

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第305回

令和元年10月7日（月）

原子力規制委員会

（注：この議事録の発言内容については、発言者のチェックを受けたものではありません。）

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第305回 議事録

1. 日時

令和元年10月7日(月) 13:30～15:12

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

山中 伸介 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

山形 浩史 新基準適合性審査チーム チーム長

小野 祐二 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

細野 行夫 新基準適合性審査チーム員

田中 裕文 新基準適合性審査チーム員

有吉 昌彦 新基準適合性審査チーム員

小舞 正文 新基準適合性審査チーム員

堀内 英伯 新基準適合性審査チーム員

内海 賢一 新基準適合性審査チーム員

佐々木 研治 技術参与(新基準適合性審査チーム)

山本 敏久 技術基盤グループ システム安全研究部門 上席技術研究調査官

石津 朋子 技術基盤グループ システム安全研究部門 主任技術研究調査官

井上 正明 技術基盤グループ システム安全研究部門 技術研究調査官

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

吉田 昌宏 大洗研究所 高速実験炉部 部長

高松 操 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 課長

前田 茂貴 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 課長

山本 雅也 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 マネージャー

齋藤 拓人 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査
権代 陽嗣 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
曾我 知則 安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室 技術主幹

4. 議題

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

5. 配付資料

- 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」）第 1 2 条（安全施設）に係る説明書（その 3：第 1 2 条第 3～6 項）
- 資料 1 - 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）に係る説明書（その 1：第 4 条第 1、2 項）
- 資料 1 - 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 5 条（1 次冷却系統設備）に係る説明書
- 資料 1 - 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 1 2 条（安全施設）に係る説明書（その 1：第 1 2 条第 1 項）
- 資料 1 - 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 1 2 条（安全施設）に係る説明書（その 2：第 1 2 条第 2 項）
- 資料 1 - 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 1 3 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）に係る説明書
- 参考（1） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構「常陽」質問管理表

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、第305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させていただきます。

本日の議題は議題1、日本原子力研究開発機構の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））に対する新規制基準適合性についてであります。

議題1では、「常陽」の新規制基準適合性審査について、前回の指摘に対する回答のほか、設置許可基準第4条、第12条第3項～第6項及び第55条に関する説明がある予定です。

それでは原子炉機構から議題1について、説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

設置許可基準規則第12条（安全施設）の第3項～第6項への適合性につきまして、資料1-1に基づき御説明いたします。

まず資料1-1を1枚めくっていただきまして、右下、通しページの1ページに目次を示してございます。

説明内容は1.の要求事項の整理、2.要求事項への適合性でございまして、適合性説明において、随時別紙1～別紙4に基づいて説明を補足いたします。

3ページを御覧ください。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。

第12条は、第1項～第6項までございますが、本資料は第3項の環境条件、第4項の試験検査、第5項の飛散物、第6項の共用・接続を対象にしたものでございます。

5ページをお願いいたします。2.の要求事項への適合性について、2.1に安全設計の方針を示してございます。(1)～(3)の基本的方針のもと、安全設計を行い、設置許可基準規則に適合する設計とすることとしております。

まず(1)は環境条件に関する設計、(2)は試験または検査に関する設計、(3)は飛散物及び共用または相互接続に関する設計の基本方針を示してございます。それぞれの具体的な設計につきまして、別紙1～別紙4で御説明いたします。

まず14ページの別紙1をお願いいたします。

14ページから1枚めくっていただきまして、15ページに主な環境条件の想定を記載してございます。一番上の最初の文章ですが、安全施設の設計におきましては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、中性子照射量等の環境条件を想定することとしてございます。

なお、炉心の変更に伴いまして、原子炉熱出力及び原子炉出口冷却材温度を低下させて

おり、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故時における炉心の温度は既許可に包絡されるということでございますので、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリ等の設計温度や圧力等の変更を必要とするものではなく、安全施設は既許可のとおり設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるとしております。

具体的な環境条件の想定は、こちらの温度、圧力、中性子照射量に示すとおりでございます。

次に17ページの別紙2をお願いいたします。

17ページの最初の文章ですが、まず安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計することとしております。安全機能の重要度の高いものとしましては、「実用発電炉規則の解釈」を参考にしまして、こちらの17ページに記載の、11の安全機能を対象としてございます。

これらの安全施設における試験または検査の方法等を18ページ～20ページの第1表に示してございます。

この表の左側から安全機能、その右に当該機能を有する構築物、系統又は機器、その右に関連系、一番右側には試験又は検査の方法を示してございます。全ての機能についての説明は割愛させていただきますが、一例としまして19ページの上から3番目の工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能に関しましては、構築物、系統又は機器としまして原子炉保護系、関連系としまして計装類がございまして、これらについては表の一番右の欄に記載のとおり、施設定期検査又は施設定期自主検査として原子炉起動前に設定値確認検査及び作動検査を実施しております。

また多重化した系統及び機器にあつては各々が独立した試験又は検査が可能な設計としてございます。また原子炉運転中にあつても、緊急遮断のための性能検査として原子炉保護系の動作要素の設定値の確認を実施できるように措置をしてございます。

ほかの安全機能についても同様に、試験または検査について表に整理して記載してございます。

次に21ページをお願いいたします。21ページには参考といたしまして、[実用発電炉規則の解釈]において、その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない安全施設と要求事故と、その表の一番右側

には該当する「常陽」の安全機能を比較して示してございます。「常陽」に該当する安全施設があるものにつきましては、試験または検査ができる設計としているということ、こちらの表で整理をしてございます。

続きまして23ページの別紙3をお願いいたします。こちらには安全施設に対する飛散物の考慮について示してございます。

試験研究炉でございます「常陽」は、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管、大型回転機器、可燃性ガスを有していないという特徴がございます。また、重量機器の落下につきましては、二次的影響も考慮しまして、安全施設の安全機能を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えることを、これらの機器の設計、製作、品質管理、運転管理において十分に考慮することとしておりまして、具体的には地震によるクレーン等の落下を防止してございます。

また「常陽」はナトリウム冷却高速炉でございます、冷却材であるナトリウムの特性から原子炉冷却材バウンダリの圧力は低く、原子炉冷却材バウンダリを構成する弁や配管の破損に起因して、飛散物が発生する可能性は十分に小さいものでございます。

「常陽」では飛散物が生じた場合にあっては、安全機能を損なわないように配置する設計とすることを基本方針としてございますが、今申し上げましたとおり、具体的に対象とする構築物、系統及び機器を有していないということでございます。

本ページの下枠内には、参考といたしまして、発電炉において想定されている飛散物を記載してございます。

25ページの別紙4をお願いいたします。

25ページには安全施設の供用又は相互接続について示してございます。「常陽」では実用発電炉規則及びその解釈を参考としまして、重要安全施設については、ほかの原子炉施設等と供用又は相互に接続しないものとしております。

また、重要安全施設以外の安全施設につきましても、ほかの原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本としてございますが、以下のこちらのぽつの3点につきましては、ほかの原子炉施設等と共用又は相互に接続するものとしております。

まず最初のぽつですが、放射性物質の貯蔵機能のうち、液体廃棄物貯蔵設備の一部について、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用しますが、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものでありまして、共用によって原子炉施設の運転時の異常な過渡変化時、及び設計基準事故時において必要とされる安全機能が阻害されることはな

いというふうに評価してございます。

二つ目のぽつですが、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、放射線管理施設の一部の屋外管理用モニタリングポストについて、大洗研究所で共用しておりますが、こちらは周辺監視区域の境界付近における放射線量監視、測定並びに設計基準事故における迅速な対応のために必要な情報を取得して発信、共有するものであって、共用によって安全機能が阻害されることはないというふうに評価をしてございます。

最後ですが、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、通信連絡設備の一部について大洗研究所で共用しておりますが、こちらは敷地内にいる従業員及び見学者に対して避難指示等の必要な指示を行うための設備でございまして、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線として使用するものでございますので、共用によって安全機能が阻害されることはないというふうに評価をしてございます。

もう一度12ページに戻っていただきまして、最後に全体のまとめといたしまして、第12条第3項～第6項への適合性の説明を12ページに記載してございます。

現申請の適合のための設計方針の記載に加えまして、内容を補足・補正すべきと考えて追記した箇所を朱記、赤色の文字で示してございます。第3項につきましては、具体的な環境条件として温度、圧力、中性子照射量等を追記してございます。それから第5項につきましては規則解釈への適合性としまして、先ほど別紙3で説明しました具体的な飛散物の想定を追記してございまして、これらの朱記については次回の補正で反映するという事を考えてございます。

本資料の説明は、以上でございます。

○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。

○佐々木技術参与 規制庁の佐々木ですけれども、私は別紙1のページ15ページの中性子照射量について質問をしたいと思います。

一応中性子照射量ということで示されていますけれども、解析条件の確認ということで、まず炉心から漏れ出す中性子についての条件として、どういう炉心のどういう燃焼状態で評価したかということが一つ。

それから「常陽」につきましては、MK-I、MK-II、MK-IIIで今回MK-IVということで、炉心出力とか炉心構成はいろいろ変わってきているわけですがけれども、その照射履歴がどうなっているかというところが2点。

