

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第374回

令和2年9月28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374回 議事録

1. 日時

令和2年9月28日(月) 15:30～17:26

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

検出規制委員会

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

大島 俊之 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

加藤 淳也 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

島村 邦夫 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

荒川 徹 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

日本原子力研究開発機構

篠崎 正幸 高温工学試験研究炉部 部長

飯垣 和彦 高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課 マネージャー

濱本 真平 高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課 研究副主幹

清水 厚志 高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課 技術副主幹

猪井 宏幸 高温工学試験研究炉部 H T T R 計画課 技術副主幹

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

藤原 佑輔 安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室

沖田 祐仁 臨界ホット試験技術部部長

井澤 一彦 臨界ホット試験技術部臨界技術第1課長

石井 淳一 臨界ホット試験技術部臨界技術第1課マネージャー

小澤 一茂	原子力科学研究所	バックエンド技術部	次長
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 課長
木下 淳一	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2課 マネージャー
横堀 智彦	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
村山 洋二	研究炉加速器技術部長		
永富 英記	研究炉加速器技術部	次長	
荒木 正明	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	マネージャー
車田 修	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	技術副主幹
細谷 俊明	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	技術副主幹
川崎 将亜	放射線管理部	環境放射線管理課	技術副主幹

4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）のH T T R原子炉施設に係る設計及び工事の計画の認可申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のS T A C Y原子炉施設に係る設計及び工事の計画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放射性廃棄物の廃棄施設に係る設計及び工事の計画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原子炉施設保安規定変更認可申請について

5. 配付資料

- | | |
|-----|--|
| 資料1 | H T T R 設工認 第4回申請（R 2 . 3 . 3 0）に係るコメント回答（耐震性） |
| 資料2 | S T A C Y 施設の設計及び工事の方法の認可申請（第4回）に係るコメント回答について |

資料3 放射性廃棄物処理場 設計及び工事の方法の認可申請（その7）

資料4 JRR-3新規制基準適合に係る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374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、議事次第にありますように四つでございます。

本日の会合は新型コロナウイルス感染症対策の対応を踏まえまして、原子力機構はテレビ会議システムを利用した参加となります。

本日の会合の注意点を申し上げますが、資料の説明においては資料番号とページ数を明確にして説明をお願いいたします。

発言においては、不明瞭な点があれば、その都度その旨をお伝えいただき、説明や指摘を再度いただくよう、お願いいたします。

会合中に機材等のトラブルが発生した場合には、一旦会議を中断し、機材の調整を実施いたしますので、よろしくお願いいたします。

以上、円滑な議事進行のために御協力のほどをよろしくお願いいたします。

議題1は、日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）のHTTR原子炉施設に係る設計及び工事の計画の認可申請についてです。

それではJAEAから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（篠崎部長） 原子力機構の篠崎です。よろしく申し上げます。

それでは資料1、HTTR設工認第4回申請に係るコメント回答（耐震性）でございます。これにつきましては、前回8月3日の審査会合でございますが、大きく二つのコメントをいただいております。

1点目は応答倍率法を適用する妥当性、それから2点目としまして制御棒の動的の挿入性について、これらについてコメントいただいております。

それについて、今から担当のほうから回答させていただきますので、よろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣でございます。

それでは、資料1を1ページめくっていただきまして、まずは応答倍率に適用する妥当性についてでございます。

コメントについては記載のとおりでございまして、既往の設工認の最大応力発生位置からの変更がないことということでございます。

こちらは六つの区分に分けてございます。まず一つ目でございますけども、これはボルトとか溶接部にございまして、6ページ目でございます。こちらに示すように、図1の角形計算とか、あと円形計算モデル、7ページ目のスカート支持部につきましてはJEAGに基づいた評価を行ってございまして、評価の変更はございません。

上から二つ目でございますけども、こちらは压力容器の基礎ボルトですとか、広領域中性子束でございます。

これは8ページ目、9ページ目でございます。

8ページ目には原子力压力容器のモデルとあと広領域中性子束検出器のモデル。あと、9ページ目に制御棒駆動装置のモデルを載せさせてございます。こちらにつきましては、JEAGを参考にしましては定式化されたものにつきまして計算を行ってございまして、対象施設としては、形状とか寸法は変えないということで、発生応力箇所は変わらないということでございます。

三つ目がスペクトルモーダル解析でございますけども、こちらについては出力領域中性子検出器とか、燃料交換機等がございまして。

これは10ページ目でございます。例として燃料交換機を示してございます。

こちらは2次元で構成しました1点梁モデルでございますが、これで求められた荷重をJEAG等の参考にして、定式化された式で評価してございます。こちらも同様に、発生応力箇所は変わりませんということでございます。

四つ目が線形解析のものでございます。こちらについては炉心支持板等でございます。図としては11ページに示してございます。こちらでは、各部材の最大応力箇所を非線形解析により求められてございまして、解析の入力値と発生応力値は比例関係にあるということで、最大応力箇所に変化はないといったところでございます。

続いて定ピッチスパンでございますけども、こちらについてもモデルとしては3点支持をしたもので、地震力、内圧、自重による応力は定式化された式を使ってございますので変更はないと考えています。

最後、モーダル法による評価の算出でございますけども、こちらについての配管に対

してございまして、配管に対しては評価点が異なると困難ということで、今回スペクトルモーダル解析を実施するというにしたいと考えてございます。

次に2.の既往の設工認が時刻歴のときは、応答評価のみ応答倍率を使用していることについてでございます。こちらについては、主に炉内構造物でございまして、評価の方法としましては4ページ目でございます。こちらのように原子炉の建家のモデルから圧力容器モデル、炉内構造物へと時刻歴応答解析をしてございます。

評価の方法としましては、次の5ページ目でございますけれども、左側が既往の設工認で右側が今回の設工認でございます。上から三つ目までは時刻歴応答解析して最大応力加速度を求めるところまで一緒でございます。既往の設工認につきましてはそこで解析をしてございますけれども、今回においてはそこを応答倍率で評価しているといったものでございます。元に戻っていただきまして、ということで時刻歴解析においても応答倍率を持ち得ると考えてございます。

次に1-3の二次応力の考慮についてでございます。

これについては機器については、二次応力がしっかり結果になっていること。あと地震力のみ一次+二次応力を評価していることで、重力の差と地震力の大きさは相関関係にあることから、未応答スペクトルの応答比により二次応力を含めた応力を算出できると考えております。ただ配管系につきましては先ほど申したように、スペクトルモーダル解析を実施したいと考えてございます。

次のページ、2.でございます。

先ほど申しました配管系でございますけれども、今現在、評価を進めてございまして、こちらの配管につきましては3種管と4種管に分けられてございます。こちらの荷重の組合せを表1に示してございますけど、Sクラスについては S_s とあとほかの荷重を組合せて、許容応力状態は $IV_A S$ 、あと S_d を組み合わせるとして $III_A S$ を評価します。Bクラスにつきましては $1/2 S_d$ を組み合わせるとして $III_A S$ で評価するといったものでございます。

こちらについては、評価につきましては12月ぐらいの結果を予定しているものでございます。

まとめとしまして、機器、配管系のうち、機器については応答倍率を用いまして、配管系についてはスペクトルモーダル解析を実施するといったところでございます。

一つ目は以上でございます。

続いて13ページ目でございますけれども、2方向についての考慮でございます。

こちらにつきましては、抽出されたものが天井クレーンとあと排気筒になってございます。

まずは建物からの評価を御説明します。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） 原子力機構、建設部施設技術課の中西です。

それでは御説明させていただきます。

まず建物構築物の影響評価のフローを図1に示すということで、図1がP38ページにございます。画面上も表示させていただいております。

まずフローの一番上ですが、評価対象となる建物・構築物の整理ということで、基本的に耐震重要施設、その波及影響、または事故時に機能を期待する施設について評価対象とするというフローになっておりまして、そのうち、下に（2）とありますが、まず荷重の組合せによる応答特性の影響が想定される部位を抽出いたします。

具体的には、直交する水平2方向の荷重が応力集中するような部位というのを、まずスクリーニングするということとして、Yes、Noの判定をするということになっております。

仮にNoで影響がないとしても、次に、その下のフローに行きまして、3次元的な応答特性の影響が想定される部位の抽出ということで、（3）というところでスクリーニングをかけます。

これについては、例えば、ねじれとか、3次元的な挙動が想定されるようなものについては考慮するというので、最終的に、それでもYesになったもの等は、従来の設計手法に加えて、更なる設計上の配慮が必要な設備ということで、水平2方向の評価を行うと、そのようなスクリーニングにしてございます。

