原子力規制委員会を始めます。

本日最初の議題は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕に関する審査の結果の案の取りまとめについて（案）」。

説明は、研究炉等審査担当の小野管理官から。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

研究炉等審査担当の小野でございます。

それでは、資料1-1に基づきまして御説明したいと思います。

まず、1つ目ですが、平成26年11月26日に原子力機構（日本原子力研究開発機構（JAEA））から、今お話のありましたHTTRの原子炉設置の変更の申請がございました。その後、9回の補正を経て、我々、この申請につきまして審査を進めてまいりました。結果として許可の基準のいずれにも適合しているということと認められますので、別紙1のとおり審査の結果の案を取りまとめさせていただきます。

4ページを御覧いただきたいと思います。

まず、1.、これは平和利用でございますが、原子炉の使用目的を変更するものではないということ、それから、使用済燃料につきましては、我が国と原子力の平和利用に関する協力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こととし、引渡しまでの間は原子炉施設におきまして貯蔵する方針ということで、平和目的以外に利用されるおそれがないものと認められるということでございます。

2つ目が経理的基礎でございますが、本件申請に係ります工事に要する資金、これにつきましては、機構法（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構法）に基づきまして交付金を充当するというところでございますので、経理的基礎はあると判断をさせていただきます。

それから、3つ目が技術的能力でございます。この技術的能力につきましては、原子炉を設置変更するための技術的能力、それから、運転を的確に遂行するための技術的能力、いずれもあるということと判断させていただきます。

それから、4番目が災害の防止ということで、本申請につきましては、災害防止上支障がないものとして、原子力規制委員会規則で定めます基準に適合するものであると認めてさせていただきます。

3. と4. につきましては、添付として審査書案を取りまとめさせていただきますので、これは後ほど御説明したいと思います。

1ページに戻っていただきたいと思います。

本件は、本日、内容につきまして御了承いただければ、2番目（2.）にあります原子力委員会への意見聴取、それから、3番目（3.）は文部科学大臣への意見聴取、これを行いたいと思います。

また、4. で書いてございますが、意見募集の実施についてということでございますが、

試験炉の審査書案に対します意見募集につきましては、施設が有するリスクの大きさを考慮しまして、最も出力が高い常陽、これにつきまして実施することを決定いただいております。これ（この進め方）は末尾（参考2（152ページ以降））に付けてございますが、平成28年2月17日に御了承いただいております（平成28年2月17日原子力規制委員会資料3「試験研究用等原子炉施設における新規制基準への適合性審査に係る今後の進め方について」）。

その他の試験炉の施設につきましては、リスクの観点から科学的・技術的に重要な判断が含まれる場合には、審査書案の意見募集を行うことがあり得ると、こういったことをごさしまして、本日、「（案の1）」と「（案の2）」ということで、「（案の1）」は意見募集を行う、「（案の2）」につきましては行わないということで、これについての御判断をいただきたいと思っております。

「5. 今後の予定」でございますが、原子力委員会、それから、文部科学大臣への意見聴取の結果、意見募集を行う場合には、科学的・技術的意見の募集の結果を踏まえまして、許可処分の可否についての御判断をいただきたいと思っております。

その下、なお書きで書いてございますが、本年4月1日の改正炉規法（原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（改正法）第3条により改正される核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法））、この施行に伴いまして、試験炉の設置変更許可申請書の記載事項としまして、品質管理に必要な体制の整備に関する事項、これが新たに規定されることとなります。

当該事項につきましては、改正法の附則第3条におきまして、許可のみなし規定、これによりまして変更許可の手續を要しないということがございますが、改正法の施行日、本年4月1日から3月以内に別途届け出がなされるということとなります。

それでは、審査の結果につきまして、もう一つ、資料1-2ということで御用意してございますが、これに基づきまして、担当調整官の戸ヶ崎、小山田から説明をいたします。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

審査の概要について、資料1-2に基づいて説明させていただきます。

まず、資料1-2の2ページを御覧ください。「I. 新規制基準適合性審査における審査項目」については、その次の3ページ、4ページで説明させていただきます。

まず、3ページは、今回の申請におきまして新規制基準で要求が追加された、又は強化された基準、そのほかに設置者の設計変更に伴う審査項目として、設備のクラス設計の変更に係る項目等があります。これを星取り表で示しております。

次の4ページには主な審査項目を記載しております。このうち、左の欄にあります「設備の耐震重要度クラス設計の変更」、「自然現象（竜巻、火山）への対策」、「内部火災対策」、それと、一番下の「BDBAへの対策」につきましては、次の5ページ以降で具体的

に説明させていただきます。ここ（4ページ）では、それ以外の（項目で上から）4つ目の欄になりますけれども「設備の安全重要度クラス設計の変更」等について、概略を説明させていただきます。

まず、「設備の安全重要度クラス設計の変更」につきましては、（試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（試験炉設置許可基準規則））第12条関係で、高温工学試験研究炉の主要な特徴を考慮して、申請者は、異常発生防止系のPS1をPS2へ、異常影響緩和系のMS1をMS2にクラスを下げる等の見直しをしております。

これに伴いまして、（試験炉設置許可基準規則）第13条の「設計基準事故（DBA）等の拡大の防止」への影響について考慮する必要がありますが、これにつきましては、クラスダウンしたMS2のうち、設計基準事故等に対処するために必要な系統については、引き続き安全機能の重要度が特に高い機器に位置付けておりますので、多重性、多様性、独立性に関する設計には変更がなく、安全評価の見直しは実施しておりません。

続いて、「被ばく評価条件の見直し」につきましては、原子力機構では、大きな設置変更許可申請の場合は被ばく評価条件の変更を行っております。ここでは気象条件の更新、小児等の呼吸率・線量換算係数の詳細化等に伴う周辺公衆の実効線量評価を実施しております。

これに伴いまして、平常時被ばく評価につきましては、従来、約 $9.4\mu\text{Sv/y}$ であったのが、この結果は変更後も同等の数字になっております。「設計基準事故（1次冷却設備二重管破断）」につきましては、約 1.4mSv が 1.7mSv に変更されております。

続いて、「施設の新設（固体廃棄物保管室）」の設置に関するものです。これにつきましては、（試験炉設置許可基準規則）第22条（※正しくは、第23条）の保管廃棄施設の基準の適合性と、それと、（同規則）第23条（※正しくは、第24条）の直接線等の影響の観点を検討する必要があります。これにつきましては、新たに設置する固体廃棄物保管室の寄与を考慮しても、 $50\mu\text{Gy/y}$ 以下となる設計とするとしております。

続きまして、「監視設備」、モニタリング設備につきましては、非常用電源、それと、伝送系の多様化が追加要求となります。これにつきましては、大洗研究所では14基の固定式モニタリング設備がありますが、これに対して非常用発電機を設ける等の追加となります。それと、設計基準事故時に対応する固定式モニタリング設備14基のうち、9基につきましては、従来の有線式のデータ伝送設備に加えて無線式のデータ伝送設備を追加します。

続きまして、5ページ目から設計基準対象施設について、説明させていただきます。

○小山田原子力規制部審査グループ地震・津波審査部門安全規制調整官

地震・津波審査部門の小山田です。

それでは、5ページ（※正しくは、6ページ）の「第4条 基準地震動」から御説明します。

地震・津波に関しましては、先行の東海第二発電所、それから、JRR-3と共通する内容がほとんどでございますので、この資料におきましては、HTTR特有の点を中心に資料を整理

してございますので、その内容を説明させていただきます。

まず、検討用地震でございますけれども、敷地に大きな影響を与えると予想される地震として、①から④にあります4つの地震を選定してございます。

そのうち②のF3断層～F4断層による地震、これは内陸地殻内地震でございますけれども、これが敷地と活断層の位置関係から、一番大きなものとして検討用地震として、HTTRについて特有のものとして選定されてございます。

右の図を御覧いただきますと、事業者は、当初、グレーの点線で示しております端っこから端っこを結んだ形での断層長さとしてございましたけれども、審査会合での指摘を踏まえまして、緑色で示しております地表面トレースに沿った断層面を想定してございまして、孤立した短い活断層として、Mw6.5に相当する地震モーメントとして $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ を設定しているということでございます。

そのほか、モデル、それから、パラメータの設定等が適切であるということですか、不確かさを十分に考慮した評価が実施されているということを確認してございます。

それらの結果が7ページでございます。

基準地震動として、Ss-DからSs-1～5の全部で6つの波（地震波）を策定してございます。

なお「震源を特定せず策定する地震動」につきましては、全ての周期帯でSs-Dに包絡されておりますので、基準地震動の対象とはされてございません。

これらを踏まえて、各種の不確かさを十分に考慮して適切に基準地震動が策定されているということから、基準に適合しているということを確認してございます。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

続いて、（試験炉設置許可基準規則）第4条の「耐震設計方針」について説明させていただきます。8ページの2つ目の矢印（矢羽根（➤））を御覧ください。

先ほど申請者は設計クラス等を変更しているというお話をしましたが、まず、耐震（耐震重要度分類）クラスにつきましては、Sクラスの施設につきましては、試験炉設置許可基準規則解釈（試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）の別記1に基づきまして、停止機能、冷却機能、閉じ込め機能の順に機能喪失等の影響評価を行い、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある設備として、制御棒系、原子炉冷却材圧力バウンダリ等を選定しております。これについては、従来と同様になります。

その考え方にに基づきまして、既許可におきまして耐震重要度分類Sクラス（旧Asクラス、Aクラス）としていた設備の一部（補助冷却設備、炉容器冷却設備、非常用発電機等）をBクラスに見直しております。

この場合、基準地震動による地震を想定した場合に、非常用発電機などのBクラスの設備は機能喪失しますので、その際に直流電源設備から電力を供給するとか、あと、蓄電池が枯渇した後は、可搬型発電機によりパラメータの監視を行う設計ということを追加して

おります。これについては、竜巻・火山につきましても、非常用発電機を防護対象としないので、同様な対応となります。

続きまして、次の9ページで、先ほどの耐震クラスの変更で、Bクラスが基準地震動の地震によって機能喪失した場合の影響を確認しております。

まず、①の冷却挙動の確認につきましては、Bクラス設備である補助冷却設備、炉容器冷却設備等が損傷しても、原子炉は自動停止して、原子炉の自然冷却により燃料最高温度は初期値を超えないという結果になっております。

