

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第276回

令和元年5月22日（水）

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276回 議事録

1. 日時

令和元年5月22日（水） 14：00～16：40

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

青木 昌浩 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

小野 祐二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

戸ヶ崎 康 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

木原 昌二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

梶見 亮司 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

三好 慶典 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

木村 裕一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

片野 孝幸 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

宮下 勇二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

石島 清見 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

山田 顕登 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

国立大学法人京都大学

釜江 克宏 京都大学複合原子力科学研究所 特任教授

堀 順一 京都大学複合原子力科学研究所 准教授

高橋 佳之 京都大学複合原子力科学研究所 助教

藤原 靖幸 京都大学複合原子力科学研究所 技術職員

国立研究会開発法人日本原子力研究開発機構

篠崎 正幸	高温工学試験研究炉部	部長
飯垣 和彦	高温工学試験研究炉部	H T T R 技術課 マネージャー
濱本 真平	高温工学試験研究炉部	H T T R 技術課 研究副主幹
小野 正人	高温工学試験研究炉部	H T T R 技術課 主査
齋藤 賢司	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 マネージャー
本間 史隆	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 技術副主幹
関田 健司	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 技術副主幹
清水 厚志	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 技術副主幹
澤畑 洋明	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 主査
川本 大樹	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 主査
近藤 誠	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 主査
平戸 洋次	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課 主査
猪井 宏幸	高温工学試験研究炉部	H T T R 計画課 技術副主幹
酒井 俊也	保安管理部	危機管理課 課長
篠原 正憲	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副主幹
井坂 浩二	安全・核セキュリティ統括部	安全・核セキュリティ推進室 主査

#### 4. 議題

- (1) 国立大学法人京都大学原子力科学研究所の原子炉設置変更承認申請（研究用原子炉（KUR）の変更）について
- (2) 日本原子力研究開発機構の試験研究用等原子炉施設（H T T R）の新規制基準に対する適合性について

#### 5. 配付資料

- |              |  |
|--------------|--|
| 資料 1         | 京都大学研究用原子炉設置変更承認申請の概要について                        |
| 資料 2 - 1     | H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答<br>(第 1 2 条関係) |
| 資料 2 - 2 - 1 | H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答<br>(第 6 条 火山)  |
| 資料 2 - 2 - 2 | H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答                |

- (第6条 竜巻)
- 資料2-2-3 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 その他自然現象等)
- 資料2-2-4 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 外部火災)
- 資料2-3 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第4条関係)
- 資料2-4 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第8条関係)
- 資料2-5 H T T R 原子炉施設「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止」に係る審査会合質問回答 (53条関係)
- 資料2-6 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第13条関係)
- 資料2-7 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第10条関係)
- 資料2-8 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第18条関係)
- 参考1 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第12条関係)
- 参考2-1 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 火山)
- 参考2-2 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 竜巻)
- 参考2-3 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 その他自然現象等)
- 参考2-4 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第6条 外部火災)
- 参考3 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第4条関係)
- 参考4 H T T R 原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答

(第8条関係)

参考5 HTTR原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第13条関係)

参考6 HTTR原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第10条関係)

参考7 HTTR原子炉施設の設置変更許可申請に係る審査会合質問回答  
(第18条関係)

## 6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、第276回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を始めます。

本日の議事ですが、議題として、議題(1)京都大学複合原子力科学研究所のKURの設置変更承認申請について、議題(2)JAEA大洗研究所のHTTRの新規制基準に対する適合性について、審査を行ってまいります。

配付資料は議事次第に記載のとおりです。なお、HTTRの参考資料については大部でございますので、電子データとしてタブレットに保存しています。説明の中で必要に応じて活用ください。

発言の際にはマイクをきちっと口元に寄せて、所属とお名前を言ってから御発言いただくようお願いいたします。

議題(1)でございます。京都大学のKUR設置変更承認申請について確認を行ってまいります。

本件は、本年4月25日付で申請のありました設置変更承認申請の内容について審議を行うものでございます。

資料1について、京都大学から説明をお願いいたします。

○京都大学(釜江特任教授) 京都大学の釜江でございます。

本日は、京都大学研究用原子炉(KUR)の燃料貯蔵等に関する設置変更内容について、よろしく御審議をお願いしたいと思います。

それでは、早速ですが、変更内容につきまして担当の者から御説明を申し上げます。

○京都大学(堀准教授) 京都大学の堀でございます。

それでは、資料1に基づきまして説明をさせていただきます。

まず初めに、1 ページでございますが、変更内容ということでございますが、KUR の原子炉設置変更承認申請書に記載されております核燃料に関わる部分、本文中に「核燃料物質貯蔵施設の構造及び貯蔵能力」、それから、添付書類 8 には、同様の「核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力」という記載がありますが、そちらに対しての変更でございます。

変更につきましては、別紙に変更比較表というものを付けております。具体的には、まず一つ目としまして、新燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料要素のウラン-235 含有量の総量に対する制限値、それから、2 番目としまして、炉心タンク内の炉心に挿入される燃料要素及び炉心タンク内燃料貯蔵設備に貯蔵される燃料要素のウラン-235 含有量の総量に関する制限値を追記するというものと、あと、あわせて記載の適正化ということでございます。

具体的な内容につきましては資料の 15 ページを御覧ください。こちらは変更前と変更後の比較表になりますけれども、こちらにはそれぞれの燃料貯蔵設備に対しての説明がございまして、これまでは最大貯蔵能力についての記載がございましたけれども、それにさらに加えてなお書きといたしまして、本設備に貯蔵される燃料要素のウラン-235 含有量の総量についての制限の記載、この下線部の部分が今回追記をしたいと思っているところでございます。これが新燃料貯蔵設備と炉心タンク内燃料貯蔵設備にあります。

それから、添付 8 の資料にも同様の記載がございまして、なお書きの制限量に関する追記を行うというもの。それから、記載の適正化というところでございますが、こちらは新燃料貯蔵設備のところですけども、トレーサ棟という建屋の名称があるんですが、こちらのトレーサ棟とほかのところになっておりますので、そちらに記載を合わせるということで、修正するということになります。

1 ページに戻らせていただきますが、上述のとおり、今回の設置変更申請におきましては、総量に係る記載の追記のみでございまして、当該変更に伴う工事というものは行わない予定であります。

それでは、こういった変更しようとした理由について、経緯を説明させていただきます。

まず、本研究所の KUR の設置変更の経緯についてということで、こちらの表 1 に整理させていただいておりますが、直近のもの主要なものとしましては、平成 20 年に燃料の低濃縮化、平成 28 年には新規制基準に適合させるための変更等のことにつきまして承認していただきまして、現在に至っております。

核燃料物質貯蔵施設等の特定核燃料物質を取り扱う施設につきましては、試験研究の用に供する原子炉等の設置運転等に関する規則の第 14 条の 3 に定めるところにより、防護

室対象特定核燃料物質の区分の定義というのがございますので、そちらに従って防護区域、立ち入り制限区域が定められております。この表 2 というところに、その区分の考え方が整理されておりますけれども、基本的にはウラン-235 の量によって区分が分けられるわけでございます。

なお、照射済み核燃料物質に対しましては、1m 離れた地点での空気吸収線量率が 1Gy 毎時を超えるものは区分を 1 ランク下げることが可能でありますけれども、現時点では 1Gy 毎時以下のものとして、未照射核物質の区分に従うこととしております。それで、施設の区分を決定する根拠となるウラン-235 の量でございますが、現在、我々は、設置変更承認申請書に記載されております核燃料貯蔵設備の貯蔵の能力と、あとは、炉心に挿入できる燃料要素について本数の制限値を設けておりますので、こういった本数を根拠にウラン-235 量というものを考えております。これは、燃料要素 1 本当当たりのウラン-235 の量というのは最大値が既値であるため、本数からそういったウラン-235 の量を換算しております。

それぞれの貯蔵施設につきまして説明しますと、まず、新燃料貯蔵室でございますが、こちらには新燃料貯蔵設備がございます。その設備の概要につきましては、図 1 に概略図をつけております。こちらの貯蔵能力というのが燃料要素の本数で定義されておまして、それをウラン-235 に換算した量から区分を決定していると。原子炉棟におきましては、特定核燃料物質を取り扱う施設としまして、原子炉室と使用済燃料プール室とあります。原子炉室には炉心と炉心タンク内貯蔵設備というのがありまして、こちらの概略図が図 2、図 3 に示しております。

まず、炉心ですけれども、こちらは、挿入できる燃料要素の本数というものが、設置変更承認申請書におきまして最大本数を制限しております。こちらの制限量はウラン-235 換算では資料で示したとおりの重量になります。炉心タンク内貯蔵設備の貯蔵能力ということも定義されているということで、こういったところから区分を決定しておるわけでありませぬ。

一方、使用済燃料プール室でございますが、こちらも貯蔵能力が与えられておりますので、そちらから区分を決定していると。それと、あと、原子炉棟とは独立した建屋として使用済燃料室というところがありまして、こちらには使用済燃料貯蔵施設がございますが、こちらも貯蔵能力をもとに区分を決定しているというのが現状であります。

ところが、現在保有する未照射の新燃料要素の量というものは、その貯蔵能力の半分以



下となっております。区分を規定するようなウラン-235 の量を十分下回っているという状況です。また、今後の運転計画や燃料の消費量を勘案しますと、新燃料の追加製作の必要性はないというのが実態でございます。未照射燃料のウラン-235 の量は、その制限量を上回ることはないだろうと想定しております。したがって、新燃料貯蔵設備に貯蔵される燃料要素のウラン-235 の含有量の総量というものを制限することは可能であり、その制限によって区分も変更することができると考えております。一方、原子炉室につきましても、炉室に挿入される燃料要素、それから、炉心タンク内貯蔵設備に貯蔵されるウラン-235 の総量というものは、現状でこの制限値を下回っております。今後の運転計画や燃料の消費量を勘案しましても、その総量を制限値未満にすることは可能であると考えております。

このように、新燃料貯蔵室、原子炉室の区分を決定する根拠として、これまでは貯蔵能力を根拠にしておったんですが、実態に即してウラン-235 量の制限値を設けることにしまして、新燃料貯蔵室及び原子炉室に内在する核防護上のリスクを軽減することにより、安全性を向上させるとともに、管理の効率化と合理化を図ることができるのではないかと考えております。

次に、表 3 というところに各防護区域において取り扱うことができるウラン-235 量の変更点を整理してございます。また、表 4 には各防護区域における現在の貯蔵量というものを示しております。

表 3 を見ていただきますと、今回変更するのは新燃料貯蔵室と原子炉室のウラン-235 の総量制限を追加したということになります。それとあと、現状の貯蔵量というのは下にありますとおりでありますが、燃料というのは一応ここに書いてある標準燃料要素、特殊燃料要素、半装燃料要素、3 種類ございますので、それぞれに対しての現状の本数と、それに対する含有量というのを表 4 に示しております。

それでは、続きまして、6 ページに移らせていただきます。こちらは変更後の核燃料物質の管理方法についてということで、まず、現状の管理方法を御説明しまして、今回の変更によってどういった管理が必要になるかという説明をさせていただきます。

まず初めに、現状の管理方法でございますが、原子炉室、炉心及び炉心タンク内貯蔵設備に関しましてです。まず、図 3 に KUR の炉心というのを示してありますが、炉心はアルミニウム合金製の格子板に挿入される標準燃料要素、特殊燃料要素、反射体要素、プラグ等により構成されます。炉心配置の一例というのを図 4 に示させていただきます。

設置変更承認申請書には、燃料要素の炉心への最大装荷量というのを以下の3種類の燃料要素それぞれに対して制限値を設けるとともに、それらの合計としての制限値の記載もごさいます。この制限値に含まれるウラン-235の量は、資料に示したとおりであります。また燃料体種別ごとの最大装荷量というのも以下のような記載がごさいます。さらに、主要な核的制限値についても記載がごさいまして、燃料要素の装荷本数及び配置は制御棒の制御能力に関する状況を満足するよう制限するものとしております。この記載を遵守するために、我々は、原子炉施設保安規定第26条にて、研究炉用の燃料要素等の炉心への挿入、炉心からの取り出し、または、炉心内での位置の変更の操作、これを我々は「炉心配置変更操作」と呼んでおりますが、こういった操作をしようとするときは、あらかじめKUR炉心配置変更計画書を作成し、研究炉主任技術者の承認を受けなければならないと規定しております。

