

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第451回

令和4年7月19日（火）

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451回 議事録

### 1. 日時

令和4年7月19日（火） 14：00～16：50

### 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

小野 祐二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

志間 正和 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

荒川 一郎 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

有吉 昌彦 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

小舞 正文 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

島田 真実 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

曾我 知則 大洗研究所 高速実験炉部 次長

高松 操 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 課長

山本 雅也 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主幹

前田 茂貴 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 課長

内藤 裕之 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 副主幹

権代 陽嗣 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査

石丸 卓 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課

小林 哲彦 大洗研究所 主幹

飛田 吉春 大洗研究所 高速炉サイクル研究開発センター 嘱託

#### 4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））に対する新規規制基準の適合性について

#### 5. 配付資料

- 資料 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(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)(その1:多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対応を除く。)
- 資料 2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第4条(地震による損傷の防止)
- 資料 3 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第5条(津波による損傷の防止)
- 資料 4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)(その1:耐竜巻設計、耐降下火砕物設計及び耐外部火災設計を除く。)
- 資料 5 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)(その2:耐外部火災設計)
- 資料 6 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第28条(保安電源設備)
- 資料 7 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第42条(外部電源を喪失した場合の対策設備等)
- 資料 8 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第30条(通信連絡設備等)
- 資料 9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第43条(試験用燃料体)
- 資料 10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 第59条(原子炉停止系統)

資料 1 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(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」) 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針への適合性について

資料 1 2 大洗研究所(南地区) 高速実験炉原子炉施設(「常陽」)の新規制基準への適合性確認に係る技術資料等提示予定(2022.7.19時点)

参考(1) 第53条 指摘内容に対応するまとめ資料の該当箇所

## 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451回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を開催します。

議題は、お手元にお配りの議事次第に記載のとおりでございます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策のため、テレビ会議システムを利用しております。音声等が乱れた場合には、お互いにその旨を伝えるようお願いをいたします。

議事に入ります。

最初の議題は、議題1、日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用原子炉施設(高速実験炉原子炉施設(常陽))に対する新規制基準適合性についてです。

本日の審査会合では、前回の審査会合に引き続き、審査結果を取りまとめた技術資料、いわゆる、まとめ資料を用いて、審査会合で指摘した事項に対する回答をしていただく予定です。

第446回審査会合、令和4年6月20日において、JAEAから今後の審査スケジュールを提示していただいたところですが、スケジュールに見直しが生じたとのことなので、まずは、見直しをしたスケジュールについて説明をお願いしたいと思います。

JAEAから見直したスケジュールについて、資料の12の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構(曾我次長) 原子力機構の曾我です。

それでは、資料12を御説明させていただきます。

これは今御紹介いただいたとおり、以前6月20日にお出ししたスケジュールを改定したものです。改定の背景ですけれども、7月11日、第449回の審査会合におきまして、今審査いただいているまとめ資料について指摘をいただいております。

一つ、構造物、系統及び機器の構成や仕様に関わる基本設計ないし基本的設計方針を申

請内容に関わる事項として記載すること。その設計成立性をどのように確認したのかをできるだけ具体的にまとめ資料に記載すること。

また、要員による操作や手順、体制といったところを説明してございますけれども、そういう運用面に関する事項について、保安規定の基本的な枠組みや考え方を申請内容に関わる事項として記載することと。これら全般の条文について、十分な内容としたまとめ資料にすることという指摘です。

この7月11日にいただいた指摘に対応する観点から、スケジュールを見直ししております。

変更箇所は、6月にお出ししたものから青字で変えてございます。

主な変更点ですけれども、指摘に対応するために、申請内容の補正を2段階で進めさせていただくことを考えております。

表の一番上を御覧ください。月の表示の上に補正①、補正②として、時期を三角で示しています。補正①は9月頃、補正②は12月頃としています。

9月の補正①は、それに向かう点線の矢印のとおり、7月までの審査後の資料を反映する形。12月の補正②は、それに向かう点線の矢印で示すとおり、9月～10月頃を目途としたまとめ資料を反映する形で考えております。

右上のテキストボックス、青字でそれぞれの補正について御説明しています。補正①は、プラント関連では、7月までに提出したまとめ資料に基づき申請補正させていただきます。平成30年10月の前回補正以降の審査結果を反映することとしています。

ただし、例えば4条、地震については、震源を特定せず策定する地震動による耐震評価の例はお示しできておりません。また、現時点で、8条、火災等についても影響評価例等を示しておりません。

そのため、補正①には、令和4年7月11日の審査会合におけるまとめ資料作成に関わる指摘への対応は、含まないものとして考えております。これについては、期間を確保して精査し、後述する補正②で対応する予定です。

また、この9月の補正では、地震、地盤関連につきまして、震源を特定せず策定する地震動、その審査結果を反映することとしております。

また、地盤補強工法や地盤の物性値の変更等に関する審査結果を反映することとしております。

これに対して、12月頃に置いております補正②では、令和4年7月11日の審査会合におけ

るまとめ資料作成に係る指摘への対応を含め、7月以降の審査における指摘等を踏まえて申請書を補正することとしております。

9月下旬を目途に、当該内容に係る審査会合を希望し、当該審査結果に基づき、補正②を実施することを考えております。

この資料の変更点につきましては、以上です。

○山中委員 説明は以上ですか。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） はい。御説明は以上になります。

○山中委員 それでは、本件について、質問、コメント、あればお願いします。

どうぞ。

○荒川チーム員 規制庁の荒川です。

御説明ありがとうございました。

御説明の中でもあったんですけれども、例えばですけど、4条であります。本日のまとめ資料を提出いただいているということなんですけれども、中身を見ますと、標準応答スペクトルで作られたSs-6というものがあるんですけれども、それに対する設備、機器の設計の成立性というものが、このまとめ資料の中には入っていないというものであります。

これから我々、出されたまとめ資料については、中身を確認して、足りないところについては、逐一指摘をしていこうと考えているんですけれども、その審査をするべく、審査をしなければならない内容というものが足りないような状態で、4条の部分については、まとめ資料として本日出ているということであります。

それにもかかわらず、本日、提出していただいている資料については、ほかの条項と同じように黒丸となっているということであります。

言い方は悪いかもしれませんが、100%で出していただくべきまとめ資料ですけれども、例えば耐震については、先ほど申し上げたとおり、Ss-6という設計成立性についてないわけなんです。はなから100%じゃなくて、90%、80%の出来で提出をされていて、黒丸で表現されているということであります。

これは、我々を含めて、一般の人に変な誤解を与えてしまいますので、こういったところについては、前回6月20日のこのスケジュールの資料の中では、別紙という形で、そういった特徴のあるような部分については、説明をしていたわけでありまして、今回提出いただいた資料についても、また、そういった特別な理由を付さなければならないような条文については、そういった追加の情報というのをこのスケジュールの中でしっかりと表

現して、誤解のないようなスケジュールというふうにしていきたいと考えています。

その点について、JAEA、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） 原子力機構の曾我です。

御指摘のとおり、一部、今いただきました標準応答スペクトルにつきましては、審査結果が概ね固まったところでございますので、そういったところがまだ反映できていないところ、誤解を与える表現になっており申し訳ありませんでした。これにつきましては、誤解のないよう補足の説明を加えたような形で、修正版を提出させていただきたいと考えております。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

6月20日に出していただいたスケジュールから、一部補正の時期等、あと、ここで言う許可の希望時期というのを見直しいただいて、JAEAとしては、申請者の立場からこれで行けるということで見直しをされたんだろと思うんですけども、審査をする立場から少し申し上げますと、3月に許可をもし希望するのだとすると、6月20日のときも申し上げたんですけども、常陽に関しては、恐らく審査書に対しては、意見募集、科学的・技術的な意見募集を行うのは、ほぼ間違いないと思っています。

なので、その期間は最低でも1か月確保することになっておりまして、出てきた意見の数にもよるんでしょうけれども、それには真摯に回答するというのが、基本的なスタンスであります。

そういったことも考えると、審査の結果というものをどのタイミングでまとめ上げることができるかというのは、補正の時期にも関わってくるんですけども、この補正が12月の下旬ということになってくると、この出てきた内容を我々が確認するということも考えても、ここで言っている12月は最終補正というふうに受け止めますけども、ぎりぎり過ぎる。むしろこれだとかなり厳しいのではないかというのが正直なところで、ここをもし3月にどうしても許可を希望するのであれば、この②の補正の時期はもっと前倒しを検討いただく必要があろうかなとは思っています。作業とか、対応をどのぐらいかかるかというのものもあると思うので、いつとはなかなか申し上げにくいところはあるんですけども、JAEAとしても、この12月というのは、遅いので、もう少し前倒しというのを検討いただくことができますか、まずは現実的な話として。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） 原子力機構の曾我です。

意見募集について適切に対応しなければいけないというところは理解しております。

許可時期は、希望として置かせていただいているものでございますけれども、我々として、この許可を目標として進めさせていただきたいと考えておりますので、補正②につきましては、これから検討いたしますけれども、可能な限り、前倒しでできないかという点で検討させていただきたいと考えております。

○片野チーム員 今こういうふうに申し上げはしたんですけども、実際はそういうスケジュールありきでやるのも、これまたよくなくて、許可の時期を固定してしまったがために、この補正が形だけ出すということになるのも、これまたよろしくなくて、やっぱりそれは申請者のほうで、まずはよく精査をしていただいて、これまでの指摘も踏まえて、ちゃんと内容が入った最終補正という形で出していただくというのが一義的には必要で、その上で、我々が審査の結果を取りまとめるというステップになりますので、そこは補正の時期を許可から逆引きするというのも一定程度はあるんでしょうけども、実際は補正がちゃんとできるというのを見据えた上で、ちゃんとした補正を出していただくと、そこから許可の時期というのを必要に応じて見直すのかもしれないし、許可の時期を固定して、補正が不十分なまま出るということはないように、そこは、ぜひ、当たり前ですけども、分かった上で計画していただくということは、お忘れなくお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） 適切な応答になってなかったかもしれません。申し訳ありません。当然6月までの、9月、10月までの審査結果を全て反映した形で適切な補正をさせていただくという観点は、当然のこととして、なるべく早く審査が進むように対応してまいりたいと考えております。そういう趣旨で検討させていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

じゃあ、もう少しこのスケジュールの中でコメントといいますか、ややお願いにもなるんですけども、見ますと、まず補正の時期は二つに分けましたと、先ほど御説明いただいたわけですね。1回目の補正は、地盤関係の内容を盛り込んだもの、プラス、これまでプラント側も審査が進んできて、補正も久しくされてませんので、そういった内容を取り入れたものということで、一定程度そういう意味はあると。ただ、7月の審査会合で申し上げたような基準適合性をちゃんと判断する上で、必要な情報まではまだ盛り込めていない、一部不十分ということですので、それは12月の第2段階目の補正を今目指しているということで、まずは理解しました。



ただ、そうしたときに、地盤の補正が9月までに確実にできるということを考えると、このスケジュール表を見ても、9月上旬ぐらいまでは星がついていて、地盤側の審査も継続するというふうに見えるんですね。補正の時期となかなか近くなっているので、こうして見たときに、補正の内容に、1回目の補正ですけども、ちゃんと地盤側の議論が審査チームのほうと意見というか、ちゃんと合意ができたものが盛り込まれるというのが大事だと思います。

なので、ここは6月20日の審査会合のときも地盤チームのほうからも話があったと思いますけども、まず、会合を通じてちゃんと説明をしていただくと。審査側と申請側で技術的な齟齬が生じないような状態をちゃんとつくってもらって申請していただくというのが、これも大事な話であります。

なので、ここは9月の補正にちゃんと盛り込めるように、地盤側との議論は引き続き、意思疎通も含めて続けてください。お願いします。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） 原子力機構の曾我です。

この地盤に関する審査につきましては、地震・津波審査部門殿からのコメントもございまして、施工試験のデータを取得して、それを地盤安定性の評価に反映することということを踏まえて設定しているところもございますので、御指摘のとおり、きちんと審査会合の中で御説明して、9月の補正に反映できるよう対応してまいりたいと思います。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

分かりました。ありがとうございます。

じゃあ、そこは、ぜひ地盤側の議論もちゃんと意思疎通をしながら、実際に進めていただきたいと思います。

あとは、もう一つ、このスケジュールで見ますと、9月の下旬ですね。青印で丸がついているところ、ここは、最終的なまとめ資料の提出ということだというふうに御説明がありました。ここは7月で、これまで何回か会合を通じて説明もいただきましたし、こっちから指摘した内容もありますけれども、そこに十分答えた形で、基準適合性が判断できるようなまとめ資料を出していただけるというふうに思うんですけども、ここ8月、9月、2か月弱なんでしょうけれども、この期間で十分な反映ができるのかというところもありますが、ここは7月の会合で指摘させていただいた内容を盛り込んだまとめ資料を作成いただくということでよろしく願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（曾我次長） 承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。

よろしいですか。

JAEAにおかれましては、本日、説明の終わった審査スケジュールに沿って審査が着実に進められるようお願いしたいと思います。

ただし、本日あるいは前回の審査会合でもお願いしましたように、十分に審査チームからのコメント等を反映した資料を作成した上で審査会合を開催するようによりしくお願いをいたします。

それでは、審査に戻りたいと思います。

本日もまとめ資料の説明ということで、まず、それぞれの審査事項を説明するに当たって、審査チームからの指摘に対する回答に加えて、基準への適合性、これまでの審査の経緯、補正申請書の方向性といったポイントとなる事項に絞って効率的な説明をお願いいたします。

それでは、JAEAから資料の説明を始めてください。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

資料1に基づきまして、第53条のまとめ資料について御説明をいたします。

なお、本資料の範囲は、第53条のうち、多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対応を除く範囲でございます。

右下通しページの1ページをお願いいたします。本日説明します、まとめ資料は、まず1ポツに、該当する条文における要求事項及びその解釈を整理し、2ポツに、関連する設置変更許可申請書本文の記載内容、3ポツに、設置許可申請書添付書類における記載内容を安全設計方針、気象等、設備等に分けてお示ししており、添付として資料に整理しております。

また、4ポツには、要求事項への適合性といたしまして、基本方針や要求事項への適合性に係る概要を記載し、詳細な説明について別紙に示す構成としております。

この資料構成は、本日御説明する全てのまとめ資料において同じでございます。

53条の資料には、これまでの審査会合でいただいている御指摘への回答も含めておりますので、まとめ資料の概要を説明した後に、別資料の参考1に示しております御指摘への回答を実施いたします。

なお、本資料は、これまでの審査会合の結果をまとめた資料でございます、全体で2,000ページ近くございますので、本日は資料の概要について御説明をいたします。

まず、目次で、資料の構成を御説明いたします。

4ポツが、要求事項への適合性の説明でございます。

4.1が、安全評価に関する基本方針。

4.2が、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方。

4.3は、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、いわゆる事象選定についての説明でございます。