続いて、②のBクラス設備の破損時の一般公衆が受ける実効線量につきましては、約3 mSvとなり、過度の放射線被ばくの目安である5 mSvを超えないこととなっております。

審査の結果の概要としましては、Sクラス設備の一部をBクラスに見直したとしても、試験研究用等原子炉施設の安全機能が損なわれない耐震設計方針であることを判断しました。

○小山田原子力規制部審査グループ地震・津波審査部門安全規制調整官

続きまして、10ページ、(試験炉設置許可基準規則)第3条の地盤でございます。

地盤の安定性に関しましては、地盤の変位、支持、変形の3つの項目がございますけれども、そのうち支持と変形につきましては、JRR-3と同様ということでございます。

変位につきましては、ここがございますとおり、ボーリング調査等の結果から、原子炉建家、その近傍の地盤につきましては、断層を示唆するような系統的な不連続、累積的な変位・変形が認められないことなどから、敷地には将来活動する可能性のある断層等は認められないということを評価しております。

続きまして、11ページ、(試験炉設置許可基準規則)第5条の津波でございます。

HTTRの施設につきましては、下の方にあります図がございますとおり、T.P.(標高)+36mに設置されてございまして、敷地前面にはT.P.+30m以上の段丘崖が分布しているということ、さらには、取水設備を設置していないということもございますので、T.P.+30mへの津波の遡上の可能性を事業者として検討してございます。

右上にありますような、これは一つのモデルでございますけれども、こういった形で評価を行っております、これらの評価につきましても、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を行い、適切に策定された結果、遡上しないという評価がなされておりますので、基準に適合していると判断してございます。

続いて、12ページ、(試験炉設置許可基準規則)第6条でございますが、火山でございます。

火山事象に関しましては、まず、設計対応不可能な火山事象が影響を及ぼす可能性は小さいということ。それから、降下火砕物の影響でございますけれども、設計層厚といたしまして、赤城鹿沼テフラを考慮して50cmと設定し、それらの降下火砕物が到達としたとしても安全機能が損なわれない設計であると判断してございます。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

続いて、「第8条 内部火災への対策」について説明させていただきます。

申請者は、火災の発生防止、早期の火災発生の感知・消火、それと、火災影響の軽減の3方策を適切に組み合わせた火災防護対策をしております。

そのうち火災の影響軽減対策としましては、原子炉の停止機能につきましては、HTTRでは手動操作により原子炉の停止が完了する時間（40分）を確保する必要がありますので、それらを考慮しまして、1時間以上の耐火性能により影響軽減を図る設計とするしております。

それ以外の対策につきましては、ほぼ実用発電用原子炉施設の火災防護基準（実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準）に従った防護設計となっておりますが、一部については異なるものがありますので、その点について、次の13ページから説明させていただきます。

まず、13ページの火災発生防止のケーブルの難燃性につきましては、ケーブルの自己消火性について、実用炉の火災防護基準で例示されているUL垂直燃焼試験とは異なり、ICEA（絶縁ケーブル技術者協会）垂直燃焼試験を行うこととしております。これにつきましては、下表にあります実用発電用原子炉の審査において確認された内容に照らして、シース材の不燃性や厚さも確認するとしておりますので、自己消火性の確認については、問題ないと判断しました。

続いて、14ページの「火災の早期感知、消火対策」についてです。

まず、感知器につきましては、例えば、原子炉格納容器外の感知器につきましては、有炎火災を発生させる有機溶剤等を有しないことから、煙感知器1種類を設置するとしております。

それと、消火につきましては、二酸化炭素消火設備は、中央制御室の火災警報確認から要員の退避警報の発信、現場での起動操作、手動による操作までに5分以内に対応できるということですので、一部火災防護基準の要求とは違いますが、火災防護対策はできるとしてしております。

続いて、15ページの「火災の影響軽減」につきましては、先ほど説明しましたけれども、1時間の耐火性を停止系統に持たせるために、1時間の遮炎性を確保したケーブルトレイに収納すること、これらのうち1系統には1時間の耐火性能を有する障壁材、下の図にあります耐火ラッピング材を巻くということとしております。

審査の結果としましては、設置者の内部火災対策は火災防護基準を参考とした対策を講じており、（試験炉）設置許可基準規則に適合するものと判断しました。

続いて、16ページから「多量の放射性物質等を放出する事故（bdba）の拡大の防止」について説明させていただきます。

17ページにつきましては、まず、Beyond DBA（bdba）の選定について確認をしております。基準では、設計基準事故より発生頻度が低い事故であって、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく5mSvを超えるものを与えるおそれがある事故について評価し、対策を

講じることとしております。

これに対しまして、まず、原子炉に係るbdbaの選定としましては、(試験炉)設置許可基準規則(解釈)の第5条の解釈2に示されている「自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障」を考慮しまして、設計基準事故の1次冷却設備二重管破断に、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」のそれぞれの機能喪失を重畳させた3事象をbdbaとして選定しております。

続いて、18ページになります。こちらは使用済燃料貯蔵設備に係るbdbaの選定についてです。これも(試験炉)設置許可基準規則(解釈)第53条解釈3第2号で例示されたものについて、原子炉建家使用済燃料貯蔵設備、(すなわち)貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)の冷却機能喪失、それと、冷却系配管破断によるサイフォン現象、それと、使用済燃料貯蔵建家、使用済燃料貯蔵セルの冷却機能喪失を選定しております。

さらに、19ページは、地震による原子炉使用済燃料貯蔵設備に係るbdbaの重畳を踏まえて、先ほど説明しました原子炉のbdbaのうち地震起因のものと、あと、使用済燃料貯蔵設備に係るbdbaのうち地震起因のもの、これを重畳させた選定をしております。

審査の結果としましては、公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれがある、工学的に判断される厳しい事故が選定されていることを確認しております。

続いて、具体的な各事象の説明になります。

まず、20ページにつきましては、原子炉に係るbdbaの想定、評価、対策となります。

まず、停止機能(喪失)の重畳につきましては、制御棒による原子炉停止機能が喪失して1次冷却設備二重管破断が起きていますので、燃料の温度が上昇します。その際に、負の温度係数により高温停止、それと、崩壊熱の自然冷却が行われますので、多量の放射性物質等の放出に至るおそれはありません。

ただし、炉心温度低下に伴い、事象発生から約22時間後に再臨界となりますので、制御棒以外の後備停止系による炭化ほう素ペレットの投入による炉の停止をしております。

後備停止系の具体的な構造については、21ページで示しております。

続いて、22ページが冷却機能の喪失(の重畳)になります。この場合は、1次冷却設備二重管破断が起きている状態で、炉容器冷却設備も機能喪失を仮定します。その場合でも、制御棒が挿入されて原子炉は停止しますので、冷却機能は喪失しますが、自然放熱により原子炉の崩壊熱が冷却されます。これにより多量の放射性物質の放出に至るおそれはありませんが、事故の早期収束のために冷却設備の復旧などの対策を取ります。

続きまして、23ページになります。こちらは地震等による閉じ込め機能喪失等の重畳になります。

この場合、1次冷却設備二重管破断に格納容器の閉じ込め機能の喪失を仮定しますので、まず、①としましては、格納容器に空気が流入することによって、炉内構造物の黒鉛の酸化の減肉を考慮する必要があります。サポートポストというのと、あと、黒鉛スリーブの

底板というので炉心を支える仕組みになっていますが、酸化量は少ないという結果になっております。

その具体的な概要については、24ページの方で説明しております。

続いて、23ページの「②黒鉛の酸化により発生する可燃性ガスの影響評価」につきましては、一酸化炭素の割合は1%未満であり、燃焼範囲外となります。

「③放射性物質等の放出の影響評価」につきましては、放射性物質を内包する1次冷却材が閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器に流出しますので、多量の放射性物質の放出に至るおそれがあります。

その対策につきましては、25ページになります。

その放出によりまして、約3mSvとなりますが、事故発生後1時間までに原子炉建家に目張り対策を行った場合は、それが2mSvとなって影響緩和が行われます。

審査の結果の概要としましては、まず、後備停止系による原子炉停止等の措置が明確になっていること、原子炉建家の目張り対策等の影響緩和のための措置が明確になっていること、それと、周辺公衆の実効線量の評価値は5mSvを下回るものの、BDBAの事故として選定したことは保守的であること、あと、目張りの対策により線量を低減できることから、影響緩和に資するものであることを確認しました。

使用済燃料貯蔵設備のBDBAにつきましては、27ページの事象が一番進展の早い事象ですので、それについて説明させていただきます。

これにつきましては、使用済燃料（貯蔵）プールの冷却水系の配管の破損に伴いましてサイフォン現象が起きたときに、水位低下によって、それを放置すると貯蔵ラック・使用済燃料温度が上昇し、多量の放射性物質の放出のおそれがあります。

これに対する対策としましては、まず、（使用済燃料貯蔵）プール水位低下警報を検知しまして、直ちに手動弁を開けることによってサイフンブレイクが起きまして、プール水の流出を止めることとしております。

最後に、29ページになります。

地震等によって、先ほど説明しました原子炉の閉じ込め機能喪失の重畳と、それと、使用済燃料貯蔵プールのサイフォン現象によるプール水の流出が同時に起こったとして、その対策ができるかということを確認しております。

対策としては、原子炉建家外からの目張り処置、それと、電源を接続して監視体制を構築すること、それと、使用済燃料貯蔵プールのサイフォン現象を止めるためのベント弁の開、その作業のために6名が必要となります。それを1時間以内に行う必要がありますが、原子炉制御室に常駐する運転員は8名ですので、対応可能となります。

審査結果の概要としましては、地震等の共通原因等によるBeyond DBAの複合的なことを想定した場合でも、影響緩和のための対策を講じることが可能な体制を構築することを確認しました。

以上となります。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

説明は以上でございます。

○更田委員長

では、まず、石渡委員、何かありますか。

○石渡委員

このサイトについては、短い断層が割と沖合のすぐ近くのところにあるということですね。その断層による地震動というのが一番大きな基準地震動として採用されているという点で、近いところにある東海第二発電所とか、そういうところと違う基準地震動になっているということですね。これは距離がはっきり書いていないのですけれども、大洗の大体何kmぐらい沖合でしたか。

○小山田原子力規制部審査グループ地震・津波審査部門安全規制調整官

地震・津波審査部門の小山田です。

約5km弱となっております。

○石渡委員

そうですか。そういう点で、比較的近いところにある断層による地震動が基準地震動になっているという点で、今までの近隣のサイトとは違っているということがございます。

あとの点は、地震、津波、火山関係に関しては、特に津波に関しては、これは標高が割と高いところにあると。30mぐらいでしたか。○小山田原子力規制部審査グループ地震・津波審査部門安全規制調整官