研究炉主任技術者が承認を与えるに際しましては、過剰反応度、燃料要素等の装荷手順及び臨界点の確認の時期が適切であること、その他操作手順上の安全を確認する過程において、設置変更承認申請書に記載された上記の制限を逸脱しないことを確認いたします。また、原子炉施設保安規定の第27条には、当直運転員は、研究炉用燃料要素等の炉心配置変更操作を行う場合は、管理班員の立ち会いのもとに、KUR炉心配置変更計画書に記載された手順に従い、行わなければならないと、このように規定しております。

燃料要素の貯蔵に関しましては、保安規定第23条に核燃料物質の種類及び数量が許可された範囲を超えないようにと書いてありまして、また、その貯蔵設備の貯蔵能力につきましては、年に1回行う施設定期自主検査において確認しているというのが現状の管理でございまして。

②の新燃料貯蔵室につきましては、その燃料貯蔵に関して、同様に保安規定第23条に従って管理をしております。

それが変更後どのように管理になるかということで、7ページに移らせていただきます。

まず、原子炉室でございまして、今回の変更では前述しました燃料要素の炉心への最大装荷量の制限値を変更するものではありませんので、燃料要素の装荷本数及び配置に関しては、主要な核的制限値等の確認について、現状の管理方法をそのまま踏襲すると。このことは、燃料要素を炉心に最大装荷したとしても、今回変更で新たに設けた制限値を十分下回るためであります。

ただし、炉心タンク内貯蔵設備も含めた原子炉室内のウラン-235の総量については、

新たに管理する必要があります。その具体的な管理方法としましては、新燃料要素の原子炉室への搬入も含め、こういった炉心配置変更操作の手順をあらかじめ計画書に定め、原子炉主任者による承認事項として、追加することとしては原子炉室内のウラン-235の総量の確認をするということになります。ですので、現状の管理方法を基本的には適用することは可能であろうと考えております。

ここで、ウラン-235の総量をどのように算出するかということなのですが、燃料体種別ごとに新燃料要素 1 本あたりに含まれるウラン-235の最大値というものがわかっておりますので、これを用いて保守的に算出しまして、燃焼による減損は考慮しないものとしたします。ちなみに、原子炉室にウラン-235の制限量を適用した場合、最大炉心を構築した場合においても、ここに示してあるような数量でございますので、炉心タンク内貯蔵設備に貯蔵できる燃料要素の本数というのは十分確保されておまして、制限を設けることによって炉心配置変更作業が煩雑になるということは、通常の炉心管理においては想定しがたいと考えております。

また、万が一炉心を構築する操作において複数の新燃料の搬入が必要となり、総量制限を超えるおそれがあるという場合は、あらかじめ不要の燃料要素を使用済燃料プール室プールに移動させることは可能でありますので、炉心配置変更操作を阻害するものではないと考えております。

なお、燃料要素の貯蔵に関しましては、保安規定第 23 条に規定されておりますが、ここで新たに、ウラン-235の総量を確認する旨を保安規定の記載として追記したいと考えております。炉心タンク内貯蔵設備の貯蔵能力につきましては、今回、変更いたしませんので、これまでと同様の管理方法で確認するというふうになります。

次に、新燃料貯蔵室につきましても、保安規定第 23 条に数量の許可された範囲を超えないようにと規定されておりますが、新たにウラン-235の総量を確認する旨、保安規定の記載を変更する予定であります。貯蔵能力の確認については従来と同様の方法で行います。

以上のように保安規定の改定を行い、制限値を逸脱しないよう適切に管理を行うことができるものと考えております。

なお、参考資料としまして、9 ページには KUR で使用している燃料体についてということで、先ほどから説明させていただきました燃料要素 3 種類、標準燃料要素、特殊燃料要素、半装燃料要素の説明がございます。簡単に申しますと、標準燃料予想というのは、18

枚の燃料板から成る標準的な燃料要素であります。こちらウラン-235 の含有量は資料の記載のとおりであります。特殊燃料要素というのは、制御棒取付燃料要素と呼んでいまして、燃料要素のうち真ん中半分の 9 枚を取り除いたような燃料板配置となっていて、そこに制御棒を挿入できるようになっているというもので、ウラン-235 量もそれに応じて資料のとおりになっております。半装燃料要素というのもあるんですが、こちらは現在、保有しておりませんが、設置変更申請書のほうには記載がありますので、ここに載せてあります。

それから、10 ページには各燃料貯蔵設備の構造及び貯蔵能力について記載がありますが、これまでの説明と重複いたしますので、ここは割愛させていただきます。

以上で説明を終わらせていただきます。

○山中委員 それでは、ただいま説明のありました内容について、規制庁から質問、コメント等がございましたらお願いします。

○木村チーム員 原子力規制庁の木村でございます。

説明資料の 6 ページ、7 ページの部分の変更後の核燃料物質の管理方法の部分につきまして、ちょっと御質問をさせていただきます。

原子炉室に搬入されるウラン-235 の総量の管理につきまして、保安規定第 26 条の KUR 炉心配置変更計画書にウラン-235 の総量を追加することで、現行の炉心の最大装荷量の管理方法を適用することが可能というような御説明でございましたけれども、その現行の管理方法の確実性、恐らく、その計画書をつくりまして、いろいろなセクションを通して最終的に炉主任が承認するということになるかと思うんですけど、その辺につきまして、もう少し具体的に所内の、今、御説明をお聞きしたい部分は細かに説明しましたけど、その所内手続について、もう少し説明いただけますか。

○京都大学（堀准教授） 京都大学の堀でございます。

ただいまの御質問につきまして回答をさせていただきます。

先ほど、原子炉主任技術者の承認を得るとあったんですが、この計画書ができましたら、もちろん主任技術者の承認を得るんですが、その前に、まず、炉を管理している部内の決裁がございます。あと、新しい炉心を構築する際は、類似炉心があれば別なんですけれども、新しい炉心を構築するときは、あらかじめ原子炉安全委員会というところで審議する場合もございます。基本的にはそういった部内の決済を経て、主任者の承認を得て行くと、そういうことになります。

○木村チーム員 原子力規制庁、木村です。

わかりました。炉主任の承認までには 235 の総量の数字を確認する機会が何回かあるということがわかりました。保安規定につきましては、恐らく変更申請をこれからあわせて、この後になるかもしれませんが、提出されると思いますので、その際にもう一度、配置変更計画書ですから、そうした書式の部分も含めてもう一度見させていただきたいかなと思っておりますので、その際にはよろしくお願いいたします。

○京都大学（堀准教授） 京都大学の堀です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

2 ページの上から 10 行目ぐらいに、「ところが」で始まるパラグラフがあるんですけど、ここは新燃料貯蔵設備の話が書いてあるんですけど、今後の運転計画や燃料の消費量を勘案すると、新燃料の追加製作の必要がないというふうに書いてあるんですけど、そうしますと、燃料がもう増えないということであれば、5 ページのほうで今の貯蔵量があるんですけど、使用済燃料の数もそんなに増えないと思うんですけど、その上のほうの表では、今回はその制限を設けるのは、新燃料貯蔵室と原子炉室ということで、あと、使用済燃料プール室については、これは、最大入ってもその量を超えないということに変えないということだと思っておりますけど、使用済燃料室についても、例えば、使用済燃料プール室と分散しておけば、使用済燃料室のほうもその取り扱い量というのは減らせると思うんですけど、こちらのほうは今回変えないというのは、理由があったら教えていただければと思います。

○京都大学（堀准教授） 京都大学の堀です。

まず、設置変更承認申請書の中で、使用済燃料の処分の方法というのは記載がございまして、こちらでは、原子力平和利用に関する協力のための協定を締結している米国に返送する。米国のエネルギー省要員に引き渡すとなっております。その引き渡す際に、我々は一括返送というのを考えておりまして、そうすると、この全ての量が最終的には使用済燃料室に集まって、そこでキャスクに入れて返送するというので、一時的ではありますが、制限量を越えるおそれがあるわけです。ですので、こちらは制限値を設けていないと、そのような理由になります。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

使用済燃料貯蔵室のほうで最大値、そういう量が入る可能性があるということはわかりましたので、了解しました。

○三好チーム員 原子力規制庁の三好です。

5 ページの表について少し確認をしたいんですが、上の表で、貯蔵能力として新燃料貯蔵室の能力が書かれていますけども、これの前提として、これが全て標準燃料要素としたということなんですが、実際は、いわゆる先ほどありました特殊燃料要素というものがあると減ると思うんですが、ここは、どの程度実際はこれよりも、今、制限となったウラン-235 の量として減るのかというのが、もしおわかりになれば教えていただきたいと思うんですが。

そこで、特殊燃料要素というのは、いわゆる制御棒用に使うので、基本的には、炉心について入る本数は、ほぼそんなに変化はないと思うんですが、その場合、そういうものに対しては予備を持っていればその2倍とか3倍ということになりますが、そこで、そこら辺の炉心への挿入の条件も含めて、ここに書かれている標準燃料要素としたときというのは、どの程度の裕度を持ったものなのかということについて、教えていただければと思います。

あともう1点です。現状の運用を見ると、基本的には新燃料貯蔵室といわゆる原子炉室、原子炉室は炉心とその炉心タンク周り、そこにもうほぼそこで所要燃料はおさまっているという形ですが、ここで、運用上と関係してお聞きしたいのは、原子炉室から現在は使用済燃料プール室に入っていないんですけども、使用済燃料プール室に、通常もうちょっと出力が高いものだと、使用済燃料プール室に入れるときは、ある程度冷やしてから入れるとか、そういう運用上のあれがあると思うんですが、京大炉の場合は、そういった使用済燃料プールに移送する場合にどういう制限があるのかなのかということと、ここで、もう1点関係して、使用済燃料室というのは、これは、今現在第2分類に置かれていますけども、そこに持っていくために、使用済燃料プールのほうで何か搬出しなきゃならない制限なりがあるのか、運用の仕方をイメージしたいので、おわかりになればお答えいただきたいと思います。

○京都大学（堀准教授） 京都大学の堀です。

まず、1点目の御質問につきましては、表3では標準燃料要素と別に数量を出していますが、特殊燃料要素もあるのでということだと思ってしまうんですが、表4のほうで特殊燃料要素と標準燃料要素、内訳が示してありますので、こちらで現状の裕度というのが見ていた

だけのではないかと思います。1点目はそれでよろしいでしょうか。

○三好チーム員 はい、わかりました。

○京都大学（堀准教授） 2点目について回答させていただきます。

使用済燃料プール室と使用済燃料室、そこに運搬する際のいろいろな制約ということなんですけども、こちらについては、10ページを御覧いただきますと、10ページの2)炉心タンク内貯蔵設備のほうは、運転停止を2日以上経過したものというのがございます。これが一つの制限です。

それから、3)には使用済燃料貯蔵設備について書いてありまして、こちらは、使用済燃料プール室のほうは運転停止2日以上経過したもの。そして、使用済燃料室につきましては、運転停止後40日以上を経過したもの、これが制限になります。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

それぞれに移送する条件は今の御説明でわかりました。ただし、実際にはその使用済燃料室のほうに今のところ出す必要がある燃料はないという、そういう状況だということですね。了解しました。

○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、質疑はこれで終わりたいと思いますが、そのほか、何か確認しておきたいことはございますか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今回は設置承認変更ということで事業者から説明をしてもらいましたけど、特段の論点はないと思いますので、今後は事務局の原子力規制庁のほうで許認可の手続を進めさせていただきたいと思っています。

○山中委員 何かございますか。

それでは、議題(1)はこれで終了したいと思います。

ここで、出席者の入れ替えを行いますので、約5分程度中断をいたします。35分再開としたいと思います。

(休憩 京都大学退室 日本原子力研究開発機構入室)