特にMK-IIからMK-IIIについては、一応炉心構成要素の中性子遮へい体がステンレス鋼の遮へい体から炭化ホウ素（ B_4C ）に変更されたというふうに聞いていますので、そこら辺りについて報告いただきたいということ。

それから3点目に、「常陽」は炉内燃料貯蔵ラックを使用しているということで、一応炉心から漏えいする中性子によって、そのラック中にある燃料がそこで核分裂を起こして照射量が原子炉の照射に寄与するということがあると思うんですけども、その中性子の寄与割合について説明願いたいということです。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） まず御指摘の1点目ですけれども、どのような炉心でどのような条件で中性子束を評価したかということで、まずこの15ページの原子炉容器の 1×10^{20} という値につきましては、これは設計の中性子照射量でございます。設計寿命推定量の 8×10^{18} 、こちらが「常陽」の寿命末期における中性子照射量の計算値ということでございます。

この計算値、どのような条件かといいますと、こちらMK-IIIの設工認の際に記載したものでございまして、こちらのMK-IからMK-IIまでは炉心に基づく実績値、それからMK-IIIにおきましては、その後の運転期間を踏まえた評価をしてございます。炉心につきましては、新燃料がラックに入っているという条件で、最も厳しくなる条件でMK-IIIでは計算をしているということでございます。

それからMK-IIからMK-IIIに移行するに当たりまして、9列、10列のステンレス鋼、 B_4C （ビーフォーシー）の遮へい集合体に置換しているということがございますので、MK-IIIの中性子照射量についてはそういった遮へい体の効果、遮へい体の遮へい機能を考慮して計算したものでございます。

それから最後にラック中の核分裂と炉心から漏えいする核分裂の寄与割合ですけれども、これについては具体的な数値、今持ち合わせてございませんので、また次回以降の審査会合で御回答させていただきたいというふうに考えます。

○佐々木技術参与 規制庁の佐々木ですけれども、これらについては今後の評価で非常に重要になるので、今後次回以降定量的に説明していただきたいと思いますので、よろしくお願ひします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） はい、承知いたしました。

全ての三つの質問に対して、定量的に次回以降の審査会合で、回答をさせていただきます

す。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。どうぞ。

○山本上席研究調査官 規制庁、山本です。

今の佐々木の指摘に追加に当たるんですけども、一応計算使われているというのは、計算上の話で、例えば一番理想的には性能試験のときに、実際に計算が合っているかどうかの確認するのが理想的なんですけど、そうでない場合でも過去にいろいろ遮へい実験を随分やられていて、特にJASPER計画ですか、遮へい関係の国際協力とか、あるいはMK-I、MK-II時代でもやはりそういう試験をされていると思うんですけど、それと比べて評価されている結果がどの程度信頼できるものかという数字をお持ちかと思しますので、それを御説明いただければなと思っている次第です。

○日本原子力研究開発機構（前田課長） 原子力機構の前田でございます。

今の御質問なんですけれども、承知いたしました。MK-IIの炉心が運転する直前に、サーベイランス試験集合体ということで、一応炉心の中から炉容器外まで測定試験を行っておりまして、その結果をもとに定期的な評価においては、その実測値と計算値の差も考慮して、実際今の現状の推定値及び、今寿命末期での予測値というのは評価をしておりますので、そちらのほうは示させていただきます。

あとMK-IIからMK-III炉心につきましては、御指摘のとおり最外周の9列、10列に遮へい集合体をまいております。実際MK-IIからMK-IIIは出力が1.4倍で、これに伴って中性子束が1.3倍に上がっておりますが、遮へい集合体の装荷に伴いまして、炉内貯蔵ラック、要は遮へい集合体の外側のところでは、中性子束がMK-IIからMK-IIIでは約3分の1に減っております。

今回はMK-IV炉心になったということで、そのまま炉心構成は大きく変わらず、遮へい集合体まかれたままで、出力だけが下がるということになりますので、MK-IV炉心ももちろんMK-IIを下回るというようなのが現状でございます。さらにMK-IIIでも測定を行っておりますので、それら全部踏まえて、定量的な評価として次回以降回答させていただきたいと思っております。

○山本上席研究調査官 規制庁山本です。

どうぞよろしく願いいたします。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○内海チーム員 規制庁、内海です。

別紙2の関係でちょっとお伺いしたいんですけども、別紙2のp18の表なんですけど、ここに書いてある1次系のバウンダリのこれ、内管のほうなんですけど、内管についてはこれ記載を見ますと検査孔にて検査すると書いてあるんですけど、具体的に検査、検査孔を使うということで、実際内管のどれぐらいの範囲で検査がきちんとできるのかなということと、あとどれぐらいの内管の異常がわかるのか、精度的なところなんですけど、そのこの2点、教えていただいてよろしいですか。

○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。

内管の検査なんですけども、基本的には同じ文の二つ目、ナトリウム漏えいがないことをもって検査をしているというところになってございます。ある部分については窓があるので、窓によってその健全性を外観で確認しているというような形なので、トータルとしては二重配管もあって、漏えいがないことをもって確認。それから部分、部分については外表面に損傷がないことを確認しているというようになるところになります。

以上です。

○山中委員 はい。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

12条に対する要求としてはそれでいいのかもしれないと思います。ただ、こちら関心があるのは、この先53条の話になってきて、配管等の破損によって冷却材漏えい、液位喪失というパスがあるんですけど、それに対して例えばこれまでの議論で言えば高速炉でエルボ部分ですか、そこが代表的に疲労か、あるいは何かで漏えいすると。そのときに4分1dIで表面経過があるという想定になっていましたけど、その辺りは実際にどういう検査をしているのかというのを知りたいんです。だから、12条の話から少しそれるかもしれませんが、今後をにらんで、その検査の範囲と精度というのを回答していただきたいと思います。大丈夫でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） すみません、了解しました。次回以降に用意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。

○内海チーム員 規制庁、内海です。

同じ別紙2の続きで1点お伺いしたいんですけど、同じ18ページの下のところ、1次系の冷却材漏えいの低減機能というところがありますけど、ここの構築物の中でリークジャケットとそれから逆止弁がありますけど、この二つに関しまして具体的にどういう検査を

して、この左側の漏えいの低減機能というのをしっかりと確認する予定なのかというのも一つ教えていただきたいですけれども、よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） リークジャケットについては、いわゆる配管の外観と同じ形になりますので、基本的には中の漏えい検査がここ書いていませんけども、切る前に、漏えい検知器の検知機能、動作をもって確認しているというようなところになっていますので、ダイレクトにそのものを確認しているものではないという形にはなりません。

○内海チーム員 規制庁、内海です。

わかりました。じゃあそういったところをしっかりとどういう検査をして、リークジャケット、しっかりと健全性が担保できるんですよというところは、資料に追記していただきたいと思います。よろしくをお願いします。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） はい。了解しました。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

この辺り、「もんじゅ」のガードベッセルでも似たような議論があったかと思うんですけど、なかなか検査はできないとか、しづらいですよ。実際に「もんじゅ」の場合だったと記憶しているのは、解放容器で応力もそんなにかからないからと、いろいろ説明していたと思うんですけど、「常陽」のリークジャケットはどうなのか。実際にこれたしか予熱系のパスになっていましたか。そういったところで何かそういうのを使って検査できるのか、何か心配すべきことがあるのかといったことを丁寧に説明してほしいということなんです。

それから逆止弁。逆止弁は検査のしようがないのかなといったところで、この辺りもどうしましょうという話になるんですけど、何かお考えというのはないでしょうか。今日別にこの場で全て答えをする必要はないんですけど、少しその辺りをできる、できない、なるべくやってやる。なるべく心配事を解消しているというレベルかもしれませんが、それを丁寧に説明していただきたいんです。

○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。

まず前者の件については、リークジャケット、それから配管の外観については我々中にいわゆる予熱室素系の窒素ガスを流しています。その圧力というところも見ていますので、要は健全であるということ自体は、運用の中では確認している。ただしそれが検査項目として一つとしてあるかといえば、それは該当はしていないので、今お答えはしませんでし

たけれども、運用として壊れていないことは確認できている。

それから逆止弁については今おっしゃるとおりで、具体的な検査の項目というのはありません。こちらもある意味流れたらふたがあいて、止まったら閉まるというような動きでしかないので、そういう意味で簡易な構造をしているというふうなところで、対応できるのかなというふうに思っているというところでは。

なので、その辺りをまとめるような形で次回以降、御提示したいと思いますので、よろしく申し上げます。

○有吉チーム員 説明、よろしく申し上げます。

できれば結果の検査は、その辺りもできるものがあるのかどうかといったところも含めて回答お願いいたします。

○山中委員 そのほかいかがでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは引き続き資料の説明、お願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

引き続きまして資料1-2に基づきまして、設置許可基準規則第4条の（地震による損傷の防止）の第1項及び第2項への適合性について御説明いたします。

まず資料1-2を1枚めくっていただきまして、右下通しページの1ページに目次を示してございます。

説明内容は1. 要求事項の整理、2.1耐震設計の基本方針、2.2耐震重要度分類、2.3要求事項への適合性でございます。

3ページをお願いいたします。こちら第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。

第4条は、第1項～第4項までございますが、本資料は第1項及び第2項の耐震重要度分類を対象にしたものでございます。なお、第3項及び第4項については別途御説明をいたします。