4.3.2が、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等でございます。4.3.5、4.3.2.5には、有効性評価に使用しておりますSIMMER等の計算コードについて、4.3.2.6には、有効性を評価するための評価項目の設定について記載しております。

4.3.3が、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価についての説明でございます。

これまでの審査会合で説明してまいりました、7事象グループ、15の評価事故シーケンスにつきまして、4.3.3.1～4.3.3.15に、それぞれの評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価等について記載をしております。

4.4は、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故についての説明です。

最後に、4.5が、試験炉設置許可基準規則第53条の要求事項への適合性説明になります。

その下が別紙でございます。これまでの審査会合で御説明いたしました内容を別紙として添付しております。

まず、別紙1が、深層防護の基本的な考え方及び全体像でございます。

別紙2が、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定でして、これまでの審査会合で御説明しましたPRAを含む事象選定の詳細を別紙に添付しております。

少し飛びまして、別紙の5が、有効性評価に使用する計算コードです。これまでの審査会合で説明いたしました、SIMMERを含む有効性評価に使用している計算コードの妥当性に関する説明、こちらの詳細を別紙に添付しております。

別紙6が、資機材及び手順の説明です。こちらでもこれまでの審査会合で御説明した資機材及び手順の詳細を別紙に添付しております。

別紙の7が、炉心損傷防止措置の有効性評価。

別紙8が、格納容器破損防止措置の有効性評価に関する審査会合の説明資料です。こちらでも審査会合で御説明いたしました、有効性評価の補足説明の内容を別紙に添付しており

ます。

別紙の9は、使用済燃料の損傷の防止に関する審査会合の説明資料でございまして、こちらにも、これまでの会合で御説明した措置及び評価の補足説明の内容を別紙に添付をしております。

続きまして、本文について御説明いたします。

右下の通しページの6ページ～7ページの第1.1表に、規則及び規則解釈における要求事項を示してございます。これらの要求事項に対しまして、審査会合では、8ページの4.要求事項への適合性において適合性を説明しております。

4.1に、安全評価の基本方針。

4.2に、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方を示しております。

4.3.1では、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定を示してございまして、その詳細については、278ページ～385ページの別紙2-1に示しております。

16ページをお願いいたします。4.3.2には、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等を示しております。

そのうち、4.3.2.5には、有効性評価に使用している計算コードの説明を記載しており、その詳細については、445ページ～1,015ページまでの別紙5に記載をしております。

18ページをお願いいたします。4.3.3に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果を示しております。資機材及び手順につきましては、各事象の説明に記載してございますが、全体をまとめたものを1,016ページ～1,205ページの別紙6に添付をしております。

19ページをお願いいたします。4.3.3.1～4.3.3.15が、各評価事故シーケンスの有効性評価の説明でございます。また、それぞれの評価事故シーケンスの有効性評価に関する炉心損傷防止措置の有効性評価の補足を1,206ページ～1,218ページの別紙7に、格納容器破損防止措置の有効性評価の補足説明を1,219ページ～1,386ページの別紙8に示してございます。

次に、264ページをお願いいたします。4.4には、使用済燃料の損傷の防止に関する説明を記載しております。使用済燃料の損傷の防止に係る措置の詳細については、1,387ページ～1,408ページの別紙の9に示してございます。

1,409ページをお願いいたします。1,409ページは、申請書の本文になります。これまで

の審査会合における御指摘、議論等を反映いたしまして、1,410ページの資機材に関して申請書を補正する内容を反映しております。

1,410ページは、BDBA対処設備に関する資機材でございまして、これまでの審査結果を反映いたしまして、主機の手動スクラム、原子炉容器リークジャケット、1次主冷却系サイフォンブレイク配管、1次補助冷却系サイフォンブレイク弁、次のページの遅発中性子法燃料破損検出設備を資機材に追加をいたしました。

1,414ページをお願いいたします。こちらは添付書類八の適合性の説明です。

まず、評価事故シーケンスの選定に関する主な変更箇所といたしまして、主冷却機の評価事故シーケンスを追加しております。具体的には(1)の炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象におきまして、c.の1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を評価事故シーケンスに追加をいたしまして、本評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の有効性評価の結果を添付書類十に追加しております。

また(3)の除熱源喪失時原子炉停止機能喪失事象におきましては、c.の2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を評価事故シーケンスに追加しまして、こちらも有効性評価の結果を添付書類十に追加をしております。

次に、(4)の原子炉容器液位確保機能喪失事象に関しましては、1,415ページにございますb.の安全容器外の1次主冷却系内管及び外管破損の重畳による1次冷却材漏えい事故。c.の1次補助冷却系内管及び外管破損の重畳による1次冷却材漏えい事故を評価事故シーケンスに追加いたしまして、有効性評価の結果を添付書類十に追加をしております。

また、1,415ページの中段には、事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算コードを用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを追記しており、その下から1,416ページにかけて評価項目を追記しております。

また、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の有効性評価、使用済燃料の損傷の防止に係る記載を詳細化しております。

1,420ページ以降が添付書類十の記載になります。

添付書類十の安全評価に関しましては、審査を反映した大きな変更がございますので、本日の時点では、ここでは主な変更点の一部について口頭で御説明をいたします。

まず、1点目といたしましては、先ほど事象選定において追加した評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価を追加しております。

また、2点目といたしましては、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に関して不確かさの影響評価の追記、解析条件に関する記載の詳細化、解析結果に関する記載の詳細化、セシウム137の放出量の評価結果の追記等の変更を実施しております。

続きまして、これまでの審査会合でいただいた御指摘について、本資料に回答を記載しておりますので、順次回答を実施いたします。

御指摘につきましては、別資料の参考1の表中に、指摘内容と、対応するまとめ資料の該当箇所を整理してお示ししております。

まず、指摘番号251番に関する回答を1,152ページ～1,154ページに示しております。こちら炉心損傷の推移、監視及び措置の判断等についての回答です。

1,153ページには、原子炉停止機能喪失事象のULOFに関して、炉心損傷に至る事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概念を示してございます。

左上の第1図は、炉心損傷防止措置が機能した状態を示しておりまして、燃料は健全な状態で事象は収束いたします。これに対して、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定いたしますと、第1図から右側に事象が進展いたしまして、第2図の燃料要素の破損、第3図の燃料集合体の損傷、第4図の炉心溶融が全炉心規模に拡大した状態というふうに事象が進展いたします。この間のプラントの状態、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置を下のタイムチャートに示してございます。

炉心損傷防止措置の機能が喪失した場合には、炉心の著しい損傷に事象が進展いたしますので、事象進展の緩和に係る自主対策として手動で制御棒の挿入操作等を実施する手順としております。

また、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合には、炉心の損傷状態によらず、格納容器破損防止措置として、損傷炉心物質の冷却に必要な冷却材流量の確保がされる設計としております。

以上のとおり、炉心の損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合には、格納容器破損防止措置が機能するように措置を講じております。

また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は、並行して措置が機能するものとしておりまして、自主対策も含めまして、お互いに干渉する措置が阻害するようなものがないものとしております。

続きまして、1,154ページには、冷却材液位確保機能喪失事象のLORLに関して炉心損傷に至る事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概念を示してございます。

図表の構成は、前のページと同じでございまして、炉心損傷防止措置の機能が喪失した場合には、冷却材の液位が低下して、最終的に右の図に記載のとおり、炉心が露出して、炉心の著しい損傷に至ります。この間のプラントの状態、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置を下のタイムチャートに示しております。

基本的な考え方は、先ほどのULOFと同じでございまして、炉心の損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合には、格納容器破損防止措置が機能するように措置を講じております。

また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は並行して措置が機能するものとしておりまして、お互いに措置が干渉、阻害することがないものとしております。

続きまして、1,182ページ～1,184ページで指摘番号275番について御回答をいたします。

こちらは格納容器（床下）を一つの区画と設定していることに関して、漏えいナトリウムの影響範囲の拡大を抑制するための区画化等の対策についての検討結果の回答になります。

1,183ページの上側の図には、格納容器（床下）でナトリウムが漏えいする事象に関して各評価事故シーケンス及び大規模ナトリウム火災時のナトリウムの漏えい場所、漏えい形態、移行・拡散挙動を示しております。

右側の図に示しておりますとおり、格納容器（床下）は、区画化しておりませんので、漏えい発生箇所から同一レベルの各部屋に漏えいナトリウムが移行・拡散することになります。

これに対しましていただいた御指摘について検討した結果、液体ナトリウムに対しては、当該区画から外への溢液の防止、エアロゾル状のナトリウムに対しては、拡散を抑制するために下側の図に記載のとおり、紫色で示しました堰と、赤色で示しました閉鎖設備を設置することといたしました。

また、1,184ページに記載のとおり、ナトリウム蒸気が流出する安全板の近傍には、ヒートシンク材を設置し、可能な限りエアロゾルの拡散を抑制する設計といたします。

続きまして、1,185ページ～1,190ページで指摘番号294番について回答いたします。こちらは、1次主冷却系及び1次補助冷却系のサイフォンブレイクの成立性についての回答です。

1,186ページは、冷却材漏えい時の原子炉容器内の冷却材液位の整理になります。

1,187ページは、これまでの審査会合でサイフォンブレイクについて説明した資料の左

下に、サイフォンブレイクに必要なアルゴンガスの容量を追記したものでございます。

また、1,188ページには、補助冷却系サイフォンブレイクの説明資料といたしまして、主冷却系と同様に、左下にサイフォンブレイクに必要なアルゴンガスの容量を追記しております。

次に、1,190ページですが、冷却系サイフォンブレイクに係る1次アルゴンガス系の概要を示しております。こちら三つ目のポツに記載のとおり、1次冷却材漏えい事故時には、1次主冷却系等のカバーガスの圧力が低下した際に、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、1次冷却材漏えい事故時も圧力は一定の範囲で制御され、サイフォンブレイクに必要なアルゴンガスが供給されます。

1,189ページには、既往の試験経験を踏まえた改善に関して、MK-Ⅲ総合機能試験での改善とMK-Ⅳ炉心に係る試験についての説明になります。

まず、MK-Ⅲ総合機能試験におきまして、MK-Ⅲ炉心への改造後も1次補助冷却系サイフォンブレイクが正常に行われることを確認するため、サイフォンブレイク確認試験を実施しており、当該試験で得られた知見を反映しまして、ヒーターの制御温度やポニーモータの回転数を設定し、1次補助冷却系サイフォンブレイクは確実に機能することを確認しております。

MK-Ⅳ炉心で運転に当たりましては、炉心損傷防止措置の重要性を踏まえまして、確実にサイフォンブレイクが可能な運転条件で運用することとしております。

次に、1,166ページからは、ULOF時の冷却材沸騰回避対策を考慮したポニーモータ運転条件の設定の説明になります。

次のページですけれども、ULOFに関しましては、ポニーモータ運転等の流量の増大により炉心損傷を回避できる可能性があることから、自主対策といたしまして、そのための手順を定めることを検討しておりました。

二つ目のポツですけれども、ここでULOFに対しましては、炉心損傷防止措置により高い信頼度で炉心損傷を防止できていること。

また、三つ目のポツですけれども、ポニーモータ運転等の流量の設定値を増大させると、1次補助冷却系サイフォンブレイクが必要な際に流量を低下させる操作が必要となり、自動的に1次補助冷却系サイフォンブレイクが機能しなくなる可能性があること。

それらを考慮いたしまして、四つ目のポツに結論を記載しておりますが、通常運転時におけるポニーモータ運転等の流量の設定値を増大させず、ULOF発生時に運転員がポニーモ



ータ流量を手動で増大させる自主対策を整備することといたしました。

本手順は、下側の図に記載しておりますとおり、ULOF時に原子炉の手動停止にも失敗した場合において、著しい炉心損傷を回避又は緩和するため、ポニーモータ抵抗器スイッチの切り替えにより、1次主冷却流量を増大させるものであります。

続きまして、1,198ページ～1,199ページで、指摘番号の295番について、1次補助冷却系サイフォンブレイク弁が誤って開いた場合の影響について御回答いたします。

1,199ページの最初のポツの下から3行目ですが、1次補助冷却系のサイフォンブレイク弁は、誤操作防止のために操作スイッチにカバーを設置するとともに、運転中は操作禁止タグを取りつけ、運転員の単一の誤操作により誤って「開」となることがないようにしております。

本対策にもかかわらず、仮に1次補助冷却系サイフォンブレイク弁が誤って「開」となった場合の影響を①及び②に示しております。

①は、図の左側に青字で記載した、1次アルゴンガス系側のサイフォンブレイク弁が誤って「開」となった場合の影響です。

その場合、1次アルゴンガス系と1次補助冷却系入り口配管が連通しますが、1次補助冷却系入り口配管のほうが圧力が高くなっておりますので、アルゴンガスが原子炉冷却材バウンダリ内に混入することはないと、影響としては、原子炉冷却材の一次アルゴンガス系側への漏えいとして現れます。

また、本原子炉冷却材の漏えいによる除熱力低下の影響は、設計基準事故の一次冷却材漏えいに包絡されるとともに、運転員が異常を検知し、操作することにより、漏えいを停止することができます。

②は、図の右側の緑字で記載しました、1次補助冷却系側のサイフォンブレイク弁が誤って「開」となった場合の影響です。

1次補助冷却系入り口配管と1次補助冷却系の出口配管が連通することになりますので、これによって、1次冷却系の循環流量が僅かに上昇することが想定されますが、原子炉の冷却機能への影響は小さく、運転員が異常を検知し、操作することにより、連通を停止し通常の状態に復旧できます。

続きまして、1,194ページ～1,197ページで、指摘番号の296番について、原子炉容器外面冷却に係る窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大等の手順について御回答をいたします。

1,195ページには、コンクリート遮へい体冷却系の運転状態を整理しております。表の上の行の通常運転時は、コンクリート遮へい体及びペデスタル部を冷却し、制限値温度以下に保持する機能を有しており、左下の第1図の状態です。

その下に、原子炉容器外面冷却による除熱時の運転を示しております。こちらは原子炉容器内の健全炉心の崩壊熱を除去し、炉心損傷を防止する機能を有しており、第1図の状態から窒素ガスの流路を原子炉容器外面に切り替えた第2図の状態です。

1,196ページには、原子炉容器外面冷却に関する窒素ガスの流路の切り替え及び冷却水の増大に係る手順を示しております。

手順といたしましては、(2)においてコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス流路を原子炉容器ピット部から原子炉容器外面を強制循環冷却するために予熱窒素ガス系に切り替えます。

