

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第321回

令和元年12月16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321回 議事録

1. 日時

令和元年12月16日(月) 13:30～14:13

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室B、C

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
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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

角田 昌彦 保安全管理部 次長
阿波 靖晃 保安全管理部 施設安全課 技術副主幹
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
木名瀬 政美 研究炉加速器技術部 次長
永富 英記 研究炉加速器技術部 技術主幹

小林 哲也 研究炉加速器技術部 JRR-3 管理課 技術副主幹
小川 和彦 臨界ホット試験技術部 次長
井澤 一彦 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 マネージャー
石井 淳一 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 技術副主幹

4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の保安規定の変更認可申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のJRR-3の設計及び工事の方法の認可申請について
- (3) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のSTACYの設計及び工事の方法の認可申請について

5. 配付資料

- 資料1 原子力科学研究所の保安規定変更（周辺監視区域の変更）に係る追加説明事項
- 資料2 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象が発生した場合の原子炉建家外からの給水実現性について
- 資料3 STACY施設の設計及び工事の方法の認可申請（第3回）に係るコメント回答について

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、ただいまから第321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。

本日の議題は三つです。

議題（1）日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の保安規定の変更認可申請について、

議題（2）日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のJRR-3の設計及び工事の方法の認可申請について、

議題（3）日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のSTACYの設計及び工事の方法の認可申請について、

審査を行ってまいります。配付資料は議事次第の記載のとおりです。

まず議題（1）JAEA日本原子力研究所の周辺監視区域の変更に係る保安規定の変更認可申請について、確認を行ってまいります。

それでは、JAEAより資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（角田次長） 日本原子力研究開発機構の角田でございます。どうぞよろしくをお願いいたします。

前回の審査会合におきまして、原科研の保安規定の一部変更、中身としては周辺監視区域の一時的な変更になりますけれども、この中で試験炉規則及び線量規則に基づきます周辺監視区域の限度、基準に関する適合性というか、1mSv/年を超えていないこととということを確認いたしてまいりました。これにつきまして、資料1に基づきまして担当から説明いたします。

○日本原子力研究開発機構（阿波技術副主幹） 原子力機構の阿波でございます。

それでは、資料1、原子力科学研究所の保安規定変更（周辺監視区域の変更）に係る追加説明事項の資料を御覧ください。

御回答といたしまして、今回変更する周辺監視区域境界には、隣接する東海発電所及び東海第二発電所の周辺監視区域境界が設定されております。当該区域は、引き続き東海発電所及び東海第二発電所の周辺監視区域として管理されることから、一般公衆の被ばくは想定されておられません。しかし、周辺監視区域に業務上立ち入る者に対する原子力科学研究所の各施設からの被ばくの観点から、次の条件のもとで評価を行いました。

まず、原子炉の設置変更許可申請書及び核燃料物質使用変更許可申請書に想定する一般公衆に対する被ばく経路のうち、周辺監視区域に業務上立ち入る者に想定できる被ばく経路について評価いたします。

2、居住が禁止されていることから、評価時間については2,000時間/年とさせていただきます。今回の申請で変更する周辺監視区域境界における各施設からの評価結果に対して、一般公衆に対する各施設の評価結果が保守的な場合は、一般公衆に対する評価のほうを採用しております。

まず評価点1と2に分けて御説明いたします。

次のページの図面に評価1と2の場所を示しております。今回変更する燃料試験施設北側の評価点1、第2保管廃棄施設、施設近傍の評価点2について、それぞれを御説明いたします。

まず評価点1からでございます。1ページに戻っていただきまして、燃料試験施設北西側

でございます。下記の（ア）と（イ）を合計した年間の実効線量は、最大でも $47\mu\text{Sv}$ となります。 （ア）については原子炉施設でございます。原子炉施設の設置変更許可申請書のうち、想定できる被ばく経路といたしましては、気体廃棄物の放射性希ガスとトリチウムでございます。それぞれJRR-3、NSRR等から放出されております。これらの施設からの線量が、今回の評価点1について評価いたしますと、一般公衆側の評価結果のほうが厳しいので、こちらは全て、一般公衆に対する各施設の評価結果を抽出しております。これらの合計が $4.9\mu\text{Sv/年}$ となっております。