地震・津波審査部門の小山田でございます。

HTTRの原子炉施設の部分が約36mの標高でございます。

○石渡委員

ということで、ほとんど津波による被害の心配はないということで、自然ハザード関係ではそんなところだと思います。

以上です。

○更田委員長

では、山中委員。

○山中委員

高温工学試験研究炉（HTTR）というのは、熱出力30MWの黒鉛減速、ヘリウムガス冷却の試験研究炉でございます。高温ガス炉の持つ固有の安全性や、核熱利用に関する研究開発を行うことを目的として、これまで運転されてきた原子炉でございます。

燃料は直径1mmの二酸化ウランの被覆粒子燃料でございまして、高温までほとんど破損することのない安定な燃料でございます。

原子炉停止系も非常にユニークな構造を持っております。固有の安全性を持つ原子炉であるとされておりますけれども、説明にありましておとり、設計基準事象並びに多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止について、慎重に審査を進めてまいりました。

御審議のほど、よろしくお願い申し上げます。

○更田委員長

それでは、御質問、御意見はありますか。

田中委員。

○田中委員

2つ教えてほしいのですが、1つは、Beyond DBAで二重管破断があって、原子炉停止機能が喪失している場合というのがあって、再臨界になることが考えられると。そのときに、また、後備停止系を何かしらのいい方法でもって動かしてという話があるのですけれども、パワポ（パワーポイント）（資料1-2）の21ページを見ると、制御棒と後備停止系は、もちろん、説明にあるように、構造的には分離されているのですけれども、結構近いところにあるわけですけれども、スクラムがうまく入らないようなときに、後備停止系を動かすことをどのような方法でやろうとしているのか、それを教えていただきたいのですが。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

まず、後備停止系につきましては、こちら（資料1-2）の21ページにありますけれども、構造的に、ケーシングにつきましては、通常の制御棒と同じ形式のものが入っていますけれども、その中で、さらに、右上の図になりますけれども、後備停止系のケーシングが別に分かれております。

その際にこれを動かすために電源が必要になります。電源でモーターを回して、左下にある電動プラグというものを持ち上げて、それで、直径13mmのペレット状の炭化ほう素を落とすという仕組みになっておりますけれども、非常用電源が使えない場合はほかの電源が必要になりますので、今回、可搬型の発電機を設けまして、それをきちんとつないでモーターを回して、それで電動プラグを持ち上げて、炭化ほう素を落とすというような対策となります。

○田中委員

そのような対策は、スクラムができないような場合においても、そのような対策でもって炭化ボロン（カーバイド）（炭化ほう素）でしたか、その粒々が下に入るということは確認したということですね。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

（首肯）

○田中委員

もう一つは、空気が入ってきたときに、高温の黒鉛が酸化反応ということで、審査書を見ても、何mm残っているから大丈夫だと書いているのですけれども、構造というか、炉（原子炉）の中の場所、場所によって黒鉛の種類が違うと思うのですけれども、これは重要なところを評価しているのですけれども、これはその黒鉛の酸化挙動等々のデータは十分にあって、それを使って評価しているということではよろしいのでしょうか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

まず、構造的には炉内構造物はほとんど黒鉛で構成されているのですが、24ページにありますように、その中で、炉心の形状を維持するために大事なところが赤い部分で示されておりまして、サポートポストというのと、あと、黒鉛スリーブ、燃料のコンパクトが入っている燃料棒なのですが、その底板ですね、その黒鉛の酸化による減肉というのを評価しております。

これは実験等によって、酸素が入った場合にどれくらい酸化するかというようなことを確認した結果を踏まえて、計算コードによって酸化量を確認しております。

○更田委員長

ほかにありますか。

伴委員。

○伴委員

2つ教えてほしいのですが、1つは、今の黒鉛の酸化のところなのですが、わずかではあるけれども、一酸化炭素が発生する。この一酸化炭素が制御室等の運転員がいる場所に入ってくるという可能性はないのですか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

まず、二重管破断が起きると、炉内にある1次系のヘリウムが原子炉容器の外に流出するのですが、実際に模型を作って、それで、どういう時間のスケールでそういう1次ヘリウムが外に出るかというのを事業者が確認しておりまして、最初は圧力が高いので、なかなか外の空気が入ってこないのですが、空気が入ってきて一酸化炭素が発生するまでに、かなり、数日掛かるというような評価になっております。

ですから、その数日間に、例えば、従事者が格納容器の近くに行くような場合には、例えば、一酸化炭素の濃度計を持っていたり、マスクをしたりとかいう装備の対応が十分取れると考えております。

○伴委員

分かりました。

それから、もう一つは、資料1-2の25ページのところで、閉じ込め機能を期待できないときに人力で目張りをするということなのですが、この目張りをする作業員の外部被ばくはどう考えているのか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

これにつきましても、建家の外から作業員が目張りの必要な場所にアクセスをして、それで、目張りをするというような対策を取るのでありますが、その際の被ばく評価を行っておりまして、（事故発生から）1時間（作業時間は20分）で目張りをするということに

なりますので、その間に受けるのは0.2mSv（※正しくは、2 mSv）という結果になっていますので、十分対応が取れると考えております。

○伴委員

分かりました。ありがとうございます。

○更田委員長

ほかにありますか。

私から、疑問に思うところ2つと、それから、コメント1つですけれども、まず1つは、これは法令上の問題なので、荻野長官ほかに答えていただいてもいいのですけれども、原子力委員会、それから、文部科学大臣に対する意見の聴取にも表れますけれども、（資料1-1の）別紙1を見てもらえれば、「1. 法第24条第1項第1号」のところの2つ目のところ（ポツ（・））で「使用済燃料については、」というくだりがありますよね。「引渡しまでの間は当該原子炉施設において貯蔵する方針としていること」と。

ガス炉燃料は、安全の観点からすると、保管上の危険というのは、およそ考慮しなくていいとまでは言わないけれども、極めて安定している、閉じ込めに関しては極めて優れた燃料ではあるのだけれども、「再処理を委託又は引取りを依頼して」という、このフィージビリティは、実現可能性ですね、これはどこが担保するのですか。どこがエンドースした形になるのですか。原子力委員会がそう認めるのですよねという意見聴取の仕方なのか、文部科学省なのか、それとも、原子力規制委員会は原子力規制委員会の判断として、これが妥当なものとして判断したという形になるのですか。

○荻野原子力規制庁長官

原子力規制庁の荻野でございます。

まず、この要件の判断は、基本的には原子力規制委員会が行っている判断でありまして、それについて、それぞれ意見聴取をするということでございます。（説明者に向かって）原子力委員会との関係については、もし補足があれば。

○更田委員長

まず、それは審査の中でこれは確認をしたということですか。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

研究炉等審査部門の小野です。

そのとおりでございます。

○更田委員長

どういう形で（ですか）。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

まだ再処理の実現性というところまで踏み込んだものではございません。

○更田委員長

方針ね、要するに。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

方針を確認したということになります。

○更田委員長

ガス炉燃料の再処理というのは、TRISO（三重被覆）の仁丹（のような粒の燃料）を高速度でぶつけて割って、硝酸溶液でと、要するに、もう本当に原理的には不可能ではないという程度のものなのですね。だから、これは基本的に安全に保管できますというところなのでしょうね。だけれども、これがどう担保されるかというのは、これからJAEAが抱える課題になるということなのですか。ガス炉燃料の再処理というのは、国内でも（例がありますか）、山中委員、聞いたことがありますか。

○山中委員

壊して再処理するというのも一つだと思うのですが、いろいろな処理方法は研究レベルでは考えられています。ただ、まだ遠い将来かなと思います。

○更田委員長

だから、これは、JAEAはそういう方針を持っているよ。うちはそれを否定はしないけれども、どうするのと問わなければならないということですよ。

それから、2つ目は、安全性実証試験の位置付けなのですが、例えば、炉容器冷却設備というのは（設備の安全重要度分類が異常影響緩和系）MS2に位置付けられるのだけれども、ヘリウム循環機3台停止であるとか、炉容器冷却系の停止というのが、HTTR、仮に許可を受けた場合は、安全性実証試験の継続が当面の運転モードになるだろうと思うのですが、それはどう位置付けて、例えば、MS2を停止させて運転するという状態は、この中ではどう整理されているのですか。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

原子力規制庁の小野です。

今後、安全実証試験を実施するということについては、保安規定でその手順を決めて、それを確認していくと、こういった段取りだったと記憶してございます。

○更田委員長

では、ヘリウム循環機3台停止をやります、次は炉容器冷却系を止めますとなったときに、保安規定の中でそのときの対処について見ていくという形になるわけですか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

特殊運転につきましては、設置（変更）許可（申請）の中でも特殊運転をするときのインターロック等の対応が書かれていまして、一時的に炉容器冷却系を使わないとか、そういう対応は許可で見えています。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

小野です。

許可の中に一定程度のことは書いてあると思うのですが、今、更田委員長の御指摘のことについては、保安規定で担保していくと。

○更田委員長

例えば、1つの（設備の安全重要度分類が異常影響緩和系）MS2の機器を機能停止させたとして、その範囲で運転をしたときに、設計上の対処がなされているかというのは許可の中で見ているわけですね。イエスかノーで。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

そのとおりでございます。

○更田委員長

実証試験が行われるときには、その度に保安規定の申請がなされるという形ですか。それか、大きな枠取りがされるということなのかな。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

基本的には保安規定で特殊運転ができるような、そういう内容になっています。既に循環機3台停止とかというのも実験が行われていますので、それは今の保安規定の中で行われております。実際に今後やるものもありますので、そのときに実際にやるものについては、運転手順書とかで明確な対応が取られると思います。

○更田委員長

私の質問は、（設備の安全重要度分類が異常影響緩和系）MS2（の機器）を1つ意図的に機能喪失させるというのが運転のどういう位置付けになっているかということなのだけでも、それは通常運転範囲の中で捉えられる形になるのですか。それとも、保安規定の中で特に位置付ける形になるわけですか。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