あわせて(3)において、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の除熱容量を増大させるために通水流量を増加させます。これらの操作は、中央制御室等で30分以内に実施可能であり、十分な猶予時間が確保された手順となります。

続きまして、1,191ページ～1,193ページで、指摘番号の297番について、原子炉容器外面冷却とナトリウム漏えい箇所との関係について御回答いたします。

1,192ページに、原子炉冷却材バウンダリの二重構造の区画化と原子炉容器外面冷却の関係を示しております。

二つ目のポツに示しておりますとおり、二重構造部については、区画化をしております。特に、原子炉容器外面冷却に関しては、原子炉冷却材の漏えいにより原子炉容器外面の窒素ガス流量を喪失する事故を除いて有効な措置となるものになります。

1,193ページに、原子炉容器外面冷却の窒素ガス流路を示してございまして、この下部の赤色の原子炉容器廻りの二重構造の範囲に窒素ガスを流通させますので、当該区画でナトリウムが漏えいしている場合を除きまして、原子炉容器外面冷却は有効な措置となります。

次に、bdba事象収束後の原子炉施設の廃止に関する検討を1,204ページに示しております。

次のページですけれども、炉心損傷後に原子炉容器内で損傷炉心物質を冷却して収束した場合の終状態を上側に示しております。

炉心が損傷した場合、格納容器破損防止措置により、損傷炉心物質を原子炉容器内で安

定冷却し、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持いたします。その後、崩壊熱と自然放熱が釣り合うまで冷却を継続し、事象推移を慎重に監視しながら、ナトリウムが凝固して安定的に損傷炉心物質を原子炉容器で保持した状態に移行させます。

その後、放射性物質の減衰等のための冷却、取出しのための技術開発、安全対策の検討、こういったものを実施いたしまして、炉心上部機構等の貫通孔からアクセスし、廃止に係る措置を実施することになるというふうに想定をしております。

なお、廃止に係る措置の検討に当たりましては、海外炉の炉心損傷後の廃止措置の知見及び「常陽」の炉心上部機構の交換等から得られた知見が活用可能であります。

炉心損傷後に安全容器内下側の図ですけれども、安全容器内で損傷炉心物質を冷却して収束した場合の終状態は、下側の図の状態になります。上側の状態とは、損傷炉心物質の堆積場所が異なりますが、基本的には対応は同じであるというふうに想定をしております。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）では、引き続きまして、1,380ページと1,381ページの別紙8-33につきまして、質問205の回答を行います。

原子力機構の飛田と申します。申し遅れました。

LORL(i)、これはLORL及びPLOHSの炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方で、画面共有、1,380ページです。LORL(i)とそれからPLOHSの(ii)の炉心損傷過程、炉心損傷挙動では、崩壊熱によって原子炉容器内の冷却材が昇温・蒸発して徐々に液位が低下していきます。やがて炉心頂部が冷却材液面から露出すると、冷却材による燃料要素の除熱ができなくなります。これは、LORLの(i)では事故の開始から5日後、PLOHSの(ii)では事故開始から21日後という、極めて緩慢な事象進展の結果であります。その後、蒸発による冷却材の液位の低下が継続しまして、露出した燃料被覆管及びラップ管のステイールが強度を失って健全形状を維持することができずに、燃料要素は上部から順次崩落していきます。

原子炉容器の構造バウンダリも高温の炉心損傷物質を保持することができず、クリープ損傷により破損に至りまして、最終的には安全容器内にある耐震振れ止めの黒鉛ブロック上に落下・移行します。この状況を第1図に示しております。

この事故に対する格納容器破損防止措置の有効性評価におきましては、コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器の外表面冷却による損傷炉心物質の冷却・保持を保守的に評価するということで、炉心物質の全量が100%理論密度の塊状で耐震振止内に移行するこ

とを仮定するとともに、冷却材の液位が炉心燃料集合体頂部まで低下した時点の崩壊熱を用いています。これは炉心物質がこの安全容器に移行するまでの間の崩壊熱の減衰を無視しまして、かつ炉心物質全量による安全容器への熱的負荷を想定するという極めて保守的な想定を用いた評価となっております。

次に、1,330ページと31ページの別紙8-23を用いて、質問205番の回答を行っております。1,331ページですね。これは質問286の回答になりますが、デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法とその影響についての回答となっております。

まず、デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法になりますが、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価におきましては、デブリベッドの冷却性解析には計算コードSuper-COPDのデブリベッド熱計算モジュール、以下「DBモジュール」と言います。これを使用しております。このモジュールであるLipinskiモデルを採用して内部発熱するデブリベッドの中の熱移行とか、外部への除熱を計算するとともに、冷却性の限界となるドライアウト条件を評価しております。

ここで用いたデブリベッドの粒子径ですが、これは溶融した $UO_2$ とナトリウムを用いたFCI実験で得られたデブリの粒径分布の質量分布中央、質量中央値を用いております。これは軽水炉のMAAPコードのMCCIモデルにおきまして、DBモジュールと同じLipinskiモデルが採用されておきまして、BWRのデブリベッド冷却性解析等におきまして、軽水炉条件でのFCI実験で用いられた粒径分布の質量中央値を用いられているといったことに準じたものとなっております。

すなわち、有効性評価においてデブリ粒径の代表値として質量中央値を使用するのは、「常陽」とそれから実用軽水炉と共通の考え方となっております。

一方、DBモジュールのモデルの妥当性は、米国Sandia研究所で行われましたD-10試験の解析によって確認しております。この解析では、デブリベッドの代表粒子径として、Sauter平均値を用いて試験結果を適切に再現できることを確認しておりますが、Sauter平均値は質量中央値に比べて小さくなるので、デブリベッドの冷却性解析ではより厳しい条件となっております。

そのため、ここではナトリウムを用いたFCI実験で得られた粒径分布のSauter平均値を用いた解析を参考として実施しております。

1,334ページの第1表をお願いします。FCI模擬実験の粒径分布のSauter平均値は、この表に示しますように、多くの実験では約 $150\mu m$ 、最も小さな値を与えるFRAG4の試験でも

130  $\mu\text{m}$ となっております。

したがって、今回の参考解析の基本ケースの粒径は、質量中央値では従来400  $\mu\text{m}$ だったところをSauter平均値の150  $\mu\text{m}$ 、それから粒径に関わる不確かさ影響評価の場合は、130  $\mu\text{m}$ としております。

そのほかの重要なパラメータに関する不確かさ影響評価の条件は、同じページの第2表に示すとおりとなっております。

今回の参考解析では、一部のケースで、デブリベッドの中でナトリウムが沸騰する可能性もありますが、DBモジュールでは、デブリベッド内のナトリウム沸騰挙動に特有の現象であります蒸気のチャネリングという現象を考慮しておりません。

これは次のページの1,335ページの第1図に示しました概念図のように、沸騰しているデブリベッドの中に蒸気の通り道、すなわちチャンネルができて、蒸気が抜けやすくなって、デブリベッドからの除熱が促進される現象であります。

このため、デブリベッドの中でナトリウムが沸騰する場合は、チャネリングを考慮することのできるParallel conductionモデルを適用した冷却性解析を行っております。Parallel conductionモデルの詳細と妥当性確認については、結果については、1,336ページ以降の付録に示しております。ここでは、このモデル式の詳細な説明は割愛させていただきますが、妥当性確認を行いましたD-4試験解析について説明いたします。

1,339ページの第2図を御覧ください。これまでDBモジュールの妥当性確認を行ったD-10試験点は、チャネリングは生じていませんが、D-4試験では、チャネリングは発生したと報告されております。

この確認結果を第2図に示していますけれども、この試験ではナトリウムのバルブ温度が600度であるため、上はデブリベッドの上部は未沸騰、中央で沸騰が生じています。

この第2図の縦軸は、デブリベッドの深さ方向で82秒を少し超えるところにデブリベッドの上面があります。D-4試験における発熱密度に対して、デブリベッドの中の沸騰領域の状態の位置をそれぞれシリーズとParallel conductionモデルで計算して、実線でプロットしております。

これは沸騰領域の状態なので、ドライアウトが発生するとすれば、この実線の位置で発生することになりますが、このD-4試験で発熱された、観測された、ドライアウト発生時の発熱密度は、この第2図で右上の位置にあるオブザーブドドライアウトとして示されておりまして、Parallel conductionモデルによるドライアウト発熱密度と発生値とほぼ一

致していて、妥当性を確認できたというふうに考えております。

この図には、同じく幾つかのドライアウト発熱密度予測で、ドライアウト発生の予測結果をa～cの破線で示しておりますが、Lipinskiのモデルは、一番保守的な値を与え、それに対してGaborの実験式は、D-4試験とよく対応する結果を与えることが分かります。

Lipinskiのモデルによる発熱密度の予測値は、実験で観測されたドライアウト密度の約4分の1という保守的な結果を与えるということになりますけども、今回の参考解析では保守性を担保するということで、このモデルを用いた予測を行っております。

その結果が、先ほどの一つ前のページの第2表に示しております。

基本ケースと不確かさの②ケース、すなわち粒径の不確かさでは、左から6行目の沸騰の欄に示しますデブリベッドの冷却材は未沸騰で終止して、冷却可能という結果が得られております。

一方、そのほかのケースでは、デブリベッドの中の冷却材が沸騰しますが、その沸騰したデブリベッドにおける発熱密度の最大値と、それからParallel conductionモデルを用いて求めましたドライアウト発熱密度を比較したところ、それぞれ冷却臨界であるドライアウト発熱密度を下回っておりますので、冷却可能という結論が得られております。

このドライアウトについては、先ほど説明しましたようにLipinskiによるドライアウト予測モデルで評価したという非常に保守的な発熱密度ですが、それでもかなり余裕のある冷却が可能であるという結論になっております。

まとめとしましては、3ポツに、その一つ前のページにありますように、デブリベッドの冷却性解析で使用する粒径としてナトリウムを使用したFCI実験から得られた粒径分布Sauter平均値を用いた参考解析を実施しております。

基本ケースは、デブリベッドは未沸騰のままで冷却可能。不確かさの影響評価ケースにおきましても、一部のケースで冷却材の沸騰が生じておりますが、ただ、チャンネル形成による除熱促進を考慮できるモデルを採用した、用いて評価した結果、全てのケースで冷却可能であるということを確認したという結果になっております。

説明については、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。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

今御説明いただいた中で、コメント回答をいただいたところもあるんですけど、そこも

引き続きよく見ていくのですけども、まず、やっぱり申請書として見たときにどうかというところは、引き続き言わざるを得なくて、例えば1,412ページより後ろですよ。ここからは、いわゆる添付書類八に書かれる内容というのは、この後ろにずっと出てきているというわけですし、こうして見たときに、今回Beyond DBA対策に使われる機器とか設備というものが、どういうふうな設計で書かれているのかというのは、一つ論点になっていたはずなんです。

今までは、有効性評価の事故シーケンスとか進展については、非常によく会合でも議論させていただいて、コードの妥当性も含めて、大体、そこは合意に至ったかなと思っているんですけども、設備のところは、有効性評価の成功パスに対してどういうこの対策が可能かというのを見ていくというのは残っていたはずなんです。

そうして見ると、ページで言うところの1,418ページですね。1,418ページに行くと、ここから設備の話、下のほうに書いてありますね。こういう資機材という言い方をしてますけども、こういう設備を使いますということで書かれてあって、ここ羅列はされているんですけども、結局これはどういう設備であって、どういう設計仕様かというのは、この中では見えてこないわけですね。

我々やっぱり判断しようとする、これはBDBAの環境条件でちゃんと適用、使えるものであるとか、どういう性能のものであるのかというのを見ないと、これ後段の審査にも持っていきませんので、ここのところは、設備としての基本設計は記載をまず充実していただかないといけないと思っています。

これは7月11日に指摘させていただいた内容と共通の話です。ここのところは問題意識としては御理解いただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

御指摘いただいた点は、理解いたしました。7月11日にいただいた指摘と同じで、基本設計の充実ということですので、これまでの審査会合、本日の別紙の6に資機材、手順の詳細を説明させていただいております。また、これまでの審査会合におきましても、それぞれが事象進展の中で、どのような条件で、どのような容量のものを使用するかということとは御説明をさせていただいておりますけれども、この添付書類八に、そのような記載が充実されておきませんので、本日いただいた御指摘を踏まえて、添付書類八の充実化の対応を行っていきたいというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

じゃあ、ここは有効性評価だけではなくて、対策手順を見るところのポイントになるところですので、ぜひ、お願いしますということと、続けてですけども、今度は事象選定の話ですね。1,414ページになります。ここからが、今回、有効性評価のポイントとなる場所として事象グループをまず選びましたと。事象グループを選んで、それぞれ代表とする事故シーケンスを選びましたということで書かれているわけですね。これらの事故シーケンスに対して、成功パスを有効性評価の中で見てきたというのが、基本的なやり方で、これは軽水炉と一緒にありますので、このやり方自体はいいと思っています。

ただ、軽水炉と違うところとしては、軽水炉みたく、もともと事象グループが決まっているわけではなくて、常陽の場合は、高速炉の特徴というのも見ながら、事象をいっぱい選んできて、これを類型化してグループにしたわけですね。これを選んだ過程では、これ以外にも事故シーケンス、幾つか抽出されていたはずなんですね。それがこの今書かれているもので代表されているこれで、この事象グループというのは代表可能であるというのは、説明として必要になってくるわけで、概念的なことは書いてあるんですけども、ほかにどういう事象がまず選ばれていて、それをどういう考え方でこれに選んだのかというのは、書いていただく必要があると思っています。

その中で、この中では触れられていませんで、まとめの中にはあるんですけども、申請書の形では触れてませんけども、PRAもやっているんですよ。PRAもやられていて、代表性を選ぶ考え方の一つとしては、炉心損傷に至る寄与割合というのを見ていたはずなんですよ。それで、重要な代表性のあるものということで、事故シーケンスを選んできたというのもありますから、ここもPRAをやったということですか、事象グループを選ぶ、事故シーケンスを選ぶときの考え方としてPRAも活用したというのは、この選定のところにぜひ盛り込んでいただく必要があろうと思っています。

この点については、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

この事象想定、事象選定の審査に当たりましては、何度か丁寧に審査をしていただきまして、我々もPRAを用いて、そういった代表性の観点からも、四つの指標に基づいて選定をしたということも説明をさせていただいております。

また、本日、申請書、添付書類八に記載のもの以外の事故シーケンスについても、海外炉等の知見等も含めて、そういったものを選定しない理由等についても、別紙の2のほうで説明をさせていただいて、審査会合で説明をさせていただいておりますので、そういっ