○山中委員 再開いたします。

議題(2)HTTRの設置変更許可申請に係る新規制基準に対する適合性の状況について確認してまいります。

本件HTTR設置変更許可申請について、3月26日までの審査会合で規制庁側から指摘し

た質問事項について、JAEA 側から回答をいただくものです。質問回答が多岐にわたることから、資料を幾つかに分けて説明をしていただきたいと思います。

それでは、許可基準の 4 条、地震、6 条、外部事象、及び 12 条、安全施設の回答について、資料 2-1 から 2-3 まで説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

それでは、説明としまして、初めに資料 2-1 を用いまして、過去に説明させていただきました安全重要度、それから、重要安全施設の考え方を再度簡単に説明させていただきます。その後、それぞれの条文に対する質問回答をさせていただければと思います。よろしくをお願いいたします。

資料 2-1 を 1 枚おめくりいただきまして、目次でございます。本資料は、2. で、まず、安全上の機能別重要度分類、ここの考え方を説明してございます。それから、3. といたしまして、次に、重要安全施設の選定というところで、第 6 条、12 条、28 条に関する考え方を説明してございます。

2 ページ目、1. のはじめにというところでございます。第 3 パラグラフでございますが、新しく今般の設置許可基準規則では、ガス冷却原子炉に係る試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類につきましては、研究炉の重要度分類の考え方を参考とするということが規定されたと認識してございます。HTTR では、許可基準規則に基づきまして、グレーデッドアプローチの思想にのっとり、HTTR での運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して、より合理的な安全上の機能別重要度分類への見直しを図っていたところでございます。その後、重要度分類されました安全施設の中から、許可基準規則に従い重要安全施設について選定を行っているというところでございます。

4 ページ目でございます。まず、2. 安全上の機能別重要度分類でございますが、2.1 の選定の基本方針といたしまして、安全機能の相対的重要度、これを研究炉の重要度分類の考え方の基本的な考え方、及び基本的な考え方において示される高出力炉における重要度分類例を参考に、HTTR の特徴を踏まえて定めております。

具体的な安全施設への考え方につきましては、安全施設の 7 ページ目以降に表でまとめてございます。ここには安全施設、それから、分類した根拠というのが説明させていただいております。詳細については、本日は省略させていただきたいと思います。

19 ページ目をお願いします。19 ページ目では、3. としまして、重要安全施設の選定というものを行ってございます。まず、選定の基本方針といたしまして、原子炉施設は、第



6 条及び第 28 条における重要安全施設並びに第 12 条、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設に対する要求事項に基づく重要安全施設等に設定し、許可基準規則へ適合させる設計とするという方針としてございます。

選定に当たりましては、設計範囲内において想定する事象が発生した場合に、燃料の多量の破損を引き起こすことなく、一般公衆を過度の被ばくから防護するという安全確保の基本的な考えのもとに、重要安全施設を選定してございます。

3.2 の第 6 条に関する重要安全施設としましては、まず、要求事項としまして重要安全施設は自然現象により当該重要安全施設に作用される衝撃及び事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならぬということ、これを試験研究炉の考え方を参考にすることが規定されてございます。

3.2.2 の重要安全施設の選定としまして、下から 4 行目でございますが、HTTR では想定される自然現象に対してガス炉の特性を考慮した安全確保のために必要な機能、これは「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、及び「使用済燃料冷却」でございますが、これらの機能が確保できるように考慮してございます。具体的には次ページにございます①～④、この機能が確実に重要安全施設の中に入るように選定してございます。

具体的な検討としましては、21 ページ目に示されるフローに基づき検討いたしまして、この 1 点破線の中から試験研究炉の考え方に示される指針、それから、HTTR の安全上確保すべき安全機能を確実に選定の中に入れるようにということで検討いたしまして、具体的には 22 ページにございますような安全機能を選定したということでございます。

それから、23 ページ目、ここにつきましては、第 12 条に関する安全機能の重要度が、特に高い安全機能を有する安全施設について説明してございます。要求事項としましては、第 12 条の第 2 項では、単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように多重性、または、多様性及び独立性を確保するものでなければならぬということが規定されているということでございます。

具体的には 3.3.2 の①～③、これらの系統を選びまして、最終的には、次ページの第 3 表にあるような安全施設を選定しているということでございます。これは、補足しますと、異常時の過渡変化、それから、設計基準事故時に対処する設備を選定しているということでございます。

それから、25 ページ目でございますが、第 28 条に関する重要安全施設ということでございます。ここにつきましては、この重要安全施設の選定ということで、12 条と同じも

のになります。下から4行目でございますが、「その機能を達成するために電源を必要とする場合には、商用電源又は非常用電源のいずれからも電気の供給を受けられる設計とする。」ということで、これが非常用発電機につながっている設備ということになります。

まず、以上が HTTR の安全重要度の考え方、それから、重要安全施設の考え方を簡単に説明させていただきました。

それでは、続きまして、資料 2-2-1 を用いまして、3月26日の質問回答を中心に説明させていただきます。

まず、1枚おめくりいただきまして、3月26日の審査会合ということで、「竜巻や火山による外部事象に対して、その発生を検知し事前に原子炉を停止することとしているが、この停止の手段、及び停止後の監視の手段について具体的に説明すること。」という御指摘を受けてございます。

1. 基本的な考え方としまして、第3段落目、第3パラグラフでございますが、大きな考え方としましては、火山及び竜巻に対しては、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視いたします。監視するために必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに、蓄電池の枯渇後(60分以降)は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、必要な監視を商用電源が復旧するまでの間、継続して行う措置を講じるということとしたいと思っております。

具体的な対応手段としまして、2. に説明してございます。降下火砕物に対応するフローを図1に示すということで、次ページのフローと一緒に説明させていただきます。

まず、対応としましては、大洗研究所の対応と、それから、HTTR 原子炉施設の対応という二つのことを記載してございます。

まず、大洗研究所の対応としまして、火山の噴火・降灰の確認及び監視というところで、まず、監視につきましては、公共放送、気象庁ホームページにより火山情報を入手することとさせていただきます。

②としまして、火山の噴火情報を確認した場合には、降灰予報の状況等から、降灰の到達範囲内に大洗研究所の敷地が含まれ、降灰による警戒が必要と判断した場合には、所長は、「火山降灰警戒」を発令し、大洗研究所内に周知することとさせていただきます。

(2)の HTTR 原子炉施設の対応としましては、火山降灰警戒が発令した場合、原子炉運転中のときはここで手動スクラムにより原子炉を停止いたします。また、HTTR においては、

降下火砕物の除去作業等に必要な要員を収集しまして、さらに、建屋に堆積した降下火砕物を除去するための資機材、こういうものを準備するとともに、商用電源の喪失に備えまして、停止後の原子炉の監視を行うために、可搬型発電機、可搬型計器などを準備いたします。

可搬型発電機の保管場所を図 2 に示すというところで、1 枚おめくりいただきまして、図 2 に可搬型発電機の保管場所を図示してございます。保管場所としましては、原子炉建屋から北西、それからさらに西の 2 カ所に分散配置して、保管することを考えてございます。

本文に戻りまして、「なお」というところですが、給源火山(赤城山)から敷地までの距離は 126km ございます。風速約 40m/s の条件で計算しますと、約 50 分で火山灰が敷地まで移動されるということが想定されます。その間に準備を始めるということでございます。

敷地に降下火砕物が確認された場合には、原子炉建屋内への降下火砕物の侵入を防止するため、換気空調設備の停止、それから、建屋等の降下火砕物の除去を行うということとしてございます。

③としまして、降下火災物の降灰により商用電源が喪失し、さらに、非常用発電機による電力供給を行わない場合でも、HTTR では原子炉は安全に停止し、維持は可能でございます。このため、降灰による商用電源、これらの電源喪失時におきましては、補助冷却設備等への動力源としての電源供給は不要でございますして、蓄電池からの供給により停止後に必要な監視を継続して行うということでございます。

これにつきましては、第 42 条、全交流動力電源喪失に係る対応措置を行うことで、蓄電池の枯渇後(約 60 分以降)につきましても、停止後に必要な監視を可搬型計器、可搬型発電機等により継続するということでございます。蓄電池の枯渇後に必要な監視項目は、以下に示す第 42 条に係る監視項目と同様ということで、原子炉につきましては原子炉圧力容器の上鏡温度、それから、補助冷却器出口ヘリウム圧力、それから、使用済燃料貯蔵プールについてはプール水位を確認するということとしてございます。

以上が火山に対する質問回答 1 でございます。

続きまして、竜巻に関する質問回答でございます。

竜巻の 1 ページ目をお願いします。3 月 26 日のコメントとしましては、竜巻飛来物の代表性、それから、防護対象設備が防護できない場合の具体的な防護対策の説明をすることということを御指摘いただいております。

まず、代表性の回答といたしましては、「竜巻ガイド」に設計飛来物の選定の基本的な考え方として、以下の内容が記載されているということでございます。

まず一つ目は、検討する範囲、ここにつきましては敷地内を原則とすること。それから、選定する設計飛来物は以下の項目を満たすことということで、①～③のような項目が記載してございます。

(1)につきましては、HTR の敷地内、これをウオークダウンしまして評価を行いまして、影響を与える可能性があるものということで抽出してございます。この中で、抽出した飛来物のうち、剛性が高く、かつ飛散時の運動エネルギーが大きい鋼製材及び鋼製パイプを設計飛来物として選定しているということでございます。

その上で、(2)の①、大きな運動エネルギーを持つ飛来物、ここにつきましては、隔離、撤去、固縛、固定等により対策を行うこととしてございます。また、分解されて飛散するものは鋼製材に包絡されるということを確認してございます。

それから、③の開口部等を通過できる程度に小さくてかたい飛来物、これは砂利等になりますが、こういうものにつきましては、シャッター等の開口部は鋼製材が貫通するものとして評価してございますため、鋼製材の評価に包絡されるということを確認してございます。したがいまして、鋼製材及び鋼製パイプを代表飛来物として選定しているということでございます。

続きまして、回答 2 としまして、防護できない場合の具体的な対策でございます。竜巻防護施設の外殻となる施設の外壁の厚さは、竜巻飛来物の貫通を生じないための必要な厚さを有してございまして、竜巻飛来物が貫通することはございません。しかしながら、外壁の一部に裏面剥離を生じる場所がございます。というのが図 1 ということで、具体的には原子炉建屋の 1 階の燃料取扱フロア、それから、使用済燃料貯蔵建屋の 1 階、ここが裏面剥離を生じるということでございます。

まず、原子炉建屋の 1 階の燃料取扱フロア、ここにつきましては、壁面から発生した裏面剥離コンクリートが、防護対象設備である使用済燃料貯蔵プール、それから、ラック、及び竜巻防護施設を内包する原子炉格納容器に衝突する可能性がございますが、使用済燃料貯蔵ラック、こういうものは貯蔵ラックの遮へいプラグの蓋板、それから、格納容器につきましては燃料交換ハッチがありますので、それにより防護されるということで、それを確認してございます。

それから、使用済燃料貯蔵建屋の 1 階、ここにつきましては、貯蔵セルそれから貯蔵ラ

ックに衝突する可能性がございますが、同様に貯蔵ラック遮へいプラグの蓋板というのがございますので、これにより防護されるということを確認して評価してございます。したがって、裏面剥離を防護できない場合の防護対策は必要ないということで考えてございます。

また、開口部に対する飛来物の貫通につきましては、原子炉建屋につきましては、貫通先の区画に防護施設がないということで、影響はございません。使用済燃料貯蔵建屋につきましては、開口部を貫通した飛来物、これが衝突する可能性はございますが、裏面剥離と同様に、プラグの蓋板により防護されるため、影響はないということで許可してございます。

次、4 ページ目に行きまして、竜巻発生時による原子炉の停止手段及び停止後の監視の手段について具体的な説明ということでございます。

まず、基本的な考え方、ここにつきましては、火山と同じ考え方のため、省略させていただきたいと思っております。

それから、具体的な竜巻に対する対応ということで、対応フロー図を図3に示してございます。まず、(1)の大洗研究所の対応としまして、竜巻情報の確認です。大洗研究所では、竜巻注意情報、これを受信することにより情報を入手することとしてございます。

それから、竜巻準備指示及び竜巻対応指示の発令というところでございますが、大洗研究所では、竜巻発生確度ナウキャストの1時間後までの予測図に「竜巻発生確度2」が出現して、その移動方向に研究所が含まれる予測を確認した場合には、避難、車両移動等の対応準備が必要と判断した場合には竜巻対応準備指示を発令し、所内に周知することとしてございます。