実際に抽出をした結果というのが一覧表のほうに整理してございまして、めくっていただきまして17ページからが建物構築物のフローになります。

この17ページにつきましては、一番左の列に書換えしておりますが、原子炉建家の記載になっております。左から2番目の列に部位とありますが、基本的には柱、梁、壁、基礎、天井クレーンとございまして、基本的には柱、梁、壁、基礎等は方向性がある、負担する外力であったり、応力集中する部分に分かれていたりということもあって、検討結果としてはそういう方向性を踏まえると影響は軽微と整理してございます。

一方で、影響の可能性ありということで○を凡例で書いてあるところは天井クレーンがございまして、天井クレーンにつきましては3次元的な応答特性の影響があると整理してい

まして、具体的にはねじれモード等があって、水平2方向の影響が想定されるものとして抽出してございます。

続いて18ページ。こちらにつきましては使用済燃料貯蔵建物でして、原子炉建物と基本的な構成は一緒でして、天井クレーンについてスクリーニングの結果、影響ありとしてございます。

19ページ目が排気筒になりますが、排気筒につきましては柱の支柱、こちらが、いわゆる隅にある柱になりますが、ここには応力集中が考えられるということで、荷重の組合せによる応答特性が○ということにしておりまして、斜め45度入力をした場合、応力が集中するため、2方向の影響は想定されるとしてございます。

注釈*1とありますが、ただし波及的影響評価は、斜め45度方向に耐震重要施設はないことから、0度方向で評価を実施してございますということで、0度方向での評価を波及影響では行っていると整理してございます。

建物・構築物、以上です。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 続きまして原子力機構の飯垣です。

14ページ目、機器・配管系でございます。フローを41ページ目に示してございます。

まず最初、上のところの評価対象でございますが、こちらは耐震重要施設ですとか事故時の機能を期待する安全基準の高いもの。あと、耐震重要施設への波及影響のものを対象としてございます。

それから下に行きまして、構造上の特徴により抽出ということで、2方向及び鉛直方向に影響がある可能性があるものの施設ということでございます。

こちらは五つに分かれてございまして、まず一つ目なんですけども、こちらが横置き機器等でございます。こちらにつきましては、特定方向の地震力に影響を受ける部位でございまして、水平位置方向の地震力しか負担しないものとして分類してございます。

二つ目としましては、2方向を受けた場合なんですけども、こちらは例えば既往断面を有する容器ですとか、円周上に配置されるボルトでございますけども、こちらは最大応力の発生点が異なるということで、2方向の入力の影響は軽微であるというふうに考えてございます。この軽微というところなんですけども、2方向を考慮した場合、この2方向を考慮した場合の増分が1割程度というところを軽微と考えております。

次が三つ目c) でございますけども、こちらは矩形に配置されたようなボルトでございまして。こちらについて最大応力の非同時性を考慮しますと、影響は軽微であるというふう

に分類しております。

次はd)の四つ目でございますが、こちらについては応答軸（強軸・弱軸）が明確になっているものでございます。こちら、水平方向の地震力を包絡しまして、変形モードの支配的になる弱軸方向に入力することによって、結果が大きくなるように評価してございまして、2方向の影響は考慮しても影響ないものと分類してございます。

次、e)でございます。ねじれ等で、ねじれモードに関するものでございます。こちらは3次元的な広がりを持つ配管系でございまして、こちらはねじれが発生する可能性があります。従来設計より3次元モデルで行っているため、適切に考慮していると考えています。

次、そのフローのほうの下に行きまして、水平2方向、鉛直方向地震力を考慮した発生値を用いた評価を行いまして、その下に行きまして、1方向と鉛直方向による裕度が $\sqrt{2}$ かどうかというので、また判断をします。これにつきましては2方向と鉛直方向の地震力を考慮した場合の発生分が、その裕度が $\sqrt{2}$ 以上ある設備については影響の評価は不要であるというふうに考えてございます。

というふうにフロー図を流れまして、結果としましては16ページ目でございますけども、表2のほうに示してございます。それが20ページでございます。

内容としまして、設備とその部位、さっきの(2)(3)の観点から選びまして、影響軽微なものは△、影響の可能性のあるものは○としてございまして、その検討結果をここに書いてございます。機器系につきましては2方向の影響にあるものはないということでもとめてございます。

2方向については以上でございまして、最後44ページでございますが、制御棒の挿入性についてでございます。

44ページ、1.ですけども、地震時の挿入性の考え方としまして、事故時との地震の重ね合わせとしましては、bクラスの地震を考えてございます。1/2の地震を考えてございまして、1/2の地震に対しましては設計上の制限値の12秒を満足するということを試験で確認しているものでございます。Ssに対しましては試験終了後、制御棒が静的に入るということを確認してございます。今回はSsの地震においても挿入性が確認できるというのを推定しているものでございます。

二つ目でございますけども、挿入性試験でございまして、こちらについては制御棒案内ブロックを1カラム分を積み上げまして、入力としては制限波、あと1.6倍のS2地震を入力

してございます。

結果を45ページの図1に示してございます。こちらは最大平均加速度を400galまで試験してございまして、実際に1/2Sdにおける地震波においては200galというふうになってございます。そのため1/2Sdでも設計上の制限値を満足しているというものです。

2.3で摩擦力に関するものがございまして、制御棒を遅延させる要因としましては、制御棒と案内管の摩擦による傾向があると。黒煙と金属について摩擦抵抗が0.1～0.2、金属同士では0.2～0.4と、比較して小さくなってございます。

また制御棒につきましてはワイヤーロープで吊られているということと、あと挿入孔とギャップが10mmあるということで、水平方向には拘束されず、垂直抗力が小さいということで、接触による挿入の疎外は小さいと考えております。

ここで、先ほどの図1を外挿しまして、Ss時、これが約670galになりますけども、これを外挿しますと制御棒の挿入時間は約6.2秒と推定されます。ここで制御棒挿入試験自体は様々な知見状態で行ってございますので、その知見結果は統計せずプロットしたものが図3、46ページのものになります。これで実験の外れ値、300galのところに出てございまして、それを外挿しますと約7.1秒、挿入時間7.1秒となりまして、規定の12秒を超えることはないというふうに考えてございます。

最後46ページでございまして、Ss終了時の静的挿入性についてでございます。こちらについてはBクラス施設が破損することを想定しても、制御棒と制御棒案内ブロックの幾何学的な配置により、挿入できるといったものを御説明したものでございます。

イメージとしましては、48ページの図6の②のところでございます。挿入孔が屈曲にございます。最大変位は26mmとなりますが、このときの屈曲位置が0.046 (rad) でございます。静的挿入試験では0.0877までやっておりますので、十分制御棒は入ると考えてございます。

47ページ、4. でございまして、閉塞に関する考え方でございます。こちらの48ページの図6に記載してございますが、①でございます。挿入孔の閉塞と先ほどの挿入孔の屈曲、あと挿入孔の不連続性というものがございます。

①につきましては、地震力によって挿入孔が破損しないということを確認している。二つ目につきましては先ほど御説明したとおりでございまして、三つ目につきましては共振する周波数に対しては炉心全体の変位は大きくなりますが、上部で大きな変位は起こりません。また、共振周波数に対しまして、図7に示すように、各カラム最大4mmがズレるとい

うことで、そのショックアブソーバーのテーパーの構造により、閉塞なく挿入できるということを考えてございます。

説明としては、以上でございます。

○山中委員 説明は以上でございますか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 説明は以上でございます。

○山中委員 はい。それでは質疑に移ります。

質問、コメントございますか。

○荒川チーム員 原子力規制庁の荒川です。

先ほどの応答倍率法の説明の中で、配管の評価手法を応答倍率法からスペクトルモーダル法に変更されるということでした。その期間には12月ぐらいまでかかるというような御説明がありましたが、現在のマスター工程というか、全体工程に対して大幅に超過するような懸念等があるのか、ないのかということについて、お教えてください。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

評価自体は少し時間がかかりますけれども、マスター工程に対しては影響がないものと考えてございます。

○荒川チーム員 承知いたしました。

また教えてください。よろしくお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 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。よろしいですか。

よろしいでしょうか。本日説明のございました内容については、特段問題はないと考えます。

現在、JAEAにおいて検討中の配管の耐震性評価については、まず、事務局において評価結果を確認していただき、何か論点がございましたら審査会合を開催したいと思います。

そのほか、何か確認しておきたいことはございますか。よろしいでしょうか。

JAEA側から何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（篠崎部長） 原子力機構、篠崎でございます。