たものをこの添付書類八か、添付書類十か、十の安全評価における事象選定かというところはございますけれども、事象選定の詳細について、PRAも含めて、追記をするようにいたします。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そこも、ぜひ、お願いします。これも軽水炉とは違って、常陽の高速炉としての固有な審査のポイントになるところですので、ぜひ、ここは盛り込んでください。

あと、またページで言いますと、1,429ページのところで、真ん中よりちょっと下のところに、有効性評価に使用する計算コードということで、非常にあっさり書かれていて、このまとめ資料としては、中にコードの検証のことは書かれてあるんですけど、解析コードのところは、非常に議論もあって、規制委員会、規制庁でも検証したところの一つ、審査のトピックなわけですので、これもやっぱりコードの妥当性をまず申請者側としてどういうふうに確認をしたのかというところですね。これは有効性評価に使えるものだということをどういうふうに確認してきたのかというのも、これもやっぱり盛り込んでいただくポイントの一つだと思っています。

我々の判断のところもちろんありますけれども、まず、申請者として、この有効性評価に使ったコードというのは、一体どんなものがある、それはどうやって検証してきて確認したのかというのは、ぜひ、これも申請書に入れていただくべき内容であると考えています。よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

承知いたしました。コードの妥当性の説明、それから検証の説明、有効性評価への適用性の説明、こちら審査会合で説明をさせていただいておりまして、こちらは別紙の5に追記して、別紙の5に本日添付しておりますので、その内容のエッセンス、概要について、添付書類八又は十に追記をいたします。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今日コメント回答ということで、指摘事項に対して何点か回答がございまして、ほとんどの項目が、大体これまで議論した内容かなと思うんですが、1件だけ、気になる場所があって、1,183ページの床下の部分の区画化の対応ということなんですが、下のほうの下半分の図、赤いところで、閉鎖によるエアロゾル拡散抑制箇所というのがある、これは運転開始前に（仮設）で閉鎖するということなんですけれど、この仮設というのが、有

効性の観点でどうなのかとか、あるいは、悪影響はないのかといった観点が少し気になるんですが、少し丁寧に説明していただくことは可能でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

常時密閉性を持たせた改造をするということではなくて、運転の開始前に仮設の何らかの閉鎖機能を有する設備を設置いたしまして、エアロゾルの拡散を可能な限り抑制するという対策を考えてございます。

有効性評価に関しましては、この床下を一つの区画として評価をしてございます。この拡散を抑制したことによる悪影響、格納容器破損防止措置の有効性評価に対する悪影響というのは、基本的にはないというふうに考えてございます。

こちらからは、以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

今の説明ぶりだとあれですね。仮設の閉鎖のやり方まで、具体的にはまだ決め切れていないというふうに受け取りましたが、それでよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

はい、そのとおりです。

○有吉チーム員 それは、また後日、また次の段階で確認したいと思いますので、説明をよろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

ちょうど今その話が出たので、これも今日、回答があった話でお伺いして、こういう対策を取るというのは、一つ分かったわけなんですけど、ただ、今の悪影響の話が出たのは、何もエアロゾルに限った話ではなくて、どんなもので閉鎖をするのかというので、設計に跳ねることがあるかどうかというのも一つポイントになってくるわけですね。まず、火災、BDDBAではないんですけど、設計側で火災の関係でこういうところというのは、可燃物というのはいろいろ見られてきているわけですから、ここで閉鎖するものというのは、当然そういう設計の観点からも悪さをしないものというのは見ていく必要もありますし、ケーブルとかの配管なんかを阻害しないかとか、こういうのも干渉しないかというのもあるので、また、設計として決まってないというのはあるんでしょうけど、許可段階で見るような設

計に悪影響しないかというのは、見る必要がありますので、そのところは、ぜひとも追加の説明が必要になると思ってます。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

8条の火災に関しましては、そういった可燃物が増えるようなことがないかというようなことも説明が必要だというふうに考えます。今御指摘いただいた内容を踏まえまして、今後説明を実施させていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

どうぞ。

○片野チーム員 規制庁の片野でございます。

もう一つ、要員の判断の関係で質問をさせていただきます。ページで言うところの452ページになります。これは1例になりますけど、この452ページには表をつけておられていまして、いろいろと左側に、動作・判断・操作というのが書かれてまして、事象が進むに従ってどんな操作がある、あるいは操作じゃなくても確認をする、判断をするというのがあると思います。

1,452ページですね。この表になります。これだと左側のほうに動作・判断・操作というのが書かれてあって、手順ですとか設備というのが書かれてますね。

ここのところも運転員が判断をする、操作はあまりないと言ってましたけども、操作がある場合もあると。このシーケンスでは、あまり操作はないのかもしれませんが、これはほかでも使われている書き方なので、この計装設備を見ると、関連するプロセス計装だけ書かれてあって、具体的に運転員が何の信号を見て判断するのかというのは、これを見てやっぱり分からないわけですね。

なので、ここのところはさっきの設備、これは結局7月11日の会合の指摘と共通するんですけど、この運転員が判断に使うようなものについては、こういう抽象的な書き方ではなくて、一体何を見て判断するのかというのは、これはクリアにしていきたいと思いますので、ここのところも記載の充実化をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

私から炉心損傷後の廃止措置の検討のところ、御質問をさせていただこうかなという

ふうに思っております。

1, 204ページのほうをお願いいたします。次のページですね。いわゆるこれですけれども、先日の原子力規制委員会のほうでも、委員長から御指摘のあった部分であるんですけれども、こちらについて、一定の方向性というものをJAEAから御説明いただいたところですけれども、これについて、もうちょっと詳しく補足、今の考え、なかなか方針しか説明できないとは思ってますけれども、具体的にナトリウムを凝固して安定的に保持したとか、そういうふうな状態にした以降、どのように取り除くかとかいう部分について現状の想定だけでもいいので、もう少し説明として補足をしていただくことは可能でしょうか。今の考え、どういうふうに考えているかというだけでもいいので、この場で言える範囲で考えているところを御説明をお願いできればと思っております。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

機構といたしまして検討した範囲は、ここまでするので、これ以上のことが現時点で言えることは、機構として言えることはございません。また、施設側の担当といたしましては、凝固した後には、上側からアクセスいたしますので、上側からナトリウムを取り除いていくと。最終的にデブリも併せて取り除いて廃止措置に持っていくというような手順になるということを想定しております。まだ、詳細について検討できている状況ではございませんので、本日時点で回答できるのは以上でございます。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

ありがとうございます。なかなかここも難しい問題かなというふうなところで、おっしゃるとおり、現時点で言える方向性といえますか、そういったところはこの程度になってしまうのかなと思いつつも、やはり福島事故とかを踏まえた場合でも、やはり損傷後の物質については、どういうふうに取り除くかというのは、やはり検討しておくべきところではあると思うので、引き続き海外の知見等々も取り入れながら、機構内でもできる限りのことは御検討いただけたらというふうに思ってます。別にこれについて申請書上とかで、どう書いてほしいとか、そういうところではないんですけれども、引き続きどうことができるかということは、御検討を引き続きいただけたらというふうに思っております。よろしくをお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

今御指摘いただいた点、大変重要だというふうに考えますので、我々としても、引き続き検討を進めていきたいと考えております。

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。

それでは、引き続き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（高松課長） 原子力機構の高松です。

資料2を使いまして、4条、地震について説明いたします。

まずは、5ページをお願いします。ここでは地震による損傷の防止に係る要求事項を整理しています。

耐震設計では、最新知見を踏まえてSs、それからSd、新規に設定してます。1号、2号、それからまた次のページになりますけども、3号に要求事項の変更があったというふうに認識をしております。

続いて、8ページをお願いします。ここからは要求事項への適合性というところについて整理をしています。

耐震設計の基本方針というところですけども、安全施設について耐震重要度分類S、B、Cに分類し、当該分類に応じた設計、評価、実施することを記載しているというものになります。

続いて、9ページをお願いします。今回常陽では、中段クラス別施設と書いてありますけども、中段にあります八つの区分の施設をSクラスにしています。

まずは、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系。

続いて、使用済燃料を貯蔵するための施設。

原子炉の緊急停止のために急激な負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設。

それから、停止後、崩壊熱を除去するための施設。

それから、その下、原子炉冷却材バウンダリ破損事故時の際に障壁となって、1次冷却材の漏えいを低減するものと。これは具体的にリークジャケットとか、二重配管の外側の配管が該当します。

それから、その下、同じく原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となって、放射性物質の放散を直接防ぐための施設ということで、これは格納容器のバウンダリです。

それから、その下、放出を伴うような事故の際に外部放散を抑制するための施設で、格納容器バウンダリ以外のものというものについては、燃料出入機のコフィンやキャスクカ

一のキャスクというところは該当、それから、そのほかについては中央制御室、それから非常用無停電電源系が該当するというような形になっています。

続いて、11ページをお願いします。こちらには地震力の算定法についてまとめています。

特に変わった方法を採用したものはありません。静的については、従前に同じというところ です。

それから、動的については、新たに策定した $S_s$ 及び $S_d$ を使用するという形になります。

それから、11ページの下のほうですけども、先日審査会合で御説明したように、 $S_d$ は $S_s$ に係数0.5を乗じて設定するという形になります。

それから、続いて、12ページをお願いします。建物・構築物における動的解析では、建物・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定して、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、形状、構造、特性等を十分に考慮して評価して、地震応答解析モデルを設定することになっています。

それから、機器・配管系については、その形状に応じた1質点系若しくは多質点系に置換した解析モデルを設定するという事になってございます。

先日、審査会合で、ページ中段の建物・構築物における基準地震動に対して解析の方法の記載が分かりにくいというコメントをいただいています。その点については、基準地震動に対しては、主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行うという形で修正させていただきました。

それから、13ページをお願いします。ここでは荷重の組合せ、それから許容限界荷重について記載してます。基本的にこれまでと変わるものではございません。

続いて、16ページをお願いします。波及的影響としまして、そこに記載しました(i)～(IV)、地盤、応答性状の相違に起因する相対変位又は不等沈下による影響。それから接続部。それから損傷、転倒、落下の建物内外について評価することを方針としています。

それから、17ページをお願いします。こちらは耐震重要度分類について、主要な設備を記載しております。

続いて、18ページを御覧ください。以前は主冷却機建物に対する波及的影響を評価する対象として、地盤抑止杭、記載してましたけども、地盤改良工法に変更したことから当該施設の記載を削除しています。この表について、そのほかの変更はありません。

以降、主要な別紙について、今度、御説明させていただきたいと思います。

72ページをお願いします。以前の審査会合において、Bクラスである1次冷却系、2次冷

却系、1次アルゴンガス系が、Bクラスで問題ないこと、及び、地震時における格納容器（床下）窒素雰囲気の維持ということについて、改めて説明することを指摘いただいています。

まず、72ページは、1次冷却系に関する回答になります。

ここでは純化系、オーバフロー系等原子炉冷却材バウンダリに属さないものが該当します。そのため、1次冷却材が漏えいしたとしても炉心の冷却能力は確保される。

それから、放射性物質の閉じ込めの観点でも、原子炉停止後に格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した状態におけるナトリウム燃焼を想定しても、著しい放射線被ばくのリスクを与えないというところになりますので、耐震重要度分類Bクラスの施設に該当するという形で評価しています。

なお、今回第8条の火災に関して、ナトリウムを持っている施設については、Ssに対して漏えいすることがないように設計するとしているので、結果的に地震力による破損する事態には至らないという形になります。

続いて、75ページをお願いします。こちらは地震時における格納容器（床下）窒素雰囲気維持に関する回答になります。

格納容器の床下が原子炉運転時において窒素雰囲気に維持します。

中段の2ポツに記載したように、冷却材の漏えい時にあっては、Sクラスで格納容器はバウンダリとして機能します。また、格納容器の床下にあるのは、雰囲気の温度に依存して圧力は変動しますが、床上と床下の圧力バランス、ハッチの構造から、多量の空気は混入することはないと、地震時にあっても、格納容器の床下は窒素雰囲気で維持することが可能と考えているという形になります。

続いて、77ページをお願いします。こちらに2次系に関する回答になります。

ここでは、冷却材バウンダリに属さないものが該当します。そのため、2次冷却材が漏えいしたとしても炉心冷却能力は確保されます。

それから、放射性物質を保有していないので、被ばくの心配もないということで新分類Bクラスの施設に該当すると評価しています。

なお、これも同様に、今回第8条、火災において、Ssに対してナトリウムを漏えいさせないという設計にすることにしてますので、結果としては、地震力には破損する事態には至らないというものになります。

それから、80ページをお願いします。1次アルゴンガス系ですけども、こちらについて

は、既許可において、Bクラスのものになります。

それから、機能喪失を想定しても、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、新分類Bクラスの施設に該当すると評価しています。

それから、なお、こちらは今回53条のBDBAに関して、Ssに対して壊れないように設計するものとしているので、結果としては、地震力により破損する事態には至らないというところになります。

続いて、85ページをお願いします。以降、波及的影響、それから基準、規格、耐震設計の方法について、具体化したという形になります。審査会合以降に追加した情報を中心に補足します。

まずは、波及的影響に関して87ページをお願いします。

地盤等の相違に起因する影響については、原子炉建物及び原子炉附属建物に対する主冷却機建物の影響について評価する予定です。

続いて、89ページをお願いします。1次純化系、それから充填・ドレン系、アルゴンガス系の一部以下について、接続部について波及的影響を評価する部分となります。

それから、続く、今度91ページになりますけども、こちらは屋内で転倒や落下等による波及的影響を評価するものを記載しています。

例えば格納容器内の天井クレーンが該当します。原子炉容器の上方に設置されているので、落下しないことを評価する予定という形になっています。

続く、92ページにおいては、これ建物外が対象になりますけども、格納容器に対して主排気筒が転倒しないように設計することを示しています。

それから、次の93ページから、評価例として、1次ナトリウム充填・ドレン系配管に係る波及的影響の評価結果を示しています。

それから、102ページからは、2次ナトリウム充填・ドレン系の配管に係る波及的影響の評価結果を示しています。

先ほど御指摘いただいた部分ではありますけれども、こちらSs-6を考慮してない暫定評価結果になります。Ss-6、それからSd-6については、12月に補正したものではありますが、その後の審査において指摘いただきまして、5月の審査会合で変更を行ってます。その後、FRS等の再計算を実施しているところございまして、ようやくFRSも整ってきたので、今後、逐次評価結果を提出させていただきたいというふうに考えていますので、よろしくをお願いします。



続いて、117ページをお願いします。こちら準拠する基準、規格については、先日の審査会合で報告したとおりであり、特に変更はありません。試験研究炉であって、まずは試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準に従うものとし、高速炉として高温構造設計指針を使用すること、これが特徴的なものになります。