小野ですけれども、特殊運転ということでの位置付けで、要は、通常運転とは違うモードでやりますということでご扱っております。

○更田委員長

それに対する設計対応は許可の中で見ていると、そういうことですね。

○小野原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

そのとおりです。

○更田委員長

3つ目は、やはりガス炉で気になるのは、何と云っても停止系のところであって、先ほど田中委員からの指摘もあったけれども、制御棒以外に後備停止系がありますと。ただ、後備停止系というのはトラブルを1回やっていますよね。検査のときかな。起動（しよう）したら、起動しない（というトラブル）。

基本的にはこれは品証（品質保証）に係るものであるけれども、品証は次年度から新たな（検査）制度（原子力規制検査）の下できちんと見られることになるだろうと思いますけれども、特にこの後備停止系は以前にトラブルを経験していますので、品証に関しては、後備停止系に限らず、きちんと見てもらいたいと思います。これはコメントです。

ほかに御質問、御意見はありますか。

石渡委員。

○石渡委員

(資料1-2の)3ページに新規制基準対応と、それから、「設置者の設計変更に伴う審査項目」というのがありますけれども、この設計変更というのはかなり大がかりなものになるのですか。工事が相当期間必要なものですか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

研究炉等審査部門の戸ヶ崎です。

ここ(資料1-2)の3ページの一番上にある(設置者の)「設計変更に伴う審査項目」というのは、その下の4つの欄に相当するのですけれども、まず、最初(一番左)の「設備のクラス設計変更」に係るものについては、先ほど言いました耐震重要度分類の変更と(設備の)安全重要度分類の変更になります。

それと、次は被ばく(評価)条件の変更と、それと、工事は特にはありません。(一番左に「23」とある)保管廃棄施設についても、既にある部屋をそういうところに位置付けるということで、工事を伴うものではありません。

○石渡委員

そうですか。では、全てのこの4つの(欄の)項目に関わる設計変更は、大きな工事を伴うものではないという理解でよろしいのですか。

○戸ヶ崎原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全規制調整官

そのとおりでございます。

○更田委員長

ほかにありますか。

それでは、各委員からこの許可について判断を伺いたいと思いますけれども、まず、別紙1のとおり、審査結果の案について、このとおり取りまとめることでよろしいでしょうか。

田中委員、よろしいですか。

○田中委員

はい。いいと思います。

○山中委員

異議ございません。

○伴委員

異存ありません。

○石渡委員

異存ございません。

○更田委員長

それでは、添付の別紙1の審査書はこのとおり取りまとめることとして、別紙2のお

り原子力委員会への意見聴取並びに別紙3のとおり文部科学大臣への意見聴取を行うことについて、それぞれ決定してよろしいでしょうか。

(「異議なし」と声あり)

○更田委員長

最後に、科学的・技術的意見の募集についてですけれども、これについて、何か御意見はありますか。

田中委員。

○田中委員

(資料1-1の参考2の)別紙2(通しの159ページ)のところにいろいろとあって、(2つ目のマル(○)の2つ目の矢羽根に)「他の施設については、リスクの観点から科学的・技術的に重要な判断が含まれる」等々であるのですけれども、リスクの観点からというと、そこはない気もするのですけれども、新しい試験炉ができ上がるのは、高温ガス炉は初めてでございますから、科学的・技術的には新しいものもあるからということで、それで、意見募集があってもいいのかなと思うのですが。

○更田委員長

ほかに御意見はありますか。

山中委員。

○山中委員

私も田中委員と同意見で、技術的には特段新しいところはないかと思うのですけれども、それなりの出力を持った試験研究炉でございますので、意見募集は行った方がいいと私自身は思っております。

○更田委員長

石渡委員。

○石渡委員

私も意見募集は行った方がよいと考えます。

○更田委員長

伴委員。

○伴委員

私も同じです。

○更田委員長

なるほど。

リスクを問題にするのだったら、私、これは全然必要ないと思う。リスクは極めて小さい。一方、炉型はほかのものと違う。でも、シリサイド(燃料)だって、トリガー(燃料)だって、ある意味、炉型は違う。ただ、30MWのガス炉だからということで。多様な意見を受けて、そして、それについて考えることはいいことだということかなと思いますけれども、既に多数派意見が形成されているので、それでは、科学的・技術的意見については、

意見募集を行うこととします。ありがとうございました。

2つ目の議題は、「新たな検査制度（原子力規制検査）で用いる検査実務に係る運用ガイド案について」。

古金谷検査監督総括課長から。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

検査監督総括課長、古金谷でございます。

では、資料2に基づきまして御説明をしたいと思います。

かなり大部でございます。これは別紙1、4ページ目でございますけれども、これまで何度か御紹介している体系図でございますけれども、今回で新検査（新たな検査制度）の関係の要領書が全てそろそろと考えてございます。

この議題でお諮りするのとは白抜きの部分でございます、第三段階のものでございます。基本的な検査実務に関するものというところでございます。

では、1ページ目に戻りまして、御説明をしたいと思います。

今回、今申し上げましたように、検査実務に関するガイドについて御報告して、了承を得たいというものでございます。

具体的なものについて、2.のところで御説明したいと思います。

まず、別紙2でございますけれども、そちらの方に一覧表がございます。ページでいきますと5ページ目ということになりますけれども、これだけの約60程度のガイドを、今、準備してお示ししているというところでございます。

順番に御説明します。

まず、共通事項に関するガイド（共通事項に係る検査運用ガイド）というものでございます。

これは現場で検査官が活動するに当たって、共通的な事項を定めているというもの、例えば、そこに書いておりますように、フリーアクセスをするときの留意事項であったり、あるいは個別の検査（実務に関する）ガイドを活用するに当たっての、それをどのように使うのかというようなところについての注意事項、あるいはそれぞれの関係部門、あるいは原子力規制事務所、検査官の役割というようなものについて、規定をしているということでございます。あと、各検査（実務に関する）ガイドに定めているサンプル、あるいは検査時間というものについての考え方についても規定をしております。

それから、2つ目でございますけれども、これは検査を計画的に実施するための計画、あるいはその結果の報告書を作成する、その運用ガイド（原子力規制検査における検査計画及び報告作成運用ガイド）というものでございます。

これは基本検査に係る検査計画を、年間を通じて決められたサンプル数をこなしていくということが必要になりますので、そういったところについての考え方を示したり、あるいは報告書を作成するというところでございますので、そのフォーマット、記載内容の例というものも規定しているというものでございます。報告書のフォーマットは、基本的に保

安検査をこれまでやってきておりますけれども、それに類似したものと考えてございます。

それから、(3)のところは重要度評価等の事務手順を定めたもの(原子力安全に係る重要度評価等の事務手順運用ガイド)ということでございます。重要度評価の様々な判断基準についてのガイドにつきましては、さきの3月4日に御報告をさせていただいて、了承いただいておりますけれども、それをどういったフローで行うのかというところについての手順的なガイドということでございます。

具体的に、重要度評価については、SERP(安全重要度・対応措置評価会合)をどうするか、あるいは意見聴取会というものをどうするかというようなことを規定しておりますし、あと、それぞれの重要度評価、あるいは総合評定というようなものについての報告の様式、あるいはそれを事業者に通知するというものについてのそういった通知手続というものについて、規定しているというものでございます。

2ページ目を御覧いただければと思います。

(4)でございます。これは基本検査の運用ガイド類ということでございます。先ほどの別紙2のところにリストがございまして、これが一番数としても多うございまして、様々な事業者の安全活動、保安活動に沿った形で検査を行うということで、これだけの種類の検査(実務に関する)ガイドを作成しているというものでございます。

フォーマットとしては、このガイドの目的、あるいはどういったことを検査するのか、その手順、あるいはサンプル数等々について、それぞれのガイドの中に規定しております。

(5)につきましては、追加検査のガイド(原子力規制検査における追加検査運用ガイド)ということでございます。これは重要度評価等で対応区分が変更されて、追加検査をするということになった場合の追加検査の手法について、定めたガイドということでございます。その重要度評価の指摘事項の重要度に応じまして、基本的にはこれは事業者のその後の改善活動を検査するわけですが、どういった検査官の体制でやるのか、そのプロセス、検査の内容というものについて規定しているというところでございます。

(6)が特別検査の運用ガイド(特別検査運用ガイド)ということでございます。これは安全上重要な事故・トラブル、あるいは核施設防護上の事案というものが発生した場合に、基本検査で行う、あるいは原子力規制事務所の検査官が行うのとは別に、原子力規制庁本庁の方からも数名の検査官を送りまして、その事象の状況、それから、事業者の初動の対応状況というものを確認するというための検査(実務に関する)ガイドでございまして、特別検査を実施するかどうかの判断基準だったり、あるいは検査をする上での体制、実施フローというものについて規定しているというものでございます。

今御紹介しました(4)、(5)、(6)のこのガイドにつきましては、これは多分に米国の規制当局(NRC(米国原子力規制委員会))の検査ガイドに類似のものがございまして、これを大きく参考にして作成したというものでございます。

それから、(7)でございますけれども、これは法定確認等に係る運用ガイドということでございます。原子炉等規制法上いくつかの法定確認行為というものがございまして、

それを実施する上で、原子力規制検査の結果を活用するというようなことを考えておりました。そういった点も含めた事務的な手続、確認書の交付も含めた形の事務手続について規定しているというものでございます。

3.、2 ページ目の一番下のところでございます。

今回、この3条改正（改正法第3条による原子炉等規制法の改正）に伴いまして、我々の内規類について、かなり形式的な改正、あるいは旧検査の部分については、要らなくなるので、廃止というようなことが必要になります。これは中身が伴うものではありませんので、基本的には行政手続法を不要にして、意見公募は不要にして、この後、原子力規制庁の中で処理したいと思っておりますけれども、具体的な内容は別紙3でございます。

これは一番後ろのページになります。1,230ページ目のところにありますけれども、そこにリストを掲げております。これらについて、改正、あるいは下3分の1は廃止等を行う文書でございますけれども、こういったものについて、原子力規制庁の中で決裁処理を行うという形で改正をしたいと考えております。

最後、3 ページ目に戻っていただきたいと思っておりますけれども、今後の予定でございますが、本日の御指摘、審議を踏まえまして、このガイド類は、基本的には担当課長、管理官のレベルで決裁をするという形で考えてございます。

当然のことながら、以前にも原子力規制委員会でも御議論いただきましたけれども、こういった（これらの）運用の中でまた改善点が見つかってくると考えておりますので、そういったものを適時適切に改正を図っていきたいと考えております。