次の4ページをお願いいたします。2.の要求事項への適合性につきまして、まず2.1に耐震設計の基本方針を示しております。（1）には耐震重要度部類を示しております。耐震重要度分類Sクラス、Bクラス、Cクラスの定義を規則解釈と同じ内容で定義してございます。

また、設計に当たりましては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとしております。

(2) には耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合にも、設置圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置することを記載してございます。

(3) にはSクラス施設の耐震設計の方針。

(4) にはBクラス施設の耐震設計の方針。

(5) にはCクラス施設の耐震設計の方針を示してございます。

また、最後に(6)には、耐震重要施設が耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの、波及的影響によってその安全機能を損なわないように設計することを記載してございます。

次の5ページをお願いいたします。

2.2に耐震重要度分類を示してございまして、2.2.1に分類の方法に係る考え方としまして、原子炉施設における設備機器等の耐震重要度分類は、試験炉設置許可基準規則の解釈及び同別記1、試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方に基づき分類することを示してございます。

耐震重要度分類の考え方と耐震Sクラス施設及び耐震Bクラス施設の構造概要について、16ページの別紙2で御説明いたします。

16ページを1枚めくっていただきまして、17ページをお願いいたします。

2.に、施設全体としての耐震重要度分類を示してございまして、試験炉設置許可基準規則の解釈及び同別記1の試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方に基づく施設全体としての耐震重要度分類の決定フローを、次の18ページの第2.1図に示してございます。

「常陽」は、停止機能、冷却機能、閉じ込め機能が全て失われた状態を想定した場合には、一般公衆に対する放射線影響の程度が大きく、Sクラス及びBクラス対象設備機器等の検討が必要な試験研究用等原子炉施設に分類をしてございます。

19ページをお願いいたします。3.に耐震Sクラス施設の選定を示してございます。選定は試験炉設置許可基準規則の解釈及び同別記1に示されたプロセスを適用して実施してございます。

その結果といたしまして、こちらの19ページの(i)～(viii)の耐震Sクラス施設を選定してございます。

具体的な選定のプロセスを21ページの第3.1図で御説明いたします。21ページは繰り返しのなりますが、試験炉の設置許可基準規則の解釈の別記1に基づいて実施したものでご

ざいまして、停止機能喪失、冷却機能喪失、閉じ込め機能喪失の順で、耐震重要度機能喪失させたものとして、耐震重要度Sクラスを選定したプロセスとその結果を示してごさいます。

まず停止機能を喪失しますと、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがありますので、右上の青字に示しております停止機能は、耐震Sクラスに分類してごさいます。次に冷却機能を喪失しましても、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるため、冷却機能のうち、右上の青字に示しております原子炉冷却材バウンダリを構成する機器配管系及び原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設、これらを耐震Sクラスに選定してごさいます。

さらにその1%燃料破損を想定しますと、閉じ込め機能を喪失しても過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるため、閉じ込め機能のうち右上の青字に示しております原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管系、こちらを耐震Sクラスに選定してごさいます。「常陽」はこれらの耐震Sクラス施設によりまして、5mSvを超える過度の放射線被ばくを防止できる設計としてごさいます。

次に22ページをお願いいたします。こちらは機能喪失の順番を変えてごさいまして、停止機能喪失、閉じ込め機能喪失、冷却機能喪失の順で耐震重要度Sクラスを選定したプロセスとその結果を示してごさいます。

先ほどの21ページの第3.1図と機能喪失の順が異なりますが、選定したSクラス施設については第3.1図と同じでごさいます。

次の23ページをお願いいたします。23ページの第3.3図では、安全性向上の観点で、原子炉発電所耐震設計技術規定等との比較検討からも、耐震Sクラス施設を選定してごさいます。原子力発電所の耐震設計技術規定等と、「常陽」の耐震重要度分類を比較して表に示してごさいますが、本検討に基づいて耐震Sクラスとした施設に下線を引いてごさいます。

一番右側の「常陽」の重要度分類のSクラスの欄ですが、下線を引いた(ii)の使用済燃料を貯蔵するための施設、(v)の原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設、(vi)の原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設、(vii)の放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設を耐震Sクラスに分類してごさいます。

こちらの耐震Bクラスの施設につきましては、後ほど選定結果の表で別途御説明をいたします。

次に6ページをお願いいたします。6ページ～8ページには耐震Sクラス施設、9ページ～10ページにBクラス施設、11ページに耐震Cクラス施設を示してございます。

6ページの表の左から2番目の欄のクラス別施設が先ほど説明した分類でして、その右の主要設備の欄に具体的な設備を記載しております。そのほかに補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物、波及的影響を考慮すべき設備を表に整理して示してございます。

全ての設備についての説明は割愛させていただきますが、一例としまして、(i)の原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系では、主要設備は原子炉容器の本体、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁でございます。直接支持構造物としましては、機器・配管等の支持構造物、間接支持構造物として原子炉建物、原子炉附属建物、波及的影響を考慮すべき設備として、格納容器内の旋回式天井クレーン、燃料出入機、それらを選定してございます。その他の耐震Sクラス施設についても同様に整理して、表に記載してございます。

次の7ページをお願いいたします。こちら(iv)の原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設、波及的影響を考慮すべき設備に赤字で主冷却系建物の抑止杭を追記してございます。これは昨年の審査会合におきまして、抑止杭の耐震重要度の明確化に関する御指摘がございましたので、こちらを踏まえまして耐震重要度分類においてSs機能維持を明確化するために、現申請の重要度分類の補正として追記したものでございます。

9ページをお願いいたします。9ページは耐震Bクラスの重要度分類でして、上から(i)で1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設。(ii)の2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設、(iii)で原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系、(iv)で放射性廃棄物を内蔵している施設。

10ページに行きまして、(v)の放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設でSクラス以外の施設、(vi)の使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設。(vii)の使用済燃料を冷却するための施設、(viii)の放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設でSクラス以外の施設、その他を含めましてこれらの(i)～(ix)の施設を耐震B

クラスに分類してございます。

なお、11ページの耐震Cクラスにつきましては、Sクラス及びBクラス以外の施設としてございます。

次に24ページをお願いいたします。24ページの4.に既許可の旧分類と新分類との対応について示しております。

まず29ページの第4.1図で、全体概要を御説明させていただきます。29ページの図の左上にございますとおり、旧分類のAsクラスはSクラス、BクラスはBクラス、CクラスはCクラスと分類してございます。

Aクラスの施設につきましては、先ほど御説明しました設置許可基準規則解釈に基づいて分類し、機能喪失により過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備機器等を有する施設をSクラス。過度の放射線被ばくを与えるおそれのない設備機器等を有する施設をBクラスに分類しております。

具体的な分類の結果を下の表に示してございまして、旧分類Aクラスから新分類Bクラスに該当する主な施設は、表の中央に記載しておりまして、バウンダリから隔離された1次系施設、バウンダリから隔離された2次系施設、カバーガスバウンダリを構成する回転プラグ、遮へい機能を支持する安全容器及び遮へいコンクリート冷却系、第1、第2使用済燃料貯蔵建物の水冷却池及び貯蔵ラック、主排気筒及び非常用ガス処理装置、これらが旧分類でSクラスであったものを新分類でBクラスに分類した主な施設でございます。

なお、備考欄には耐震Bクラスに分類したもののうち、BDBAの資機材としているものについては、発電炉の設置許可基準規則を最新知見としまして、基準地震動による地震力に対して機能喪失しないように整備するということを記載してございます。

ページが戻りまして恐縮ですが、24ページで分類の評価の概要について御説明いたします。

まず4.1は一時冷却系に関するものでございまして、こちらの機能を喪失しましても冷却機能が維持されまして、被ばく評価も設計基準事故の一時冷却材漏えい事故に包絡されることから、Bクラスに分類してございます。

4.2は二次冷却系に関するものでございまして、こちらも1次系と同様に当該機能を喪失しても冷却機能が維持されますので、Bクラスに分類してございます。

4.3は原子炉カバーガス等のバウンダリに関するものでございまして、こちらの機能を喪失しましても、その影響が設計基準事故の1次アルゴンガス漏えい事故に包絡されるこ

とから、Bクラスに分類してございます。

4.4は安全容器の遮へい機能についてですが、当該機能を喪失しても炉心の健全性及び所有な遮へい機能が維持されますので、こちらも耐震Bクラスに分類してございます。

それから4.5の使用済燃料を貯蔵するための施設でSクラス以外の施設、及び4.6の放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設でSクラス以外の施設につきましては、それぞれ当該機能を喪失した条件で被ばく評価を行っております。

被ばく評価の結果、こちらの26ページ及び27ページの実効線量評価結果に記載のとおり、敷地境界外における実効線量は5mSvを下回る結果でございますので、これらを耐震Bクラスに分類してございます。

続きまして28ページをお願いいたします。28ページには設計基準事故等耐震重要度分類評価用の被ばく評価の条件を比較して示してございまして、表中の下線部が各評価で条件が異なる箇所です。

設計基準事故では、主排気筒及び非常用換気設備のフィルタを考慮して評価しておりますが、耐震重要度分類用の評価では、当該機能を喪失させる条件とすることから、表中に示しておりますとおり、大気中へ移行した放射性物質の100%が、地上から直接放出される条件として評価を実施しております。