（イ）のほうが核燃料物質使用施設等でございます。こちらについては評価点近傍の燃料試験施設及びNSRR以外については一般公衆に対する評価結果が保守的なため、その評価結果を採用しております。

核燃料物質使用施設等の使用許可申請書については直接線及びスカイシャイン放射線、気体廃棄物からの吸入摂取、放出された気体廃棄物の放射性雲、地表沈着下の被ばくを評価しております。これら全て合計いたしますと $43\mu\text{Sv/年}$ となりまして、両者の合計として四捨五入の関係ですが、 $47\mu\text{Sv}$ となっております。

続きまして、第2保管廃棄施設の東側の評価点2について御説明させていただきます。当該施設、当該地点付近にある原子力科学研究所の施設については、気体廃棄物の放出がない施設ばかりでございますので、至近の第2保管廃棄施設からの γ 線のみを評価しております。第2保管廃棄施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による年間の実効線量は最大でも0.8でございます。

なお、周辺監視区域に業務上立ち入る者の管理を含む法令に定める周辺監視区域について、講ずべき措置については、従前より日本原子力研究開発機構と日本原子力発電株式会社との間で、周辺監視区域等の使用に関する覚書に基づき、両者が実施しております。今回の変更では立入りゲート等の新たな設置もないことから、出入り管理等の運用に変更はございません。よって従前のおりの管理を行ってまいります。

両者の敷地と周辺監視区域については次ページに示すとおりでございます。一番左側が原子力科学研究所の周辺監視区域境界でございます。真ん中が東海発電所と東海第二発電所の周辺監視区域を合わせたものでございます。一番右端がそれぞれの両者の敷地図でございます。グリーンのところは原電の敷地でございます。オレンジ色に塗らしていただいておりますのが原子力科学研究所の敷地として申請しているものでございます。

以上で、評価結果について御説明でございます。

○山中委員 それでは質疑に入りますが、質問、コメントいかがでしょうか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

前回、この周辺監視区域の変更の説明がありましたけど、その際にちょっと確認をしたかったところが、2ページの図のところ、今回、周辺監視区域が変更になるところなんですけど、これ、例えば評価点1というふうに書いてあるところは、これはもともと原科研の敷地内での周辺監視区域の変更なので、こちらについては原科研で管理できると思うんですけど、特に北のほうは、これももともと日本原電の敷地の中にあつた周辺監視区域を、それを変更するという事だったんですけど、日本原電のあの敷地の中にある周辺監視区域を原科研がちゃんと管理とかできるのかという観点で質問させていただきました。

本日、こちらの上段のなお書きでもありますように、日本原子力研究開発機構と日本原子力発電株式会社の覚書によって管理できるということですので、それとあと今回の被ばく評価の結果が追加されましたけど、いずれも1mSvを下回るということですので、この周辺監視区域の変更がありましても、日本原子力研究開発機構でちゃんと管理できるってことが確認できると思いますので、この保安規定の変更については、特段問題はないというふうに考えております。

以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいでしょうか。

それでは、本件については特段の論点がないようでございますので、事務局において補正内容を確認していただき、必要な対応を進めていただければと思います。よろしく願いいたします。

事業者のほうから何かございますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（角田次長） 本件に関して、保安規定の変更に関連する部分、補正する部分に関しては、別途調整させていただくという形でよろしいですか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今回、周辺監視区域の場所が変わることについては、これは敷地との関係とか図面とか見れば確認できるんですけど、被ばく評価のところ、1ページの1ポツ（2）のほうは、過去の評価だけではなくて、新たに今回やられている評価もあると思いますので、その部分、申請書上どうやって表現するかということは、これから事務局のヒアリングで確認しまして、必要があればその補正対応し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（角田次長） 原子力機構の角田でございます。