我々が今申し上げましたスペクトルモーダル法による解析、この評価が出次第、御説明をさせていただきたいと思っておりますので、よろしくお願いいたします。

○山中委員 よろしいでしょうか。それでは議題1はこれで終了いたします。

ここで一旦中断し、議題2は16時5分から再開したいと思います。よろしくお願いいたします。

ます。

(休憩)

○山中委員 それでは再開いたします。

議題2は日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のSTACY原子炉施設に係る設計及び工事計画の認可申請についてです。

それではJAEAから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（井澤課長） 原子力機構、井澤です。

それではSTACYの分割設工認のうち、第4回について資料を御説明させていただきます。

本件、2件、コメント回答を残すのみでありましたので、この御回答として2件の質問に対して回答させていただきます。いささか審議の間が開いてしまいましたので、もし過去の情報が必要ということなら、おとめいただければと思います。

それでは資料2に基づきまして、まず石井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（石井マネージャー） それでは原子力機構の石井です。

資料に基づいて、前回2月17日の審査会合でいただいたコメントについて回答をさせていただきます。

まず資料の1ページ目になりますが、一つ目のこの文になります。核燃料物質貯蔵施設のうち、粉末燃料貯蔵設備については、水没条件において中性子吸収材を併用しなくても未臨界を確保できるとしているが、その根拠を説明することというこの質問を受けております。

回答としましては、この粉末燃料貯蔵設備については、水没してさらに寸法制限値が満足されない場合の未臨界計算を行いまして、既設の構造のままで未臨界を確保できる設計となっているということで、その詳細については2ページからの別紙1に詳細を示してございます。

2ページの別紙1を見ていただきますと、まず2.の計算方法で2.1の基本方針であります。こちらについては設備が水没し、さらに寸法制限値が満足されない場合を考慮して、単一ユニット、この粉末燃料貯蔵施設が置かれている部屋におきましては、粉末燃料貯蔵設備しかありませんので、単一ユニットの計算を行っております。

2.2が計算コードと断面積ライブラリということで、今回の計算にはMVPとJENDL-3.2を用いて計算は行っております。

2.3計算モデルと計算条件についてです。まず粉末燃料貯蔵設備の構造図を、図の2.3.-

1ということで、4ページを御覧ください。

4ページ御覧いただきますと、これから粉末燃料貯蔵設備というものを持っておりまして、上の図が平面図、上から見た図になります。3×5の格子配列になっておりまして、赤枠で囲ったところが寸法制限値、設工認上は450mm以上というものに対して、縦方向は600mm、横方向は615mmという間隔で配列されているものになります。今回はこの600とか615というものを、寸法を縮めていまして、保管容器が密着するまで未臨界計算を行っているという部分になっています。

その下のA-A断面図を見ていただくと、横から見た図で、一番右のところに中をくり抜いた図がついておりますが、MOX燃料、この四つの容器に入っております、まずPu缶という、アルミニウムの缶に入っています。それをカートリッジというものに入れまして、それを、更に貯蔵容器、保管容器というところで、四重の構造になっているものになります。

5ページからはその詳細を示していますものを、5ページ、6ページ、7ページ、8ページ、9ページまで、それぞれ四つの保管容器の構造について、詳細な図をつけてございます。

そうしましたら、戻っていただいて、2ページになります。

2ページ目の2.3の3行目からですが、計算に当たっては、寸法制限値が満足されず、さらに、設備が水没するものとして計算を行っておりますが、さらに実際より保守的な評価とするため、以下の条件としております。

一つ目のポツが寸法制限値である格子間隔（45cm以上）というのが満足されず、お互いに近づくものとする。二つ目に、収納するMOX燃料は、今回実機当たりの最大在庫量を用いております。

次の3ページに行きまして、保管容器1基にはPu4本が密着して、燃料が密着した状態で保守的な評価を行うとしております。その次のポツには、実機は3×5の格子配列ですが、モデル上は無窮体系で今回は未臨界評価を行っているというものになります。その未臨界計算の結果をP11ページに示してございます。11ページを御覧ください。

11ページを御覧いただきますと、横軸に格子間隔ということで、一番右が45cmということで、こちらが寸法制限値になります。その寸法制限値をだんだん縮めていって、一番左側に行くと22.5cmのところ、こちらが一番外側の収納容器での保管容器が密着する状態になります。その場合においても中性子実効増倍率は0.3ということで、未臨界を確保できているという評価になってございます。

一つ目の回答は、以上になります。

二つ目が12ページをそのまま御覧ください。

12ページ、No.2のコメントですが、液体廃棄物の廃棄設備の堰の床及び壁面の塗装について、仕様及びその点検頻度を説明することということで、仕様については低レベルの廃液系の堰と、極低レベルの廃液系の堰について、エポキシの樹脂で塗装を行っております。その塗装範囲については、床面については全面、壁面については概ね1m弱のところまで、具体的には低レベルについては床面から95cm、極低レベルについては床面から97cmというところまで、塗装を行っているものになっています。

(2)の点検頻度につきましては、保安規定の下部規定、具体的にはNUCEF設備の機器の点検基準というルールに基づいて、1回／年の外観点検を実施しております。外観点検において漏れとか異常が認められた場合は、必要な補修作業を実施しているということになっています。

説明は、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。よろしいでしょうか。JAEA側から何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（石井マネージャー） はい。私どもからは、特にございません。

○山中委員 それでは以上、本件については特段の論点、ございません。JAEAにおいては補正の準備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。

○日本原子力研究開発機構（石井マネージャー） 承知いたしました。補正、準備させていただきます。

○山中委員 そのほか何か確認しておきたいこと、ございますか。よろしいですか。

それでは議題2はこれで終了いたします。

ここで一旦中断し、16時15分から再開したいと思います。

(休憩)

○山中委員 それでは再開いたします。

議題3は、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に係る設計及び工事計画の認可申請についてです。

それではJAEAから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（岸本課長） 原子力機構、岸本です。

それでは本日の御説明ですけれども、現在設工認（その10）としていますが、先日の審査会合で御説明したとおり、設工認（その7）という形で、いわゆるL2津波で浸水する施設に対しての津波防護対策の設工認となります。

本件は昨年7月に申請させていただいた後、同月に、審査会合に1度かけさせていただいております。その後で11月に補正申請させていただいておりますが、その昨年の審査会合でいただいたコメントを中心としまして今後補正していくことになるんですけれども、そういうところを御説明させていただきたいと思っております。

では、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（木下マネージャー） 原子力機構の木下でございます。

それでは、お手元の資料、資料3を基に御説明させていただきたいと思えます。

表紙から、放射性廃棄物処理場の設計及び工事の方法の認可申請（その7）の説明でございます。

1ページめくっていただきまして、右下の数字、1ページ目でございます。令和元年7月22日の第291回の審査会合での指摘事項の内容と対応一覧に基づきまして、それぞれ説明させていただきたいと思えます。

まず指摘事項の1番目でございます。前提条件となる設計の考え方及び方針を具体的かつ詳細に説明することというコメントいただいております。

これに対しましては、後ほど説明しますが、資料3～4ページで原子炉設置変更許可申請時の審査内容を含め、津波防護対策の考え方及び方針を説明いたします。

続きまして2番目といたしまして、L2津波について隣接事業所及び自施設の影響を含め、解析条件、解析結果等を詳細に説明することという指摘でございます。

これについては5～15ページで、茨城県で実施した平成24年のシミュレーションデータを基に、隣接事業所の防潮堤及び自施設をモデル化したうえで、再評価を実施した結果及び設計に反映した津波浸水高さについて詳細に御説明いたします。

L2津波による核施設への影響の程度を示した上で、原子炉設置変更許可申請書に示した施設内に海水が流入しない構造を満足させるためにどのような対策をとるのか説明することということで、こちらにつきましては16～20ページで。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

すみません。音声途切れるようなので、マイクとしゃべる位置を調整しながら説明のほう、よろしく願います。

○日本原子力研究開発機構（木下マネージャー） 原子力機構、木下でございます。

これでどうでしょうか。

○加藤チーム員 大丈夫です。よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（木下マネージャー） 続けます。L2津波の浸水範囲・高さ
各施設の構造を示した上で、津波対策の概要について御説明いたします。

最後に4番目でございます。施設の設計に当たって考慮すべき事象とそれぞれに対して
適用した基準・規格、検討過程を含め詳細に説明することということで、これにつきましては
21～37ページへ行って、「浸水により想定される事象」「津波漂流物による影響」
「地震（液状化を含む）による影響」「洗掘により想定される事象」のそれぞれについて、
適用基準・規格及び検討過程などについて説明いたします。