その結果といたしまして、26ページ、27ページに示しましたとおり、実効線量が5mSvを下回るということを確認してございます。

次に31ページをお願いいたします。31ページには旧分類Aクラス施設のうち、新分類Bクラス施設としたものの、安全機能の重要度分類を示してございます。32ページ以降には耐震Sクラス及び耐震Bクラス施設の構造概要を示してございますので、必要に応じて御参照をお願いいたします。

本資料の説明については、以上でございます。

○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。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

順番に行きますと、7ページ辺りです。一応この辺りはSクラスに一通り重要なものが選定されているというので、これはよろしいのかなとは思いますが、全般的に例えば3ページですか。5mSvといいながら、この同じ条項にナトリウム冷却型高速炉の設計の特徴をよく踏まえて、耐震分類を設定するといったところがあって、これをどういうふう

考えるかといったところが、今回の議論のポイントだろうと思います。特に耐震分類で旧AクラスからBクラスに落としたものというのがあって、これについてはいろいろ慎重に確認したいとも考えております。

具体的に言っていきますと、31ページで项目的に追っていきますけれど、一番最初の例えば1次の純化系、オーバーフロー系、充填ドレン系といったものをBクラスに落としていますけど、ということは基準地震動クラスの大きな地震があったときに、これは確率1で壊れると、考え方としてはこういうふうになると。

そうすると、ナトリウムとか放射性物質が減衰なしの条件で格納容器の雰囲気にはほうり出されると。この辺り今の設計基準事故はたしか二重管で保持されて、冷却期間を置いて燃焼するという事になっているんで、そのほうり出されるという観点からすると、厳しい条件になるのかなという気がする。

ここで結果的に格納容器の中が窒素であれば火災には至らないので、放射性物質等が出ていかないといったようなことになる。そうすると気になるのは前も言ったけど、いわゆる窒素ガス雰囲気、維持機能というのが耐震でどうなるのかといったところが気になる。今回の耐震区分の整理表を見ると、「格納容器」という項目はあるんだけど、どうも窒素ガス維持ということに関して何も記載がないといったところで、これは確認する必要があると考えております。

それからやはりこういう大きな地震のときに、炉心は損傷しなかった。格納容器も無事であった。しかし内部でナトリウムが漏れいしている。しかも放射性物質も含まれているといった事態をどう考えるかといったところが、これ慎重に考える必要があると考えておりました。火災のリスクといったところも含めて、議論する必要があると思いますので、これがどういう事態になるかというのは丁寧に説明していただきたい。

それから同じくですけど、2次ナトリウム純化系、補助冷却系、充填ドレン系といったところが、これが耐震Bに落とすといっていますけど、こちらのほうは空気雰囲気なので、大きな地震があると確率1で火災になるという話になる。火災防護の観点からこれがいいのかといったところが疑問です。

さらに言えば、「もんじゅ」の経験で、2次系漏れいで緊急ドレンといったところを上位ドレン化を検討しているはずなんですけれど、それでダンプタンクがSクラスでなくてBクラス、大きな地震で壊れていますといったのは、これは何なのかといったことを、こちらとしては確認したい。気になるということです。

まずナトリウム系は以上ですけど、何か補足の説明等はございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

今冒頭1次系ナトリウム、御指摘ございましたとおり、Bクラスでナトリウムが格納容器内に機器が破損した場合には漏えいするという事になるということで、ただ一方でその場合は運転中であれば、格納容器の床下は窒素ガス雰囲気になってございますので、こちらはその窒素ガスによって、ナトリウムの燃焼が抑制されるということになります。

その後、窒素ガス雰囲気の維持をどう考えるのか。今冒頭御指摘ございましたとおり、窒素ガスの雰囲気調整系につきましては耐震施設に設定してございませぬので、その後の事象進展がどういう事態になるのかというのを丁寧に説明をさせていただいて、どういうところを5mSv以下にするために守ればいいのかというところを、次回以降資料に記載して説明をさせていただきたいというふうに考えます。

それから後、もう一つ御指摘ございましたとおり、こちらはそういった事象につきましては、5mSv以下というところと、あとはナトリウムの燃焼による火災は、第8条の火災防護でどう考えるのかというところがあると考えますので、そちらは第8条の火災防護との関係を踏まえて、2次系のナトリウム漏えいを含めてですけれども、第8条の火災防護との関係も踏まえて御説明させていただきたいというふうに考えます。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。それではその辺り説明のほう、よろしくお願ひします。

続きまして、今度回転プラグなんですけれども、回転プラグを旧AクラスからBに落とすということなんです、こちらのほうは原子炉停止機能が影響するんじゃないか。だから回転プラグの上には炉心常備機構が搭載されていて、制御棒駆動機構が搭載されている。スクラム電磁石辺りは回転プラグの上ですか。スクラム関係するような駆動軸みたいなものは、炉心上部機構の中にある。

そういったものがBとしてしまうと、じゃあ炉停止系は、炉停止機能はどうなるんだ。Sクラスではないのかといった疑問が出ますので、この辺りもこれは疑問が多い。すぐには納得できないということです。

それから安全容器と遮へいコンクリートです。この辺りは結論から言うとSクラスに戻すといっているんで、実害はないかもしれませんが、原子炉容器の外側に、要するに遮へい体ブロックがあるということですから、考え方としてはこれがBに落として、これも

原子炉容器に悪影響があるとしたら、これも許容できるものではないというふうに思います。

この2点について、何か補足がありましたらどうぞ。

○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。

まずは回転プラグの件なんですけども、支持構造物としての取り扱いはまた別でして、例えば6ページを見ていただいて、要は支持構造物は当然細かくは書いていないんですけども、Sクラスの3番目が先ほどおっしゃっていた原子炉停止系の話になります。列で行きますと左から1、2、3、4、5に直接支持構造物というものがあって、支持構造物としての性能は担保しなければいけないので、先ほど御懸念いただいたようなものに関しては、支持構造物としての機能は、当然機能に影響を与えないように持たすというような設計になります。

ここで言っているのは、あくまでも遮へい機能と閉じ込め機能というような観点で、最終的には5mSvというような基準に対して、格納容器があれば大丈夫だということになっているので、今はBになっているというものになります。なので、基本的には先ほどからもありましたけども、今後のいわゆるBDBAの世界の中でのSs機能維持という話、それから支持構造物として、それから波及的影響としてというような形になりますので、単純にBだから全部壊れるというものではないのかなとは思っていますので、その辺りもまとめて整理させていただきたいとは思っています。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

じゃあ回転プラグのところは言えなかったんですけど、一応耐震性はきちんと評価するということですね。

実はそれについても一つ違和感が強いのが、カバーガス。原子炉カバーガス系が従来からBであったということが非常に気になっていて、そうするとこれも基準地震動クラスで確率1で壊れるのかと。何となくリスクがあるんじゃないかという漠然とした思いがあって、いろいろ考えているんですけど、カバーガスが漏えいする分については確かに設計基準上に評価されています。

リークインしないのかと思ったりもするんです。リークインしたときに、多分微正圧ということをおっしゃられるかもしれないけれど、アルゴンガス供給系統、恐らくCクラスだろうし、アルゴンガス供給系でガスがなくなったら、そんな大地震のときには、すぐに

頼んでもアルゴンガス来ないでしょうと。どこまでほうっておいていいんだろうとも思ったりするわけで、どうもこのカバーガス系がBクラスというのが、非常に疑問が大きいと思います。それも含めてお答えをいただきたいということなのですが、よろしく願いします。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 了解です。

まずは、基本的には今回のAs、B、C評価が、先ほど有吉さんからもお話ありましたけども、5mSv行くか行かないか、壊してみてもどうかというところを基準に、仕分けをしてございます。

なので、ここは明確な基準があるところなので、むやみやたらに保守的に持っていくという発想ではなくて、グレーデッドアプローチの話もありますけども、そのリスクに応じた重要度分類をするというところを考えて対応しているものになります。なのでそれも踏まえて、先ほどの話で火災もあるでしょう。いろいろ話もありますので、いろいろ交える中で議論させていただければなと思いますので、よろしく願いします。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

整理のほう、よろしく願いします。

また続けて第1、第2使用済燃料貯蔵建物なんですけれど、これは説明の中で十分な冷却期間を置いているからということで、その冷却性という観点では理解できるような気もするんですけど、この書き方気になっていて、水冷却域も耐震Bだと。そうすると基準地震動クラスで冷却域で壊れるのかと、水が漏れるのかと。遮へいはどうなるかな。これ大規模損壊の話かもしれませんけれど、少しこの辺りは慎重に議論したいなと思っております。

それから主排気筒と非常用ガス処理装置、この資料の7ページを見ていただくと、主排気筒が波及的影響ということで、Sクラスに読めたんです。だから主排気筒はSなのか、Bなのかどっちかというのがよくわからないんですけど、結局どっちなんですか。

○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。

まず主排気筒の機能としてはBです。今主排気筒がSクラスのところに入っているのは、波及的影響を考慮すべき設備という観点で、格納容器の欄に書いてありますけども、格納容器の上に倒れると当然閉じ込め機能を失ってしまうので、格納容器の上に倒れてはだめだというような意味で、主排気筒が波及的影響を考慮すべき設備に入っているというものになります。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