了解いたしました。

○山中委員 よろしゅうございますでしょうか。

それでは、これで議題（1）を終了いたします。

ここで出席者、入れ替えを行いますので、5分程度を中断いたします。13時50分再開といたしたいと思えます。

（休憩）

○山中委員 再開いたします。

次は、議題（2）JAEA原子力科学研究所のJRR-3の設工認申請について確認を行ってまいります。本件、前回11月25日の会合において、設工認その12として、BDBA対策設備に関して議論をしたところでございますが、その際、申請設備のうち、フレキシブルホースの施設について、本BDBA起因事象を踏まえた考え方について説明を求めておりました。

それでは、当該考え方について、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（永富技術主幹） 原子力機構、永富です。

今、山中委員から御説明ありましたように、前回の審査会合において冠水維持機能の喪失時の給水設備について、給水の実現性等について御説明いたしました。そのときに、給水機能というんですかね、給水能力については特段技術的なコメントはなかったかというふうに理解しておりますが、一部記載について不適切な部分があるということで、これについては補正でただすことにしております。

一方で、今日御説明いたします内容は給水ホース、給水用のホースの固縛についてということで説明を求められていたものになります。今日この内容を御説明させていただくということ、それから設工認上の取扱いというのをこの間、少し議論したかと思うんですが、事務局預かりというふうになっていたところですが、補正をするようにというようなことのでございましたので、今日御説明させていただいて、議論の上、先ほどの修正をするといった部分とあわせて、今後補正をしていくということを考えております。

では内容について、担当のほうから説明させていただきます。

○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。

それでは資料2に基づきまして、基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象が発生した場合の原子炉建家外からの給水の実現性につきまして御説明いたします。

まず資料ですけれども、11月25日の審査会合のコメントということで、原子炉建家外か

らの給水設備に関し、基準地震動を超える地震が発生した状況においても当該設備が使用でき原子炉プールへの給水が可能であることについて説明することということでコメントいただきました。こちらについて資料で整理して、まとめてきましたので御説明したいと思います。

まず設置許可、JRR-3の設定許可申請書添付書類十に示したbdba事象のうち、基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象が発生した場合、その影響緩和対策の一つとして原子炉建家外から給水対策を行うこととしております。そのため、設工認その12におきましては、給水に用いる可搬型ポンプ、可搬型発電機、給水用ホース等の仕様を明確にしているところです。これら対策に用いる設備のうち、フレキシブルホースにつきましては原子炉建家内部に常設とすることから、その健全性等を考慮しまして、原子炉建家外からの給水の実現性を以下のとおり説明いたします。

まず1ポツですけれども、こちらで事象想定範囲ということで説明させていただきませんが、本事象の発生の起因事象というのは、先ほどから申しているとおり、基準地震動を超える地震の発生でございます。地震の規模としましては、原子炉建家、原子炉プール躯体、その他これらに設置されたステージ架台等が崩壊することなく、その形状が維持できる程度の地震を想定いたします。

なお、ステージ架台は原子炉建家相当の強度を有する設計がされておりますので、地震力により一部が損傷したとしても倒壊するようなことはないという想定をいたします。

原子炉建家、原子炉プール躯体、ステージ架台等につきましては、これらが大規模な損傷してしまうと仮定しますと、原子炉建家外からの給水対策というものは有効でなくなりますので、ここでの想定を超える場合には、大規模損壊事象への対応へ移行することとなります。

次に、地震発生後の想定としましては、この前述の地震によりB、Cクラスの設備及びSクラス設備の一部が損傷を受け、1次冷却系配管が全周破断し、サイフォンブレイク弁2系統が故障することを想定いたします。このような想定においては、JRR-3では約1分程度で燃料が露出し、原子炉建家内での給水やくみ上げ対策というものは間に合わず、燃料破損が生じて、線量が上がることで運転員が炉頂へ接近できなくなるということになりますので、こういった場合には影響緩和対策の一つとしまして、原子炉建家外からの給水を行うこととなります。

このような想定に対しまして、2ポツの給水の実現性というところで、外部からの、原

子炉建家外からの給水の実現性を説明いたします。

このように基準地震動を超える地震が発生し、燃料破損が生じて、炉頂に運転員が接近できなくなる場合、原子炉建家内部に常設する給水ホースを用いて給水を行うこととなりますが、給水用ホースとしましては、地震の揺れによって影響を受けることのないフレキシブルホースを用いておりますので、地震によって大きな損傷を受けることはないと考えております。