それでは、めくって、右下の数字3ページ目でございます。まず津波防護施設の考え方
から御説明させていただきます。

新規制基準では、耐津波設計において重要度に応じた設計の考え方はなく、基準津波に
対して最重要な施設を防護することが求められておりますが、処理場につきましては、地
震に伴って発生するおそれのある津波により安全機能を喪失した場合の、一般公衆への影
響評価の結果、下に示すとおり3.1mSvということで、実効線量5mSvを超えないということ
から、Sクラス施設はなく、津波対策の施設は、Bクラス、Cクラス施設でございます。

こちらにつきましては許可基準規則の解釈において、「敷地及びその周辺における過去
の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波」などを対象津波とすることと
されていることから、処理場につきましては考慮する津波は茨城県沿岸津波対策検討委員
会が平成24年に評価したL2津波といたします。

ここで、津波、後でまた御詳細に御説明しますが、茨城県でのシミュレーションデータ、
こちらを基に再評価して、今回この設工認申請書での評価をしたものでございます。

続きまして4ページ目でございます。処理場における津波防護の考え方でございますけ
ども、設置変更許可申請書の添付書類八のほうには適合のための設計方針として、添付書
類に記載した行政機関による津波評価における遡上波が到達しない高さに設けるか、遡上
波が到達したとしても安全性が損なわれるおそれがないようにすると記載してござい
ます。具体的には、添付書類六に記載した行政機関による津波評価における遡上波が到達した場
合に、施設内に海水が流入しないような対策を講ずることといたします。

これを基に津波防護施設の考え方としては、行政機関により評価された影響が最も大き

い、いわゆるL2津波に対して、遡上波が到達しない高さについては新たに対策を講ずる必要はないものの、遡上波が到達する高さに設けている施設については、当該津波による影響を抑制することで必要な機能が維持できるような対策を講じるか、又は当該津波による影響が施設に直接作用したとしても必要な機能が維持できるような対策を講ずることという考え方でございます。

続きまして、5ページ目に記載のL2津波による浸水区分について御説明させていただきます。

こちらは、まず処理場地区、いわゆる南のほうのところでございますけども、左のほうに、L2津波による浸水マップに我々の各施設をプロットした絵がございます。

ここで保管廃棄施設・M-1の一部、M-2の一部、それと特定廃棄物保管廃棄施設のインパイルループ用を除くの一部につきましては、0.3m未満を示す緑色の色がついているということで、ここは浸水するおそれがあるという箇所となっております。

引き続きまして6ページ目でございます。

こちらは北地区、いわゆる第2保管廃棄施設のほうでございます。こちらも同様にL2津波の浸水範囲に我々の施設をプロットしたものでございます。こちらにつきましては廃棄物保管棟・I、廃棄物保管棟・II、保管廃棄施設・NL、こちらの3施設について、黄色の部分でございますので浸水深さ0.3～1m未満というところで、浸水するおそれがある施設となっております。

7ページ目に、L2津波による浸水するおそれがある施設を再度詳細に説明したものでございます。こちら左側が原科研の敷地で、それぞれに各浸水のおそれがある施設をプロットしているものでございます。

次、8ページ目でございます。

L2津波により浸水するおそれがある各施設の目的と構造（保管廃棄施設・M-1、保管廃棄施設・M-2）につきましては、このような構造となっております。基本的には地下ピット式、あるいは地下の廃棄孔式のところに蓋が乗っているような状態でございます。

また、9ページ目、こちらは特定廃棄物保管廃棄施設（インパイルループ用を除く）の概要でございます。

また、10ページ目でございます。

10ページ目は北地区の情報でございます。保管棟・I、II、これ建家式のもの、あるいは保管廃棄して埋める、地下ピット式のもの、このような施設がそれぞれ設置されてござ

います。

11ページ目、こちらから具体的にL2津波の解析となります。

こちらは茨城県で平成24年にやったシミュレーションデータを、全く同じものの設定条件を記載してございます。対象津波としてはL2津波ということで、その他シミュレーション条件は以下の表に示すとおりでございます。

12ページ目以降につきましては、L2津波の概要の2ページ目でございます。

左側がL2津波の起因となる地震、これも茨城県のデータそのままでございます。

これを基に、ケース1～4ということで隣接事業所の防潮堤及びJAEAの今回津波防護壁のあり、なしを条件に、こちらをケース1～4としまして再評価を実施してございます。この中で、最も浸水高さが高くなるケースを設計に反映したものでございます。

具体的なシミュレーション結果につきましては、13ページにケース1、ケース2を、14ページにケース3とケース4の、それぞれ防潮堤と防護壁のあり、なしに当たるパターンを示してございます。

15ページ目でございます。

まず一つ目として隣接する事業所の津波防護壁の影響としては、ケース1、ケース2と、並びにケース3と4の結果から、隣接する事業所の影響を検討したものでございます。この点については保管廃棄施設・Ⅱ、いわゆる処理場地区については影響なし。第2保管廃棄施設については防潮堤による影響は、回り込みの影響等を受けるという結果になってございます。

また、津波防護壁の自施設の影響でございますけども、それぞれ津波防護壁（自施設）による反射波の影響を検討して、せり上がり等の量を定量化してございます。これを基に設計の範囲事項としてはケース3と4から施設周辺の各評価点における最大値を津波浸水高さとしてございます。詳細は25ページに記載をしてございます。

16ページはL2津波の浸水高さと各施設の構造を示したものでございます。こちら処理場地区、北地区共にそれぞれ施設の断面図を記載してございますが、いずれも防水機能のない鋼製蓋だとか遮蔽蓋を使った構造、あるいは、扉等、施設の入り口の立ち上げ高さ等よりも、浸水高さが高いということから、施設内に流入するということから、これらの施設を防護対象施設と選定してございます。

17ページ目でございます。以上のことを踏まえまして、防護対策の概要ですけども、こちら左の絵が南処理場地区でございます。これが海側に赤いラインで1本ありますが、こ

れ津波防護壁を設けるもの。また右側の北地区につきましては、3施設を1周取り囲むような防護壁を設けるというものでございます。

18ページ目、こちらが解析された津波浸水高さでございます。津波浸水高さ、具体的には保管廃棄施設・ⅡのほうでT.P.+7.17m、第2保管廃棄施設につきましては、場所によって異なりますが、T.P.+8.25m～9.74mとなっております。

19ページ目に、こちらに最大津波高さと津波防護の天端高さの関係を示したものでございます。表に津波の浸水高さと地盤沈下等を考慮した防護壁の沈下量、それと、それに基づく必要高さと、結果的に、それから求まる裕度を持たせた設計高さとなっております。保管廃棄施設については設計高さをT.P.+8mに設定してございます。

同様に20ページ目でございます。こちらは北地区でございます。

こちらにもシミュレーションで得られた津波浸水高さに加えて、防護壁の地盤沈下量を加えた必要高さに裕度を持たせて設計高さとして、T.P.+9.1m～+10.6mという高さを設定しています。

津波防護対策の設計の考え方を21ページ以降に示します。

こちらは、本申請における防護対象はCクラス又はBクラスであることから、原子力発電所耐津波設計技術規程及び各ガイドラインなどを参考とし、想定される津波が発生した場合想定される以下の事象ということで、浸水、漂流物、地震、洗掘、これらの事象に対して安全機能が維持されるよう、基本方針を設定してございます。

具体的に基本方針の1枚目を22ページに示します。

まず、浸水により想定される事象のうち、浸水高さと津波の流速でございます。

こちらは茨城県沿岸津波対策検討委員会の算定したL2津波のデータを基に、津波防護壁と隣接する事業所の防潮堤をモデル化して、これらの影響を考慮した再評価結果を踏まえて、浸水高さとして津波流速を設定したものでございます。

また、天端高さでございます。先ほどのものと重複しますが、これらの浸水高さに加えて地盤沈下を考慮して、裕度ある高さを設定していきます。地盤沈下量については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」などを用いて算出しています。

それから津波荷重につきましては、L2津波の浮力、波力、津波漂流物による衝突力を受けた場合に機能を維持できるよう設計するものでございまして、波力については「津波避難ビル等の構造上の要件の解説」に従って行い、また津波漂流物につきましては、後ほど出てきます「漂流物により想定される事象」を参照から求めております。

また、23ページ目、漂流物により想定される事象につきましては、「津波漂流物対策施設 設定ガイドライン」こちらに基づいて衝突力等に関して先ほどの津波荷重と併せて、四つの事象に設定するというものでございます。

また、地震、液状化により想定される事象でございます。こちらはL2津波の発生要因となる地震を考慮して、この地震による水平荷重等を受けた場合に機能を維持できるように設計します。この場合、茨城県の策定した地震動、こちらについて許容応力度評価を行うということです。