説明は以上です。

○更田委員長

御質問、御意見ありますか。

○田中委員

ガイド等の説明ありがとうございました。ぱらぱら見て気になったのですけれども、例えば、101ページ辺りのところ（表）を見ると、第二種廃棄物埋施設のところについては、バー（-）、バー、バーというのがあるのですけれども、これは、この辺（第二種廃棄物埋施設）の規則ができていないからなのか、どうしてここがバーになっているのか教えてください。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

検総課（検査監督総括課）の古金谷でございますけれども、例えば、101ページの一覧表の中で関係条項がないというのは、そもそも使用前事業者検査が第二種廃棄物埋施設には義務付けられていないということでございますので、そういった点で、そもそもこのガイド（基本検査運用ガイド 使用前事業者検査に対する監督）を適用する施設ではないことを意味しているところでございます。

○田中委員

別のところでも第二種廃棄物埋施設について、バーのところが多いのですけれども、

それは同じような理由でということですか。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

古金谷でございます。

おっしゃるとおりでございます。

○更田委員長

ほかにありますか。

○伴委員

コメントです。（別紙2の管理番号）「BR0030」（基本検査運用ガイド 放射線被ばくALARA活動）は、ALARA（防護の最適化）活動がありますけれども、これはちょうどこの間の（IAEA（国際原子力機関）の）IRRS（総合規制評価サービス）のフォローアップミッションで、規制機関としてもALARAの要求を明示的にして、それを進めるようにという指摘をもらっています。その中で、線量拘束値の適用も考慮すべしというコメントもいただいたところですが、この中の、通しページで言うと503ページの一番上のところに、集団線量と個人線量のバランスが考慮されているか、特定の個人に被ばくが集中していないか、そういう視点も持ちなさいよということが書かれていて、これは正に線量拘束値に通じる場所ですので、こういったことを規制側も、あるいは事業者側も意識することによって、IRRSフォローアップミッションのコメントに対応することになるのではないかと思います。

それから、もう一つ、ものすごく細かい点なのですが、通しの487ページに「ガラス『バッチ』」という言葉と「コントロール『バッチ』」という言葉が出てくるのですが、これは多分、「バッジ」なのだと思うのですね。英語を日本語表記するときに。だから、「バッチ」というのはいただけないなど。

○更田委員長

ほかにありますか。

ほとんどがNRCのガイドにあったものだろうと思うのですが、オリジナルなところというと、試験炉であるとか、加工施設であるとか、そういったものに対するところであって、一番単純に言えば、通しページの22ページに「表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安」って出てくるのではないですか。ほかのところは相当部分、平たく言ってしまえばNRCからのガイドからの翻訳でということがあるのだろうけれども、この表での研究開発段階炉であるとか、試験炉であるとか、再処理施設、加工施設の数字というのはどうやって決めたのですか。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

古金谷でございます。

この数字は、グレーデッドアプローチを適用するというので、リスクに応じて検査量を少しずつ減らしていく、実用炉に対してどの程度かということを考えております。この数字は、手数料の金額なども参考にしてこういった数字を作っておりますけれども、今度

また本年4月1日にそれぞれの施設について、令和2年度の具体的な検査のサンプル数などについては御報告して御了承いただきたいと考えておりますので、これはあくまで目安ということでございまして、それぞれの施設については、今、原子力規制事務所とも相談して、こういう形にした方がいいのではないかとということも議論しておりますので、この数字を目安にしながら、最終的にどういった検査計画を作るかということについてはまた御報告、御了承いただきたいと考えております。

○更田委員長

(通しの22ページの表1で、)例えば、「再処理」で出てくる「特定廃液の固化」というのは、要するに、高レベル廃液と、あればポリ溶液を指しているのだろうと思って、東海再処理施設を意識した記述ですね。「埋設」の数字が結構大きいかなという気はするのですけれどもね。

○小坂原子力規制部検査グループ専門検査部門企画調査官

専門検査部門の小坂でございます。

今の御意見に関しまして少し補足をさせていただきます。今、検査(実務に係る運用)ガイドの中で書いてありますサンプル数は、基本的には運転している、稼働している段階のものを標準として記載しております。ですから、建設段階であったり、それから、廃止措置に入った場合にはリスクが下がりますので、それぞれのガイドが必要か、必要でないか、その運転段階に応じて判断して、まずやっていきます。廃止段階であっても、廃止する場合に、系外に放出可能性が、リスクが高くなっていく、高線量のものを扱うようなものになってくると、放射線防護のところはサンプル数を増やすとか、プラントの状態によって変えていくという運用を考えております。ですから、(検査実務に係る運用)ガイドに書いていますのは、稼働している状態ということで標準的に考えてございます。

○更田委員長

小坂企画調査官の言うとおりでけれども、それを聞くとなおのこと、この「埋設」の数字ってどうなのと思ってしまいますけれども、まあ、目安ということなのでしょう。

ほかに御質問、御意見ありますか。石渡委員。

○石渡委員

これは大変大部の資料なので、全体の目次がなく、リストがあるだけなのです。つまり、通しページが全部振ってあるのですけれども、それぞれのガイドが何ページから何ページまでかというのが書いていないように思うのですけれどもね。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

古金谷でございます。

申し訳ございません。資料の準備として、それぞれのガイドが何ページから始まっているかというところは記載ができておりません。

○石渡委員

それ(目次)はやはり付けていただいた方が、参照するとき、非常にこれだと不便で

すので、いかがですかね、やってもらった方がいいと思うのですけれども。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

いずれ、この検査（実務に係る運用）ガイドについては、決裁した後、セットした形のものをホームページに公開したいと思っております。その際には、基本的にはひとつひとつのガイドごとにダウンロードできるような、あるいはPDFの形式にしてと考えておりますので、今回は原子力規制委員会にお諮りする資料ということで、全体通しのページを資料には振っているのですけれども、例えば、別紙2に（各ガイドの掲載）ページ数が振られていないところは申し訳なかったと思っておりますけれども、当然、最終的に公開するものにつきましては、それぞれのガイドごとにダウンロードできたりとか、そういう形にはしたいと考えております。

○更田委員長

ほかにありますか。

別紙1に戻りますけれども、ガイドは継続的改善というか、後々整備というのだから場合によってはあり得るけれども、規則類は施行に合わせて整備されていなければいけなくて、そうすると、残りは、（別紙1の左の凡例で）「第三段階（別途提示）」とされているものが、今週、来週のうちに提示されると、そういうことでよろしいですか。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

別紙1全体についてももう一度御説明したいと思います。今回、この議題でお示ししているのが白いところでございます。黄色いところはこの後の議題3で、これは一度、本年3月4日にお諮りして各委員からコメントいただいておりますので、修正したものについて再度お諮りしたいと思っております。この赤い部分、廃止措置の計画の審査基準は、実用炉、試験研究炉、あと、もんじゅとかございますけれども、これについては、本年4月1日までの間に、できれば来週の原子力規制委員会でお諮りして御決定いただきたいと考えてございます。

○更田委員長

それでは、今回報告のあった検査実務に係る運用ガイドについて、事務局案を了承してもよろしいでしょうか。

（首肯する委員あり）

○更田委員長

ありがとうございました。それでは、検査実務に係る運用ガイドについて、事務局案を了承します。更に作業を進めてください。ありがとうございました。

3つ目の議題は、「原子力規制検査で用いる事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルの適切性確認について」。

これは本年3月4日に一回説明がありましたけれども、もう一回ということで、改めてです。これは、同じく古金谷課長と、それから、検査評価室の布田室長から。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

原子力規制庁、古金谷でございます。

本年3月4日に一度お諮りして、各委員から、特に適切性確認ガイド（原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド）の判断基準のところについていくつかコメントをいただきましたので、その部分について修正を加えました。その修正に伴いまして、伊方発電所3号機のPRAモデルの確認結果につきましても一部修正を加えたということがございますので、その案について御提示したいと思っております。問題なければ、これを了承いただきたいと思いますと考えております。

中身の説明は布田室長からさせていただきます。

○布田原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室長
検査評価室の布田です。

それでは、資料3に基づきまして御説明させていただきます。

今、古金谷課長から説明がありましたが、経緯についてはその説明のとおりでございます。適切性確認ガイドの修正案についての別紙1と、あと伊方発電所3号機のPRAモデルの確認結果を修正したものが別紙2でございます。

まず、適切性確認ガイドでございますけれども、別紙1、通しで11ページを御覧いただければと思っております。PRAモデルの適切性確認ガイドにつきましては、その確認項目ごとにその視点と判断基準を設定してございますが、本年3月4日の（原子力規制委員会）定例会議におきまして、この判断基準にコメント、御意見をいただいたものでございます。大きく3つございます。

1つ目が1.（1）のピアレビューに関してですけれども、ピアレビューの判断基準につきまして、元の案では、米国におけるピアレビューに相当するということしか記載がなかったのですけれども、具体的な要件について記載すべきではないかという御意見をいただきましたので、11ページの判断基準のように、矢羽根の部分ですけれども、具体的な要件を追加してございます。ピアレビューの実施者に関する要件ですとか、あるいはPRAモデルの開発に関わっていない者であるとか、あるいはピアレビューは十分な時間をかけて実施しているという内容につきまして、脚注の7番、8番に、米国のNEI（米国原子力エネルギー協会）ですとか、ASME（米国機械学会）のPRA標準がございまして、その記載を参考に要件を具体的に記載したものでございます。

以上が1点目でございます。

2点目でございますけれども、この判断基準の中で、「例えば、」というふうに具体的な記載をしている箇所が何か所かあったのですけれども、その「例えば、」という記載については要らないのではないかという御意見をいただいたということでございます。具体的に言うと、通しの13ページの（2）の①でございます。これは炉心損傷の定義の部分ですけれども、本年3月4日の（原子力規制委員会）定例会議におきまして、括弧書きで例えばということで、被覆管温度1,200度で炉心損傷を仮定すると書いていたのですけれども、これについては、安易過ぎるし、事業者がこれをやれば判断基準を満たされるのだと判断

してしまうということで、削除すべきというコメントがございましたので、記載を削除してございます。あと数か所、同じように「例えば、」という記載を付けておったのですけれども、同様の趣旨で削除修正してございます。

以上が2点目でございます。

3点目につきましては、同じページの④の熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠の部分でございます。これにつきましては、判断基準の部分に安全解析の使用実績等の信頼性のあるコードということで記載しておったのですけれども、PRAは最確推計、ベストエスティメイトであるべきというコメントをいただきましたので、ここに書かれているとおり、そのプラントの状態を精度よく解析できる最適評価コードであることという形で修正を加えてございます。