また、竜巻発生確度ナウキャストが雷ナウキャストの予測図の中に、「竜巻発生確度2」及び「雷活動度3」以上が出現した場合、これらの移動方向に所が含まれる予測を確認した場合には、「竜巻対応準備指示」から切り替えまして「竜巻対応指示」、これを発令することとしてございます。

その場合のHTTR原子炉施設の対応というのが(2)に示してございまして、まず、事前措置といたしまして、HTTRでは、建屋周辺の資機材につきましては、事前に固縛等の飛散防止対策を実施することとしてございます。また、気象情報から竜巻注意というような予報が発表された場合には、事前にHTTR敷地の範囲外(車両の飛散距離約170m以遠

の範囲)に車両を待避するということを準備としてするという事としてございます。

竜巻対応準備指示などが発令した場合ですが、ここにつきましては、屋外作業の実施状況を確認するとともに、避難場所、車両の移動先等を周知いたします。さらに、対応指示に切りかわった場合ですが、その場合には、原子炉運転中のときには、この時点で手動プログラムにより原子炉の停止操作を行います。その際屋外作業は禁止させるとともに、建屋内へ避難させます。

原子炉運転中または使用済燃料貯蔵中にある場合は、竜巻による車両の飛来によって原子炉建屋等が損傷することを防止するため、HTTR 敷地外の範囲(170m 以遠の範囲)に車両を移動させることとしてございます。また、原子炉運転員の車両につきましては、あらかじめ原子炉建屋等に影響を及ぼさない範囲に駐車する措置を講じるということで、車両の移動先の範囲を図 4 に示してございます。

③としまして、竜巻による商用電源等が喪失した場合の対応ということで、ここにつきましては火山と同じような対応をとりたいと思っております。

説明のほうは省略させていただきたいと思っております。

続きまして、資料 2-2-3 の質問回答を説明させていただきます。第 6 条のその他の自然現象等というところでございます。

1 ページ目をお願いします。これは、自然現象の組み合わせを選定した考え方について説明することというコメントを受けてございます。まず、自然現象の組み合わせを想定する自然現象ですが、ここにつきましては、自然現象として抽出された 10 事象がございしますが、それをもとに、被害が考えられない地滑りを除いた 9 事象について検討を行ってございます。

(2)としまして、それらの各自然現象に対して原子炉施設に与える影響モードを表 1 のように整理してございます。想定される自然現象の組み合わせについて、この表 1 で整理した荷重、浸水、温度及び電氣的影響の観点から、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組み合わせを検討してございます。

このうち、浸水につきましては、複数の事象にまたがらないため、また、温度につきましては、その効果が打ち消し合うため、それから、電氣的影響につきましては、組み合わせとしても影響が増加しないということから、この 3 事象については組み合わせる対象から除外してございます。このことから、自然現象の組み合わせによる影響が生じる可能性がある影響モードとしましては「荷重」を選定し、これらについて組み合わせを検討して

ございます。

荷重の影響モードにおける自然現象の組み合わせでございますが、荷重の組み合わせを考慮する自然現象は、風(台風)、積雪、竜巻及び火山でございます。ここで、竜巻については、発生頻度が低く、影響範囲が極めて限定的であることから、竜巻による荷重にほかの自然現象による荷重は組み合わせないということとしてございます。火山につきましては、発生頻度が低いですが、事象が発生すると長期にわたり荷重が作用するため、荷重の組み合わせを考慮しまして、具体的には降下火砕物による荷重、それから、風荷重、及び積雪荷重の組み合わせを考慮してございます。

(4)としまして、実際の組み合わせということで、荷重の組み合わせにつきましては、自然現象の組み合わせを考慮している建築基準法の考え方を参考に、組み合わせる荷重を以下に示すとおりとするということでございます。また、降下火砕物、これにつきましては除去を行うということで、長期に荷重をかけ続けられないということから、短期に生じる荷重として評価するということでございます。

積雪荷重につきましては、大洗研究所は多雪区域でないということから、大洗町の平均的な積雪量、これは、30cmに0.35を乗じた10.5cm、これを組み合わせる荷重として考慮いたします。風荷重としましては、大洗町の基準風速34m/sを考慮するということとしてございます。

以上が自然現象の組み合わせに係る説明でございます。

それから、続きまして資料2-2-4ということで、第6条、外部火災についての質問回答をさせていただきたいと思っております。

まず、コメントの内容としましては、防護すべき対象として原子炉建屋、以下、機械棟までを挙げているが、延焼防止に必要な距離である危険距離は原子炉建屋に対して設定されていると。防火帯は防護する原子炉施設からの離隔として確保する必要があるところ、原子炉建屋以外で防護すべき建屋等についても、その関係について説明することということで、コメントでございます。

まず、回答に入る前に1.で経緯を説明させていただいてございます。まず、HTTRの外部火災による影響評価でございますが、2行目でございます。HTTRの森林火災影響評価では、評価対象施設と森林境界までの距離を評価条件として、外殻のコンクリート表面温度の許容温度の評価を行ってございます。

また、「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評

価ガイド」というのが平成 28 年 11 月に制定されてございまして、そこにつきましては、研究炉の森林火災の対処については、火災影響評価ガイドで求められる防火帯幅を必ずしも確保する必要はなく、運用面(草木の管理、または予防的放水等)での対応が認められていると認識してございます。

一方、HTTR の当初申請では、外部火災に対しては重要安全施設を防護対象として防護する方針としてございましたが、安全施設を防護対象として防護する方針に変更してございます。その際、この核燃のガイドを参考に、外部火災に対する防護対象施設の安全機能の確保については、影響評価の評価条件となっている評価対象施設と森林境界までの距離の範囲について、樹木を管理した上で消火活動により延焼防止措置を講ずることとしてございます。このため、平成 27 年 6 月 10 日の審査会合において説明した防火帯、これにつきましては、自主的な管理として保安規定に定め運用することとしてございます。

2. に、具体的にどのように管理するのかという話を書いてございます。まず、防護対象施設と森林境界までの距離の範囲については、樹木等を管理し、森林火災が発生した場合には予備的放水等の消火活動により延焼防止措置を講ずることで、外殻のコンクリート表面温度に影響を及ぼさないよう対処いたします。具体的な管理としましては、自主的に運用する防火帯については可燃物の管理を行い、草木について、高さが概ね 50cm 以下になるように管理いたします。

この樹木を管理する防火帯外側から森林境界までの領域については、樹木が自然に育成しないことを定期的を確認すること、それから、人為的に植樹しないこと等の管理を行います。これによって、原子炉建屋等の表面温度が許容温度を超えないことを確保いたします。機械棟につきましては、コンクリート構造でない準耐火構造の構造物であることを踏まえまして、建屋内に設置している屋内消火栓の消火ポンプが使用できない場合には、消火器等により対応することで機能を維持することとしてございます。

2 ページ目、「外部火災に対する自衛消火活動の成立性を説明すること。」というコメントに対する回答でございます。

まず、1. で、HTTR の施設側の対応と、あと、大洗研究所の対応ということで書いてございます。1. でございますが、HTTR 側としましては、火災が発生した場合、施設では現場対応班が招集され、そのうち消防班が初期消火活動を行う体制にございます。一方で、火災発生連絡を受けた所長は、直ちに自衛消防隊を招集し、発災現場に出動させます。指示を受けた自衛隊は約 20 分で原子炉施設周辺に到着し、消火活動を開始することがで



きます。この消火活動を開始するまでの時間については、自衛消防隊の訓練で確認している時間ということでございます。

休日・夜間におきましては、原子炉施設に常駐する特定施設運転員と大洗研究所の常駐消防班が消火活動を行う体制にございまして、約 20 分で消火活動を開始することができます。したがって、評価上最高となる最短の火炎到達速度は 56 分と評価してございますが、それに対して、自衛消防隊は 24 時間体制で消火活動を行う体制にあって、確実に消火できるということでございます。

それから、大洗研究所の対応としましては、外部火災の発生を受けた所長は現地対策本部を設置しまして、安全情報交流棟というところに現地対策本部を設置し、そこに所内の各施設から本部要員が参集するという体制になってございます。情報交流棟の周辺には消火栓が設置してございまして、保安管理部の消火班が自衛消防隊と連携して消火活動を行って、延焼防止を図るということでございます。

万一この本部が使用できない場合には、HTTR の現場指揮所を含め、大洗研究所に分散する複数の現場指揮所へ本部機能を移転することができるということでございます。また、現地対策本部と自衛消防隊の間の通信連絡手段、これは複数回線用意してございまして、いずれかでコミュニケーションをとるということ、過去に説明してございます。

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

それでは、資料 2-3 の 4 条関係のほうを説明させていただきます。

1 枚めくっていただきまして、こちらは耐震のほうなんですけれども、耐震重要度分類の変更の考え方と、12 条とのクラスの見直しとの関係を説明することというコメントでございます。

回答でございます。耐震重要度分類の S クラスの選定につきましては、設置許可基準規則の耐震重要度分類のフローに準じて分類を行ってございまして、安全施設のうちの機能喪失により周辺の公衆に 5mSv の被ばく影響を及ぼすおそれのある施設を S クラスとしてございます。その結果、後備停止系、補助冷却設備等を S クラスから B クラスに変更してございます。S クラス以外の施設、機器の損傷が発生した場合においても、周辺公衆への被ばくは約 3mSv で 5mSv を超えないということの評価してございます。

続いて、12 条との分類の見直しの関連ということで、内部事象との地震動との組み合わせについて記載してございます。まずは、方針としましては、内部事象と地震動の組み合わせについては、内部事象との同様の事象が地震によって引き起こされることがなく、

かつ、その事象によって作用する荷重が短時間で集結する場合には、事象と地震動を組み合わせないとしてございます。ただし、地震動の発生確率が高い B クラスに適用される地震力は事象と組み合わせるものとしてございます。

もう少し具体的に言いますと、S クラスが破損しない内部事象と、S クラスが破損する事象、内部事象について分けて記載してございます。破損しない事象につきましては、事象と地震との組み合わせにつきましては、B クラスに適用される地震力と組み合わせしてございます。この場合、S クラス、B クラスの施設の安全機能は損なわれないため、安全は確保されます。また、B クラスに適用される地震力を超える地震についても組み合わせして、この場合は B クラス施設の安全機能は失われますが、S クラスの安全機能は失われないことにより原子炉は安全に停止されるということで、5mSv は超えることはございません。

また、S クラスが破損する内部事象との地震との組み合わせにつきましては、B クラスに適用される地震力を組み合わせしてございます。この場合は、S クラス以外の S クラスの施設と、B クラスの安全機能は損なわないということで、安全は確保されています。S クラス施設の破損は地震によって引き起こされるものではなく、かつ、その事象によって作用する熱荷重が短時間で終結するというので、S クラス施設が破損する内部事象と B クラスに適用される地震力を超える地震は組み合わせしていないというものでございます。

次に、2 ページ目、二つ目の質問、コメントでございしますが、下位クラスに属する施設の波及的影響によつての事象の選定、あと、影響評価について説明することということでございます。

波及的影響につきましては、第 4 回の設工認、3 月 26 日に申請してございますが、こちらのほうに記載してございます。内容としましては、その事象の選定としましては、屋根トラスと、あと、原子炉格納容器天井クレーン、排気筒、この四つを選定してございまして、それぞれが損傷することにより、S クラスの機器に影響を及ぼさないことを確認するといったものでございます。

3 ページ目がその概念図でございすけども、赤いところが耐震重要度分類 S クラスのものでございまして、これに影響を与えないというものを確認するというものです。

4 ページ目に影響の評価として記載してございます。方針としましては、5 ページ目にフローを描いてございすが、まずは耐震解析、簡易評価、実挙動評価を行いまして、それでもだめな場合は衝突解析を行うといった形で評価を行ってございます。もう少し、内

容につきましては、4 ページに戻っていただきまして、簡易評価につきましては応答倍率法による評価等による保守な評価で、安全機能を損なわないことを確認すると。次に、実挙動評価としましては、3 次元の実形状モデルにより  $S_s$  が発生した場合の挙動を確認して、その安全機能を損なわないことを確認いたします。