その説明は理解できるかなとは思いますが、それでは前段のナトリウム系とか、いろいろ申しましたけれど、それについて丁寧な説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 了解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。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（山本マネージャー） それでは引き続きまして原子力機構の山本です。

資料1-3に基づきまして、設置許可基準規則の第55条の一次冷却系統設備の適合性について御説明いたします。

まず資料1-3、1枚めくっていただきまして、右下通しページの1ページに目次を示してございます。

説明内容は1.の要求事項の整理、2.要求事項への適合性でございまして、適合性設備において随時別紙1～別紙6に基づいて説明を補足いたします。

3ページをお願いいたします。第1.1表には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。

適合性について4ページ以降で御説明いたします。まず2.の要求事項への適合性について、4ページの2.1に原子炉容器、それから7ページの2.2に回転プラグ、それ以降2.3に炉心構造物、2.4に1次主冷却系、2.5に1次アルゴンガス系、2.6にナトリウム予熱設備の安全設計を示しておりますので、順を追って御説明させていただきます。

こちらの2.2の要求事項への適合性の内容につきましては、申請書の添付書類八の記載と同じですので、詳細につきましては割愛させていただきますが、概要のみ説明させていただきます。

6ページをお願いいたします。6ページには原子炉容器の構造を示してございます。主仕様は5ページに記載のとおり、材料はオーステナイト系ステンレス鋼、全高が10m、胴内径約3.6mで、下部に入口の配管ノズル、上部に出口配管ノズルを設置してございます。

9ページをお願いいたします。9ページには回転プラグの構造を示してございます。回転プラグは大回転プラグ及び小回転プラグで構成されまして、原子炉容器の上部に設置されております。

主仕様は8ページに記載のとおり、厚さ約2,500mmで主要材料はステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイトでございます。回転プラグ内には10ページの炉心上部機構を設置しております。

13ページをお願いいたします。13ページには炉心構造物の構造を示してございまして、炉心支持盤に炉心燃料集合体等の炉心構成要素が据えつけられるものでございます。炉心支持盤の下部には高圧プレナム及び低圧プレナムがございまして、炉心構成要素の冷却材流路を構成しております。

次に14ページをお願いいたします。14ページには一次主冷却系の主仕様を示してございまして、ループ数は2回路、1ループ当たりの流量は約1,350t/h、原子炉出口温度約456℃、入口温度350℃でございます。一次主冷却系にはこの17ページに示してございまして主中間熱交換器を2基、18ページに示してございまして一次主循環ポンプを2基、設置してございまして。

次に19ページをお願いいたします。19ページの2.5の1次アルゴンガス系につきましては、後ほど別紙6で御説明いたします。また2.6のナトリウム予熱設備は必要な機器、配管を約150℃に予熱でき、ナトリウムを液体の状態に保つことができる設備としてございます。

次に規則要求に対する各施設の適合性について、別紙で御説明いたします。

26ページの別紙2をお願いいたします。別紙2を1枚めくっていただきまして、27ページの第1図に、原子炉容器内における1次冷却材の流量、流路を示してございまして、第1図は、第13条の設計基準事故の冷却材流路閉塞事故の際にも御説明いたしましたので、詳細は割愛いたしますが、原子炉容器内部構造物の変形、破損等の事象が生じた場合でも、燃料体の流路が閉塞しない設計であることを示してございます。

次の28ページの別紙3が、破壊じん性の考慮についてでございます。

1枚めくっていただきまして、29ページの上の最初の文章ですが、原子炉冷却材バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計することとしております。

まず最初のぽつのとおり、原子炉容器や1次主冷却系等の材料には、オーステナイト系のステンレス鋼を使用してございます。

また2つ目のぽつに示してありますとおり、サーベイランス材を用いまして、中性子照射による材料への影響を確認してございまして、原子炉容器の設計寿命における中性子照射量の推定値、こちら 3.48×10^{19} でございますけれども、こちらを超える中性子照射量に

あっても、原子炉容器等の材料の機械的強度特性は許容値を満足するということを確認してございます。

なお、この 4.16×10^{19} 、表の中の数値でございますけれども、こちらの中性子照射を受けた材料の延性について、この下の表に示してございますとおり、一様伸び、及び破断伸びは10%以上確保できてございまして、そういった寿命を超える中性子照射量を浴びた材料におきましても、十分な破壊じん性を有しているというふうに評価をしております。

次の30ページの別紙4が、二重構造アニュラス部の容積についてでございます。

1枚めくっていただきまして、31ページの最初の文章ですが、まず原子炉冷却材バウンダリについては二重構造としまして、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、ナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を崩壊熱の除去に必要な高さに保持できるものとしてございます。

当該二重構造を32ページの第1図に示してございます。当該二重構造は、赤い炉部の原子炉容器周り、紫色部の1次主冷却系Aループ、青色部の1次主冷却系Bループ及び緑色部の1次補助冷却系に区画化されてございまして、各区画の二重構造アニュラス部の容積は、こちら31ページに記載しておりますが、原子炉容器周り部で約 4m^3 、1次主冷却系Aループ周りで約 6m^3 、1次主冷却系Bループで約 6m^3 、1次補助冷却系で約 1m^3 でございます。

なお、最後の文章にもございますが、通常運転時の液位から約 13m^3 の1次冷却材のインベントリの減少によりまして、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失することになりますが、こちらのアニュラス部二重積分の容積については 13m^3 を十分に下回ってございまして、1次冷却材の液位は崩壊熱の除去に必要な高さに保持できる設計ということでございます。

次の33ページの別紙5が、ナトリウム漏えい検出器の構造及び配置についてでございます。

1枚めくっていただきまして34ページに、接点式のナトリウム漏えい検出器の構造を示してございます。

当該検出器につきましては、この原子炉冷却材バウンダリの二重構造の間隙に設置しており、ナトリウムが検出器に到達しますと、この電極とシース保護管がナトリウムによって短絡されることを利用して検出するものでございます。

次の35ページの第2図には、ナトリウム漏えい検出器の配置を示してございます。35ページが原子炉容器周り及び1次主冷却系ループに関する配置図でございまして、次の36ペ

ージが、1次補助冷却系に関する配置図でございます。いずれも各区画の二重構造の間隙に、複数のナトリウムの漏えい検出器を設置してございまして、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材ナトリウムの漏えいを速やかに、かつ確実に検出できる設計としてございます。

次の37ページの別紙6が、1次主冷却系のカバーガス圧力の制御についてでございます。

1枚めくっていただきまして、38ページに1次アルゴンガス系の概要を示してございます。こちらの設備概要につきましても、第13条の事象想定 of 審査で御説明したものでございますので、詳細は割愛いたしますが、38ページの真ん中の表にございまして、圧力制御を行ってございまして、原子炉カバーガス等のバウンダリから、原子炉カバーガスが漏えいした場合には、微正圧で制御される1次主冷却系カバーガスの圧力は異常に低下します。

このカバーガス圧力の低下及び当該圧力低下に伴う、頻繁な供給弁の動作を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの、原子炉カバーガスの漏えいを検知できる設計としてございます。

最後になりますが、全体のまとめとしまして、55条への適合性の説明を20ページに記載してございます。こちら現申請の適合のための設計方針の記載に加えて、内容を補正すべきと考え、追記した箇所を21ページに朱記で示してございます。

第1項につきましては耐震重要度分類の追記、流路確保に係る設計の詳細化。それから第2項につきましては規則解釈への適合性として、材料、液位確保、ナトリウム漏えい検出に係る設計方針を詳細化してございます。これらの朱記につきましては、次回の補正で反映するという考えでございます。

本資料の説明は、以上でございます。

○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。

○佐々木技術参与 規制庁の佐々木です。

質問については二つありまして、本資料の4ページのところで、下のほうに「有効運転期間20年」という記載があります。もう一つ本資料の29ページのところに、「設計定格出力運転時間13万1,500時間」という記載があるんですけども、13万1,500時間を年換算すると、15年にしかならないんですけども、二つの数字があるのはどういう理由でしょうかということが一つ。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 20年というのは、トータルの期間でござ

ざいまして、稼働率を75%にしてございますので、0.75掛けた時間が13万1,500時間という位置づけでございます。

○佐々木技術参与　そこら辺り、もうちょっと丁寧に記載していただけないでしょうか。

それからもう一つ、原子炉容器の高速中性子照射量の設計条件が1MeV以上という具合になっていて、別紙3では0.1MeV以上で、いろいろ評価をされているんですけども、そこら辺りのいきさつについてあまりはっきりと説明されていないので、今後説明をお願いしたいんですけども、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長）　もともとなんですけども、「常陽」設計当時については、いわゆる高速中性子という分類が1MeV以上だった。その後材料の高温強度の基準をつくるに当たって、そこでは高速中性子の基準が0.1MeV以上になっている。

なので、サーベイランスに関しては、その基準を使っているので、0.1MeV以上の中性子を対象を高速中性子と定義して、その評価をやっています。なので、今「常陽」の中で1MeV、 10^{20} と残っているのは、設計当時の名残と、その高速中性子の区分の名残になるというところにはなります。