以上が別紙1のPRAの適切性確認ガイドでございます。

続きまして、別紙2でございます。適切性確認ガイドを修正いたしましたので、この確認結果につきましては、要修正箇所3か所と、あと中長期的な改善箇所3か所としておったのですけれども、先ほど御説明いたしました精度よく評価することができる最適評価コードにすべきと（適切性確認）ガイドを修正いたしましたので、中長期的な改善箇所は3か所から4か所に訂正してございます。

具体的に言いますと、通しで20ページでございますが、「(3) 修正が必要な事項」の「①設計運転管理、運転経験等のプラント情報に係る箇所」の3段落目でございます。上記の箇所に加え、伊方発電所3号機につきましては、成功基準解析について、許認可解析で用いたコードを使っていることを確認したのですけれども、大きな保守性を含んだ解析であることが確認されたということを加えた上で、これにつきましては今後修正すべき箇所として、中長期的な改善箇所としたということでございます。

あと、（別紙1の）3ページ、4ページ目の「4. 原子力規制検査での活用に係る留意点」についても修正を入れてございまして、具体的には通しで21ページ目でございます。

「(2) 中長期的な改善箇所に係る留意点」の部分ですけれども、まず2段落目でございますが、本年3月4日の（原子力規制委員会）定例会議のときに委員（更田委員長）から、機器故障等のデータについて、これまで蓄積してこなかったもので、その遅れを取り戻す努力が必要というコメントがございました。これを踏まえまして、2段落目のなお書き以降でございますけれども、現在、事業者で、PRAのために個別プラントの機器故障率に係るデータを収集してございまして、四国電力では、これらのデータ等を用いて伊方発電所3号機の故障率を整備する予定になっているという記載を追加してございます。

あと、3段落目の「さらに、」以降でございますけれども、これはすみません、誤記がございまして、「厳しめの評価となっている」という部分なのですけれども、「厳しめの」を「大きな保守性を含んだ」と修正いたします。修正した上でホームページに掲載したいと思います。その大きな保守性を含んだ成功基準解析につきましては、感度解析を実施して、リスク重要度への影響を把握し、事業者においてその解析作業を実施している

ことから、これにつきまして今後確認をしていくということでございます。

これに伴いまして、表2でございますけれども、通しページで23ページでございます。伊方発電所3号機のPRAモデルの中長期的な改善箇所でございますが、(番号)「4」について追加してございます。これにつきましても誤記がございまして、「厳しめの」という部分については「大きな保守性を含んだ」に修正して、ホームページにアップしたいと考えてございます。で、(番号)「4」について加わったということでございます。

以上が別紙2の伊方発電所3号機のPRAモデルの確認結果でございます。

最初(1ページ)に戻っていただきまして、「2. 今後の進め方」でございます。これにつきましては前回(今月4日)説明いたしましたけれども、伊方発電所のPRAモデルにつきましては、適切に策定されていたということでございますので、令和2年度からの本格運用で活用していくということでございます。他プラントにつきましても、この(適切性確認)ガイドに沿って適切性を確認していくということで、原子力規制委員会に対しましては、原子炉規制検査の四半期報告の中で適切性確認結果を報告していきたいと考えてございます。

最後、3ポツ目(3つ目のマル)でございますが、PRAモデルの更新の確認につきましては、大規模に改定された際に変更点を中心に確認を実施していくという方針で考えてございます。

私からの説明は以上です。

○更田委員長

御質問、御意見ありますか。石渡委員。

○石渡委員

ピアレビューのところなのですが、通しのページで11ページですか、判断基準の一番右側の欄の最初の矢羽根なのですが、「ピアレビューを実施する者は、PRAに関わる業務経験が長く、豊富な知識があり、ピアレビューの経験者であること。」とあるのですが、これだと初めてピアレビューをやるという人はピアレビューができないことになってしまいますね。これはピアレビューの経験者であることが望ましいですけれども、必ずしも、経験者でないから排除するというわけではないとは思うのです。

○布田原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室長

検査評価室の布田です。

まず、伊方発電所3号機のピアレビューにつきましては、実は海外の研究者の方が実施してございまして、基本的には経験を有している方がやった方が望ましいのではないかとということで、こう書いてございます。

○更田委員長

これは記述を修正した方がいいと思いますよ。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

古金谷でございます。

承知いたしました。ここはもう「知識があること。」という形に修正したいと思います。

○更田委員長

ほかにありますか。

まず（適切性確認）ガイドについて、ガイドはガイドで、これでいいのだけれども、ただ、もう少し大きな話、このガイドそのものに対するコメントではないですけれども、ROP（原子炉監督プロセス）というか、新たな検査制度の中で用いるPRAモデルは様々な使い道がある。単純に言えばSDP（安全重要度評価）のときに使われるというのものもあるけれども、例えば、個別の機器の検査頻度であるとか、検査内容を決めていくときに、例えば、FV重要度（Fussell-Vesely重要度）やRAW（リスク増加価値）を出してみても、その検査内容を決めていくという使い方がある。頻度等に関しても、運用する者からの提案を受けて頻度の検討ができるようになっていくわけだけれども、その際の一つの参照する数字になると思うのですが、一方、そのときに使うPRAのモデルは、米国ならこれでもいいと思うのですよ。内的（事象PRA）（IPE）のレベル1 PRAで。だけれども、日本の場合は、ごくごくざっくり言って、外的（事象PRA）（IPEEE）が内的（事象PRA）の1桁上と言って差し支えなくて、何が怖いって、外的事象によるCCF（共通要因故障）が怖いわけなのだけれども、ただ、一方、フラジリティが故障率とあまり変わらないのだったら、内的（事象PRA）のレベル1 PRAだって、例えば、地震のレベル1 PRAと、数値そのものは変わってくるけれども、相対的な重要度みたいなものに関しては、内的（事象PRA）だって十分参考になるだろうとは想像されるのだけれども、ただ、外的ハザードについてのCommon Cause Failure（CCF）まで考えたとき、（説明者席の）後ろに座っている人に答えてもらってもいいのだけれども、内的（事象PRA）と外的（事象PRA）とやったときに、個別の機器のFV重要度と違って、大きな違いが出てくるものなのですか。

○濱口長官官房技術基盤グループシビアアクシデント研究部門技術研究調査官

シビアアクシデント研究部門の濱口です。

外的事象の場合、フラジリティで大きく決まってくるところもございまして、多重性のあるような重要な機器が壊れるものは、あるハザードに対してフラジリティが決まっていますので、そのフラジリティで機器の故障が決まり、例え多重化されていたとしても、そのフラジリティによって、1つの機器が壊れると、もう一つの機器が壊れてしまうという評価を現在実施しておりますので、外的の（外的事象）PRAにおきましては、ハザードであったり、フラジリティであったりというのが重要なファクターであって、機器のひとつひとつの重要度がどれほど効くかというよりかは、ハザード、フラジリティで効いてくるのではないかなと。ですので、検査とか、そういうものに対しては、内的（事象PRA）のものをまず適用してみてもいいと思います。

○更田委員長

まず内的（事象PRA）を適用してみるというのは分かるけれども、ただし、外部ハザードによるCommon Cause Failureを考慮したときにも、その特定の機器の相対的な重要度とい

うのは変わらないはずがないですよ、当然、ランダムとは違うわけだから。

○濱口長官官房技術基盤グループシビアアクシデント研究部門技術研究調査官

そのとおりでございます。

○更田委員長

それがどの程度かという事例はないのですか、何か。結局、地震PRAのモデルができてくるまで待つしかありませんということなのですか。だけれども、これまで地震PRAだって、それこそ、それなりの年数の蓄積はあるはずなのだけれども、別にモデルプラントでも構いませんけれども。私はこの分野に暗いので、内的（事象PRA）と、例えば、地震PRAをやってみたときに、特定の機器のFV重要度と違って、どのぐらいの差が出てくるものなのかなど。

○濱口長官官房技術基盤グループシビアアクシデント研究部門技術研究調査官

シビアアクシデント研究部門の濱口です。

現在、開発を続けているモデルプラントのPRAモデルはございまして、その中で重要度を見ておりますので、その重要度は参考にはなるかなとは思いますが、現在、（新たな）検査制度の中で活用していくのは、事業者で作成されたPRAモデルで、それについては、もちろん対象となるプラントのフラジリティとかではないかもしれないのですけれども、パラメータを当ててみて、その重要度がどのように変わっていくかということは見られるかと思えます。

○更田委員長

原理的に見られるはずだと思うのですよ。その結果が妥当であるかどうかというか、細かい正当性うんぬんを言っているのではなくて、ものすごくざっくり言ったら、ランダムに比べて、我が国において外部ハザードによるCommon Cause Failureがどれくらい重要なのかと。ざっくり言ったら1桁重要というのが一般的な言い方ですよ。だから、米国ではこれでいいのだと思う。だけれども、日本ではまだまだ足りないのだと思う。要するに、全然足りないのだと思う。レベル2 PRAだ、レベル3 PRAだなどと言いませんけれども、レベル1 PRAに関して、地震・津波って、それもIPEやIPEEEなどと言っている段階ではまだ全然ないのしょうけれども、モデルプラントに対して、当たりを付けるような、おおよその当たりでいいのですよ。地震を考慮したらどう変わる、津波を考慮したらどう変わるというのを。それは早く持つべきだろうと思うのです。

○古金谷原子力規制部検査グループ検査監督総括課長

技術基盤グループと、現在あるものをどういう形で我々は使えるかというのは考えていきたいと思えます。どう検査で使うかということも含めてですね。検査（実務に係る運用）ガイドとしては今回、NRCにはない地震のガイド（基本検査運用ガイド 地震防護）とか、津波のガイド（基本検査運用ガイド 津波防護）は作っておりますので、そこに枠はありますので、今、更田委員長の御指摘あった、フラジリティとか、そういったところで、こういった重要度の変化があるのかも少し見ながら、サンプリングの際の参考にできるも

のがないかというものは考えたいと思います。

○更田委員長

今だって技術基盤グループと一緒に並んで座っているわけだから、是非よろしくお願ひしますね。だから、我々もそうだし、事業者もそうですけれども、内的な（内的事象）PRAのモデルをそろえたから、やれやれ、これでと思われては困って、全く不足しているのだと私は認識として思います。