三つ目の詳細評価につきましては、対象施設が S クラスまたは S クラスを内包する施設に対して、損傷、転倒、落下、衝撃による影響を与える可能性がある場合については、S クラスとの相互影響を評価するというふうにしてございます。こちらについては、 $S_s$  が発生しても耐震重要施設が下位クラスに属するものの波及影響によって、安全機能を損なわないということを確認して、設工認を出しているというものでございます。

続いて、6 ページ目でございます。こちらは、S クラス機器の動的機能維持についての御質問でございます。動的機能維持としましては、下の表に三つございますが、これらについて検討を考えてございます。まず、制御棒ですけれども、こちらについては、原子炉スクラムを起因としまして重力によって炉心に落下されると。このため、地震が発生したとしても制御棒の停止機能は動的機器を用いずに機能が果たされると。

二つ目が圧力バウンダリに属する循環機でございますが、こちらは、閉じ込め機能は期待してございますけれども、冷却は必要ないということで、こちらの循環機の動的機能維持は期待してございません。

次に、原子炉格納容器のバウンダリに属する弁でございます。こちらは、完全固定点、または、その付近に設置されているということで、地震が発生したとしても弁の応答加速度については機能確認済の加速度以下であり、動的機器の機能は維持されるといったものでございます。

それから、制御棒につきましては、その挿入性について、以前審査会合で御説明しています。それを参考としてつけておりますが、今回は説明を割愛させていただきたいと思っております。

最後に、12 ページ、4. でございます。こちらは、今回のブロックの構造、耐震設計におきまして、ブロック等における規格基準ですとか、解析手法に基づく設計で、当初から地震動の見直し等があった場合、それが適用可能かどうかということを説明するといったものです。

黒鉛ブロックの構造の設計としましては、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物」、あと、「炉心黒鉛構造物」の構造設計指針の二つがございます。それで、こちらについては応力

評価の方法、構造の規格、設計用データがまとめられてございます。こちらについては平成 15 年に改定をしてございまして、SI 単位系とか引用する JIS の規格の見直し等、四つの項目が変更されてございますが、いずれも黒鉛ブロックの評価に影響を及ぼすものではないというものを確認してございます。

また、原子高温ガス炉の関係する日本原子力学会 IAEA のテクニカル・コミッティ等をまとめた研究レポート、JAEA RESEARCH 等がございまして、これらを対象とした調査を行いました。その結果としては、先ほどの設計指針について適用可能であることを確認しております。

それから、耐震解析につきましては、炉心なんですけども、SONATINA-2V というものを用いて解析を行います。こちらは実験でも実証をしてございまして、加速度 250、500、750gal の試験をやって、今解析と実験がよく一致することを確認してございます。今回の評価におきましては、原子炉圧力容器の基準地震動の最大加速度 670gal ということで、検証した地震動の範囲におさまっているということで、見直された地震動についても適用可能だということでございます。

説明とし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。ただいまの説明内容について、規制庁から質問、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。

まず、火山と竜巻のところから確認をしたいと思います。資料 2-2 と 2-1 のところです。火山と竜巻のところ、防護の考え方については両者共通しているということなので、火山のほうの資料をもとに確認をしたいと思います。

火山の資料で 1 ページ目のところなんですけども、重要安全施設を防護すると。安全確保のために必要な機能としては「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」と、この辺が必要な機能ということで挙げておられるんですけども、重要安全機能としては、冷却については自然冷却でよいということで御説明があったと思っています。その部分なんですけれども、必要な機能としては挙げてはいるんですけども、自然冷却で十分安全に必要な機能としては担保できているということであれば、それが例えば、今回、防護の対象として非常用の発電機が重要安全施設として 6 条の設備としては入っていないということなので、通常安全解析で使っているような条件とは少々異なる条件になっていると思います。そうしたときに発電機に期待しない場合であっても、自然冷却で事象は終息できるということは、そ

これは解析なり実証試験なりで御説明いただきたいと思うんですけども、これについてはどのように御説明いただけますか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

それにつきましては、今、13条のほうで御説明する内容になるのかなということなんですけども、追補の形で冷却がなくなって発電機が使えなくなった場合どのようになるかというものを、許可に今後追補として載せるということを考えてございます。

以上です。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

そうしますと、現状は載っていないですけども、これまで御説明いただいた内容として、非常用の発電機が使えない場合の自然冷却の効果というのは申請書の形で御提示いただけるということで理解いたしました。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） そうですね。これまでに説明した中身を、今回、申請書のほうに載せさせていただくというような形をとりたいと思います。

以上です。

○山中委員 そのほか、質問はございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

続けて、火山と竜巻の関係で、もう一つ確認をさせていただきたいと思います。

今の自然冷却の関係では解析で長期的に冷却ができるということで、それは御説明いただけるということでよろしいですけども、実際の対応として、今回、停止操作を含めてソフトの対応、運用手順も含めた対応としているという御説明であったと理解しています。

そうした場合、長期的な冷却が確認できるということを、蓄電池が枯渇後も可搬の電源を用いて確認をしていきますということでしたので、火山ですとか竜巻の防護対策の一つとして、例えば、降下火砕物ですとか、竜巻が襲来するというのが検知できたところから、当該事象が敷地に到達するというところまで、ある程度、1時間ぐらいあると思いますけども、この間に必要な要員が招集できることですとか、今分散配置しておられるような資機材の保管場所から移動配備といったこと、あるいは、電源をどこに接続して使うのかという、こういった一連の手順の成立性というのも御説明いただきたいと思っておりますので、今、この場でもし方針だけでも御説明いただけるようであればお願いしたいですし、最終的にはこれは文書の形で御説明いただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水でございます。

まず、1点目の確実に止められるかというところにつきましては、この文書の中でも先ほど説明させていただきましたが、竜巻については竜巻対応指示というのが発令した時点で、そこで手動スクラムをかけるということとしてございます。それから、竜巻につきましては、竜巻対応指示が出たという時点で原子炉を停止するということとしてございます。

具体的な説明につきましては、次回以降、今、可搬型の発電機の御質問をいただいておりますので、その中で具体的な手順等は説明させていただきたいと思いますが、実際、第42条のほうで、前回御説明させていただいておまして、約30分程度で電源の接続までは可能ということは訓練で確認してございますので、その辺も含めて、次回以降、きちんと監視の項目ということで改めて説明させていただければと思います。

以上です。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

その点はよろしく申し上げます。

それで、今回、竜巻のところは停止の判断も結構詳しく書いていただいているんですけど、例えば、火山については降灰予報でということなんですけども、降灰予報も幾つか段階がございますので、例えばどういった段階で判断をするかということも含めて、運用手順のほうをもう少し、今も方針は書いていただいているんですけども、具体的な流れを示していただきたいと思いますので、よろしく願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（澤畑主査） 原子力機構の澤畑です。

今のコメントの件は、次回の資料のほうに追記させていただきたいと思いますが、簡単に説明させていただきますと、降灰予報のほうなんですけど、降灰予報は1種類だと思います。噴火につきましては噴火警戒というレベルが幾つかありますので、我々の基本的な考え方としましては、フローのほうに描いているんですけど、噴火をして、噴火をした後に降灰予報というのが必ず出ますので、その噴火予報で大洗が敷地に入ったら原子炉はすぐスクラムするというようなことで考えて、このフローは記載してございます。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

可搬型電源の接続性については、次回の会合以降に説明いただけるということなんですけど、例えば、火山の資料2-2-1の4ページですと、可搬型発電機を保管する場所というのは、今回これで示されたんですけど、それを実際にはどこに接続するのかとか、その接続するまでのルートとか時間とか、それを竜巻とかそういう火山灰が降るときに、そういうのがちゃんと移動できるのかとか、そういうことについても次回以降に説明をしていた

だければと思います。

あともう 1 点、2 ページに、監視する項目が下の 1) と 2) であるんですけど、以前も、無停電電源装置で監視する範囲、60 分の範囲での説明の中でもあったと思うんですけど、まず、止める機能については中性子束、それがちゃんと下がっているかどうかというのを確認する必要があると思うんですけど、だから、そちらのほうは無停電電源装置のほうでカバーして、こちらの可搬型のほうではそれは見ないのかとか、見ない場合、それで問題ないのかどうか、そういう中性子束についてもあわせて説明をいただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

可搬型電源の接続までの対応の詳細な説明について、了解いたしました。

2 件目でございますが、停止については確実に停止をするということで、もうフラックスが下がっているのを蓄電池があるときに確認して制御棒が下がるというところまで確認できますので、これは、その後、蓄電池が終わった後に継続して監視するというもので、この 2 点を挙げさせていただいてございます。

説明は以上です。

○山中委員 そのほかはいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

先ほど、火山のことで回答をいただいたと思うんですけど、私が分類があると申し上げたのは、降灰予報の中でも、例えば多量ですとか、微量ですとか、そういったランクがあるはずなので、例えば多量だったら止めるとか、降灰レベルがあると思うので、この辺も含めてどう判断されているのかというのを御説明いただきたいという、そういうことでございます。

○日本原子力研究開発機構（澤畑主査） 原子力機構の澤畑です。

了解いたしました。次の資料に追記させていただきます。

○片野チーム員 続きまして、今度自然現象の組み合わせについて、これも御確認させていただきたいんですけど、資料 2-2-3 です。

表 1 のところで、施設に対して影響を与えるモードということで、荷重、浸水、温度、電氣的影響ということで選定されていて、この中で、組み合わせとして最も厳しいのは荷重であるということであったと理解しております。この中で、荷重の組み合わせに対してどのように考えているかというのは(4)のところで御説明いただいたところなんですけど、火山はたしか、灰の荷重は 50cm だったと思いますけども、それと、積雪、風荷重、こう

いった考え方で組み合わせを行いますということでしたので、こういったそれぞれの荷重を合計したものに対して、短期許容荷重の比較でちゃんと入っているかというのは御説明いただきたいと思うのですが、これは方針としてはこうなんでしょうけども、実際ちゃんと防護できているかというのは、数字の根拠をもって示していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

すみません、確認ですけど、防護の数値の見通しということですが、今、設工認では一応出してございまして、それを許可の段階でも見るという、その数値をもって見るということではよろしいでしょうか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

詳しくは詳細設計で設工認というのは理解するんですけど、設計段階での見通しということで、今、お尋ねしています。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

承知いたしました。次回以降、説明させていただければと思います。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○片野チーム員 重ねて、原子力規制庁の片野でございます。

次は、外部火災の考え方ところで確認をしたいと思います。資料 2-2-4 です。

今回経緯のところで説明いただいているように、核燃料施設の審査ガイドを踏まえた設計の考え方ということですが、これは一種のグレーデッドアプローチだとは思いますが、このガイドを運用するに当たっては、ある程度判断が入ってくるというふうに理解しています。

試験研究用等原子炉施設に関しては、そのガイドの中の考え方と言えば、事故当たり 5mSv を超えないと評価している場合ですとか、ある程度そういったことがガイドにも書かれてありますので、そういった判断をした上で、今回、外部火災については運用も含めた防護対策としているのかというのを御説明いただきたいと思いますが、ここはどうでしょうか。どういう考え方で整理されたのかというのをお願いできますか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

影響評価というところの判断でございますが、具体的に外部火災で機能を全喪失させてというような影響評価は、実際にはやってございません。

ここのガイドで規定されてございますのは、ハザード強度を決めるときに、どこを発火点とするかというところで規定がかかってございまして、影響評価をした場合には近くの



敷地周辺のものでよいというところは認められていると理解してございまして、HTTR では、ここの隣接する森林ではなくて、10km 以内の発火点を全て想定して発火点としているというところでございます。それから、この防火帯の幅につきましては、これは影響評価にかかわらず、これが、試験研究炉については運用管理というのが認められているというふうに認識してございます。