フレキシブルホースですが、原子炉建家相当の強度を有するステージ架台に固定し、固定具としましては伸縮性を有するゴム製のベルトとホースの変位に追従し、フレキシブルホースの特性を損なわないものを用いることといたします。仮に地震動によりステージ架台が変形する又は固定具からホースが外れたとしましても、フレキシブルホースは可とう性があり、容易に破断等を起こすものではないので、給水経路は確保されると考えております。

以上のことから、BDDB発生時の影響緩和対策の一つである原子炉建家外からの給水については、想定する地震に対しまして実現可能であると考えてございます。

前回の審査会合のコメントに対する回答としましては以上でございますが、上記のこの内容につきましては補正申請にて補正をすることといたしたいと思っております。

説明は以上でございます。

○山中委員 質問、コメントございますか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

本件につきましては前回の審査会合において、基準地震動を超える地震を想定したときのフレキシブルホースによる給水の設計及び工事の方法の認可の審査の中で、どのように考えるかということ事務局のほうでも確認するということがありましたので、それについての説明をさせていただきます。

事務局で設置変更許可のときの本件の経緯を確認したところ、事象としては基準地震動を超える地震を共通要因とした冠水維持機能に関連する多重故障を想定するということが、基準地震動を超えたら、全てのものが壊れるとかそういう想定ではなくて、原子炉建家の倒壊とか原子炉プール等の損傷は起きていないという前提で、多重故障が起きたときにどのように給水できるかということ想定していました。それを超えるような、基準地震動を大きく超えるような地震の場合は、大規模損壊で扱うという整理になっています。したがって、今回の共通要因を、地震が起因事象にはなっていますが、それを共通要因

とした多重故障の事象において、ちゃんと給水ができるということが設工認で確認できる必要があると思います。

それにつきましては本日のJAEAの説明で、ステージが変形するという事は考慮しますが、それを考慮してフレキシブルホースを固定して、給水できるように補正をされるということでしたので、その対応については適当であるというふうに考えております。以上です。

○山中委員 JAEA側から何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（永富技術主幹） JAEAの永富です。

特段、これに対しては、御説明した内容と同じ認識だと思いますので、問題はないと思っております。先ほども冒頭、御説明いたしましたけど、この内容については補正で対応させていただくということを考えております。

以上です。

○山中委員 そのほか、確認しておきたいことはございますか。よろしいですか。

それでは設工認その12については特段論点が残っておりませんので、事務局において補正の内容を確認していただき、必要な対応を進めていただければと思います。

議題（2）、これで終了したいと思います。

ここで出席者の入れ替えを行いますので、5分程度中断したいと思います。14時5分再開いたします。

（休憩）

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題（3）JAEA 原子力科学研究所のSTACYの設工認申請その3についてです。それでは、JAEAから資料3の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャ） 原子力機構、井澤です。

それでは資料3に基づいて、御説明させていただきます。

資料3は前回の審査会合で御確認いただいた資料を改訂したものでございまして、No.5以外は、特に今回には議題に乗っておりませんので、No.1から4は省略してございます。No.5のSTACYの起動用中性子源ですね、Am-Beがございませけれども、その反応度効果について本日追加で御説明をお持ちしました。

STACYの起動用中性子源は、この1ページ目で見させていただいてありますように、炉心タンクの下の方を南北に貫いてパイプが伸びておりまして、その中を自由に位置が調整できる

という仕組みになっております。この起動用中性子源が炉心に与える反応度ということで解析をいたしまして、この資料の一番後ろ、ひっくり返していただきますと計算モデル図がございますので、御覧いただきますと、STACYの棒状燃料が並んでおりまして、それは私どもが定盤と呼んでおります炉心タンクの下の平たい板の上に並ぶと。その下に中空のパイプが、ステンレスのパイプが通っておりまして、その中にステンレスケースに入ったAm-Be、これは74GBq、2Ciですね、大体26mmから22.4、つまり3cm、2cmぐらいの小さなケースに入って、これがX方向に自由に動くというものでございます。