119ページを続いてをお願いします。本別紙にあっては、今後の設工認における耐震設計の評価手法の概要をまとめています。

125ページをお願いします。こちらのフローについては、審査会合でも御説明したのですが、若干修正してまして、ナトリウムを保有する配管について、全て改めて動的解析又は動的応答比の評価を実施するという形で記載してましたけども、当然静的の応答比の評価も実施しますので、その矢印を追加しております。それ以外については、そのままですけども、こういう周期、応答比の状況に応じて評価方法を設定することになっています。

それから、続く126ページからは、評価に使用する設計用の減衰定数等を記載しています。原子力発電所耐震設計技術指針に基づき設定することを予定しています。

それから、129ページをお願いします。ここでは評価手法、解析条件などが既設工認と異なる予定であるものを整理しています。

例えば次のページを御覧ください。原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析における相違点を整理しています。

入力地震動の設定、算定にあっては、規則に基づき新しく策定した $S_s$ -D及び $S_s$ -1～6を使うことになります。また応答解析にあっては、例えば材料特性の数値を変更する予定です。これらは最新の規格、基準等に基づき設定を見直しています。

それから、174ページをお願いします。審査会合では、こちらSクラス評価の事例として、1次主冷却系配管の評価結果を御提示しましたが、ここでは原子炉容器の評価事例についても追加しました。

175ページに $S_s$ 、それから176ページに $S_d$ による評価結果を示しています。各評価点の応力、基本的に許容応力を十分に下回っていること、それから、また、一次、二次応力評価において計算応力が許容応力を上回る場合にあっては、疲労評価において疲れ累積係数は1を十分に下回ることが確認できているというところになります。

続いて、179ページをお願いします。ここからは動的機器の機能維持に関する基本方針を説明しています。

181ページに移動をお願いします。前回の審査会合からさらに精査を進め、(iv)の(3)主

冷却機インレットベーン・入口ダンパ、それから(viii)その他の(2)(3)ですけども、ディーゼル発電機室系の送風機、それからディーゼル系揚水ポンプ、ディーゼル系冷却塔を追加したというところになっています。

それから、191ページを御覧ください。こちらについては、既に中間報告ほかで説明させていただいた内容ですけども、地震時の制御棒挿入性についても資料を添付しました。地震時にあっても問題なく挿入されるとの結論になります。

それから、最後、240ページをお願いします。これ以降は、ほかのまとめ資料と同様に設置許可申請書及び添付書類の記載について、補正予定箇所とともに示しております。

内容については、これまでと同様なので、ここでは割愛します。

今後の補正ですけども、Ss-6、それからSd-6に関するものが中心になる予定です。

それらは添付書類六に関する部分について、本日は、図表を割愛してます。別途その審査結果を反映したものを提出させていただきたいと思います。

以上で4条に関わる説明を終わります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。

質問、コメントはございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

そうすると、耐震SクラスとBクラスの関係、クラス分類の考え方について確認をしたいと思います。

今説明の中でも触れてはいただいていたんですけども、もともと旧耐震指針の頃にAs、またはAとしていたものをSにするか、Bにするか、クラスの話はあると思いますけど、これ資料で言うと、42ページ以降にSクラスとBクラスのところの考え方を書いていただいていると思っていまして、ここを確認させてもらったんですけど、例えばページで言うところの50ページ、この辺が既許可の旧分類と新分類の対応の説明をしてくれていると思っ

ています。

それぞれ見ていくと、この5mSvを下回るということで、個別に評価というか、確認をされているというのは理解するんですけど、ここで確認しておきたいのは、地震というのは、共通的な要因、故障を引き起こす起因事象になるわけですし、どこかだけ壊れるということではないわけですね。Sクラス未満、Bクラス以下の設備は本当に壊れるかどうかというのはあるんでしょうけども、基本的に設計の考え方としては機能喪失させるとするわけなんだろうけども、そうしたときの被ばくの影響というのはどういうふう考えておら

れますか、これは個別に見ているんですかね。共通的に壊れた場合というのは、考えておられるのでしょうか、ここは資料で分からなかったもので、確認しておきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

現状は今、個別に見ている形かなと思っています。また、それぞれに対して最終的には格納容器がSクラスになっておりますので、そこで低減されるというふうな結果になっていたというふうに認識してます。

○片野チーム員 規制庁の片野でございます。

そうですね。格納容器はSクラスなので、その意味においては分かるんですけども、例えば、このページでいうところの52ページなんかを見ますと、この4.6のところですね。4.6のところは、放射性物質の放出を伴う事故の場合に外部への放散を抑制するための設備ということで、ここでいうと、アニュラスですとか、非常用のガス処理装置又は排気筒なんかがここに当たってくるわけですね。

基準地震動と設計基準事故を重ね合わせる必要はないんですけども、つまり、その意味においては配管の破損というのは考える必要はないと思いますけれども、ただ、ほかのBクラスの配管が壊れたときにどうかということですよね。そうしたときに、非常用ガス処理系が使えないと考えたときには、排気筒も使えないと考えると地上放出ということになりますけれども、そういった場合であっても、確かに格納容器は健全ですけど、アニュラスに期待しないとなると、そこから外に出ていくと考えたときでもどうなのかというのは、この辺って検討されているのかなというのが気になるところでして、ここ、どうですかね。

これ、個別で考えていいのかという話なんですよね。Bクラスにした設備が機能喪失した。個別で見たときに、このアニュラスなんかも機能喪失しているわけですから、地震で共通要因を考えるとですね。それでも被ばく影響ってやっぱり小さいと言えるのかというのは確認しておきたいんですけども、ここはどうでしょう、検討はされていますか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

ちょうど次のページの54ページを見ていただくと、表の中で右から3列目ですかね。格納容器内雰囲気から大気中への移行とありますけれども、従前、設計基準事故のときは主排気筒、その前のフィルタもそうですね。経由してという形になりますけれども、耐震の評価においては、主排気筒に流れるほうは期待しないで、直接、ドーム部から漏れていくという想定で今回の評価を行っているという形で、そういう観点で、すみません、Bクラ

スであるものの機能には期待しないという形で評価は実施しております。

○片野チーム員　この表で見ると、例えば設計基準事故と組み合わせちゃっていますので、例えば1次冷却材の漏えい事故というのと、これ、1次系の配管が壊れたときプラスSs地震ということだろうと思っているんですけど、それだと厳し過ぎるのかもしれませんが、通常、こういう見方をするときだと、基準地震動による地震力で壊れるところはどこですかというのを見て、アニュラスは機能喪失すると。ただ、1次系の配管そのものはSクラスでしょうから、地震では壊れないとしても、Bクラスになっているアルゴンガス系ですとか、一部Bクラスになっているところはあるはずで、そういうところから漏えいしていったときに被ばく量としてどうかというのは、これだと見えにくいと思うんですけど、この辺はどうですか。壊れたところとして、直接、100%漏れているというのはやっているんですけど、最終的な被ばく影響としてどのくらいになるかというのは、この辺で分かるものでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長）　原子力機構の高松です。

今ここにある条件で評価をした結果が、その前のページの52ページ以降、52ページの下側からですかね。要は、Bクラスの配管が壊れて、1次冷却材が格納容器の中で漏れましたというような観点でいくと約2mSv。それから、1次アルゴンガス系の配管が壊れましたというような観点でいくと $1.1 \times 10^{-1}$ mSvが次のページの上のほうになっているというようなところで、格納容器内における破損について、5mSvは超えないというところが確認できているというところになります。

○片野チーム員　規制庁の片野です。

そうすると、今の御説明だと、52ページだと1次冷却材の漏えい事故プラス基準地震動による損傷の重ね合わせだし、次の53ページだと、これは1次アルゴンガス系の漏えい事故プラス基準地震動による機能喪失というふうに、そう見ればいいということですか、ここは。

○日本原子力研究開発機構（高松課長）　まあ、重ね合わせというよりは、事象そのものが、結局、1次アルゴンガス系が漏えいするというのは地震によって壊れるということも同様なので、1次アルゴンガス系が壊れました。そのときの評価結果というのは、基本的には設計基準事故等を想定した状況と同じになるので、その後の評価をやった。大きな違いは、主排気筒、それから、アニュラス部のフィルタの部分に、Bクラスの部分に期待していないので格納容器からの直接放出になるというところが違いになりまして、1次アルゴ

ンガスの漏えい、事故ではなくて地震による破損においても、その被ばく量というのは、ここに記載した数字になるという評価になります。

○片野チーム員 規制庁の片野です。

私の聞き方が悪かったかも分からないんですけど、設計基準事故とSs地震を組み合わせたいと言ったわけではなくて、今のがその答えだったら、それはそれでいいんですけど、1次アルゴンガス系統でBクラスになっているものは壊れたもの、それ以外にもBクラスのものってあるわけですね。

Bクラス以下の設備は基準地震動による地震に対して機能喪失すると、それで漏えいすると考えたときに、これで全部代表されるということなんですか。地上放出でアニュラスとか非常用ガス処理系を期待しないというのは分かったんですけども、ここは1次アルゴンガスの漏えいだけというふうに見受けられるんで、ほかにもBクラス設備が同時に壊れたときというのは、これで代表できるとは言えないんじゃないかと思ったんですけど、そこはどう見ますかね。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

そういう意味で、放射性物質の抱えている設備というところで、1次冷却材、それから1次系のアルゴンガスという形になります。なので、それがもう放出されたという形になると、あと、そこから守るというか、防護に使えるのは、もともと格納容器のバウンダリ、それから設計基準事故であれば、フィルタがあって主排気筒があってという形になりますけれども、後者の二つは、今回Bクラスで期待しないので、格納容器のバウンダリだけで5mSvを超えるか超えないかというところになるかなと思います。

結果として、格納容器のバウンダリ、Sクラスにすることで、中にあるものが壊れて放射性物質が放出したとしても、5mSvは超えないというようなところで、1次アルゴンガス系にあっては、従前のとおり、Bクラスで問題ない、それから、原子炉冷却材バウンダリに該当しない1次系の配管についても、同様に炉心の冷却に影響しない、それから、放射性物質が漏れても5mSvを超えないということでBクラスで問題ないというような判断をしたというところです。

以上です。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今の議論、確認と整理をさせていただきたいんですけど、耐震Bクラスが例えば全部壊れますといったら、1次アルゴンガス系はBクラスなんで壊れますと。例えば1次系で言え

ば、充填ドレン系、オーバーフロー系、純化系、このあたり、Bに落としたんですよ。そうすると、このあたりも壊れますという話になって、地震時には、これ、みんな壊れると。格納容器本体はSなんだけど、アニュラスがBなんで、これも期待できないとすると、5mSvを超えるんじゃないですかという質問なんです、恐らく。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

アニュラス部の排気管とフィルタの部分と主排気筒、Bにしていまして、今ここで記載させていただいた結果というのは、その機能に期待しない、格納容器のドームから漏れてくる結果になりますので、すみません、今の格納容器バウンダリの外がBであることが、Bであるために、5mSvを超えちゃうんじゃないかということに関しては、超えないという結論に今なっています。

○有吉チーム員 有吉です。

これまで結構議論してきて、13条でも議論したんですが、高松さん、ナトリウム漏えいで被ばくが厳しいのはどこかという議論も1回しましたね。1次主冷却系は、これは二重管で、何というか、実際、格納容器開放まで時間がかかるとか、いろんな要素を考慮しているんだけど、充填ドレン系とかオーバーフロー系とかは結構厳しくて、そんなに楽観的ではないと思うんです。だから、今の話は、耐震Bだったら、これも落とすんだったら、線源にこれも足すべきだろうという話だと思うんですが、それでいいですか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） はい、承知しました。そうすると、一応、今のここに出ている計算結果でいきますと、52ページの下が1次冷却材の漏えい事故というところでBの配管が壊れた場合と同じと考えていただければと思います。

下が2mSv、それから、1次アルゴンガス系の漏えい事故とありますけれども、これはアルゴンガス系の配管が壊れてガスが出てきたという状態を想定いただくというところで、こちらは $1.1 \times 10^{-1}$ というようなところで、その合算値で評価するような形で資料を今後御用意するというイメージでよろしいでしょうか。

○片野チーム員 規制庁の片野です。

合算と言ったのは、1次冷却材の漏えいは足さなくていいと思っているんですよ。これはSクラスの配管だから、基準地震動では壊れないわけですよ。これは、設計基準事故のときは、単一故障を考えるから漏えいというふうに見るんでしょうけど、今、基準地震動による地震が起きたときに、共通的に壊れる範囲というのがあるはずで、その範囲が機能喪失したときにどのぐらいの被ばく量になるのかというのをお聞きしているんですよ。

そのときに、見るべき、重ね合わせるべき故障の範囲ってどこですかというところを聞いていて、今これだと、個別には、あれとか、これとかという話はあるんですけど、実際、今、Bクラス設備が格納容器の中のもの、外のもの、いろいろあると思いますが、機能喪失して、かつ、格納容器の中のものに対してはガス処理系にも、非常用のガス処理系にも期待、本来期待するんでしょうけど、それも機能喪失したと考えたときに、被ばく影響は幾らになるんですかという質問で、これ、多分、個別では分からないんで、そういうシーケンスを見ると幾らになるんですかという評価がないと、なかなか判断ができないんですね。

それが、5mSvに行かないとしても、設計基準事故で一番厳しいものと比べても、内数に入っているんだったら、じゃあBクラスでもいいのかなと思いますけど、これが設計基準で出てきているものよりも超えちゃうんだとすると、別の扱いをしなきゃいけないんじゃないかなという問題意識を持っているということです。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

すみません、設計基準事故という書き方をしたのが誤解を生んだのかもしれませんが、1次冷却材が漏えいするという観点では、設計基準事故では、そうですね、原子炉バウンダリが壊れて外管の間に挟まったものが停止中にまた出てきてというような算段をしていますけれども、格納容器内にナトリウムが漏えいするという観点では、それがBクラスのものであろうが、状況は一緒になります。

なので、被ばく評価上は、設計基準事故においても炉心にたまっている、燃料集合体にたまっている1%のものが100%出てきて、それから要素については冷却材に移行した10%のものが出てくるという評価は、同じ条件になっています。

なので、すみません、設計基準事故に包含されるという言い方が正しいのかもしれませんが、要は、冷却材が漏えいして出てくる放射性物質というのは、設計基準事故で想定するものと、この耐震のために想定するもので基本的に同じという形になりますので、この実効線量の評価結果というのは変わらないというところになります。

1次アルゴンガス系についても同様ですというところで、この合算がBクラスの1次冷却系の配管、それから、Bクラスの1次アルゴンガス系の配管が壊れたときの評価と同じ結果になるというふうに認識いただければと思います。