以上でございます。

○青木（昌）チーム長代理 原子力規制庁の青木です。

今、言及のあったガイドですけれども、これも竜巻のところで何回か議論したので、もう 1 回紹介させていただきますけれども、このガイドというのは、基本的には項目のタイトルを見ていただきますと 3. で安全上重要な施設を有しない核燃料施設等に係る影響評価ということで、基本的な考え方として想定しているのは、試験研究炉以外の施設であれば安全上重要な施設を有しない施設、試験研究炉であれば S クラスを有しない施設、これを想定したガイドであります。それはタイトルを見ても明らかだと思います。ですから、単に試験研究炉だからとか、発生事故当たり 5mSv を超えなければ評価を変えていいというものではない。これは趣旨としてそうなっているということです。これは竜巻のときでも議論したと思います。

JRR-3 のときにはどうしたかといいますと、JRR-3 も S クラスのある施設です。例外的に考えたのは、二つケースがあると思うんですけれども、一つは、やはり竜巻とか火災とか、少し時間があるので炉停止はできるだろうという。これは、インベントリというよりも、そういう時間で切るという話と、あと、JRR-3 の場合は、プールの躯体というのが剛健なので、全て水でなくなるというところまでは想定できないだろうということで冷却も確保できる、そういう意味で言うと、HTTR と近いと思うんですけれども、ですから、その上で JRR-3 で評価したのは、それでいわゆる閉じ込め機能がなくなったと仮定して、それで 5mSv いくか、いかないという評価をしたのです。

ですから、もし HTTR でそういうもの、JRR-3 みたいな考え方をとるのであれば、きちんとその評価をしていただく必要があると思いますし、竜巻のときの評価、詳細に覚えていませんけれども、そのときにはある程度の閉じ込めの施設というのを、かなり前提した評価だったと思いますので、そういうものもなくて評価してもらおうということだと思います。

それで、評価結果は見ておりませんが、HTTR は燃料の初期欠陥ということで、

ある程度放射性物質が1次系にあるということを前提としていますので、そういう評価を  
するとなかなか、今議論しているガイドの対象にならないかなと私は印象を持っています  
けれども、そこは事業者のほうで検討していただければと思います。

○山中委員 どうですか、いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

確認ですけれども、このガイド自体は安全上重要な施設を有しないということで、この  
ときのパブコメを見ますと、ここは、「安全上重要な施設」というのは、もともと原子炉  
の規則にはそういう言葉はないというような説明をしまして、必ずしも――したが  
いまして、3.2の中に試験研究用等原子炉施設の中に、まず、考える範囲として全ての試験  
研究炉が含まれるという認識なんですけれども、そこが間違っていますでしょうか。

○青木（昌）チーム長代理 原子力規制庁の青木ですけれども、確かに書き方が不十分だっ  
たところがあります。

ただ、繰り返しになりますけれども、そのガイドでは、3.1として安全上重要な施設を  
有しない核燃料施設、3.2として試験研究等原子炉施設とあって、3.というの  
は安全上重要な施設を有しない核燃料施設等に係る影響評価となっていますので、趣旨としては  
そういう趣旨でつくったものです。

竜巻評価のほうは割とはっきり書いてあって、「施設の機能を喪失した」という言葉が  
書いてあるんですけども、おっしゃるとおり、3.2.2の森林火災みたいなところは、機能  
損失等を喪失したということはあまり書いていないので、そこは不十分であるとい  
うことは認めますけれども、趣旨としてはそういうことです。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

趣旨は理解いたしました。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

ちょっとその観点もあるんですけど、先ほどの外部火災の資料で、当初は重要安全施設  
として防火帯を設けるということを考えられていたということなんですけど、それを安全  
施設全体に変えて、それで森林境界、このガイドを使って森林境界でやるというふうな御  
説明があったと思うんですけど、当初はちゃんと重要施設として認識されて防火帯を設け  
るという考え方だったのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

ここの1.の経緯にも示しましたとおり、当初は、防護対象設備としまして重要、原子

炉建屋のみを対象としていましたので、そのときには防火帯としまして、こういう防火帯を設けるという説明をしてございました。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

そうしますと、少なくとも原子炉建屋というのは、重要安全施設としてちゃんと防火帯で守るということなんじゃないかと思うんですけど、それについてはいかがですか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

防火帯もそうなんですけども、繰り返しになりますが、影響評価においては実際の森林境界の際までを燃やして評価をしていますので、防火帯というよりはそれより長い範囲、広目の範囲、ここを管理するということ、その評価条件を担保するということが重要だというふうに認識してございまして、そこを草木を管理する、延焼防止を図るということを説明してございます。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

ですから、先ほどのお話ですと、原子炉建屋については最初ちゃんと防火帯で守ろうと思われていたけど、その施設を安全施設全体に広げた場合は、全て防火帯で守るのではなくて、そのガイドの考えを取り入れて、そういう森林境界という考えが出てきたというふうに見受けられるんですけど、といいますのは、先ほど、12 条の資料 2-1 の説明の中で、19 ページになりますけど、19 ページの 3.2.2 の重要安全施設の選定というところがあるんですけど、自然現象については、最後に、なお書きでありますけど、基本的に「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」というのは確保するんですけど、その防護の対象としては、なお書きで「冷やす」については高温ガスの特性から自然放熱が可能なので、対象外ですというふうに書いてあるんですけど、具体的に火山と竜巻についてはそういう対象外というふうになっていると思うんですけど、外部火災については、基本的には今の御説明ですと、安全施設全部「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、全部対象になるというふうに考えられていると思うんですけど、同じ自然現象でも、そういう「冷やす」機能を防護対象にしていたり、していなかったりとか、そういう考え方が統一されていないと思うんですけど。そういうのが、先ほど言ったように、防火帯でちゃんと守るものをどこの範囲にするのかというのが明確になっていないと思うんですけど、それについてはいかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

そういう意味では、まず、方針変更後は重要安全施設にかかわらず、炉心冷却機能を守

るという方針に変わっております。その上で、その守り方については、ガイドというものがその後に出ましたので、そこについては、今、解釈の違いというのがございましたが、管理で管理するというところで延焼防止措置を講じるというところを説明しております。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

そうしますと、止める機能はちゃんと防護されるというのは、全ての自然現象に通じて共通だと思いますので、特に、原子炉建屋の外部火災の防護というのは防火帯でやるべきなんじゃないかと思うんですけど。あと、安全施設全体を防護するかというのは、全体の設計方針にも関連するというふうに思います。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

承知しました。まずは、防火帯で全ての安全施設を守るということは変わらないですが、その防火帯と危険距離との関係を次回以降、示させていただきますして、基本的には、重要安全施設については、今の防火帯というところまで防護できますけれども、それ以外のものについても、危険距離と防火帯の関係を整理させていただきますして、それでその上で防火帯をどのように防護していくかというのを説明させていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（篠崎部長） 原子力機構の篠崎でございます。

先ほども青木審議官のほうからありましたとおり、我々は、評価ガイドの解釈というのはちょっと齟齬があったというふうに理解しております。その辺を踏まえまして、次回以降、その辺の御指導のあった点を踏まえまして、この資料を注意しながら修正してまいりたいと思いますので、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。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

今の外部火災の関係で言いますと、全ての施設を防護するかどうかというのは、今後、防火帯の関係でどう防護するかということも踏まえて考えられるということなんですけど、その上で質問なんですけど、機械棟の扱いです。機械棟については一応防護の対象として挙げられてはいるんですけども、ただ、防護と言っただけはいるんですけども、具体的にどう防護されるのかというのが、この記載の中ではあまり明らかになっていないということと、ただ代替措置として中にある消火ポンプというのは、補完措置で代替できますということも書かれているんですけど、防護対象ということであれば、この機械棟もどういうふうに扱うのかというのを、もう少し説明を補っていただきたいということと、ただ、それは今の整理の中でこれをどう扱うかということも含めてのことだと思ってしまうんですけども、これ

についてはいかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

機械棟については、それも含めて次回以降に説明させていただきたいと思いますが、現状は、機械棟については、先ほど「全ての」と言ったんですけども、そのときに必要な安全機能の安全施設を全て守るということで、機械棟につきましては屋内消火栓、屋内のものごの設備でございまして、外部火災のときには期待していませんので、そういう意味では、外部火災のときには防護対象としてはしていないということでございます。

以上でございます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

わかりました。

続きまして、もう 1 点、地震のところです。4 条の関係で確認をさせていただきたいと思います。

4 条で回答があった 1 ページ目のところなんですけれども、基本的には、耐震 S クラスの地震と設計基準は重ね合わせない。それは確率的に低いからということだと理解しました。ただ、耐震 B クラスについては、内部事象との組み合わせも荷重の組み合わせは行うと。そうしたときに、回答の 1 番目のパラグラフを見ますと、1 パラ目の下のほうです。耐震 S クラス以外の設備が壊れた場合の被ばく評価の話がありまして、3 パラグラフ目にいくと、また書きで、耐震 B クラスに適用される地震力を超える地震についても組み合わせているということで記載がありましたので、内部事象と組み合わせるのは耐震 B クラスの地震だという御説明だったので、ここは、B クラスを超える地震力というのが基準地震動のことなのかなとも思ったんですが、ここの考え方というのはどういうふうに整理されているのか、御説明いただけますか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

基本的には、B クラスに適用するものを重ねるというふうに言ってございます。ただ、S クラスが破損しない事象につきましては、地震を重ねたとしても、S クラスがもちますので、5mSv いきませんということで重ねてはいます。重ねてはいるというか、考え方としてはこうなりますということを行っています。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

そうすると、設計基準事象と基準地震動による地震力の重ね合わせをやっているということになるんですか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー）　そうです。そういうことです。それで、Sクラス機器が壊れるものに関しましては、そこはSクラス機器自体の破損自体が非常に頻度が少ないというところで、そこは、Bクラスを超える地震については重ね合わせないというふうに考えております。

○戸ヶ崎チーム員　原子力規制庁の戸ヶ崎です。

再確認ですけど、Bクラスの地震、安全評価で事故が起きているときに、Bクラスの地震が起きた場合には、安全評価で、例えば内圧が上がったりとか温度が上がったりとかしている状態で、Bクラスの地震の荷重が加わると思うんですけど、その重ね合わせをやっているかということと、あともう一つ、Bクラスを超える地震の場合は、Bクラスが壊れてしまうと思いますので、今の安全評価では、例えば非常用電源とか、あと、後備冷却系とか、そういうのは期待している状態になっていますので、それは今Bクラスに下がっていますので、実際にBクラスを超える地震が来たら、それは動かないということになると思うんですけど、そのときは、先ほどの火山と竜巻のところで、13条のほうで、そういう冷やす機能が使えなかった場合にちゃんと炉が安定するのかというのは説明されるということだったんですけど、地震についても同じように、Bクラスのものが壊れた場合にちゃんと炉が安定するのかというのは、13条のほうで答えられるという理解でよろしいでしょうか。2点確認をさせていただきます。

○日本原子力研究開発機構（猪井技術副主幹）　原子力機構の猪井でございます。

説明が悪くて申し訳ございませんけれども、まず、Sクラスが破損しない場合のものが壊れた場合に、基準地震動相当、いわゆるBを超える地震を重ねる場合の評価というのは、単純にSクラスはもちますから、5mSv いかないですよという意味で、ここに書いてあるということでございます。ですので、単純にSクラスはSでもちますという説明しかしていないということと同じことです。そのパターンというのは、もちろん冷却はききませんので、いわゆるそのパターンの冷却の仕方のグラフというのは、先ほどの火山、竜巻と同じように乗せるということになるというふうに考えております。

○戸ヶ崎チーム員　原子力規制庁の戸ヶ崎です。

あと、最初の事故が起きているときに、その内圧とか温度が高い状態のときに、Bクラスの荷重が重ね合わせて評価されているかどうかについてはいかがですか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー）　そちらについてはやっております。

以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

具体的な設工認かもしれないですけど、どういうふうにやられるかというのは、次回以降でも結構なんですけど、説明をお願いしたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

あともう少し、耐震の関係で確認をしたいと思います。

2 ページ目なんですけど、これは後段規制との関係でお聞きをするんですが、波及的影響についても確認はいただいているということで、4 施設を選定されておられて、これが上位クラスに対して影響がないかというのを確認しているということで御説明いただきました。