また、液状化に対するものでございますけども、道路橋示方書に従って液状化判定を実施した結果、砂層（N値30未満の砂層）、こちらが液状化すると想定されることから、砂礫層よりも浅いところの砂層を地盤改良して、液状化対策を講ずるものでございます。

最後に、洗掘により想定される事象です。こちらは「津波避難ビル等の構造上の要件の解説」に従って、L2津波による浸水の影響に対して、機能を維持できるよう設計をします。

具体的にはL2津波の浸水高さや流速を考慮し、表面侵食が生じない十分な強度で地盤改良を行うものでございます。

主な説明は以上でございます。25ページ目から以降48ページ目までは今の御説明をさらに詳細にしたもの。49ページ目以降は今回の申請書の内容、記載事項の抜粋をつけたものでございます。

説明は以上になります。

○山中委員 それでは、質問、コメントございますでしょうか。

○荒川チーム員 原子力規制庁の荒川です。

御説明いただいた内容のうち20ページのところ、第2保管施設、廃棄施設棟の津波浸水高さのほうを書き添えておきます。

ここの表中のほうを見ていきますと、津波浸水高さが東側ではT.P.+9.74m、西側ではT.P.+8.25mと、1.5mぐらいの津波浸水高さの差が生じております。この差というものは、津波高さの解析上どういう状況が生じていて、この差が生じているのかということについて御説明いただけないでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（木下マネージャー） 原子力機構の木下でございます。

まず大前提として、今回の再評価は茨城県沿岸津波評価の使用している全く同じパラメータ、同じ解析モデルであって、また評価を実施している会社も全く同じでございます。ということで、まずその1点目。

それと茨城県のL2津波の評価結果を見ましても、やはり、海側と山側がある程度の差が生じているということも踏まえまして、基本的には妥当であるというふうに我々としては考えてございます。

○荒川チーム員 規制庁の荒川です。

今、茨城県さんの検討結果と見比べても妥当な結果じゃないかという御説明があったと思うんですけど、例えば、東側が海側で、西側が山側になっておりますが、東側のほうが流速のある津波が当たってきていて、津波が遡上して上がっているような現象が見えているような形というのは確認されているのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（木下マネージャー） 原子力機構の木下でございます。

おっしゃられたとおり、東側のほうが、流速が、津波が真正面から当たるような形になってございますので、それも踏まえて高くなっているというふうなことは確認してございます。

○荒川チーム員 承知しました。ありがとうございます。

○山中委員 そのほか、何かございますか。よろしいですか。

JAEA側から何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（岸本課長） 原子力機構、岸本です。

こちらからは、特にございません

○山中委員 よろしいでしょうか。

本件については、特段の論点は残っていないものと考えます。

JAEAにおいては補正の準備を進めていただければと思いますが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（岸本課長） 原子力機構、岸本です。

ありがとうございます。これから適切に補正の準備を進めて、できるだけ早く補正させていただくようにさせていただきます。お願いいたします。

○山中委員 そのほか、何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、これで議題3は終了いたします。

ここで一旦中断し、議題4は16時40分から再開したいと思います。

（休憩）

○山中委員 それでは再開いたします。

議題4は、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉施設保安規定変更認可申請についてです。

JAEAから説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（車田技術副主幹） 原子力機構の車田です。

それでは資料4、JRR-3新規制基準適合に係る原子炉施設の保安規定変更認可申請につきまして、御説明させていただきます。資料につきましては右下にページ番号入れてございます。

1ページをお願いいたします。

本申請の経緯について御説明させていただきます。

JRR-3の保安規定につきましては、炉規法第37条に基づき定めるものであり、本申請及び補正につきましてはJRR-3の運転再開に向けた新規制基準への適合性審査を踏まえ、許可との整合性について申請するものです。

真ん中の表に示したものはJRR-3における申請の経緯で、平成26年に申請を行い、本申請に至っております。本補正では運転再開に係る第2編、5編について御説明させていただきますが、3条改正における要件につきましても、その内容を含めております。

2ページをお願いします。

本資料は許認可との関係を示したものとなります。本申請では三つの矢羽、規則、原子炉設置許可及び設工認の審査等において、許可書及び設工認において保安規定に定めるとした事項を追加しております。

次のページをお願いします。

こちらの表は次のページと2枚ものとなっておりますが、許可と保安規定が整合していることの確認を行った表となります。左側の規則条文の要件に対して、保安規定において対応すると御説明したもののについて、今回の申請において保安規定に定めた情報を右側の欄に記載してございます。

4ページも同様の記載内容となりますので、5ページをお願いします。

こちらの表につきましては、設工認と整合していることを確認した表となっております。JRR-3の設工認はその1～13に分割して申請させていただいておりますので、おのおのの審査において保安規定に定めるとしたもののについて、今回の申請で定めた条文を右側に示してございます。

6ページも同様の記載となっておりますので、7ページをお願いします。

今御説明した許可、設工認の整合表から、本申請で保安規定に定めました項目となります。

①～⑧と番号を振ってございますが、その項目のうち試験研究炉におきましては、①多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）に関する措置と、②自然現象等に備えた管理、自然現象等が発生した場合の措置が主要な論点と考えます。

また、③～⑧の項目につきましては、既設設備または一般汎用品等についての変更内容となりますので、その他の事項とさせていただきます。

8ページをお願いします。

ここからは今御説明しました二つの主要な論点について御説明いたします。

10ページをお願いします。BDBAに関する措置の変更の目的及び内容となります。

本申請では規則40条のBDBAに係る許可及び設工認（その12）の審査において説明を行いました。基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象、炉心流量閉塞による炉心冷却機能の喪失事象、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、大規模損壊事象の想定事象に対して手順を講じるとともに、BDBAの事象発生時に必要な資機材の管理を行います。

次のページをお願いします。こちらはBDBAが発生したときの手順の御説明となります。

先ほど申しました四つの事象において、基本的安全機能が喪失した場合の影響を検討しまして、A)～D)の事象に係る手順を保安規定で決めました。

次のページをお願いします。こちらはスクラム失敗事象の御説明となります。

スクラム失敗事象とは、全制御棒挿入失敗、また重水タンクによる停止操作を行っても原子炉停止が困難なときには、全ての停止機能が喪失したと判断し、ホウ酸投入による原子炉停止へ移行するものです。このホウ酸投入による対策につきましては●の記載のとおり許可書の添付書類十に置いて記載を行っているものでございます。

13ページをお願いします。今御説明させていただいたものをフローで示したものとなります。

左側から二つの停止機能で原子炉が停止しない場合、BDBA事象に至ったと判断し、ホウ酸投入を行います。ホウ酸投入の実際の投入につきましては、現場の原子炉プール上部から運転員によって投入を行います。

次のページをお願いします。ホウ酸投入の詳細な手順の資料となります。

黒枠内の概要となりますけれども、重水ダンプと同じ、原子炉停止に係る負の反応と0.6%を印加するためには、14kgのホウ酸を原子炉プールへ投入が必要となります。このホウ酸は常温では粉状であるため水で溶解させて投入を行いますが、14kgのホウ酸に必要

な水の量は500ℓとなるため、JRR-3では事象発生時に電源を利用できる場合には、効率的にホウ酸投入を行えるよう、自主的に攪拌機を準備します。

次のページをお願いします。こちらはスクラム失敗事象での制御室及び現場作業のフローを示したものとなります。

ホウ酸投入につきましては記載の作業フローに基づきまして、保安規定において発生事象に対する判断基準、措置を明確にしました。また、ホウ酸の溶解に係る具体的な手順等については下部規定において定めることで、BDBAに係る訓練の結果を基に、PDCAを回して改善を図っていきたいと思っております。

以上がスクラム失敗事象の説明となります。

次のページをお願いします。

次は炉心冷却機能の喪失事象についての御説明となります。本事象は基準地震動を超える地震により燃料要素1体が損傷を受け、内蔵する放射性物質が建家から放出した場合、建家周辺の一般公衆に対して放射線被ばくを与える影響があると判断した場合には、対策として原子炉建家内へ閉じ込めと必要箇所を目張りを行うものです。

炉心冷却機能の喪失の対策につきましては、資料の●にありますように、許可書の添付書類十において記載を行っているものでございます。

次のページ、お願いします。今御説明させていただいたもののフローとなります。左側から燃料の破損によって非常用排気設備が自動起動する構造となっておりますが、非常用排気設備が使用可能で正常に機能していても、BDBA事象によって、万が一、放射性物質を除去するフィルタ等が影響を受けて、除去等が正常に行われない場合は、非常用排気設備を停止して建家外への放出を抑制します。また非常用排気設備が自動で起動しない場合は、通常の換気系を停止することで同様に放出を抑制します。さらに原子炉建家の出入り口等が損傷を受ける場合には目張りの措置を講じます。