○有吉チーム員 有吉です。

今、耐震Bという話から始まって、結局、突き詰めていくと、例えば1次ナトリウム充填

ドレン系もSs機能維持という話をしているからあまり本質的ではないかもしれないけど、今の高松さんの答えは違うと思うんです。

それはなぜかといったら、もともとの線源は同じだけど、冷却期間は想定の方によってやっぱり結果が変わってくるというのがあって、1次系は冷却期間をわざわざ置いて評価をしている、ほかで漏れたらそうではないという話があったと思うんです。そういう話をやっぱり正確にまず説明していただいて、どこにどういう理屈でこの本件を落着させるかという話をしないと、今この場でそんな思いつきみたいな変わりませんという答えでは満足できません。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） はい、承知しました。資料にまとめて御提示させていただきたいと思います。

○山中委員 そのほかいかがですか。どうぞ。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

耐震の設計成立性に関してコメントがございます。ページ、右下130ページを開けていただきたいと思います。ありがとうございます。130ページですね。はい。

ここから、130ページ～169ページぐらいあたりまで、ここに既設の設工認との評価の今回違いについて示されています。ここは、先ほど高松さんの説明にもありましたように、この変更理由を一番右側の欄ですけれども、現在の規格・基準に基づき設定といったようなことが書いてございます。

ここをずっと全部見させていただきましたけれども、この変更の主たるものとしては、既許認可では鉛直動、垂直動を考えていなかったのですけれども、今、現在の規格・基準では水平2方向プラス鉛直方向の地震動を考えるとということで、そういったものが大きく違うのかなというふうに思いました。そこは理解できました。

ただし、こういった水平動プラス鉛直動以外にも、今後設計成立性を示していただくことになると思いますけれども、新たにというか、これまでに使っていなかった規格適用を考える場合は、その規格適用に当たって必ず制約条件って大体書いてあるはずですから、その制約条件を満足しているということも併せて御説明いただきたいと思います。

ここの130ページ、今開けていただいているので、一例だけ申し上げます。ここの一番下の表のところに地震応答解析の水平の側面ばねにおいて、ここの欄の中に「NOVAKの方法により算定」というふうに書いてございます。これは建物の埋込み効果を表しているものと思うんですけれども、この規格・基準というのはJEACの4601の中の規定の中にあるも



のを使っているんだと思います。ここの埋込み効果に当たっては、建物と周辺地盤との関係、どういうふうに接しているかといったことも規格適用の条件として明記されてございます。こういった新しいところを使うところにおいては、そういったところも具体的に記載をしていただきたいというふうに考えています。

こちらからの指摘は以上ですが、いかがでしょうか、御理解いただけましたでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

はい、承知しました。

○小舞チーム員 ありがとうございます。原子力規制庁の小舞です。

引き続きもう一点コメントがございます。

波及的影響の評価対象の選定についてコメントがございます。ページで、右下91ページを開けていただきたいんです。ありがとうございます。91ページ。

ここは、きちんと網羅的に評価対象の選定を行っているということが分かるようにしていただきたいというふうに考えてございます。ここも一例だけ申し上げます。

この表は、下位クラスのもの、この場合でいうと、例えばですけれども、格納容器の天井の旋回クレーン、ポーラクレーンとも言いますけれども、クレーンの転倒というか落下に関する、どういうところに影響を与えるのかといったようなことも例として書いてございます。Sクラスの、これ、一番表の上のところに「原子炉容器」というのが書いてあります。これ、Sクラスですけれども、こういったところに影響を与えるというふうに書いてありますけれども、どうもこれだと網羅的に見えないなというのがありまして、ポーラクレーンというのが落ちると、まず真っ先に当たるのは制御棒の駆動機構だと思います。これは原子炉を停止させるもので重要なものであります。そういった上下関係とか、まず何を守らなきゃいけないのか、あとは、例えば先ほど耐震クラスの話にもありましたけれども、例えば回転プラグというのが原子炉容器の上にあります。回転プラグというのは、これ、今、Bになっていると思います。といったような壊れたら次に、例えば原子炉容器に、Sクラスである原子炉容器にどう影響を与えるのかといったような評価の選定の網羅的に見ているんだということが分かるようにしていただきたいというふうに思います。これはコメントです。

私からのコメントは以上ですが、この点は御理解いただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

承知しました。

○小舞チーム員 よろしくお願ひします。以上です。

○山中委員 そのほかございますか。よろしいですか。

それでは、引き続き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（前田課長） 原子力機構の前田です。

続いて、資料3から7までを一括説明させていただきます。

まず、5条ですね。津波による損傷の防止について資料3で説明をさせていただきます。

こちらは448回の審査会合において技術資料を御審議いただいております、今回、まとめ資料の形式で御説明をさせていただくものでございます。

まず、4ページ目をお願いいたします。ここではほかのと同じように、津波による損傷の防止に係る要求事項のほうを整理しております、津波に対しては新規制基準として新たに要求された事項として変更ありと整理をしております。

6ページ目をお願いいたします。ここからは要求事項への適合性について整理をしております。敷地に最も大きな影響を及ぼす津波は、プレート間地震による茨城県沖から房総沖に想定する津波でございまして、津波の高さは敷地前面海岸の範囲内最大でE. P. +16.9mと。また、潮位のばらつき、高潮及び断層の破壊伝播現象が水位上昇側に与える影響として+0.9mと評価した結果を考慮しても津波の高さはT. P. +17.8mになります。

これは第370回の審査会合におきまして、「常陽」と同一の大洗研究所の敷地に設置しているHTTRと同じ内容だというふうに御説明をしたものでございます。前回の448回の審査会合でも同様に説明しております。

敷地の特徴といたしまして、原子炉施設は丘陵地帯の台地に位置しております、35m～40mのところに設置をしているため、津波は到達しないということで津波による損傷の防止は設計上、考慮しないこととしているというふうにしております。

11ページをお願いいたします。この別紙2において、先ほど述べた敷地に最も大きな影響及ぼす津波評価の概要を示しているというものになります。

13ページをお願いいたします。別紙3になりますけれども、放水路からの流入リスクについて検討しております、「常陽」は海から取水設備等は有しておりませんので、放水経路といたしまして、大洗研究所の集水桝、放水路を介して、敷地外に放出をしておりますけれども、これらは原子炉施設よりも低地に位置して、開放された構造を有しているために津波が逆流して遡上してくることはありませんので、原子炉施設には到達しないということを述べております。

14ページをお願いいたします。これ以降、ほかのまとめ資料と同様に、設置許可申請書及び添付書類の記載について補正予定箇所とともに示しておるものでございます。

添付資料1は申請書本文の記載になっておりまして、これまで説明したとおり、津波による損傷の防止は設計上考慮しないと記載してございます。

15ページをお願いいたします。こちらは添付書類八のうちの安全設計に係る箇所の記載でございまして、これも申請書と同様の設計上考慮しないというふうに記載をしております。

17ページをお願いします。こちら、適合性に関する記載でございまして、津波評価をまとめた上で、同様に設計上考慮しないというふうに記載をしております。

18ページ以降は、添付書類六、気象に関する記載でございまして、敷地に最も大きな影響を及ぼす津波について、HTTRと同様の記載をしているという形になります。

5条につきましては以上になります。

引き続きまして、6条その1について、資料4で御説明をさせていただきます。

まず、6条の外部からの衝撃による損傷の防止については、内容が多いことから、これまで技術資料の説明と同様に、まとめ資料のほうも四つに分割して御審議いただくことを考えております。

四つの分割は、その1が全般としておりまして、外部火災、火山、竜巻を除いた全ての事象になります。その2が外部火災でございまして、本日、その1に引き続いて御説明をする予定でございます。次回以降は、その3が火山、その4が竜巻というふうな資料構成になっておりますので、御承知おきください。

6条その1につきましては、第319回、334回、341回、375回の審査会合におきまして技術資料及び指摘回答について御審議をいただいております、それらを反映したまとめ資料として本日、御説明をするものでございます。

4ページ目をお願いいたします。ここでは、外部からの衝撃による損傷の防止に係る要求事項を整理しております、新規制基準として新たに要求された事項として変更ありと整理をしております。

第6条では、第1項が自然現象が発生した場合においても安全施設が安全機能を損なわないこととなっております、5ページ、次のページですね。第2項が重要安全施設については、設計基準事故時の荷重も適切に考慮すること。第3項が故意ではない人為による事象においても安全施設が安全機能を損なわないことというものが要求されているとい

うふうに認識をしております。

7ページ目をお願いいたします。ここからは要求事項への適合性について整理をしております。基本方針としては、別紙で説明しますが、事象の選定、事象の組合せを決めた上で、安全施設は守る、重要安全施設は設計基準事故時の荷重の組合せも検討する、必要に応じて、設備と運用による対策を組み合わせることとしております。

なお、第6条、その1、その2ではないんですけれども、その3、火山において、437回の審査会合において重要安全施設以外の安全施設は評価対象外と記載されておりました、対策をされていないように受け取れるという御指摘、実際には外郭等で守られていることなどにおいて防護自体はできているので、記載を見直すことというのを火山のときに御指摘を受けておりました、記載の適正化をしているということ。安全施設は守りますという形にしております。

なお、適合性の記載の部分で後ほど御説明をしますが、自然現象等と設計基準事故時の荷重につきましては、結果的には組み合わせないことというふうに整理をしております。

11ページをお願いいたします。ここで次のページにかけまして事象ごとの設計方針を記載しております。(1)の洪水・降水、あと、(6)の地滑り、(9)のダムの崩壊、(10)の爆発、(12)の船舶の衝突につきましては、地形的、地理的に見て考慮する必要はないというふうに整理をしております。

次に、自然現象について考慮するものの記載でございますけれども、(2)の風（台風）については、屋外に位置する安全施設の風荷重に対する設計を日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行いまして、安全機能を損なわないように設計することとしております。

(3)の凍結については、凍結を防止することで安全機能を損なわないように設計をいたします。

(4)の積雪については、こちらも茨城県の建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行うこととしております。

(5)の落雷については、建築基準法に基づいて避雷設備を設けることとします。

(7)の生物学的事象については、海生生物は考慮する必要はないですので、微生物、小動物について対策することとします。

12ページをお願いいたします。こちら、人為の事象について考慮するものの記載になっ

ておりまして、(8)の航空機落下につきましては落下確率を求めておりまして、 $8.8 \times 10^{-8}$  回/炉・年でございまして、防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を下回るということで、これによりまして、航空機落下による損傷の防止は、設計上考慮しないものとする整理をしております。

(11)の有毒ガスにつきましては、敷地に隣接する国道51号線では予期せず発生する有毒ガスというものを想定いたしまして、中央制御室については空調循環運転、あと、対策機材の設置などを配備するということとしております。

(13)の電磁的障害については、設備的に電磁的障害の発生を防止する設計とするというふうにしております。

あと、以降は、主要な別紙について御説明をしたいと思いますが、一度審査会合等で説明及びコメント指摘回答をしているものになりますので、簡単に行きたいと思いますが、18ページをお願いいたします。別紙1はIAEA安全基準を参考に自然現象、あとは人為事象というのを選定しているものになります。

26ページですね。こちらのほうは、別紙2といたしまして、自然現象の組合せとして整理した結果を示しております。

29ページ目以降ですね。別紙4～別紙9まで続いておりますけれども、これは個別の事象について検討した結果を示しておりまして、問題がないということを確認、示しております。

93ページ目につきましては、別紙10といたしまして、最近の自然現象による知見としてJMTR二次冷却系統の冷却塔倒壊を踏まえた対応を記載しております。

96ページをお願いいたします。これ以降、ほかのまとめ資料と同様に、設置許可申請書及び添付書類の記載について、補正予定箇所とともに示しております。

101ページをお願いいたします。こちら、添付資料3は、申請書の添付書類八のうち適合性に関する記載の部分になります。

次のページをお願いします。冒頭述べておりますけれども、第2項について、最後のパラグラフで設計基準事故時に生じる応力は組合せを考慮する必要はなくて、重要安全施設は、個々の事象に対して安全機能を損なわない設計とするというふうに整理をさせていただいております。

6条その1は以上でございまして、続いて、6条その2になります。こちらは資料5になりますけれども、6条その2につきましては、334回、375回の審査会合において技術資料及び

指摘回答を御審議いただいております、それらを反映したまとめ資料として本日御提示するものでございます。

要求事項の整理につきましては、その1と同じですので、割愛いたします。

7ページ目をお願いします。ここからは要求事項への適合性について整理をしております、基本方針はその1と同じでございますけれども、下から3行目ですね。御覧ください。重要安全施設以外の安全施設についても、もちろん守るんですけれども、守り方が代替措置や修復等を含めて、安全機能を損なわないものとするということで整理をしております。

次に11ページをお願いします。こちらは耐外部火災としての個別の設計方針を記載しております。まず、安全施設全体を外部火災の防護施設というふうにしております。

次に、熱的影響評価対象施設というのを設定しておりますけれども、耐外部火災といたしましては、重要安全施設又ははその外郭ということにしています。これは、別紙1に詳細を記載しておりますけれども、代表性、包絡性を考慮して外部火災の防護施設については、熱的影響評価対象施設というのをイコール重要安全施設としております。

熱的影響評価対象施設について、森林火災及び近隣工場等の火災、あと、航空機落下火災について想定をするというふうにしております。

12ページをお願いいたします。こちらは熱的影響評価における許容限界として壁温度について200℃を許容限界として、これを下回ることを基準とするというふうに示しております。

13ページですね。こちらは設計における留意事項として「常陽」及び隣接施設を含んで囲むように防火帯を設置すること、外部火災の二次的影響としては、ばい煙及び有毒ガスの考慮、外部電源喪失等について、あとは、消火活動について記載をしております。

以降、主要な別紙について御説明をしたいと思います。

まず18ページですね。別紙1ですけれども、冒頭で述べたとおり、安全施設の安全機能の確保の考え方、あとは、熱的影響評価対象施設の考え方を整理しております。

続きまして28ページですね。別紙2～5までは森林火災についてで、FARSITEという解析コードで評価をしております。と同じ式で、FARSITEと同じ式で評価をしているんですけれども、入力条件の設定に関するものになります。

54ページをお願いします。こちら、別紙8は航空機落下火災に係る評価条件の設定に関するものを述べておまして、次に84ページですね。ここから別紙12ですけれども、ここから15まではそれぞれの熱的影響評価結果を示しておまして、問題ないということを示

べております。

106ページをお願いします。こちら、防火帯の設定に関する設置計画でございまして、この次のページをお願いします。「常陽」及び隣接の照射後試験施設等をぐるっと黄色の線で囲むように防火帯というのを設置しておりまして、逆に今度、防火帯が、黄色がないところですね。方位でいけば東側、海側のほうになりますけれども、こちらは周回道路がございまして、これは実質的な防火帯ということで全般を防火帯でくるむような設置方針としております。