それで、評価の方法が5 ページのフローに書かれているわけなんですけども、実際、施設の補強まで至るようなものはあるのでしょうか。もし、後段で、許可にはねるような改造工事が発生するであれば、今のうちに確認しておきたいということがありますので、③の総合影響評価を超えて、さらに改造を要するものがあるかどうかというのを、その見通しを御説明いただけますか。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

③を超えて補強が必要なものは、今のところはないというふうに考えております。

以上です。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

わかりました。ありがとうございます。

あともう1点、動的機能維持のところですか。6 ページ目のところなんですけど、これは、許可の段階では、もうこれぐらい方針として書いていただくということでわかりまして、3 番目のところで1点確認です。駆動部の評価をするに当たっては、地震力の評価ですので、S クラスとなってきますと、鉛直水平2方向の組み合わせというのが要と思うんですけども、こういうことも踏まえた上で、ちゃんと機能確認済加速度は満足しているということなんですか。この辺は、数字の比較になってくると、設工認のほうで確認ということになると思うんですけど、ここも一応、目処があるかどうかということで確認をしております。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

水平・鉛直はまともに確認しておりまして、問題はないということを聞いております。  
以上です。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

わかりました。

○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。

それでは次に、8条、内部火災の回答について、資料2-4の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（齋藤マネージャー） 原子力機構の齋藤です。

資料2-4に基づきまして、第8条、内部火災について説明させていただきます。

まず、ページをめくっていただいて、2 ページの一番下のところなんですけれども、前回の審査会合におきまして、有炎火災を発生させる有機溶剤等の仮置可燃物の管理についてもう少し説明してくださいということでしたので、その点を追記しております。

具体的には、火災等価時間を考慮した火災防護区域ごとに持込品の制限を設けますということと、鋼製のキャビネットへの保管、あるいは、火災防護対象設備とこれら仮置可燃物との分離距離を置くという管理方法を保安規定に定め、管理することといたします。

またページをめくっていただいて、4 ページの高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する機器の系統分離について、発電炉の該当との違う理由をもう少し説明してくださいということでしたので、その旨の説明を補強してまいりました。

実用発電炉の審査基準におきましては、これら高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する機器の系統分離について、3時間以上の耐火能力等を要求されていますが、HTTRの停止系、冷却系等につきましては、IEEE384 に基づく分離距離等を基本として防護対策を行っております。

その理由としましては、まず、停止系につきましては、火災検知時に中央制御室の運転員により、速やかな原子炉手動スクラムが可能である。また、冷却系につきましては、HTTR は全交流動力電源喪失を想定したときの、冷却系が全部止まったときを想定しましても、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を担保することができるということで、実用発電用原子炉に求められる炉心の機能、継続的な炉心冷却機能は比較的要求されないということで、HTTR の系統分離につきましては、IEEE384 等に基づく系統分離を行っております。

具体的な措置につきましては最後のパラグラフになりますが、まず、1 番目としまして、



IEEE383 等に基づく垂直トレイ試験に適合した難燃ケーブルを使用して、火災の発生防止をしております。また、配線用遮断機による過電流保護により火災の発生防止を図っております。

2 番目としまして、中央制御室の運転により火災の早期検知及び検知から短時間での消火活動の開始が可能であります。

3 番目としまして、建設省告示を参考に、1 時間の耐火能力をケーブルトレイに確保することで、トレイ内部への発炎を防止する火災の影響軽減を図っております。

4 番目としまして、JIS に基づく加熱試験に適合した型式品のケーブルを使用することにより、ケーブルトレイ内の過熱による性能低下を防ぐ火災の影響軽減を図っております。この難燃ケーブルにつきましては、抜き取りにて IEEE383 等に基づく垂直トレイ試験、また JIS に基づく過熱試験への適合性を実証試験により確認しております。

以上のことから、HTTR の安全上の特徴並びに火災の三方策の組み合わせを交流した上、IEEE384 に基づく系統分離を図ることで、火災防護ができると判断しております。

説明は以上でございます。

○山中委員 ただいま説明のあった部分について、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。

今御説明いただいたところ、4 ページ目のところです。高温停止、低温停止に係る安全機能を有する機器の系統分離というところで、一つは、これは事実関係の確認になるんですけども、ケーブルの難燃性の担保の考え方で、難燃性といいますと、延焼防止だけでなく自己消火性も必要になってきますが、ここで IEEE383 ということで書かれていますけども、これは、自己消火性だと UL の垂直燃焼試験もあるんですけど、この辺はどういうふうに確認をされていますか。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間でございます。

IEEE に基づく燃焼試験でいわゆる燃焼性を確認しておりますが、自己消火性につきましても、IEEE383、あるいは、電気学会の規格の中に、自己消火性に関して記載がございます。

具体的には、一例を申しますと、1.8m 以上燃える前に自然に自分で消えること等の記載がございまして、それについて我々は確認してございますので、それらをもっていわゆる自己消火性の性能を担保できているものと考えております。

以上でございます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

わかりました。そうすると、ガイド上は UL の試験なんですけども、ちょっとそれとは違うということですが、それ相当の試験であるのかどうかというのは説明いただきたいところなんですけど。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間でございます。

UL のやつは、ガイド上はある意味一例としてという要望のもとに書いてはございますが、具体的な検査方法としましては、例えば火であぶる回数だとか、その辺等々を書いてございますが、その辺については一致しているものではございません。ただ、自己消火ということにつきまして、何らかの形で規格上要求されているものでございますので、全く一致しているものではございませんが、自己消火性というものの考え方は、我々は UL ではなくて、従来からのやつに基づいているものと考えております。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

まず、自己消火性については、UL ではないけれども、何らか確認しているということではわかりました。詳しくはまた別途確認をしたいと思っておりますけれども。

もう 1 点です。防護の考え方です。停止と冷却と今回両方防護する。前は停止系を防護するという御説明いただいたと思うんですけど、今回は停止系も冷却系も両方守りますということで御説明がありました。そうしたときに、1 時間は耐火性能があるので基本的には大丈夫ですという、こういうお考えだと思うんですけど、ほかにも消火ですとか、いろんなオプションとして対策はあります。この場合、1 時間でいいのかということになってくるんですが、停止ということから言うと、原子炉の停止に必要な時間から考えると 1 時間というのはわかるんですが、冷却はどうですか。ここは 1 時間という考え方で問題はないですか。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間でございます。

冷却につきましても、いわゆる冷却に関して系統分離を図ってまいりまして、これらについてはある距離を離しておけば大丈夫だと。そのトレイについても 1 時間もつ耐火性能を持っているもので囲ってれば、その 1 時間以内において早期の検知ができ、早期の消火活動に取りかかることができるということをもって、十分対応可能だと思っております。冷却機能は守れるものだと考えております。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

一方で、例えば、3 ページの下のほうを見ますと、火災防護区域ですとか、このとこ

ろ、等価火災時間は1時間以内、以下ということも説明をされているので、例えば、これですと、可燃物があつた場合、全部燃えたとしても1時間以内だということも考えられますので、こういった観点からも冷却に必要な機能が1時間であれば大丈夫なのかというのは御説明いただければなと思うんですけど。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間です。

仮置可燃物につきましては、各防護区画内の置く量を等価時間 20 分以内で管理しますので、1 時間以内であれば十分消せるというものです。1 時間以上燃え続けることはないという考え方でございます。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

「止める」、「冷やす」の機能の等価時間というのが何時間かとお聞きしているのは、実用炉のガイドですと、基本的には3時間耐火というのがあるんですけど、実用炉のほうは、ちゃんと等価時間が3時間であつたり、3時間はちゃんと耐火壁を持たないといけないというのがあるんですけど、HTTR の場合は固有の安全性もありますので、実際、等価時間が「止める」、「冷やす」について何時間なのかというのと、あと、実際、何時間火災防護ができればいいのかというのをまず確認させていただきたいと思いますので、そういう観点で「止める」、「冷やす」についての等価時間等を確認しました。ですから、次回でも結構なんですけど、1 時間であるということであれば、それを説明していただく必要があると思います。

続いて、今度はじゃあ、1 時間、ちゃんとそれが耐えられるかについてなんですけど、こちらの資料の4 ページのほうに、下のほうにいろいろ書かれているんですけど、例えば、4 ページの一番下の「さらに」の1)です。こちらは難燃性ケーブルを使用するということを書いてあつて、3)に行きますけど、こちらは建設省告示の1 時間耐火能力を有するトレイに入れますということと、今度の4)に、また、ケーブルの話が書いてあるんですけど、JIS に基づく加熱試験に適合したケーブルを使用するというのを書いてあります。さらに、なお書きで、抜き取りで確認していますというのがあるんですけど、このケーブルが同じものなのか、あと、特に、1)と4)となお書きの関係がどうなのか。ケーブルの耐火性だけを見ているような基準だったり、試験なのかというのを確認したいのと、あと、実際にはケーブルだけじゃなくて、トレイに入っていると思うんですけど、トレイに適用する建設省の告示というのは、基本的には板の状態、火災がそういう板の外側に出てこないというような基準になっていると思うんですけど、その板をトレイにして、その中のケーブ

ルがちゃんと安全機能を損なうことがないのかというようなことが大事だと思うんですけど、この 1)から 4)とかなお書きの説明で、ケーブルがちゃんと大丈夫だということが言えるのかどうか、それを説明していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間です。

質問の趣旨は御理解いたしました。

例えば、加熱試験をもって、どういったような性能を担保しているか等々を踏まえまして、次回以降、御説明させていただきたいと思います。

○山中委員 そのほか、よろしいでしょうか。

それでは次に、53 条 BDPA 及び 13 条設計基準事故の回答について、資料 2-5、2-6 の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

それでは、資料 2-5 について、53 条関係の説明をさせていただきます。こちらの資料は、4 月 22 日に御説明させていただいた資料にコメントを反映した形で修正させていただきます。

まず、一つ目のコメントでございますけども、こちらは目張りの有効性ということで、15 ページ目のところの 3.3 になります。前回、目張りの有効性ということで、地上放出から高所放出にするということで、約 10 分の 1 になりますという御説明をさせていただいております。

前回コメントをいただいたところで、半減期を考慮したらどうなるのかといったところを今回、追加させていただきます。それで、下線のところはそうなんですけども、半減期を考えますと、図 6 のように目張りなしと目張りありのほうの形になりますけども、効果としては約 4 分の 1 になるという結果を得ておりまして、これでも有効であるということを確認させていただきます。

続きまして、16 ページのところですけども、3.4 の対策の有効性の確認方法ということで、3.4、丸々追加させていただきますけども、前回、監視のことについて、その監視について有効性どうなのかという、例えば、パラメータは何で使っているのか、何を見るのかとか、そういった用意をどうするのかというようなところを記載させていただきます。これについてちょっと読ませていただきますと、事故の際に監視するパラメータとしましては、中性子束と原子炉圧力容器の上鏡温度、あと、補助冷却器の出口ヘリウム圧力と、あと、格納容器内の圧力でございます。それと、閉じ込め機能喪失時につきましては、可搬型の線

量計を用いて空間線量計を使うというふうに考えてございます。

上記のパラメータのうちの空間線量率以外につきましては、事故後 1 時間以内に可搬型の発電機を用いまして監視できるようにいたしまして、それ以後は継続的に監視するというふうに考えてございます。可搬型発電機につきましては、先ほど説明があったように、同じ場所なんですけども、設置場所としては、原子炉建屋の北西のところの機械棟と、あと、西側の建設管理棟の横のほうに設置するといったことを考えてございます。燃料については、油脂倉庫に保管しまして、適宜給油をするといった考えでございます。

それから、三つ目のコメントでございすけども、こちらについては、停止機能が喪失した場合に後備停止系を作動させるといったところで、そのときの原子炉の挙動、特に炉心の平均温度について御説明いただきたいというところで、それを 11 ページの参考資料 2 のところに追記してございます。

それで、11 ページのところなんですけども、参考資料の参考図 1、800℃のところには線が入っているように見えるんですが、実際、こちらでは意図的には入れていなくて、印刷の関係で出てきたものなので、ここは無視していただきたいというふうに考えてございます。

それで、説明なんですけども、2 パラ目からなんですけども、可搬型電源を用いて、今、後備停止系を作動させる場合については、5 時間かけて段階的に負の反応度を添加させるというふうにします。そのときに、原子炉そのものは減速材の温度効果とかキセノンの毒物の作用によって、事故から 20 時間後までは未臨界の状態に続きますので、5 時間後に後備停止系を作動させたとしても、炉心の平均温度は正常に停止した場合と大きく変わらないということで、図のような形になるといったものです。