今高温材料基準の中でどう取り扱っていくかということ、0.1MeVに下がった分、1桁上がって、 10^{21} 、0.1MeV以上の場合とはというような形で整理をされているというのが現状です。ですので、「常陽」については当時の設計の考え方というところもあるので、1MeVより大きいというところの記載を残しています。一方で、サーベイランスという観点では、今の基準にあわせて0.1MeV以上を使っているというような経緯になります。

以上です。

○佐々木技術参与　規制庁の佐々木です。

そこら辺りについて、今後文書にまとめて記載してほしいというのが、こちらの要望です。いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長）　はい、了解です。

○山中委員　そのほか、いかがですか。

○小舞チーム員　規制庁、小舞です。

4ページ目のところに、原子炉容器の主な設計仕様ということで書いてあるんですけども、ここの中に加熱冷却の速度 $50^{\circ}\text{C}/\text{h}$ というのがあります。

これは高速炉の特徴を考えると、熱過渡をできるだけ緩和したいということで、 $50^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下で運転するようにということなんだとは思いますが、これ以外に熱過渡に関

して、先ほど佐々木のほうからもあったので、ちょっとは関連するかもしれないんですが、そういった熱過渡に関わる制限条項というのは、項目というものはあるんじゃないかと思うんですけど、いかがでしょうか。

○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けども、それ以外にあるとおっしゃっているのは、50℃/hの上げ下げの話以外に、いわゆる設計で見ている1、2、3ではないですけども、過渡のスクラムによるものだとか、そういう回数だとか、そういうようなお話ですか。

○小舞チーム員 そのとおりです。

そのことのスクラム回数とかいろんな過渡回数という話になると、かなり細かい話になるので、設工認以降になるのかもしれませんが、12条の中でも設計条件というか、温度条件、圧力条件、そういうのがあるんですが、そういったものも関係するのではないかというふうに考えまして、質問させていただいた次第です。いかがでしょうか。ここに書くのは適切ではないということですか。

○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。

今お話のあったとおり、運転状態と非常状態とその回数もろもろについては、通常設工認の設計の中で実施するものなので、ここには具体的には書いていないものになります。基準に基づいて当然設工認やれば、その状態をやりなさいというところにはなるので、その部分では出てくるものと思います。

圧力、当然設計圧力云々の話については、先ほど環境条件の話にあったように、その辺りは設定すべきものかなとは思いますが。

例えばめくっていただいて5ページの、項目だけ羅列、型式から始まって材料、全高、胴内径、胴厚さ、高圧プレナム壁厚さ、設計圧力という形になっていて、この辺りで圧力であったり、その二つ下です。設計温度550℃というようなところは、ここで記載させていただいているというような形になっています。

○小舞チーム員 理解しました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。よろしいですか。

それでは残りの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（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

引き続きまして資料1-4、1-5、1-6に基づきまして、規則第12条第1項、第2項、規則第13条への適合性に関しまして、これまでの審査会合でいただいた御指摘に対する回答を御

説明いたします。

なお、これまでの審査会合でのコメント、御指摘に関しましては、参考(1)の資料に整理してございます。

それではまず資料1-4を1枚めくっていただきまして、右下通しページの1ページの目次に、今回の会合における御説明範囲を破線で示してございまして、2.3項の要求事項への適合性説明と、別紙3の安全重要度分類の考え方と安全施設の構造概要に関して回答いたします。

次の2ページをお願いいたします。まず2ページの適合性説明ですが、前回の審査会合におきまして、安全機能重要度分類について具体的な考え方を明確にするように御指摘をいただきましたので、現申請の適合のための設計方針の記載に加えて、補正すべきと考えた内容を、朱記のとおり追記してございます。

追記の概要につきましては、指針類を参考とする際の基本的な考え方を2ページの上側に、PS及びMSの各クラスの定義を2ページ～3ページに。クラス1、2、3の各クラスにおける分類の考え方を3ページに追記しております。

それから追記の内容ですが、まず3ページの上から8行目のクラス1の分類につきましては、こちらのクラス1のPSは炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「研究炉の高出力炉」の想定より多いことを考慮しまして、保守的に「発電炉指針」に倣って、安全機能の重要度を判断しております。

クラス1のMSはプラントの特徴を踏まえまして、異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点で、安全機能の重要度を判断しております。

また、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点では、設計基準事故において周辺の公衆に対して、著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、事象を収束させるために必要となる安全機能を、放射性物質の放散に対する障壁としまして、これらをMS-1とするとともに、「周辺の公衆に対して放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断基準は5mSvとすることを追記してございます。

クラス2の分類につきましては、PSはクラス1と同様に「発電炉指針」に倣って、重要度を判断してございます。クラス2のMSについてはPS-2の機能喪失に起因する設計基準事故において、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする機能をMS-2に分類してございます。

また、運転時の異常な過渡変化に対しては、MS-1に分類した機能により、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できるような状態で事象が収束され、設計基準事故に対しては、炉心の溶融や著しい損傷に至ることなく、事象が収束されるように設計をしているということを書いております。

さらにその設計基準事故のうち、放射性物質の放散を想定する事故に対しては、MS-1に分類した機能及びMS-2に分類した機能の一部により、周辺の公衆に対して、著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、事象が終息される設計としてございます。クラス3についてはPS-1、PS-2以外の異常状態の起因事象となるものをPS-3。MSは安全評価において、その機能には期待しないものの、事象を緩和するために使用できる機能をMS-3としてございます。

次に別紙3の安全重要度分類の考え方と、安全施設の構造概要に係る回答を御説明いたします。33ページをお願いいたします。

こちらは使用済燃料貯蔵設備の燃料プール水の補給機能について、「常陽」の設計の特徴から十分な猶予期間が確保されるため、MS-3に分類していることに関し、猶予期間の評価の内容についての回答でございます。

まず最初の文章に記載しておりますが、本評価は設置許可基準規則第53条の(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)における「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」と同じ評価でございます。

事故としまして、原子炉附属建物の使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することによる冷却水の蒸発を想定してございます。

(2)に評価条件を示してございます。まず崩壊熱はi)のとおり、高目に評価する運転条件としまして、さらに1炉心分の退避を考慮して崩壊熱を約160kWと計算しております。

冷却の条件はii)のとおり、水冷却池への側面、底面は断熱を仮定しまして、水面からの無風状態での冷却水の蒸発のみ、考慮しております。

34ページ、お願いいたします。34ページの第1図に水冷却池の概略構造を示しております。初期水量は580m³で、また下側の図にも示しておりますが、使用済燃料頂部より上方2mまで水位が低下するまでの期間を評価してございます。

その結果を35ページに示してございまして、35ページの第2図に、水位の時刻歴変化を示してございます。使用済燃料頂部より上方2mまで水位が低下するまでには、約59日間の猶予期間が確保できますので、水の補給機能についてはMS-3に分類することが妥当という

ふうにご検討させていただきます。

それから36ページをお願いいたします。36ページは格納容器床下の窒素雰囲気維持機能と、当該エリアのライナの安全機能重要度分類の考え方に関する回答でございます。

まず設計基準事故の判断基準を記載しておりまして、本判断基準に対してはMS-1の1次冷却材漏えい量の低減機能、MS-1の原子炉停止後の除熱機能によって基準を満足できるというふうに評価をしております。

次に格納容器床下の窒素雰囲気維持機能と当該エリアのライナにつきましては、その機能喪失により異常を発生するものではございませんので、PSには該当しない。また、先ほどの説明のとおり、設計基準事故等におけるMSにも該当しないというふうに判断をしております。

ただし原子炉施設保安規定では、原子炉の運転に当たりまして、起動前にライナの健全性を検査すること、格納容器床下を窒素雰囲気で維持することを定めておりますので、ライナが健全でない状態や格納容器床下が窒素雰囲気でない状態で原子炉を運転することはないというものでございます。

なお、添付書類十の「1次冷却材漏えい事故」に当たりましては、「MS-1：1次冷却材漏えい量の低減機能」によりまして、格納容器雰囲気中への核分裂生成物を含む冷却材の漏えいが防止されますので、格納容器内の温度・圧力の上昇、格納容器雰囲気中への核分裂生成物の移行が生じないことに鑑みまして、あえて原子炉停止後の冷却材漏えいを想定し、その燃焼による格納容器の健全性及び周辺公衆への被ばく影響を評価したものでございます。

続きまして資料の1-5に基づきまして、第12条第2項への適合性について、これまでの審査会合でいただいた御指摘に関する回答を御説明いたします。

まず1枚めくっていただきまして、右下通しページの1ページの目次で、破線で囲んだ別紙3の重要安全施設における単一故障の想定の方針について回答をいたします。

5ページをお願いいたします。こちらはアニュラス部排気系のダクトの単一設計箇所に関し、長期静的に係る単一故障の過程を除外していることについての回答でございます。

アニュラス部排気系の系統概要、及び概略構成は、前回の審査会合資料と同じでございますが、今回の資料では、第1図の概略構成に単一設計箇所を色塗りして示してございます。

この色塗り部の静的機器の単一故障に係る設計上の考慮を6ページの(2)に示してござい

ます。

まずアニュラス部排気設備の静的機器であるダクトの一部、単一設計箇所につきまして、アニュラス部排気設備に期待している設計基準事故時の実効放出継続時間が24時間未満でございますので、この使命時間が短いということから、この単一故障は仮定していないということでございます。