保安規定では、今御説明した事象に対する判断基準及び措置について定め、その他具体的な手順については下部規定において定めております。

以上が、炉心冷却機能の損傷事象の説明となります。

次のページ、お願いします。次は冠水維持機能の喪失事象の説明となります。

基準地震動を超える地震によって、原子炉プール水位が一定水位まで低下した場合は、通常サイフォンブレイク弁が作動しまして、炉心の冠水を維持しますが、万が一サイフォンブレイク弁が2系統故障し、また1次冷却系配管が全周破断した場合に相当する冷却材が

流出した場合には、全ての冠水維持機能を失うこととなるため、燃料損傷に至る可能性がある判断をしまして、内部及び外部からの給水措置を行うものです。こちらでも許可書添付書類十において記載を行っているものでございます。

次をお願いします。今御説明させていただいたもののフローとなります。

1次冷却系の配管が損傷を受けたとき、またその流失が少ない場合は内部給水、多い場合は外部給水の措置を行うとしたものとなっております。本事象につきましては、1次冷却材の流出の程度によって対応する手段が大別されるものでございます。

次のページをお願いします。こちらは内部給水に関するフローとなります。

左側から1次冷却材が流出した場合に、水位の低下が小さくてサイフォンブレイク弁が自動で開にならないときについては、内部給水に係るBDBAに関する措置を行うものです。

22ページをお願いします。こちらにつきましては設工認、その12において御説明させていただきました内部給水作業における想定時系列となっております。

内部給水につきましては想定フローに基づきまして、保安規定では発生事象に対する判断基準、措置を明確にしました。また具体的な基準につきましては下部規定において定めております。

23ページをお願いします。こちらは外部給水に関するフローを示したものとなっております。

左側から冷却材が流出しまして、水位低下が大きい場合には外部給水に係るBDBAに関する措置を行います。

次のページをお願いします。こちらは外部給水の想定フローとなります。

こちらでも設工認その12において御説明させていただいておりますが、制御室で監視ができる場合と、次のページになりますけれども、監視ができない場合で想定時系列を示してございます。外部給水につきましてもフローに基づきまして、保安規定では発生事象に対する判断基準、措置を明確にしました。また給水に係る具体的な手順につきましては、下部規定において定めております。

冠水維持機能の喪失の説明は、以上となります。

続きまして26ページをお願いします。こちらは大規模損壊事象の説明となります。

大規模損壊事象につきましても、許可書添付書類十において対策を定めておりますけれども、保安規定では原子炉建家外の水源を利用し、消火設備や消防車を用いて放水することにより燃料及び原子炉建家内の空間に散水を行いまして、放射性物質のホウ酸をできる

限り抑制することを保安規定においては明確にしました。また実験者等の避難、敷地周辺の放射線量の監視、作業員の被ばく等についてはBDBA対策の共通事項として保安規定において定めております。

事象ごとの説明は、以上となります。

次のページをお願いします。

本ページ、あと次のページにつきましては、BDBA事象に係る保安規定の記載内容となります。内容につきましては、今、御説明してきましたBDBA事象発生時の措置に加えまして、計画の策定、教育訓練を行うなどを保安規定には定めました。

また、次のページ、別表29におきましては、発生事象に対する判断基準、措置を明確に定めております。

下部規定におきましては、運転手引において保安教育及び保安訓練、BDBAが発生した場合の措置について具体的な内容について記載しております。

30ページをお願いいたします。ここからはBDBAに係る資機材の管理の説明となります。

こちらは設工認（その12）説明において、BDBAの事象のうち冠水維持機能喪失時に使用するポンプは一般汎用品を用いるため、必要な給水機能を満足できるものと交換できることとしております。そのため、保安規定及び下部規定におきましては、資機材の管理及び機能維持に係る点検等定めております。

次のページをお願いします。

こちらが資機材の管理についての保安規定の記載内容となっております。

今申しましたとおり、資機材の管理及び機能維持に係る点検等を保安規定に定めたもので、別表30のほうにおきましては、電動機式可搬型ポンプ等のBDBAの措置を行うに当たる必要な資機材を記載してございます。下部規定においては運転手引、下部要領において資機材の管理において必要な点検内容、また故障等があった場合の交換に関する手順について記載しております。

33ページをお願いします。

こちらは、今申しました資機材についての保管場所を示したものとなっております。

保管場所につきましては今後の訓練結果を踏まえまして、効率的かつ合理的な場所に見直すこととしております。

以上がBDBAに関する措置の御説明となります。

続きまして、35ページをお願いします。

ここからは主要な論点の二つ目の自然現象等に備えた管理、自然現象等が発生した場合の措置についての御説明となります。

まず変更の目的と内容ですが、本申請では規則6条の適合性確認及び、設工認その12の審査において説明を行いました自然現象等、森林火災、竜巻、火山に対する事前に必要な管理等を行うものでございます。

次のページをお願いします。森林火災に係る樹木の管理についての説明となっております。許可書の添付書類八におきまして、森林火災によって施設の安全機能を損なうおそれがないように、施設周辺の森林の管理その他必要に応じた対策を講じるとしております。そのため、保安規定及び下部規定では、JRR-3に隣接する森林が拡大しないよう管理をするとともに、1年に一度対象施設について巡視することを定めることとします。

次のページをお願いします。こちらは樹木の管理対象範囲を示したものでございます。

樹木の管理範囲を含む管理につきましては、年1回以上の点検において樹木が拡大することを確認した際には伐採を行います。また樹木の植生の変化や想定以上の生長の速さを確認した場合には、管理範囲の拡大及び確認頻度を多くする等の措置が必要となりますので、樹木の管理につきましては下部規定において定めることで見直しを図っていきたくと考えております。

38ページをお願いします。次は竜巻に係る飛来防止対策の御説明となります。

竜巻発生に備えた管理としましては、許可書及び設工認において、竜巻によって施設の安全機能が損なわないための措置としまして、JRR-3施設における対象範囲について飛来物が発生しないよう管理することを、保安規定及び下部規定において定めました。

次のページをお願いします。こちらは飛来物発生を管理するために行うウォークダウンによる現地巡視のフローを示したものとなります。

ウォークダウンによって、飛来物となり得るものを確認した際には、フローの右側のほうに基づきまして飛来防止対策を行います。

次のページ、お願いします。続きまして火山の噴火に伴う降下火砕物除去に用いる資機材の管理の説明となります。JRR-3では火山の影響につきましてはグレーデッドアプローチの適用によりまして、設計上考慮すべき降下火砕物は極微量であるとされたことから、保安規定及び下部規定のほうでは万が一の除灰に備えた管理として、除灰に係る手順及び資機材の管理を定めております。

42ページをお願いします。今、御説明してまいりました自然現象等に備えた管理に係る

保安規定と下部規定の記載内容となります。

保安規定につきましては、森林拡大の管理、飛来物防止対策、除灰の資機材等の内容を定めております。下部規定におきましては、森林拡大の具体的な措置、飛来物の有無を確認するための巡視、管理方法等を記載するとともに、飛来物として確認された物体に対する評価、浮上させないための措置等の具体的内容について記載します。

以上が、自然現象等に備えた管理の御説明となります。

43ページをお願いします。続きまして自然現象等が発生した場合の措置の説明となります。

本申請につきましても、規則6条の適合性確認及び設工認（その12）の審査において説明を行いました四つの自然現象（竜巻、火山、森林火災、その他外部火災又は爆発の発生、有毒ガス）が発生した場合の事後の措置を講じるものでございます。

次のページ、をお願いします。竜巻の措置に関する説明となります。許可書の添付書類八において、竜巻の接近のおそれがある場合には、施設の安全機能を損なわないために原子炉を停止する必要があるため、保安規定及び下部規定において停止の措置を明確化しております。

次のページをお願いします。こちらは火山に対する措置となります。

今御説明した竜巻同様に、添付書類八において施設の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合には、必要な対策として原子炉停止を行うとしているため、保安規定及び下部規定でその旨を明確化しております。

次のページをお願いします。今森林火災、その他外部火災又は爆発の発生に対する措置であります。

こちらも竜巻、火山と同様に原子炉停止措置を行うとしておりますので、その旨を保安規定に定めるものでございます。

次のページをお願いします。有毒ガス発生に対する措置となります。

こちらにつきましては、前の自然現象等と同様に、原子炉停止の措置に加えまして、原子炉用の運転要員を退避させる措置について、保安規定及び下部規定において明確化しております。