125ページをお願いします。これ以降は、ほかのまとめ資料と同様に、設置許可申請書及び添付書類の記載について、補正予定箇所とともに示しております。

以上で6条その1、その2に係る説明を終わりにしまして、続きまして、資料6でございまして、こちらのほうで28条について御説明をいたします。こちら、保安電源設備ということですね。

28条につきましては、424回の審査会合において技術資料に御説明をして御審議をいただいておりますので、幾つか指摘を受けておりますので、それらを反映してまとめ資料して本日提出するものでございます。

4ページをお願いいたします。ここで保安電源設備に係る要求事項を整理しておりますので、第28条では第1項が電力系統に連系すること、第2項が非常用電源設備を設けること、第3項は非常用電源設備の多重性又は多様性、独立性、単一故障時でも十分な容量を有することというのを要求されているというふうに認識しております。

6ページをお願いいたします。ここからは要求事項への適合性について整理をしておりますので、基本方針といたしましては、まず、商用電源（外部電源）を受電することということ。重要安全施設の機能維持のために必要な電力を供給する非常用電源設備といたしまして、ディーゼル発電機及び蓄電池で、附帯設備ですね、それを設けるということ。非常用電源設備につきましては、附帯設備も含めて多重性又は多様性を確保して独立性を確保したものとするとともに、非常用電源設備は単一故障が発生した場合においても十分な容量を有したものにするというふうにしております。

7ページをお願いします。こちら、重要安全施設について、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、電気系統の対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設を選定した結果でございまして。

8ページをお願いいたします。こちら、非常用電源設備のディーゼル発電機について記

載をしておりまして、ディーゼル発電機につきましては、定格容量を約2,500kVA、非常用負荷に対して100%の容量を有するものを2系統の非常用ディーゼル電源系に各1基、合計といたしましては2基設置することとしております。

9ページをお願いします。こちら、非常用電源設備の蓄電池について記載をしておりまして、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設けることとしております。こちらの容量は800Ahといたしておりまして、非常用負荷のうち交流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の交流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置するものとするとしております。

10ページをお願いします。こちら、常用電源系について記載をしておりまして、めくって11ページに系統図を記載しております。大洗研究所の南受電所から66kVの配電線1回線で商用電源を受電するものとしております。

以降、主要な別紙について御説明をいたしますが、17ページをお願いします。こちら、別紙2といたしまして、電気系統において異常が発生した場合の検知等の概要を記載しているところになります。

24ページをお願いします。こちら、別紙5では、424回の審査会合で御指摘いただいた回答といたしまして、ディーゼル発電機の定格容量の設定根拠でございますけれども記載しております。中身といたしましては、必要容量を上回る容量を定格容量としているということでございます。

次に43ページをお願いいたします。こちら、別紙6ですね。めくっていただきまして、1枚、こちらも同様に御指摘いただいた内容でございます。蓄電池容量の設定根拠を記載しております。こちら必要容量を上回る容量を定格容量としているという結論でございます。

66ページをお願いいたします。これ以降、ほかのまとめ資料と同様に、設置許可申請書及び添付書類の記載について、補正予定箇所とともに示しております。

なお、28条は第42条、次に説明しますが、こちらの外部電源を喪失した場合の対策設備等とも密接に関わっておりますので、42条の審議内容のほうの反映もしているという状況でございます。

28条につきましては以上になりまして、続きまして42条を資料7のほうで説明をさせていただきます。

42条については、こちら424回の審査会合において技術資料により説明をしておりま



して御審議いただいておりますので、その際、指摘を受けておりますので、それらを反映してまとめ資料にしております。

3ページをお願いします。こちらは、外部電源を喪失した場合の対策設備に係る要求事項を整理しておりますして、これ、新規制基準として新たに要求された事項として変更ありとして整理をしております。

この第42条では、第1項が非常用電源設備を設けること、第2項が全交流動力の電源喪失時に使用する機能に必要な電源を設けることが要求されていると。

5ページ目ですね。ここからは要求事項への適合性について整理をしております。基本方針といたしましては、崩壊熱除去、あとは、重要安全施設の機能維持のために必要な電力を供給する非常用電源設備としてディーゼル発電機及び蓄電池、附帯設備を設けることと記載しております。

6ページをお願いします。非常用電源設備のディーゼル発電機について記載をしておりますして、これは28条と同様の内容になります。

7ページですね。こちらは蓄電池について記載をしておりますして、これも28条と同様の内容になります。

以降、主要な別紙について御説明をします。10ページをお願いします。めくっていただきまして、こちらのほう、別紙1といたしまして外部電源喪失時のプラント挙動を記載しておりますして、外部電源が喪失しますと、原子炉は自動停止して、運転中ですね。崩壊熱除去運転に移行して、問題なく除去運転ができるということを示しております。

17ページをお願いいたします。こちら、別紙3になりますけれども、これは424回の審査会合においてディーゼル発電機による電圧確立後に非常用負荷を投入する順序、時間を説明することと御指摘をいただいておりますして、めくっていただいて、次のページが、これが表として順次投入について、優先順位、順序及び負荷容量を記載させていただいております。

19ページをお願いいたします。これ以降はほかのまとめ資料と同様に、設置許可申請書及び添付書類の記載について、補正予定箇所とともに示しております。

42条に係る説明は以上になります。

以上で5条、6条その1、その2、28条、42条の一括説明のほうを終了いたします。

○山中委員 それでは、質問、コメント、ございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

幾つか御説明いただいた中で、自然現象のところですね。6条の関係、外部火災ですかね。そうすると、資料でいうところの資料4ですか。外部火災の話になりますけど、この辺ですと、大体こういう記載になっているんですけども、外部火災もそうなんですけど、自然現象一般に対しては最新のデータをどこまで反映しているのかなというところが気になるところでありまして、見てみると、1個前の自然現象一般のとき、その1のほうの資料ですね。こちらでも見てみると2013年までのデータを基本としておられるというところでした。

今回、外部火災の資料で見ますと、資料5ですか。これだと、最大風速のデータが書かれていて、ページで言うと、例えば11ページなんかを見ますと、11ページの真ん中辺り辺りに森林火災の話があって、(1)ですね。11ページの(1)で森林火災の話があって、ここで観測データとして最大風速が書かれていて、これも2013年10月ということを書かれているんですけど、一方で、この審査とは別なんですけど、同じ大洗研究所の審査のほうですと、廃棄物管理事業のほうで似たような話があるんですけど、こちらですと2020年4月の最大風速というのを18.5mというのがありまして、これを審査の中で使っていたりしているんですね。

なので、こういうの、僅かな違いなので、これで適合性の数字が大きく変わるとは思いませんけれども、最新のデータをどこまで取り入れているのかというのでいうと、これ、どうも2013年、平成25年までなので、やや今から見ると10年ぐらい前のデータになっています。最近の気象データなんかも取り入れても、この辺、大丈夫かというのは検証されておられるかというのは確認しておきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

今現状、評価においては、まずは申請書ベースのところで記載をさせていただいています。外部火災もそうですし、自然現象全体のところで議論した際にもそうなんですけれども、最新の知見をどう取り扱うかということで、すみません、資料4の11ページを例えば見ていただくと、最新の知見については過去の数字はメインとして記載しつつ、一応参考として最新の、すみません、この審査をやったときまでの最新の知見という形ですけども、その部分、調査して大きく変わらないというところは評価して、今の評価結果になっているというところになっています。

なので、今現時点の切り口ではないんですけども、これに関する審査会合を開催していただいた断面での最新知見の反映の考え方というのは、参考なり別紙で数字をお示しさ

せていただいて、申請書に記載されているものが大きく外れないというところを見ていただいているというような形になっています。

まずは以上です。

○日本原子力研究開発機構（前田課長） 原子力機構の前田です。

もう一つ、気象データと、あと、例えば航空機の落下確率とか、要は、時がたてばどんどん新しいデータが出てくるというものについて、先ほど高松からあったとおりでございますけれども、あと、資料5のほうで、通しページで100ページですね。こちらも航空機落下確率についても、もう審査で時間がたっている間にどんどんデータが更新されるようなものということで、これも1回途中で別紙の別添という形で御提示をさせていただいております、申請書に記載のデータから更に拡充したようなデータで、このようにチェックをして問題がないということを御説明した経緯もございます。

以上、補足です。

○片野チーム員 分かりました。そうすると、最新のデータもちゃんと考慮した上で、検証されているということであれば、そこはまとめて書いていただくので結構ですので、申請書の内容が大きく外れていないということの御説明であるということに理解をいたしました。ありがとうございます。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

6条の外部火災のところで、今、資料を提示いただいているところ、ページとしては別なんですけれども、私から予備散水設備のところで確認をしたいというふうに思っております、123ページをお願いできればと思います。ありがとうございます。

当初の議論として、予備散水設備は、今回、駐車場の拡張エリアというようなところでその外側に予備散水設備を設置する方針にさせていただいておりますけれども、もともとは、ここ、それを設置しない、拡張しないエリアとして予備散水設備を設けるという方針だったというふうに、これまでの審査の経緯としてあったというふうに理解しております、今回、駐車場を拡張するというふうなことで本当にこのエリアに今、予備散水設備を設置する意義があるのかなというところは今疑問に思っております、これ、今、設置することによる恩恵というのはどのくらいのものがあるかなということを御説明いただいてもよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（前田課長） 原子力機構の前田です。

こちらのほうは、説明が漏れておりまして大変申し訳ありません。これまでの御説明した中から確かに変更をしている箇所でございます。図の、123ページの駐車場拡張エリアということで、現在既にもうここは駐車場になっている状況でございます。評価上は、先ほど言った外部火災につきましては、火炎延焼経路をずっと進めまして、保守的に評価をして、それでも問題ないというのは確認しているんですけれども、実際じゃあここが、駐車場が拡張された影響といたしましては、ここも実質、車が置かれていたり、防火帯という形になりますので、ここの散水設備については、もともと自衛消防隊等の到着までの延焼を予防するような予備的な散水の目的でございましたけれども、現状は、駐車場が大きくなってしまいまして、実質的にはあまり意味がないという状況にはなっておりますので、本件につきましては、ほかのところに資源を配分するという意味で、できれば取り下げさせていただきたいというふうに考えております。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

御説明ありがとうございました。先ほど前田さんからもおっしゃっていただいたとおり、現状としてやはりあまり予備散水設備として必要ないのであれば、別のところにもうちょっと対応できるところで対応してもらおうというふうにさせていただいたほうがいいと思いますので、見直していただけたらというふうに思います。よろしくお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（前田課長） ありがとうございます。承知いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

それでは、引き続き資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 原子力機構の内藤です。

それでは、資料8～11まで一括して説明をさせていただきます。

まず、資料8、第30条、通信連絡設備等から説明をさせていただきます。

めくっていただきまして3ページを御覧ください。こちらに30条、通信連絡設備等の要求事項のほうをまとめてございます。第1項で工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。

第2項のほうで、工場等には設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるように、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならないという二つの要求事項がございます。

こちら、5ページから要求事項への適合性ということで説明をしております。

4.1、基本方針で原子炉施設には、設計基準事故等が発生した場合において、敷地内にいる従業員、見学者等を含めた全ての人に対して、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡、避難指示等の必要な指示ができるように通信連絡設備を設けることとしてございます。

そして、ページの下のほうに行きまして、4.2、通信連絡設備の仕様等でございますけれども、敷地内に事象発生指示とか避難指示等の指示を行うための通信連絡設備としまして、構内一斉放送設備、非常用放送設備、送受話器から構成すると。これらは外部電源喪失時でも使えるように、非常用発電機を備えるとか、非常用ディーゼル電源系に接続しているということでございます。

それから、現地対策本部から関係官庁等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線のほかに災害時無線回線、衛星回線により、専用で多様性を確保したものというふうになってございます。

大洗研究所内の必要箇所との通信連絡設備につきましても、一般電話回線や災害時無線回線により多様性を備えて、相互に連絡ができるものというふうにしてございます。

今、この4.1、4.2で説明しましたことを次の7ページに基準の適合性ということで、こちらのほうに記載をしております。それにより、適合しているということになります。

別紙のほうにつきましては、8ページからまず別紙1で設計基準事故時が発生した場合の対応体制について、それから14ページからは別紙3、事象発生連絡・避難指示に用いる通信連絡設備について、それから22ページからが設計基準事故発生時の通信連絡経路について、それぞれこれまで会合でスライド等で説明させていただきました内容をこちらのほう、まとめてございます。

28ページから申請書のほうの記載となっております。添付資料1が申請書の本文の記載となっております。それから、29ページから添付資料2で安全設計に関する記載で、こちらは申請書添付書類八の安全設計の方針の記載のほうを記載してございます。

それから30ページからが添付資料3で適合性の記載になりまして、設置許可基準規則への適合のところの記載を示しております。こちら、赤字が補正する内容というふうになってございます。

それから32ページからの添付資料4では設備等となっております。33ページを御覧いただきたいんですが、申請書の添付書類八の10、その他試験研究用等原子炉の附属施設の中に10.10として、通信連絡設備設備について、赤字のとおり記載をいたします。

続きまして、資料9、43条、試験用燃料体について説明をさせていただきます。

めくっていただきまして4ページを御覧ください。こちら、第43条、試験用燃料体の要求事項のほうを整理してございます。ちょっとすみません、画面共有のほうが乱れておりますので、少々お待ちください。

見えていますでしょうか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

映っていますけれども、画面が、何といいますか、変なものが映っていると、変なものというに変ですね。見えにくいといいますか。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） すみません、一旦共有を停止します。

○片野チーム員 そうですね。

もしよければ、重たいようですので、ページ番号を言いながら説明していただければ、こちらで分かりますので、共有なしで結構です。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 分かりました。では、このまま説明させていただきます。

43条のほう、第1号～第4号まで、こちらに示すような要求事項がございまして。こちらにつきましては、これらの要求につきましては、従来、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針の試験用燃料要素のところを参考にしていただいていたわけではございますが、これと要求内容というのは同じとなっております。追加の要求事項のほうはございません。

しかし、従来、試験用燃料といいますか、燃料としておりました特殊燃料要素等につきましては、今回、試験用燃料体として整理しております。照射燃料集合体、こちらが43条、試験用燃料体に該当するものとしております。その考え方を変えたということと、あと、炉心等のところで説明しておりますが、MK-IV炉心に今回変更しております。このMK-IVの100MW炉心に変更したことに伴いまして、評価を見直したということから、第43条につきましては変更がありというふうに整理をしてございます。

6ページからが要求事項への適合性についての説明というふうになっております。

まず、4.1、照射燃料集合体の種類及び構造でございまして、ここで43条、試験用燃料体の対象となる要素、燃料要素、集合体についてまとめております。先ほど申し上げましたとおり、特殊燃料要素等も会合での御指摘もありましたけれども、これらを含めて試験用燃料体で整理をしてございます。