なお、その設計基準事故の「1次冷却材漏えい事故」及び「1次アルゴンガス漏えい事故」に対しまして、単一設計箇所であるダクトの一部が事故の発生と同時に故障したというように仮定をしましても、敷地境界外における実効線量は、それぞれこちらに記載のとおりでございます。単一設計箇所であるダクトが故障したというふうに仮定をしましても、設計基準事故の判断基準である周辺公衆への実効線量5mSvを下回るということを確認をしております。

またアニュラス部排気設備につきましては、事象発生前から動作をしております。かつ、事象発生後も引き続き動作するものであり、また、その構造・運転条件等から、静的機器であるダクトが故障することは考えにくいものでございます。また、当該ダクトが故障したとしましても、補修テープ等によりその故障を安全上支障のない期間内に修復することも可能な設計としてございます。

続きまして資料1-6に基づきまして、第13条への適合性について、これまでいただいた御指摘に対する回答を御説明いたします。

まず資料1-6を1枚めくっていただきまして、右下通しページの1ページ及び2ページに目次を示してございます。2ページの破線で囲んでおります別紙19～別紙21が今回の回答資料でございます。

6ページをお願いいたします。6ページの別添1は燃料破損検出系の検出機能を示してございます。

まず3.の検出感度に示しておりますとおり、遅発中性子法及びカバーガス法燃料破損検出設備、ともに「常陽」でこれまで実施しました燃料破損検出技術の実証試験におきまして、検出感度を確認してございまして、1本の燃料要素の破損により保安規定に定める運転上の制限であるバックグラウンドの5倍、10倍の係数値を超え、かつ運転員は中央制御室の警報及び盤において運転上の制限を超過したことを速やかに検知でき、原子炉を停止することができる設計にしております。

次に26ページをお願いいたします。こちら、26ページの別添2は「燃料スランピング事

故」における投入反応度の想定についての説明でございます。まず初め文書の一番上のところでございますけれども、基本的な考え方としまして、これまでの審査会合でも説明しております燃料スランピング事故を想定した考え方を記載しております。

次に燃料スランピング事故における投入反応度の計算結果といたしまして、約13.6¢というふうに計算をしております。一方で安全評価におきましては、条件として20¢を与えてございますので、安全評価における事象の想定、20¢の想定については十分な保守性を有しているというふうに考えてございます。

次に燃料スランピング事象以外にステップ上の反応度投入として考えられる事象とその影響について、「なお」以降に記載をしております。また、以降のところでございますけれども、原子炉運転中におきましては、燃料集合体及び反射体等の炉心構成要素は軸方向中間部に設けられたスペーサーパッドによって、各炉心構成要素が接触する構造となっておりまして、炉心が瞬時に収束することによって、ステップ状に過度な反応度が投入されることはないというふうに評価をしております。

炉心の収縮以外に原子炉容器入口冷却材温度の低下、炉心湾曲や照射物の移動等による反応度の投入を想定した場合も同様に、ステップ状に過度な反応度が投入されることはないというふうに判断をしております。

次に42ページをお願いいたします。こちら42ページの添付1は、「燃料取替取扱事故」の代表事象の選定に関する燃料取扱用キャスクカーにおける事故の実効放出継続時間の設定の根拠を整理しております。

当該事故におきましては、燃料取扱用キャスクカーのキャスクの漏えい率が0.4%/dと非常に小さいことから、漏えいが長時間継続しまして、実効放出継続時間が長くなるという結果でございます。実効放出継続時間につきましては、気象指針を参考といたしまして、放射性物質の全放出量当たりの安全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値としてございます。

計算はよう素についてこちらの(1)に示しておるとおり、希ガスについては(2)に示しているとおりでございまして、よう素の評価については250時間、希ガスの評価については200時間として被ばく量を評価、解析をしております。

こちらの本資料の説明については、以上でございます。

○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。

○小舞チーム員 規制庁、小舞です。

説明ありがとうございました。資料1-4の「常陽」の全体的な安全重要度分類の考え方というところを2ページ、3ページのところに書いていただいています。これは公衆被ばく、機能がなくなった場合に5mSvどうなのかといったところで、必ず必要なものはクラス1、それがだめでも、担保できるものであればクラス2以下、2とか3というような考え方だというふうに、一言で言うとそういうことだと思っんですけども、こういった考え方については否定はしません。

ただ、クラス1より下といっても、2、3、各個別にはまだいろいろ議論させていただきたいと思っています。それがまず1点目です。この辺は御認識はどうでしょうか。特に異論は。

○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。

まだ議論するということに関しては、特にこちらから異論があるものではありませんけども、ここの部分、前回の会合ですか、いいところ取りしていないですよねというようなお話もあったので、その方針を明確にするために、きちんと記載させていただいたというようなところになります。

以上です。

○小舞チーム員 2点目です。燃料プール水の補給機能、維持機能といったのを、機能を分けてMS-2と3というふうになっているのはどうなのかというのを、前回会合で指摘させていただきました。今回解析で、保守側に見て59日、約2カ月ということで十分な余裕があるという結果ですので、このことについてはよく理解しました。

それから引き続いての最後なんですけども、ただし、それはいいんですけど、もう一つ同じ資料の別添2のところです。

右下36ページで、先ほども有吉のほうから議論があったと思うんですけども、1冷却材が漏えいしたときのところについて、床下の窒素雰囲気維持、それからライナに関する安全維持機能、ここではもうないんだということで、これはばっさり切られているんですけども、これは安全評価の被ばく評価において7日間、ずっと1次系の格納容器の中に窒素雰囲気で燃えもせず残っているというのを、被ばく評価の中で前提にしているところでもありますので、これが何の安全機能にも該当しないとされると、私そうなのかなというところを、ちょっとここは了解できていないというところがありますので、引き続き議論させていただきたいと思っています。

以上です。

○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。

議論、引き続き行うということに関しては了解ですけれども、一応その件については同じ資料、別添2の一番最後、先ほどの議論も絡みますけれども、いわゆる原子炉冷却材バウンダリ、内管のほうは我々1であったりSであったりという形にしている。その上でさらにそれを壊した場合の低減機能というものを設けている。

被ばく評価に関しては、それをさらに壊してやっているというようなところもあって、なのでどこまで多重に求めていくかというのが議論になるのかなとは思いますが、一番最後に書いてあるように、添十の1冷却材漏えい事故にあっては、最後のMS-1の低減機能が壊れてくれないと、格納容器の温度とか圧力の上昇は起こらないので、我々としてはその条件づくりのために壊して、あえて想定してその格納容器の健全性であったり、周辺公衆の被ばくの影響評価したものであるというような位置づけで、我々は考えているというところだけ、まず御認識いただければありがたいかなというふうには思います。なので、今後の議論かとは思いますが、我々の認識としてはこういう整理をしているというところになります。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

高松さんの主張は、前回もそうかなとは思いますが、こちらの主張というのが二重管ないところで壊れたときに、例えばコールドトラップとか、ダンプタンクとか。これはこれまでの説明では、例えばダンプタンクは格納容器の中の空気、酸素の消費で決まってしまうといったような説明があったのは認識しております。

でも言いかえると、二重管がないところに酸素が入ると燃えるということは事実であるし、もっとこちらに関心なのは、コールドトラップです。多分放射性物質が実体的にはそこに集まっているんだらうと思うし、そこで壊れてしまうと、それがすぐ機能がないとすぐ火災になってしまう。

ここに窒素ライナが健全でなかったら、原子炉は起動しないと言っているけど、特にさっきの地震は原子炉運転中に壊れたなという話も出てくるので、そこの辺りはまだ少し議論が必要というふうに考えております。

○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。

了解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○山本上席研究調査官 規制庁山本ですが、燃料スラッピングのお話についてちょっと。

御趣旨としては、特に炉心湾曲をすごい気にしていたんですが、非常にスペーサーパッド等もあるので、ほとんど動く余地がないと。しかも炉心湾曲等行っても、そういう反応度の投入が想定した場合についても、そういう過度な反応度が投入されることはないということで、これは短時間で入るので20¢というのがあるわけですし、そういうふうに理解いたしました。これについては納得いたしました。

それで、ついででちょっと恐縮なんですけど、今までとの違いとして、特に炉心湾曲で気になったのが、今までよりもMK-IIIに比べて出力が下がった状態で長時間燃焼させるということなので、炉心湾曲の挙動にも影響があるのかなというふうに考えたんですが、その点、もし情報をお持ちでしたら教えていただきたいんですが。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 基本的に炉心湾曲という観点では、dTが小さくなるので、その分曲がりにくくなる形になる。なので影響としては小さくなるのかなとは思っていますというところです。

以上です。

○山本上席研究調査官 結局炉心湾曲しても、いわゆる短時間にそういうはね返りというんですか、そういったものはないのでということですね。結局結論的には影響しないという、変わらないということですね。了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○内海チーム員 規制庁、内海です。