それでは2ページ目、計算の詳細でございますけれども、STACYの起動用中性子源について、挿入位置による反応度変化、挿入位置をパラメータとした反応度変化を計算いたしました。計算結果が図に示されております。計算対象とした炉心は、既に申請しております設工認の中の添付書類に示したですね、格子間隔1.27cm、1.50cm、2.54cmという炉心のうち、臨界水位が40、70、140cmの炉心を9種類選定しております。40と140というのは臨界水位の下限と上限それぞれであります。計算モデルは先ほど図で見させていただきましたとおり、棒状燃料のほか、炉心タンク内の定盤と中性子源の案内管がモデル化しまして、中性子源としてはAm₂O₃の酸化物とBeの混合物を実機と同じ厚みのステンレスケースで覆って配置して、X方向に動かしているということです。計算は連続エネルギーモンテカルロコードMVP2と核データJENDL-3.3でございまして、ヒストリー数は5億でやりました。計算結果の不確かさは0.00006ですね。大体約1セント程度でありまして、図でエラーバーを書きますと、図のシンボルですね、あのマークと同じぐらいの大きさになることを申し添えます。

この図ですけれども、X軸方向を見ていただきますと、右側のほうに0とありまして、縦線が通っておりますけれども、これが炉心の中央、燃料棒を正方形に並べたときの正方形の中央でございまして、図の上のほうにメモリがありますけれども、1.50cm、1.27cm、2.54cmと書いてありますが、それぞれの格子間隔で棒状燃料がどこまで配列されているかということ、炉心の範囲を図の上のほうに横軸で示しております。

結果ですけれども、中性子源の効果はその位置によってほとんど見られません。また3ページ目の図ですね、臨界水位をそれぞれ変えて並べておりますけれども、水位によって特に違うということも見られません。計算上ですね、一番大きかったのが大体2セントという結果が得られましたけれども、これはエラーバーの大きさが1セント程度であることを考えますと、評価手法の不確かさを上回るものではなく、中性子源が運転に及ぼす影響は無視することができるということを解析によって確認したということをお報告申し上げます。

ます。

本日、御説明は以上であります。

○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。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

前回の説明で、計算条件として水位70cmという標準的な値を使用された結果を見ましたので、この特性的には臨界水位が低い炉心で、その反応度が現れる可能性があるんじゃないかということで指摘させていただきました。

今回、臨界水位を変えた形での計算をして、その範囲ではほとんど影響がないということが出ているので、前回少しこういったものについて、運転前にそれを場合によっては確認するといったような考え方も示されましたけども、今回の説明というか、この評価で、特にそういうことは、今後のSTACYの実験では必要がないというふうに、この結果をもって認識していますので、その形で保安規定等への影響、反映は必要ないというふうに考えていただければいいと思います。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

本日の中性子源に関するコメント回答をもちまして、設工認（その3）の対象は、炉心の型式変更に伴う工事の方法の内容だったんですけど、これについては一通り、審査会合で議論したことになりますので、その中で、他の申請に盛り込む予定だったものが、その3に入るものとかがあって、補正が必要になりますので、補正の内容を事務局のほうで確認をしまして、それを確認した上で、その後の対応を取りたいと思います。

以上です。

○山中委員 いかがでしょう。

○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。

はい、承知しました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいでしょうか。

審査とは関係ないんですけど、私から1点だけ質問をさせていただきます。

御説明の中で、Am-Beの中性子源の化学形について、炭化物という御説明があったかと思うんですが、炭化物でよろしいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャ） 原子力機構、井澤です。

すいません、私の滑舌が悪かったかもしれません。酸化物でございます。炭化ではございません。失礼いたしました。

○山中委員 了解しました。特に審査とは関係ございませんので。

それでは、本件については特段の論点は残ってございません。事務局において補正の内容を確認していただき、必要な対応を進めていただければと思います。よろしくお願いたします。

そのほか何かございますでしょうか。よろしゅうございますでしょうか。

それでは本日の審査会合を終了したいと思います。