それから27ページからは4.2の熱設計としておりまして、試験用燃料体の熱設計基準値、それから熱的制限値の考え方の設定や値について、それから熱設計の設計方法、評価結果のほうを記載してございます。

少し飛んでいただきまして41ページからが4.3、機械設計としておりまして、燃料設計における設計方針、それから試験用燃料体の使用条件、そして燃料設計の評価結果のほうを記載してございます。

55ページからは、こちら他条文の審査項目、第32条、炉心等での項目ですので、ここは青字というふうにしてございます。

72ページに飛んでいただきまして、こちら、4.8、基準への適合性のところですけども、こちらは後ほど添付資料4のところにも同じ記載がございますので、そちらのほうで説明をさせていただきます。

続いて別紙のほうですけども、会合での指摘を受けて変更した部分等を中心に説明をさせていただきます。

まず、77ページをお願いいたします。こちらは、照射燃料集合体の安全確保の考え方でございまして、基準に適合させるための考え方ですとか、あと、許可や設工認、使用段階までの管理の考え方というのをまとめています。

79ページを御覧ください。こちらは、質問管理表の323番でコメントをいただいたように、燃料材のデータが少ない、先行している要素とか、内壁構造容器を守ることを明確に記載するようコメントをいただいております、それを受けまして、それぞれの要素につきましてどこで守るかを明確に記載したものでございます。

こちら、健全性の喪失とか破損が起きた場合にどこで守るかということですけども、燃料が溶融する可能性が低い、かつ、被覆管が壊れる可能性が低い特殊燃料要素などは集合体で守ります。また、燃料が溶融する可能性は低いものの、被覆管が壊れる可能性が低いとは言えない限界照射試験用要素とかはコンパートメントで、そして、燃料が溶融する可能性が低いとは言えないような先行試験要素や基礎試験用要素は厚肉キャプセル（内壁構造容器や密封構造容器）、これらで守るということをこちらのほうに明確に示してございます。

続きまして81ページをお願いいたします。こちらは、A型用炉心燃料要素ですとかⅢ型、Ⅳ型特殊燃料要素、限界照射試験用補助要素について、許可基準規則への適合性の詳細を説明している部分になります。こちら、質問管理表の322番のほうで特殊燃料要素につい

ても健全性を喪失した場合の安全確保に影響を及ぼさないことについて説明をするようにコメントを受けておりまして、第1号の説明において箇条書きの最後のほうに「試験計画の範囲内において健全性は維持する設計するものの、万一被覆管が開孔した場合でも冷却材流路は集合体によって分けられているため、他の炉心燃料要素などの集合体に対しては、ガスが吹き付けるなどの直接の影響を与えない」という説明のほうを追加してございます。

そして92ページ、お願いいたします。別紙3ですけれども、こちらは照射燃料集合体の構造概要と燃料要素の種類の変更でございまして、95ページの表に示しますように、燃料要素については今回の申請で種類を変更、つまり、許可から削除したものがございます。

なお、集合体については種類は変更ございません。この別紙3で要素、集合体、それぞれについての詳細をまとめております。

少し飛んでいただきまして168ページをお願いいたします。別紙4が照射燃料集合体の仕様設定の考え方について記載しております。

試験用燃料体の場合、詳細な仕様というのは設工認段階で決まるもので、許可段階では幅を持っておるものですが、これまでの会合やヒアリングでの指摘等を受けまして、一部詳細化した部分も含めて170ページ以降の表で許可段階の仕様設定の考え方についてまとめてございます。

そして、180ページからの別紙5は熱設計基準値や熱的制限値の設定の考え方をまとめたものになっております。

そして211ページ、お願いします。こちらが別紙6で、こちらは燃料要素や集合体の設計方針、手順について次ページ以降のほうに詳細のほうを記載してございます。

215ページをお願いします。別紙7～10は、熱設計に関する別紙となっております。熱設計の計算方法や物性式、熱設計結果のほうを記載してございます。

そして、242ページをお願いします。242ページから、別紙11からが機械設計になっておりまして、クリープ寿命分数和の計算方法、機械設計の制限、疲労評価や機械設計結果等を記載してございます。

そして260ページから別紙15には、限界照射試験の被覆管開孔時の処置や被ばく評価について、こちらのほうに記載してございます。

277ページからは添付資料になります。添付資料1が申請書の本文で、原子炉本体の記載を書いております。

そして282ページ、添付資料2が安全設計の記載で、こちらは申請書の1.1、添付書類八



の安全設計の方針の記載となっております。

次が、283ページが添付資料3、こちらが適合性の記載で申請書の1.8、設置許可基準規則への適合の記載となっております。こちら、本文の4.8と、適合性の記載と同じ記載なんです、こちら、赤字がまず補正箇所になっております。こちらは、先週の7月11日の449回会合で他条文にいろいろといただいた指摘も踏まえて、こちらのほう、記載の充実を図りたいというふうに思っております。提出が早かったのも、まだこちらに反映はできておりませんが、あと、先ほど説明しました別紙4の指摘を受けての修正事項ですね。適合性の説明の追加の記載のほうも別紙への反映のみとしておりましたが、別紙だけでなく、こちらの申請書の適合性のところにも反映するようにしたいというふうに思っております。

286ページからが添付資料4、設備等の記載で、こちらは原子炉本体のところの燃料のところで記載している記載等をこちらのほうに載せております。

続きまして、資料10、第59条、原子炉停止系統について説明をいたします。

3ページをお願いいたします。要求事項ですけれども、第1項が原子炉停止系統として独立2系統、未臨界への移行・維持、ワンロッドスタックを想定することとなっております。

次のページに行きまして、第2項が想定される反応度投入事象に対して冷却材バウンダリ等が破損しないこと、第3項が反応度制御系統との共用に於ける要求というふうになってございます。

6ページからが要求事項への適合性についての説明となっております。

まず、4.1.1で制御棒及び制御棒駆動系ということで、概要と、あと、設計方針、主要設備等をページの下のところ記載してございます。

8ページに行きまして、4.1.2が、こちら、後備系に関するもので、先ほどの制御棒及び制御棒駆動系のところと同様の記載というふうになっております。

15ページのところが、適合性に関する説明となっております、制御棒及び駆動系、後備炉停止制御棒や後備炉停止制御棒駆動系を設けること、未臨界の維持、移行維持ができる設計であること、次のページに行きまして第2項ですと、運転時の異常な過渡変化時とかでの評価を踏まえても冷却材バウンダリ等の損壊が生じることはないこと、第3項では反応度制御系統と共用するんですけれども、反応度制御に用いるボールナットスクリュが故障が発生しても未臨界への移行・維持ができる、そういったところから適合性を示してございます。

続きまして、別紙へ行きまして、20ページからが、まず別紙2、地震時の挿入性につい

てということで、基準地震動 $S_s$ に対しても問題なく制御棒が挿入できることを示してございます。

こちら、まず60ページをお願いいたします。こちらは質問管理表のほう、290番でスクラム挙動解析が保守的な解析となっていること、また、ナトリウム中の解析に適応できることについて技術書に記載するようコメントを受けております。

この60ページのところに加振波の中で保守的なスクラム挙動解析となるよう、制御棒の落下中に上部案内管と下部案内管頂部の相対変位が最大となる解析としているということを追記してございます。

また、67ページにはナトリウム中の解析でもよく再現できる、適用できると考えられることをこちらに追記しております。

78ページをお願いします。別紙3には反応度制御系統の故障時における原子炉停止系統の機能確保としまして、原子炉停止系統と反応度制御系統とで共用するものがなく、反応度制御系統の故障時においても停止できることを記載してございます。

80ページをお願いいたします。別紙4には相互に独立な複数の系統により原子炉を確実に停止する機能についてとして、共通原因故障の防止や信頼性確保などについて記載しております。

83ページですけれども、これまでの停止系統とか53条の審査で説明しておりますが、まず第1図としまして共通原因故障の事例調査、第2図としまして「もんじゅ」での駆動機構の荷重増加事象と「常陽」における対策について記載をしております。

こちら、質問管理表の185番で「もんじゅ」におけるナトリウム液位上昇により生じた微調整棒駆動機構の荷重増加事象に関して、「常陽」でも同様にナトリウム液位の上昇が想定されるのか説明すること、また、ナトリウム液位の上昇が想定される場合は、その影響を説明することという指摘をいただいておりますけれども、こちらの第2図の下の方で説明しておりまして、「常陽」では原子炉運転中において、1次冷却材を原子炉容器の上部に設けた配管を経由してオーバフロータンクのほうに還流させていますけれども、これによって原子炉冷却材の液位、ナトリウム液面ですね、こちらを一定に保っております。また、原子炉運転中において、1次主冷却系は一定流量で制御しておりますので、流量変化による液面変動を生じることはございません。

それから84ページをお願いします。84ページには共通原因故障の防止対策について、その分類や駆動機構の図とともに記載をしております。こちらは、質問管理表の184番で、

制御棒等の駆動系の狭隘部における異物の侵入の可能性及び異物が侵入した場合の影響を説明することという指摘を受けております。

こちら、第4図のほうに示しておりまして、下部案内管と制御棒の間ですね。図でいうD断面ですけれども、こちらは円環状、5mmの間隙を低圧プレナムから流入するナトリウムが上向きに流れる流路となっております。なので、異物の侵入は生じがたい構造というふうになっております。

また、下部案内管の内面、それから、制御棒の外表面、こちらは平滑でありまして、異物が堆積し、そしてそれが閉塞するということはございません。そういったことを記載させていただいております。

続いて85ページです。こちらは原子炉トリップ信号や安全保護回路に関する多様性、独立性について記載をしております。

続いて86ページをお願いします。別紙5では、後備炉停止系による停止時のプラント挙動、それから運転操作について記載をしております。

87ページですけれども、質問管理表の後備炉停止系による高温停止に関して、最終的な停止までのプラント挙動、対応について説明することという指摘を受けておりまして、こちらを記載しております。

後備系も主炉停止系と同様の挙動対応となります。あと、高温状態での後備炉停止制御棒による未臨界を維持しているときに主炉停止系による現象停止不能、現象を停止できない不能の原因を究明しまして、主炉停止系の制御棒を炉心に挿入することということになります。

それから88ページにはMK-Ⅲ炉心における通常の原子炉停止時のプラント挙動を、図のほうを示しております。熱過渡緩和の観点で原子炉出口温度の温度変化率を50℃/h以下を維持しながら出力を低下させるということで、こちら、主炉停止系、後備炉停止系によらず、同様のプラント挙動ということになります。

90ページをお願いします。これ以降はほかと同様に申請書本文及び添付書類における記載となっております。

続いて、資料11、原子力事業者の技術的能力について説明をいたします。

まず、1ページを御覧ください。こちら、目次ですけれども、1で原子力事業者の技術的能力に関する審査指針との対応について、2で指針への適合性について、6項目に分類してこちらのほう、記載しております。

2ページを御覧ください。こちら、審査指針との対応についてで、技術的能力について6項目に分けて説明をしているんですけども、その項目と審査指針の項目との対応のほうをこちらのほうに記載しております。

3ページからが指針への適合性になっておりまして、まず、(1)組織となっておりまして、大洗研究所の原子炉施設の管理組織のほうをこちらに書いておりまして、指針1、それから指針5への適合性のほうを示しております。赤字が補正箇所となります。

そして7ページからが(2)技術者の確保となっておりまして、こちらは技術者や有資格者の数や今後の確保の方針のほうに記載しておりまして、指針2及び指針6への適合性のほうを示しております。

続いて9ページからが(3)経験で、これまでの経験について記載しておりまして、指針3及び指針7への適合性を示すものになります。

11ページからが(4)品質マネジメント活動で、こちらは品質保証活動について記載しておりまして、指針4及び指針8の適合性を示してございます。

13ページが(5)教育・訓練で、指針9への適合性。

そして14ページが(6)有資格者等の専任・配置で、指針10への適合性を示すものとなっております。

以上で資料8～資料11までの説明を終わります。

○山中委員 それでは、質問、コメント、ございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

59条なんですけど、資料10です。96ページを出していただいて、これ、59条の条文を読むと、制御棒による2以上の独立した系統と書いてあって、その適合のための設計方針で位置についてと記載があるんですけど、ここでは主炉停止系と後備炉停止系があるというのは読める。だけど、主炉停止系は独立した駆動機構が4体、後備系は2体という書き方になっていて、主系と後備系の独立という点が書かれていないんじゃないかというふうに読めるんですね。

それから、この原子炉停止系というのは、これ、ハードイメージですけど、安全保護系とセットで今回議論しないと、後備系の炉停止系というのもつけたはずなんで、そういう話が入ってくるべきだと思うんです。

そういうところを少し、これ、足りないような気がしているんですが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 原子力機構、内藤です。

コメントの趣旨は承知しました。記載については、少し検討させていただきたいと思います。

○有吉チーム員 よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

最後に御説明いただいた技術的能力なんですけれども、これは、審査指針、技術的能力の審査指針があるもので、上に対する説明ということで書いていただいているんですけど、これは申請書上はどのような形で反映されますか。

この説明だと、中身としては分かったんですけれども、申請書の中にどのようにこれを位置づけられるのかなというのが見えませんが、どのように今のところお考えですか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

例えば4ページ、じゃない、ごめんなさい。3ページを見ていただくと、1.設計及び工事のための組織という形で回答を記載しています。この1.がそのまま添付書類五の1.に該当する形になります。

同じように、4ページの下側に行きますと、5.とありますけれども、5.の運転及び保守のための組織、この文章が添付書類五に記載される形になるということです。

\*で飛ばしている細かい部分、詳細な部分が、基本的には保安規定ベースの話になってくるので、添付書類五には1.それから5.に記載した内容、それから、\*については、ほかの資料の別紙と同じような形で、それを詳細に解説したものという形でこのまとめ資料は整理しています。

○片野チーム員 分かりました。ありがとうございます。そうすると、添付書類五ということで、そちらの技術的能力のほうにこの内容を記載していただくということで理解いたしました。ありがとうございます。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

本日、まとめ資料に基づいて指摘事項等の回答をしていただいたんですけれども、幾つか指摘がまた出ましたけれども、JAEA側から何か確認しておきたいこと等ございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本ですけれども、原子力機構側からは特にございません。

○山中委員 加えて、規制庁のほうから何か改めて発言しておくこと、ございますか、よろしいですか。

それでは、JAEAにおかれましては、審査チームから本日指摘された事項を踏まえて、適切に対応を今後いただければと思います。よろしくお願いいたします。

そのほかなければ、本日予定していた議題は以上となります。

以上をもちまして第451回審査会合を終了いたします。