それから、伊方発電所の（PRA）モデル確認について（21ページの（2）の第2パラグラフのなお書きで）追記されて、説明がありましたけれども、機器故障率に係るデータを収集していると書かれているけれども、要するに、大昔から本当はやっていなければいけなかったことを、やっと始めましたという意味ですよ、これ。（1972年の）WASH-1400（ラスムッセン報告書）とまでは言わないけれども、NUREG-1150（NRCの確率論的安全評価報告書）は1988年頃ですよ。その頃にはもう個別のデータに基づいてやっているわけだから、米国から遅れること、少なくとも30年以上、40年ぐらい遅れているということなので。文章の受け取り方はあるけれども、もちろん始めたのは始めないよりいいことなのだけれども、胸を張れるようなことではないと思います。

それでは、PRAモデルの適切性確認ガイド及び確認結果、それから、今後の進め方について、事務局案を了承してよろしいでしょうか。

（首肯する委員あり）

○更田委員長

今後の進め方については、私が一言申し上げたように、外部ハザードについてのものをきちんと考慮してもらいたいと思います。ありがとうございました。

最後の議題ですけれども、「放射線安全規制研究戦略的推進事業の進捗状況について」。

説明は放射線防護企画課の大熊課長と田中企画官から。

○大熊長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課長

放射線防護企画課の大熊でございます。

資料4に基づいて御説明させていただきます。

「1. 経緯」のところがございます本件事業、「放射線安全規制研究戦略的推進事業」でございますが、放射線防護分野の安全研究として平成29年度から実施しているものでございます。重点テーマを設定して公募する提案公募型の研究でございます。今般、令和元年度に実施した課題につきまして、外部有識者からなる研究評価委員会におきまして、年次評価及び中間評価を行いました。また、その結果を踏まえまして、研究推進委員会におきまして、令和2年度に継続して実施する課題について決定いたしました。また、令和2年度に新規に実施する課題につきまして、公募の結果を踏まえまして、同じく研究推進委員会において決定いたしました。これらについて報告させていただくものでございます。

2. に概要について記載しております。内容について、田中企画官から御説明させていただきます。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

放射線防護企画課の田中でございます。

進捗状況を説明いたします。

「(1) 令和元年度に実施された課題の評価及び継続する課題の決定」でございますが、令和元年度に実施した14件の課題につきまして、研究評価委員会において達成状況及び今後の計画について評価いたしました。詳細は別紙3にございます。別紙3の課題番号(1)～(11)につきましては、複数年度にわたって実施される課題の単年度分の評価が行われました。また、課題番号(12)～(14)につきましては、これまでの3年間の中間評価が行われております。

評価結果ですけれども、評価基準は、最も評価が高く、一層の推進を期待するものをA、現状どおり実施するものをB、計画を修正して実施するものをC、中止すべきというものをDとなっております。内訳としましては、A評価が4件。なお、A評価のうち、令和2年度の継続課題は3件でございます。B評価は9件、うち継続課題は4件。C評価は1件で、うち継続課題は1件で、D評価は該当がございませんでした。

これらの研究評価委員会の評価結果を踏まえまして、研究推進委員会におきまして審査を行い、令和2年度の継続予定の8件の課題に関しまして、A評価の課題3件については当初の予定どおりの計画で、B評価の課題4件につきましては、評価を踏まえて一部修正した計画で、それぞれ事業を継続することが決定されました。

C評価の課題1件につきましては、以下の研究推進委員会のコメントに従って修正された研究計画で事業を継続することが決定されました。課題名は「健全な放射線防護実現のためのアイソトープ総合センターをベースとした放射線教育と安全管理ネットワーク」でございます。別紙3の10ページに研究評価委員会のコメントがございます。また、御参考までに、参考資料1、27ページに採択時の事業概要がございます。

(2ページが一番上のポツに戻って、) 研究評価委員会のコメントとしましては、研究計画を大学、研究機関の放射線業務従事者情報の共有化と一元管理に特化するものに修正し、これに応じ、予算計画も見直すこととされまして、予算計画は今年度実績額、見込みを含むものの50%を上限とすることとされました。

次に、「(2) 令和2年度事業として新規に採択する課題の決定」についてでございます。令和元年12月25日の原子力規制委員会において承認、了承いただきました3つの重点課題に基づき、令和元年12月26日からおよそ1か月間の公募を行いました。御参考までに、公募要項は参考資料2に付けております。この公募に対し、重点テーマ、各テーマそれぞれ1件、計3件の課題の提案、それから、重点テーマ以外として2件、合計5件の課題の提案がございました。これらの提案に対し、研究推進委員会におきまして書面及びヒアリングによる審査を行いまして、重点テーマの課題として以下の3件を採択いたしました。

各課題の詳細については別紙4を御覧ください。別紙4、11ページは、重点テーマ1「原子力・放射線緊急事態における被ばく評価手法に関する研究」というテーマに対して、量

子科学技術研究開発機構（量研機構、QST）の数藤先生からの課題が採択されております。こちらは、これまでの2年間のフィージビリティスタディーを受けまして、染色体異常を指標とする被ばく線量評価において、AI技術の一つである染色体画像自動判定モデルの開発を行うといったものでして、大きな放射線事故において多数傷病者等が発生した場合の診断支援等に活用することが想定されているものでございます。

次に、12ページは重点テーマ2「原子力災害に対する防護措置のリスク・ベネフィット評価」といった課題に対しまして、福島県立医科大学の坪倉先生からのテーマが採択されております。こちらは原子力災害時における避難や屋内退避などの防護措置に伴う放射線以外のリスク要因の特定、定量化、そのリスクを低減するために必要な方策を検討し、防護措置による健康リスクと放射線リスクを死亡率や損失余命の尺度で比較することで、今後のより効果的な防護措置立案のための情報を生成するといったものでございます。

重点テーマの3につきましては、13ページ、「国際動向を踏まえた放射線安全規制の技術的課題に関する検討」に対しまして、海上・港湾・航空技術研究所の平尾先生からの課題が採択されております。こちらは、今後のICRP（国際放射線防護委員会）2007年勧告等の国内法令取り入れにおける外部被ばく実効線量換算係数等の改定に対応するために、遮蔽安全評価法と使用データを適切に見直す手順を検討し、放射線規制の効率的な運用に資する技術ガイドラインを作成するといったもので、具体的には、モンテカルロ法等によるシミュレーション計算と比べて線量を分かりやすく迅速に計算できるような簡易遮蔽計算コードの開発を行って、それらを関係者に広く活用いただくといったことを想定しているものでございます。

（2ページの（2）の3つ目のマルに）お戻りいただきまして、採択に至らなかった課題（の理由）としては、想定される成果が限定的であったり、本事業の目的に合致しないといったものがございました。

「3. 今後の予定」としまして、本年4月中の契約の締結を速やかに行い、事業を開始することを想定しております。

資料の説明は以上でございます。

○更田委員長

御質問、御意見ありますか。田中委員。

○田中委員

2つ教えていただきたいのですが、1つは新規の重点テーマの3つ目、「国際動向を踏まえた」、「ICRP2007年勧告」等々とあって、遮蔽安全評価法の適切な見直しに関する研究というのがあるのですが、これは重点テーマを考えたときの内容と合致していると思ってよろしいのでしょうか。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

重点テーマの課題の内容と合致していると考えております。

○田中委員

合致している内容について、もう少し教えていただけたら、私の理解が深まるのですが。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

公募要項が32ページにございますが、公募要項としては、「国際動向を踏まえた放射線安全規制の技術的課題に関する検討」としまして、これまで放射線審議会、ICRP2007年勧告等の国内制度への取り入れ等に関する調査審議を行ってきておりますけれども、そのうちの1つで、線量評価の基になる線量係数が変更されているといったことがございまして、この法令の取り入れに当たって、円滑な運用のために関連するガイドやマニュアルを整備する必要があるといったもので、こういったテーマに合致した（ものです）。

○田中委員

それは分かるのだけれども、13ページを見ると、遮蔽についてはまだ十分なものがなかったということで、そういうものを作りたいということですか。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

これまでもモンテカルロ法等によるシミュレーション計算というのはあるのですけれども、それと比較して、もう少し分かりやすく、迅速に計算できるような簡易遮蔽計算コードを開発することを目的としている研究でございます。

○田中委員

2つ目は、質問ではないのですが、気になっているのは、1ページ目でC評価が1個ありましたね。私も昔、大学にいたことがあるのですが、アイソトープ（総合）センター（RIセンター）は昔はいろいろな大学の中での放射線防護の教育等々やっていたのですが、これはやっぱり大学のRIセンターの機能がかなり劣化していると考えてよろしいのか。伴委員に聞いた方が分かりやすいのか分からないのですが。

○伴委員

大学のRIセンターがかなり厳しい状況に置かれている。（国立大学）法人化が進んだことによって、交付金の中でいろいろやることはなかなか難しくなっているという現状は我々も十分に認識しておりますけれども、この課題に関しては、アイソトープ（総合）センターをベースにしたネットワークを作りますということで始まって、実は初年度はA評価を受けているのですが、その後、2年目、3年目と活動する中で、やっていることが必ずしもこの事業でなければできないことではなく、しかも今まで、既存の彼らの連絡会等の中で行われてきたもの、言い方は悪いですが、その焼き直しに近いものもあるということで、この中で特筆すべきは被ばく情報を一元管理するという新しい試みに関しては、（研究）評価委員会からも見るべきものがあると判断されたので、そこに特化して行うべきではないかという判断になったということです。

○更田委員長

山中委員。

○山中委員

新規の採択の案件について教えていただきたいのですけれども、5件の応募があって3件採択されたということですのでよろしいでしょうか。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

そうでございます。5件のうち、重点テーマに対して、それぞれ1件応募があり、それぞれが採択され、重点テーマ以外のもの2件が採択に至りませんでした。

○山中委員

今回採択されたそれぞれのテーマは非常によい研究なのではないかとは想像するのですけれども、できることならば次年度以降、もう少し応募件数を増やしていただくような工夫を、テーマ設定も含めてお考えいただければなど。もちろん件数だけ増えればいいというものではないのですけれども、やはりいろいろな分野、あるいは多数の方から応募していただいて選定をするというのが望ましいのかなと思いますので、是非ともそういうところはお考えいただきたいのと、公募研究というのは、いわゆる委託研究とか共同研究とは違う、いい側面もあるので、そういうところは生かしつつ、提案していただく応募者の方を増やしていく努力を是非していただければと思います。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