次のページをお願いします。今御説明してまいりました自然現象等が発生した場合の措置に係る保安規定の記載内容となっております。

保安規定では、自然現象等が発生した場合の原子炉停止に係る措置、除灰の対応または

発生後の点検等について決めました。

下部規定におきましては、運転手引下部要領において自然現象等が発生した場合の措置及び点検内容等を明確に記載するとともに、除灰に係る手順及び資機材の点検内容について具体的に記載しております。

以上が、自然現象等が発生した場合の措置についての説明となります。

続きまして51ページまでお願いいたします。

ここからは、主要な論点のほかに、本申請において本件に定めた事項の御説明となります。

53ページをお願いします。最初に内部溢水対策についての御説明となります。

変更の目的及び内容につきましては、原子炉停止後30秒冷却を確保できるよう、1次冷却材補助ポンプ本体及び電源盤に対する溢水対策を講ずるものです。こちらは設工認その7において説明させていただいたものとなっております。

56ページをお願いいたします。保安規定及び下部規定に記載した内容となっております。

溢水対策としましては、原子炉運転中に溢水の確認を2時間に1回の頻度でカメラによる確認を含めた巡視を保安規定及び下部規定に定めております。

以上が、内部溢水対策の記載内容となっております。

続きまして、58ページをお願いいたします。

次は設工認で認可を受けた一般汎用品（維持すべき機器等）としておりますけれども、一般汎用品の管理の御説明となります。

現行の目的及び内容につきましては、許可書、設工認その1、7、9の審査で示しました保安灯、通信連絡設備、溢水防護設備（マンホールの蓋）、廃液貯槽の漏えい検知器について、日常的に維持するための管理を行うものでございます。

69ページまでお願いいたします。こちらが、一般汎用品の管理について保安規定に記載した内容となります。

一般汎用品の管理につきましては、維持すべき機器等の管理として、次のページの別表に、種類、設置場所、数量を明確にするとともに、点検、交換に係る手順等を保安規定に定めております。下部規定におきましては、管理の具体的な手順等を記載することとしております。

以上が、一般汎用品の管理に関する説明となります。

74ページをお願いいたします。続きまして火災発生時の措置についての説明となります。

火災発生時の措置につきましては、許可書及び設工認の審査で示しました発火性物質及び引火性物質の持ち込み管理、及び火災発生時の原子炉停止の措置を講じるものでございます。

76ページをお願いいたします。こちらが火災発生時の措置について保安規定に記載した内容となっております。

保安規定では、手引の作成において可燃物の管理に関する事項として持込み管理を定めておきまして、別条のほうで火災が発生した場合の原子炉停止に係る措置を定めております。下部規定におきましては持込み管理、この方法等の具体的な手順を記載しております。

以上が、火災の損傷の防止の説明となります。

続きまして79ページまでお願いいたします。こちらは固体廃棄物の保管に係る説明となります。

固体廃棄物の保管につきましては、設工認（その10）の審査で示しました固体廃棄物の保管場所の設置、あと廃棄物の保管及び引渡しに係る管理を行うものでございます。

81ページをお願いいたします。こちらが保安規定に記載した内容となっております。

固体廃棄物の保管としましては、廃棄物処理場に引き渡すまでの期間の管理、また保管場所の点検に係る記載を定めております。下部規定におきましては引き渡すための具体的な手順等の管理法を定めました。

以上が、固体廃棄物の管理に係る記載内容となります。

続きまして84ページをお願いいたします。こちらは非常の場合に講ずべき処置に関することの説明となります。

こちらにつきましては、3条改正に係る保安規定に伴いまして、令和2年7月20日の審査会合においてのコメントとして、見学者、外部研究者等に対する避難指示等について対応を定めるものでございます。

次のページをお願いいたします。

保安規定での記載内容になりますけれども、JRR-3ではさきのBDBA対策、共通事項として保安規定において定めるとした内容と重なっておりますので、施設に出入りする実験者と作業員に対して避難等の対応を定めております。

非常の場合に講ずべき処置に関する説明は以上です。

続きまして、87ページをお願いいたします。

最後の項目となりますけれども、周辺監視区域における放射線測定機器、モニタリング

ポストの管理の御説明となります。変更の目的及び内容につきましては、許可書及び設工認（その1）の審査において、保安規定に定めるとしました内容であるモニタリングポストの管理方法及び周辺監視区域における放射線量の測定方法に係る対応を行うものでございます。

90ページまでお願いします。こちらが、今御説明したものの保安規定に記載した内容となります。

保安規定ではモニタリングポストの非常用電源装置の管理方法、点検方法や頻度を定めております。下部規定におきましては保安規定に定めた管理方法及び必要な燃料量が保管されていることなどを確認する点検方法について定めております。

93ページをお願いします。

こちらと同じく保安規定の記載となっておりますが、こちらは周辺監視区域における放射線量の測定方法及び管理方法の保安規定の記載内容となります。こちらでは、モニタリングポストの測定箇所、数量の明確化に係る記載を定めております。また、下部規定におきましては、モニタリングポストの維持管理に関する具体的な点検等について定めております。

以上が、周辺監視区域における放射線測定機器の管理についての説明となります。

なお、資料につきましては、この後95ページ、96ページのほうにおいて、保安規定の記載方針と、ホウ酸投入の前提条件、投入量の参考資料をつけてございます。

資料の説明は、以上です。

○山中委員 それでは質問、コメントございますか。

○加藤チーム員 規制庁、加藤です。

質問事項が4点ございまして、1点ずつ行きたいと思います。

まず、P14ページ、BDBAの際のホウ酸投入についてでございます。

この14ページにおきましては、14kgのホウ酸を水に溶解して、複数回に分けて原子炉プールに投入するとしてございますが、ホウ酸のプール内での均一性、そういう観点も含めて、この実施にて原子炉が停止するという根拠を説明願います。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

今回、この14kgというのものにつきましては、参考資料を後ろにつけてございますが、96ページです。ホウ酸投入の前提条件ということで、出力変動が少ない安定状態にあること、また、強制循環冷却により燃料が健全であることを前提条件としてございます。

この条件につきましては、ホウ酸を水に溶かして投入するのですが、その場合に、強制循環冷却があることによって、炉心、原子炉プールの中でホウ酸が均一化されるというようなことになってございます。

ホウ酸の投入量の妥当性につきましては、下の●のところになりますが、主に減速材温度効果を考慮しまして、負の反応度が約0.6%、これがモンテカルロの計算コードで計算をしていますが、ホウ素濃度が約45ppmになりますと、0.6%に相当する反応度が印加されて、原子炉が停止するというようなことを確認してございます。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

今の説明ですと、このホウ酸投入に対しては前提条件がございまして、出力の変動が少なく安定状態、それと、あと強制循環冷却、1次冷却系、こちらのほうが循環していれば、いずれホウ酸は均一になって停止に至るだろうということで、理解しました。

そうした場合、今の出力変動の少ない安定状態、それとあと、強制循環冷却によって燃料の健全性が維持される。この確認については、具体的なパラメータと判断基準について説明のほうをよろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

出力につきましては常設の中性子出力とあと熱出力を確認して、異常な上昇等がなく変動がないということを確認すると。また冷却機能につきましては、これも1次冷却材の流量データがございまして、そういった機器で確認することができるということになります。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

循環冷却につきましては、そうすると流量の変動がなく、きちんと通常どおりの流量が出ているという確認をもって燃料が健全であるという確認をするという理解でよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） また燃料の事故モニタ等も持っていますので、万が一、燃料の破損等があれば、そういった事故モニタで確認することができるということになります。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

概ね分かりましたが、詳細はヒアリングで確認をさせていただきます。

そうしましたら、2点目のほうに行かせていただきます。ページで言う17ページでございまして。

17ページ目のBDDB時の原子炉建家の閉じ込めにつきましては、敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合は、非常用排気設備を停止して放射性物質の放出を抑制するとしてございますが、具体的な判断基準について説明願います。

また、敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合の敷地周辺とは具体的にどこを示しているのか説明をお願いします。仮に、敷地境界のモニタリングポストということであれば、対策の開始時期としましては若干遅いのかなと考えますので、その場合は、より早期に検出して、対策を開始する判断基準を検討してもらいたいと思います。

それでは、説明のほうをよろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（永富次長） 原子力機構、永富です。