資料1-5の第12条第2項の部分でお伺いしたんですけども、今回の説明ですとアニュラス部排気設備のダクトの部分に関しましては、故障したとしても補修テープ等により直すところなんですけど、ちょっとお伺いしたいのは、このp5の赤線を塗った部分のダクトというのは、そもそも補修が行ける場所にあるのかということと、その作業をする場合に当たっては、どれぐらいの作業員の方の被ばくを考えた修理の作業計画を立てるつもりなのか。今の考え方というのがありましたらお伺いしたいんですけど、よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 作業計画そのものは、これから綿密に検討しなければいけない部分は当然ありますけれども、現状ここでも書いてあるとおり、ある意味引いているだけのダクトという形になりますので、いわゆる吸入側であれば吸っている方向なので外に出る話ではない。

それから排出側のほうについても、排出側のほうについては先ほどのお話の中で、周辺公衆の影響は小さいという話がありましたけども、当然考えてやらなきゃいけない部分があります。ただし、一つ大きなのはナトリウム火災もあるので、我々空気呼吸器も持っているというようなところになりますので、もし中に放出されて何らかの形の補修をしなければいけないというような状態になれば、そのような保護具をつけてやっていくのかなとは思っています。というところです。

○内海チーム員 規制庁、内海です。

説明ありがとうございます。そこら辺の修理の計画のところの考え方につきましては、先ほど口頭で説明ありました空気呼吸器ありますとか、そこら辺の部分につきましても、この資料には丁寧に記載していただければと思いますので、よろしくお願ひします。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） はい、了解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか、どうぞ。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

1-6の資料の3ページ、4ページから、「冷却材流路閉塞事故」ということで、前回流路が閉塞しただけでは集合体出口温度では検知できない。でも実際に被覆管が破損まで想定しているので、その点ではいいのかな。実際にそれをどうやって見つけますかといったところで、今日お答えいただいて、保安規定でバックグラウンドで定義しているということの説明していただいたと思います。

確認ですけど、4ページから行くと一番上です。EBR-IIなどでは、100例を超える破損燃料継続照射の実績があると。この特徴ですけど、非常にゆっくりと進展するので、急に閉塞が破損ですることはない。

一番下のパラグラフですけど、これらの試験は継続照射期間が最大320日。データから行くと破損面積の増加割合は0.1cm²/日といったようなことがわかっているということです。

これに対して6ページで十分な感度があって、バックグラウンドで保安規定で警報設定手法を決めているという説明だと思います。

ちょっと質問なんですけど、このバックグラウンドの値は、当然100MWに相当する値に見直したものという理解でよろしいんですか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

定格出力時に相当するバックグラウンドですので、100MWに相当するバックグラウンド

の値になります。

○有吉チーム員 それで続きますけれど、7ページですね。参考文献が2点あって、これ早速見させていただきました。

これを見ると、遅発中性子法で大体確保面積で 0.1cm^2 辺りは検知できると。それからカバースト法であれば新燃料100MWで、1日照射しただけでもバックグラウンドが90倍出るといったような説明があって、感度としてはいいのかもしれないんですけど、逆に言えばこの警報設定値という点からすると、例えばCG法、新燃料、あぶただけでは結構出てもバックグラウンドの90倍だから、違うのか、失礼いいのか。10倍だから感知できるのか。わかりました。

ちょっと思っていて、破損燃料は結構複雑な事象だから、割と単純に全て見つかるというものでもないのかなというのを一応懸念したんですけど、この辺り疑問がありましたら、引き続きbeyondの53条のほうでも似たような議論がありますので、疑問があったらそこで言うことにしたいと思います。

それから42ページです。燃料取扱用キャスクカー、漏えい率が $0.4\%/d$ ということで、先ほど御説明ありましたけれど、これ設計基準事故で格納容器の漏えい率を何らか想定していると思うんです。それとの整合がどうなのかというのが、私ちょっとまだよくわからないんです。

格納容器は、たしか圧力の平方根からが比例した漏えい率ということを言われていて、恐らくその結果でやると、どのぐらいの継続時間になるのかなというのがわからないんですけど、ただ被ばく評価としては1、2時間で評価している。一方こちらはキャスク漏えい率 $0.4\%/d$ で、実際にかかるのは250時間で評価している。この二つが整合しているのかなというのが、私はまだよくわかりません。

あと結果的に42ページで、1時間当たりの最大放出量というものがあって、これがキャスク漏えい率に $0.4\%/d$ とどういう計算関係なのかなといったところを、少し説明していただきたいというのが要求というか、説明をお願いします。

○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。

この漏えい率ですけども、当然物によっては違うので、格納容器とキャスクカーでは当然構造が違うので、設計は異なります。キャスクカーの漏えい率はキャスクカーの設工認を取った際に設定した値というような形になっています。ですので、 $0.4\%/d$ というような設定に対して、中で物が発生した場合にどう出てくるかというのを計算しています。全

放出量というのは、時間積分、無限大まで積分した値になっていて、それを1時間当たりの最大放出量で割ってやると、要は一番早くてどのぐらいの時間で出ますかという時間になる。

その時間を使って x/Q 、 D/Q を計算すると、早く放出したものが固まって出てくる形になるので、結果としては厳しい結果を得るという形になります。ですので、この放出率で無限大時間を出してやったものに対して、一番短い時間を計算してやっているというところですよ。

格納容器も同じ考え方です。格納容器は中の圧力によって出方が大分違うので、式を使って、そこはある意味時系列を多少追っています。ただし考え方は一緒で、まず0から無限大までが全放出量があって、それを格納容器の場合、当然一番最初のほうが圧力高いので、一番最初の1時間の値で割ってやる。そうすると一番短いものに関して2時間以上という結果が出てくるので、一番短い2時間を使いましょうというような結果になります。

なので、考え方は同じですよ。

○有吉チーム員 要するに漏えい速度といいますか、その傾きが一番大きいところをとっているという点では同じという理解でよろしいんですか。わかりました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○細野チーム員 規制庁、細野です。

燃料破損検出計の話なんですけれども、細かい話で後段規制に係る話なのかもしれませんが、資料の1-6の別添1、6ページを読んでいくと、何となく多様な検出機能があって、それぞれ独立性があって、運転員に対して知らせることが出来ますという感じの設備だと思うんです。

このときにどちらが優先とか、そういうのというのは決めるのかしらというか、上段規制でこういう感じで2系統、多様な検出系統を設けていただいて、それが後段規制のときにどちらが優先されるのか、あるいはどっちもなるということを検証しているのか、少なくともこれ二つともあわせて検出しているんでしょうけれども、二つともあわせた試験というか、調査みたいなことは多分やられていない。機能はそれぞれで1個ずつは見ているんだと思うんですけども、多分二つあわせた形の多様な検出のとらまえ方みたいな感じの調査はやられていないんじゃないかなと思うんですけども、そのときにどちらが優先して、どちらでもって運転員が確実に判断して停止いただけると。それが運転上の制限値に対して確実に余裕があるというような、一貫した説明を少し別添1で補完していただければ

ればと思うんですけども。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。別添1に追記いたします。

基本的にはどちらで検出しても、そのバックグラウンドの運転時の制限を超えた場合には運転員は原子炉を停止するということになりますので、そういった説明をこちらに追記をさせていただきます。

○細野チーム員 私の質問が下手ですみません。ありがとうございます。

○日本原子力研究開発機構（吉田部長） 原子力機構の吉田です。

ちょっと補足だけさせていただきますが、こちらの設備に関しては「常陽」で実際にこれまで試験用の燃料を使いまして、それは被覆管にスリットをつけてハンダづけしたものを原子炉に入れて、原子炉を起動しますとナトリウムが大体200℃から、停止中でも200℃でございますので、ハンダが溶けてスリットがあいた状態になると。その状態では何も起きませんが、原子炉を起動して出力を上げていきますと、中の燃料が核分裂を起こしまして、FPが出てきて、それを検知するというのをこのDN法、CG法、両方とも設置したプラントで実際何度か試験をやってきておりまして、その結果に基づき先ほどのバックグラウンドの90倍であるとか、あと応答性、これについては十分確認してございます。バックグラウンドの値が違うようにDN法とCG法は若干検出性能が異なっておりますので、というのが1点。

もう一つが、DN法に関しましては常時監視できるものですが、CG法というのはサンプリングしながら測定するものなので、時間が簡潔的なデータがとられます。二つの異なる手法をあわせて信頼性を確保しておりますので、そのような使い分けをしておりますので、信頼性という観点ではどちらも尊重して、判断して使用するという形になってございます。

○細野チーム員 規制庁、細野です。

詳細説明ありがとうございました。

じゃあ感覚的にはDN法で連続監視して、傾向をとらまえたところでCG法の40分のサンプリング周期で見ると。それで確証をもったところで運転員が止めに行く、という理解なんでしょうか。

○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。

基本的にはどちらも見ます。CG法で信号が出れば止めますし、DN法で信号が出ても止めます。なので、物が違うので、それぞれ尊重するというような形になります。それは後段

規制の話の中で、保安規定の中で当然警報が出たときの対応として明確になるものになります。

以上です。

○山中委員 そのほか確認しておきたいこと、ございますか。よろしいですか。設置者のほうから何かございますでしょうか。よろしいですか。

本日、「常陽」の設置許可基準第4条、第12条3項～6項及び第55条への適合性に関して設置者のほうから説明をしていただきました。審査チームからの確認事項、あるいは指摘事項をお伝えさせていただきましたので、後日御回答のほう、よろしく願いいたします。

そのほかよろしいでしょうか。

それでは以上をもちまして、本日の審査会合を終了いたします。