公募の課題につきましては、10ページのネットワーク形成推進事業の課題番号(13)番、(14)番におきまして、(放射線防護)アカデミアの分野からは、(13)番のアンブレラ型総合プラットフォームの形成、こちらを通じて、こういった課題が現場ではありますといったことを挙げていただいております。一方で大学等に関しましては、篠原先生のネットワークから(14)番の)こういった課題があることを挙げていただいております。周知に関しても、それぞれの分野で関係者に周知していただくようにしてはいるのですが、おっしゃるとおり、昨年度まではそれぞれ20件以上の公募があったところが、今年度、5つしか手挙げがなかったといったこともありますので、今後は工夫していきたいと思っております。

○山中委員

よろしく申し上げます。

○更田委員長

ごめんなさい、私、山中委員と意見が違うので、議論をしたいと思うのですけれども、この放射線安全規制研究戦略的推進事業は、2017年度から始めて5年間で3年終わったところですね。今、山中委員から、応募数についての言及があったわけですが、この事業の目的は、1つは、この分野の裾野を広げることがあったのはもちろんではあるのですけれども、一方で、私たちは規制当局ですから、必要とするサポートが得られなければいけない。ですから、私たちの側からすると、中長期的にサポートすべき組織や個人をこの事業を通じて特定していくという目的があったのだと、今になって考えるとですね。

ですから、一種、こういった公募事業を、例えば、たくさんの方に応募していただける

ようにテーマを設定するとかという拡大志向というよりは、もう5年やるうちの3年目になったら、私たちがここを中長期的にサポートすべきであると特定して行って、そこを、こういった公募という形ではなくてサポートするように、この分野も移行していくべきだと私は思うのですね。もちろん競争的資金の公平な競争という原則はあるけれども、例えば、組織名を挙げれば分かりやすいかもしれませんが、QSTの高度被ばく医療センターなどは、定常的にしっかりした能力を持ち続けてもらわないと困るわけですね。被ばく医療の中核を担ってもらわなければならないので。そうであれば、QSTの当該部門に対するサポートはこういった公募事業等ではなくて、一定期間にわたって、例えば、パーマネントポストもそれによって設けられるようなサポートの仕方を考えていくべきだと私は思っていて、それ以外にも組織として特定されるものがあるかと思うのですけれども、これは原子力規制委員会としての方針の問題なのですけれども、こういった公募の事業をずっと続けていくというより、むしろ、ある特定の組織に関しては、そこにしっかりしていただかなければ、緊急被ばく医療に対しても、それから、モニタリング等に関しても困るのでという特定の仕方はあるのだらうと思うのです。いわゆるTSO（技術支援機関）作りみたいなものなのですけれども、この点、いかがお考えでしょう。

○山中委員

もちろん当初の目的が更田委員長の言われたような目的で、ほぼその目的を達成していて、支援しなければいけない機関が明確になっているのであれば、別途予算でその機関を支援していくというのはおっしゃるとおりかと思うのですけれども、別にこういう分野の裾野を広げたいという目的があるのであれば、やはり公募の性格上、それなりの件数が出てこなければ、公募を縮小していくことも考えないといけないかなと思います。

○更田委員長

公募事業の規模というのは、ほぼほぼ、このくらいだらうと思うのですね。別途サポートするときこれを絞るかどうかは別として、むしろ予算要求としては、必要欠くべからざる機関のサポートに対しての予算は要求していかなければならないわけですが、私は例としてQSTの高度被ばく医療センターを挙げましたけれども、伴委員、ほかに目につくところはありますか。

○伴委員

大分、今、整理していただいてありがとうございます。そもそものところから話をすると、この事業を立ち上げたときに、我々規制機関として抱えている技術的課題があって、その解決に資するような研究をということで、特に初年度は相当細かく重点テーマを設定しました。2年目以降はもう少し幅広に、正に裾野を広げるということで、それによって、逆に我々が見落としているものがないか、どういう提案が（放射線防護）アカデミアからあるかということ吸い上げ、3年目、ここに来て、大体そういう目標は達成されたのかなと。更田委員長おっしゃったように、むしろ核になるところを指定して、そこにリソースを配分すべきではないかと、私もそういうフェーズにこれから入っていくべきだ

ろうと思っています。その具体的な先として、特に高度被ばく医療センターを中心とするQST、それから、これまでの実績としてJAEAがありますけれども、JAEAに関しては、我々、原子力規制委員会、原子力規制庁からの委託研究等は安全研究センターが受けるという形になっていますけれども、もちろん安全研究センターというくくりでもいいのですけれども、原子力防災との親和性ということを考えると、NEAT（原子力緊急時支援・研修センター）という組織も考えられるのかなと私は思っています。

○更田委員長

QSTともう一つと言うと、この事業の中等を見ている、内容等を見ても、実働部隊は原子力科学研究所と核燃料サイクル工学研究所のいわゆる放射線管理の人たちですね。これに関しては、工学的安全研究の多くは安全研究センターであるけれども、（同じ安全研究・防災支援）部門の下では安全研究センターとNEATが並列で並んでいるわけで、NEATを介してということは、NEATにはEPR（緊急事態に対する準備と対応）を担ってもらっているところがある、緊急時の体制と対応を担う組織であるので、当然、こういったモニタリング部門、被ばく医療はQSTであろうし、モニタリング等に関してはNEATの役割の中に、例えば、空モニ（航空機モニタリング）等ももう既にやっているわけなので、実働部隊は（安全研究・防災支援）部門としてというより、むしろ（研究開発）拠点側にいるということではあるのだろうけれども、これはサポートの仕方を、相手のあることだから、相談をする必要があるのだろうと思えますけれども、被ばく医療と、それから、モニタリングという2つの柱に関しては、どこか中核的に、それも長期にわたってサポートできる組織という、要件を整理するところから始めて、ただ、QSTの（被ばく医療の）場合は、要件はもう既に整っている、旧放医研（旧放射線医学総合研究所）のときからの流れがありますので。もう一方のJAEAの方は少し整理といいますか、協議が必要だろうと思えますけれども、これは放射線防護企画課の方で進めてもらいたいと思うし、それから、更に長期的に言う、この事業だけ実働部門の放射線防護企画課が持っているけれども、いずれは基盤技術グループの中でこういった放射線研究の方も、工学的安全研究や地震・津波といったものと同じように見ていけるように制度を進めない、多分、これから回っていかないだろうなと思えますので、これは我々の方でも考えなければいけないことだろうと思えます。

○伴委員

最後に御指摘いただいたところは私がずっと思っているところで、実際に安全研究のいろいろな課題がある中でも、放射線に関しては、事業自体が1課題になってしまっているので、やはり技術基盤グループの中でここまで放射線の問題もカバーしていけると一番いいのではないかと思います。

○更田委員長

どうぞ。

○大熊長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課長

全体的な方針、課題について御指摘、御議論いただいたと思います。更田委員長御指摘

のとおり、3年が経過したところでございますので、この事業の在り方について、御議論を踏まえてしっかり検討してまいりたいと思います。

○田中委員

今、量研機構とかJAEAの話があったので、それでいいと思いますが、先ほど山中委員が言われたように、裾野を広げるという意味も大事かと思えますし、こういうことを研究している中で、若い人も関心を持って、またそこで研究をして、将来貢献できる人を育てるという意味もありますから、広めながら人も育てるという観点も考えていくべきだと思います。

○更田委員長

石渡委員。

○石渡委員

今までの研究の評価の研究評価委員会の総合コメントで意味がよく分からないところが1つあるのですよ。通しの8ページの(9)、「自律型ネットワーク及び測定器(通信系含む)の小型化・低消費電力化のアイデアは『さることながら』それを具現化しつつある進捗状況は高く評価できる。」、この「さることながら」というのはどういう意味ですか。普通は「さることながら」というのは、大したことはないという意味に取られると思うのだけれども、高く評価しているのか、評価していないのか、どっちなのか、これは。

○田中長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課企画官

研究評価委員会におきましては、非常に高く評価されておりました。

○石渡委員

では、この「さることながら」はやめた方がいいのではないですかね。「アイデアを具現化しつつある進捗状況は高く評価できる。」ということですか、言いたいことは。

○大熊長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課長

放射線防護企画課長でございます。

今、御指摘いただき、御説明しましたように、アイデアも高く評価されるし、さらに進捗状況が評価されるという趣旨での御議論で、文章になったということで、研究評価委員会でこの文章が設定されているので、これを今から直すかということはあると思いますけれども、今後、文章化する際に事務局としてもしっかりサポートしていくように心掛けたいと存じます。

○更田委員長

でも、これ、日本語として確かに読めないですね。アイデアはよくないけれどもと読める。アイデアはいまひとつなのだけれどもと読めるね。

○大熊長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課長

「アイデア『も』さることながら」ですと日本語として意味が通じるように思いますので、誤植的な修正として、「『も』さることながら」といったことで。

○伴委員

ニュアンスとしては、「アイデアはもとより」です。すなわち、アイデアがまず評価されますと。その提案自体も優れていますと。さらに1年やってみて、かなり予定よりも先が見えてきている、それもすばらしいと、ダブルで評価していただいているということです。

○更田委員長

これは伴委員の職権で修正かけたらどうですかねと思いますけれどもね。

○伴委員

事務局で検討してほしいのですけれども、場合によっては、こういう指摘があったということで、(研究)評価委員会に改めて投げて、変えてもいいですかという確認を取ったらいいのではないかと思います。

○大熊長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課長

承知いたしました。そのような手続を進めさせていただきます。

○更田委員長

「アイデアはさることながら」だと、このままだと、「アイデアはいまひとつなのけれども、具体化しているから」と、私はそう読みましたから、事実。では、修正を図ってもらいたいと思います。

ほかに御意見ありますか。放射線安全研究、先ほどの被ばく医療とモニタリングに関して、こういったものは事業を通じてというより、むしろポリシーディスカッションが必要なのだと思う。どうサポートしていくかというのはあるかと思います。これは今後も原子力規制委員会で議論を続けていきたいと思います。

それでは、一部修正を加える検討といたしますか、相手のあることだから、これから検討するのだけれども、その上で報告を受けたということによろしいでしょうか。

(首肯する委員あり)

○更田委員長

ありがとうございました。

本日予定した議題は以上ですけれども、ほかに何かありますか。よろしいですか。

それでは、以上で本日の原子力規制委員会は終了します。ありがとうございました。