今の点についてなんですが、非常用排気設備が期待できる間は非常用排気設備を回して、炉室内のFP等を非常用排気設備で除去して放出するという方針を取ります。

ただ、非常用排気設備が起動しない、もしくはフィルタ等の異常等で、FPを除去することができず、ヨウ素等を除去することができずに放出してしまうというようなことがあれば、非常用排気設備を止めなければいけないと思っています。

そういった場合には、「周辺」という言葉を使っておりますけども、敷地境界にありますモニタリングポスト等の線量が上昇するというようなことが起こると思います。そういったことで、我々が期待する非常用排気設備の機能が維持できていないということをもって、非常用排気設備を止めて閉じ込めるといようなフェーズに移っていくんだというふうに考えております。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

意見がすれ違っちゃっているかなと思っているんですけど、まず、線量の上昇が顕著に見られる場合というところの判断基準を説明してください。

それと、そのときの判断基準としてキャッチする設備といいますか、スタックモニタもあるでしょうし、モニポとかもあるでしょうし、どういう装置を用いてそれを検知して、どの数値をもって判断基準、この対策を実施するんだということを決めているのか、その説明のほうをよろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（永富次長） 原子力機構、永富です。

まず、スタックです。スタックのモニタ等によって、排気する空気の線量とか、そういったものを確認することができます。ただ、一概に、その目安となる数値を決めるということとは難しいのかなと思います。

BDBAの想定になるんですけれども、若干燃料が壊れた、破損が起こったようなものから、全炉心に破損が及んでしまうようなものもありますので、そういった場合は、放出する量が異なってきますので、一概にスタックの指示値が幾つになればというような判断基準を持つことは難しいと思います。

ただ、スタックの濃度とか、それから、モニタリングポスト等を使うことになるとは思いますけども、そういったところの数値が明らかに上昇してくるはずですので、そういったフィルタの効果が期待できない状態にあれば、それをもって判断するということになるのかと思いますけども、繰り返しますが、一概に、数値を何mSvとか何Bq/ccというような値を決めることは、逆に、かえって我々が対策を取るときに足かせになるおそれもあると考えています。

なので、どこの何を使ってというようなところでは明らかにできるのかなというふうには考えておりますけども、その基準値というような形で、具体的に、事象の幅がある中であらかじめ判断基準となる数値を決めておくことは難しいのかなと思っております。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

今の話を整理しますと、判断基準を定めることによって非安全側に行く可能性があるというふうに理解したんですけど、そういうことでよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（永富次長） 原子力機構、永富です。

「非安全側」というのは正しいかどうか分からないんですが、例えば、今は仮想事故というのはありませんけども、以前あった仮想事故のように、全炉心の燃料が損傷するというようなところで、それを想定して数値を決めてしまいますと、仮に燃料板が1枚しか破損していなかったというような場合には、すごく基準値が高くなってしまって、仮に非常用排気設備の機能が働いていなくても、その数値までは達していないからといって放出し続けるというようなことにもなりかねないと思っています。

なので、状況が幅広に想定できるものですから、具体的な数値というようなものをあらかじめ決めておくようなものではなくて、もし決めるとすれば、どのモニタの数値等を確認するというようなことはできるかと思います。周辺のモニタリングポストで確認する場合もそうなんですけども、当日の風向とか、そういったものにも左右されますし、燃料の損傷の程度で放出される量が変わってきますので、一概にどこのモニタリングポストで確認するというようなことも難しいのかなと思っております。

以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

判断基準については、今、私の中で判断し切れないところがあります。

要するに、判断基準を設けることが、設置者側にとって足かせになるというところが理解できないところなので、まず、想定をきちんと整理して、どういう状況のことを言っているのか、説明をよろしくお願いします。

また、今の話を聞いていると、このBDBAは、いろいろ事象が進展していきます。そのときの進展具合に応じてどういう対策をするか、そういう整理のほうが必要になってくると思いますので、そこについては整理して再度説明するよう、よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（永富次長） 原子力機構、永富です。

今おっしゃられたことに関しては、これから御説明していきたいと思います。

ただ、我々が考えていますのは、Beyondの範囲というのがものすごく広いものですから、先ほども言いましたけども、例えば燃料破損でいいますと、1枚損傷したようなところから、全炉心がとか、大規模損壊が発生したというようなところまで多岐にわたります。

対策が、シーケンシャルに進んでいくようなものもあれば、そうではないものもありますので、この辺りは少し丁寧に説明をさせていただかなければいけないのかなと思っております。

我々のBDBAに対する方針なんですけども、許可の段階から御説明しておりますけども、多段に多種多様な方策を持っておくということが大事だというふうに考えておりますので、その辺りも含めて御説明させていただきたいと思います。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

整理して、説明していただきたいと思います。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけど、BDBAの状況が今きっちり想定できるというわけじゃないというのは、そこまでは理解しますけれども、でも、どういう設備を使って、どういう考え方で、どういうことを指針にしながら判断していくのかというのを、今持っていないようでは、実際に事故が起こったときに判断できないので、どういうものを使って、どういう判断をしていくのかというフローを、まず、ちゃんと示していただいて、それで決められるものは決めるということを、次回ちゃんと説明してください。

○日本原子力研究開発機構（永富次長） 原子力機構、永富です。

承知いたしました。我々今説明したのは、具体的な数値を示すというようなことは難しいのかもしれませんが、こういった設備を使ってとか、こういったものを監視しながら

ら対策を検討していくのかというようなこと、そういったところは御説明させていただきたいと思います。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

質問3点目に行かせていただきます。

P26ページでございます。BDBAの大規模損壊時の対応についてなんですけれど、ここでは消火設備や消防車を用いた放水により、放射性物質の拡散をできる限り抑制するとしてございますが、大規模損壊した際の施設へのアクセス性、それや建家の周辺の線量の上昇、こういうことを鑑みると原子炉建家から若干離れたところから放水するというところになってくると思います。

その際の消防車や消火設備、その使用や台数の妥当性について説明のほう、よろしくお願いたします。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

まず、消防車につきましては原科研のほうで2台所有しております、こちらについては、放水能力としては大体30mから40mは放水距離を確保できるものがございます。これが2台ございます。

原科研の周り、JRR-3の周りは舗装道路がございますので、消防車のアクセス性も、十分近づくこともできますし、ある程度離れた位置から放水ということもできるようになってございます。

また、設工認（その13）の中でも申請させていただいていますが、外部消火設備として消火栓を原子炉建家の周りに6基有しております。こちらにつきましても消防車、いわゆるポンプ車よりかは能力が若干落ちますが、20m～30mは放水距離を有しているものでございまして、これらによって、ある程度の距離を見ながら放水が可能である。

線量につきましては大規模損壊ということで、どの程度まで上がるかというのは見通しにくいところはあるんですけれども、そういったところは緊急時に被ばく量、200mSvというところを目安に、アラーム付きのポケット線量計を使って、被ばく線量を管理しながら放水をするというようなことになろうかと思っております。

以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

概ね仕様として適切なものを使っているということは理解しましたが、消火設備と設備の配置、どれぐらい離れているか等々も含めて、細かい部分につきましてはヒアリングに

て確認をさせていただきたいと思っております。

最後に、4点目に行きたいと思っております。P37ページでございます。

P37ページの樹木の管理範囲につきましては、今回の説明ですと下部規定に定めることとして、保安規定のほうに規定しないとしてございます。しかし、この管理範囲はほかの施設、具体的にいきますと、NSRRや現状申請しております処理場やHTTR、ここにつきましてはこれらの管理すべき範囲の図、こちらのほうがついてございますので、横並びの観点から、保安規定のほうに定めて、その管理すべき範囲というのを明確にするよう、御検討をお願いします。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

御指摘の点は承知いたしました。機構として横並びを取るという観点からも、管理する範囲を保安規定に明確にして、その詳細な運用については下部規定に記載するというようなことで補正をしたいと考えています。

以上です。

○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。

○山形チーム長 規制庁の山形ですけれども、今日いろいろ説明を聞いたんですが、説明がなかったのが、BDBAとか大規模損壊とか、ほかのところでも、いろいろな手順とか、人による対応、ソフトなところはあるんですけれども、この教育訓練とか維持すべき能力の管理とか、そういうのはどうなっているのかが今日の資料にはないので、また次回で結構なので説明をしてください。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

今、御指摘いただいた点についても次回説明させていただければと思います。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいでしょうか。

本件については、更に規制庁のほうで確認をいただいて、改めて審査会合で議論を進めたいと思います。

JAEAから何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（細谷技術副主幹） 原子力機構の細谷です。

こちらから特にございません。

○山中委員 そのほか、何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。

特にないので、以上で本日の審査会合を終了いたします。