2-5 については以上でございます。

続いて、2-6 の 13 条関係でございます。こちらは 3 月 26 日の質問の回答でございまして、「安全施設の安全重要度を変更している設備にあっては、設計基準事故時にも期待できる信頼性が確保されていることを説明すること。」ということでございます。それで、今回、安全機能につきましては、先ほども 12 条のほうで説明しましたけれども、後備停止系とか補助冷却設備とかにつきましては、MS-1 から MS-2 に変更しているといったものでございます。

それで、安全評価につきましては、内部事象を対象としまして運転時の異常な過渡変化ですとか、設計基準事故に対して解析し、評価を行っている。こちらについては、水冷

却型の試験研究用原子炉施設の安全評価に関する指針におきまして、想定された事象に対するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものとしては、原則 MS-1 と MS-2 に属するものによる機能とされているということで、指針では MS-1、MS-2 まで使ってもいいというふうになってございます。

「設計基準事故」に対処するために必要な MS の系統及び機器については、単一故障を仮定したとしても、その系統の安全機能は阻害されないことを要求してございますが、安全評価においては、この事象に対するためにその緩和機能を期待している補助冷却設備とか、炉容器冷却設備などについては、単一故障を仮定しても安全機能を損なわないという高い信頼性を持っておりますので、安全機能のうち、これらの影響緩和を期待しているというものでございます。

それで、こちらについては、3 月 26 日に説明した資料のものを抜粋したところでございまして、なお書きでございますけども、MS-1 から MS-2 に見直す系統及び機器については、現在行っている保守管理の品質を変えることなく、これまでと同様の信頼性を確保して保守管理を行っているというふうに考えておりますので、そのまま信頼性があるというふうに考えています。

それで、先ほど外部事象のところの説明しました追補の話ですけども、これは資料には載せていないんですけども、参考の 5 のほうに追補 1、追補 2 という形で、耐震重要度分類の変更の妥当性ということで、被ばく評価結果、これまで説明してきた内容を追記してございます。

参考 5 のページが 220 ページのところからですけども、それが追補 1。追補 2 としましては、今回の安全機能重要度分類の変更の妥当性を示すということで、機能を MS-1 から MS-2 に落としたものについて、それを機能喪失した、使わないで行ったときの燃料の最高温度を記載しておりまして、それを追補として載せるというふうに考えてございます。これらについても、これまでの審査等で説明している内容なので、説明は割愛させていただきたいと思えます。

次に、(2)でございます。2 ページ目でございます、「平常時及び設計基準事故時被ばく評価を実施している事象については、事象ごとに被ばく評価の前提条件及び評価結果の変更点を明らかにして説明すること。」というものでございます。HTTR では設置許可を変更する際には、新たに行う被ばく評価では最新の気象条件とか ICRP 勧告等を反映してございます。

新規制基準の適合性の説明に当たっては、今回の設計基準事故などの既往の記載から変更はないですけれども、そこは、被ばく評価については更新してございます。ということで、現在申請している設置変更許可についての被ばくについては、数値は全て最新のものに変更したものを記載しているというところでございます。

具体的な変更点としましては、下に記載してございますけれども、小児の呼吸率とか線量換算係数の、年齢区分を詳細にしたもの、あと、気象データ、相対強度とか相対濃度を変更したものを勘案しているというものと、あと、最新の核データライブラリに基づく評価として、設計基準事故の被ばく評価にも適用してございます。こちらについては、スカイシャイン及び直接線の寄与が大きくなったということで、格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャイン及び直接線による被ばく評価をする、1次冷却設備の二重管破断事故とスタンドパイプ破損事故について被ばく結果を変更したということで、データとしては一応最新のものになっているといったところでございます。

説明としては以上です。

○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。

○榊見チーム員 原子力規制庁の榊見です。

53条の御説明については承知いたしました。

それで、もう一つ、13条の設計基準事故の被ばく評価について確認させていただきたいんですが、資料2-6の2ページの最後の段落で、最新の核データライブラリに基づく評価ということなんですけれども、核データライブラリというのが、ちょっと具体的にはどういうものを指しているのか。いわゆる核計算で用いているようなライブラリとは多分違うんだろーとは思いますが、具体的にどういった、どのスコープに被ばく評価という範囲だけに限定したものなのかとか、そういう具体的なライブラリの名前とか、そういうものを教えていただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

核データのライブラリ名は ORLIB J33 といまして、JENDL3.3 をもとにした ORIGEN 用のライブラリをここではいっております。といえますか、それとなります。

○榊見チーム員 原子力規制庁の榊見です。

ORIGEN 用のライブラリで JENDL3.3 ベース、要するに、核計算で出てきたものの核変換というか、崩壊とか、そういう変化を追いかけるような、そういうイメージでよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（濱本研究副主幹） HTTR の炉心から出てくる放射性物質の質量といますか、そういうものから積算線源強度、ORIGEN を用いて計算する過程で、このライブラリ変更が効いているということで、数値変更をしたということになりました。今の御回答でよろしいでしょうか。

○梶見チーム員 原子力規制庁の梶見です。

まず、一つ確認したいのは、核計算で使っているライブラリというのはまた別にあって、そこは変えていなくて、要するに、例えば、端的に言うと、シャットダウンマージンみたいなものには影響しないということですか。そういうことでいいですか。

○日本原子力研究開発機構（濱本研究副主幹） そのとおりでございます。あくまで出てきたものの線源強度を出して、その後、被ばく線量をまた計算するところに反映するためのライブラリ、計算のところを変えたということです。

○山中委員 よろしいですか。

○梶見チーム員 すみません。規制庁、梶見です。

続きまして、関係して、要はここで二重管破断とスタンドパイプ破損事故について、被ばく結果を変更したということで、それは、要するに、スカイシャインとか直接線の影響が、寄与が大きくなったということなんですけども、ほかの事故についてはそういう直接線とかスカイシャインの影響がそんなに大きくないというのは理解するところではあるんですが、要するに、ほかのベータ核種、よう素などは変わらないのか。内部被ばくが変わらないというのは、もともとの寄与が小さくて変更しても、数字が2桁の範囲で変わらないと、そういう理解でよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（濱本研究副主幹） 基本的にはそのとおりでありまして、HTTR の場合は、DB の範囲では格納容器がありますので、ここからここを、格納容器を点線源としたときのスカイシャイン、ガンマ線の被ばくというのが卓越しますので、ここで直接線の寄与が大きくなったと言っていますけども、基本的に最初から大きい事象でありますので、ちょっと書き方で誤読といたしますか、少し誤解を招く表現だったかもしれないですけども、まず、格納容器のスカイシャイン直接線がそもそも大きいので、この二つの事象だけ更新する必要があったということです。

○梶見チーム員 規制庁、梶見です。

承知しました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいですか。



要は、ここは、燃焼計算に用いる核データを変えて被ばく評価をしたというか、線源評価をしたという、そういうことですね。よろしいでしょうか。

それでは次に、10条、誤操作の防止及び18条、安全保護回路の回答について、資料2-7、2-8の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（齋藤マネージャー） 原子力機構の齋藤です。

10条と18条の説明をさせていただきます。

まず、資料2-7に基づきまして、10条について説明させていただきます。

3月26日の審査会合において二つほどコメントが出されました。まず一つ目ですが、「安全施設の誤操作防止に対して、人間工学上の諸因子をどのように配慮した設計としているか説明すること。」ということで、配置、操作性に係る誤操作防止として、盤面の上方から、警報窓、隔離弁等の状態表示灯、指示計、記録計、操作器の順に配置し、関連の深い器具は近接配置をしております。また、操作器については、操作対象に応じた形状、色、操作方法の使い分けを図るとともに、プロセスの流れに沿った機器の機能的な関係を盤面に表示しております。

警報窓ですが、警報の種類に応じた配置及び警報の重要度に応じた表示色の区分を行うとともに、警報を代表化し、詳細警報についてはディスプレイに表示させることで、運転員の混乱を低減しております。指示計または記録計についてですが、監視目的に応じた配置とすることに加え、監視において関連性のある機器は近接配置をしております。また、配置に係る規則性を持たせること、及び事故後監視計器については計器本体の色を変えること等により、正確かつ迅速な状態把握を図っております。

二つ目としまして、「安全施設は容易に操作することができるものであることとして、有意な可能性をもってもたらされる環境条件、例えば、地震時にも対応可能な頑健性を有した設備設計となっているのか説明すること。」

回答としましては、有意な可能性をもってもたらされる環境条件としましては、地震、竜巻、外部火災、火山、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び放射線を想定しております。これらに係る状況においても、中央制御室の居住性が確保され、安全施設に対する中央制御盤からの操作及び監視が可能な設計となっております。具体的には、地震に対しては中央制御盤の耐震Sクラスで、地震に対して頑健性を有しております。

2番目としまして、竜巻については設計竜巻の風圧力や気圧差等による荷重、設計飛来物等による衝撃荷重等を鑑みましても、中央制御室は頑健性を有しており、操作は可能と

いうことになっております。

外部火災ですが、森林火災及び危険物貯蔵所の火災等による火炎輻射に耐えられる壁厚さを有しております。

四つ目、火山噴火に対してですが、降灰に対して降下火砕物の荷重に対する頑健性を原子炉建屋自体有しておりますので、中央制御室も原子炉建屋にあるということで、居住性を損なうことはございません。

内部火災ですが、中央制御室には発火源となる動力ケーブル及び燃料油は存在しません。また仮置可燃物からの発火に対しても、煙感知器及び消火器を設置しており、常駐する運転員により直ちに火災を感知し、消火が開始できるという設計となっております。内部溢水に対してですが、中央制御室には溢水源が存在しないということで、健全性が保たれます。

外部電源喪失に対しては、非常用発電機及び蓄電池を設けており、照明、中央制御盤の電源は確保される設計となっております。放射線に対しても、設計基準事故で想定される放射線環境下においても、居住性を確保できるような遮へい及び換気空調系が設けられております。

10条に対するの回答は以上です。

引き続きまして、資料 2-8 に基づきまして、18 条関係の質問回答をさせていただきます。18 条につきましても、3 月 26 日の審査会合において 3 件のコメントをいただいております。順次回答をいたします。

まず一つ目ですが、安全保護回路、これについて、インターロック回路も含めて、ソフトウェアを用いていない設計となっていることを明らかにして、説明をしてくださいということで、回答としましては、インターロック回路を含む安全保護回路の構築については、安全保護系のプロセス計装からの信号に対し、リレーによる絶縁及び制御カードによる信号処理を行っております。

具体的には、原子炉計装またはプロセス計装からのバイステーブルの作動信号、これが安全保護ロジック盤のロジック入力リレーに入力され、その信号が 2/3 論理判定回路、インターロック回路等の機能を有した制御カードで信号処理された後、ロジックの出力リレーにより、原子炉スクラムの遮断機及び安全保護シーケンス盤へ信号を出力いたします。2/3 の論理判定回路、インターロック回路等の機能を有する制御カードにつきましては、トランジスタ等の半導体素子の電気部品で構成されており、ソフトウェアは使用しており

ません。

2 点目としまして、「安全保護回路はソフトウェアを使用していないので外部ネットワーク等からの侵入防止等のサイバーセキュリティは不要としているが、設備への接近性など物理的な防護措置も含めてどのように対処しているかを説明すること。」

回答としましては、原子炉停止信号を発信する安全保護ロジック盤、及び工学的安全施設の作動信号を発する安全保護シーケンス盤の論理回路について、ソフトウェアは使用しておりません。

外部ネットワーク等からの侵入防止等のサイバーセキュリティは不要であるものの、まず、原子炉建屋及び中央制御室に立ち入る者に対する入域管理を行っております。また、盤の施錠及び鍵の管理により、外部からの人的妨害行為、または破壊行為を防止する設計としております。

三つ目ですが、「通常運転時と異なる安全性実証試験時の特殊運転において、安全保護回路の機能をどのように制限するのか、その後の復帰の具体的な条件も含めて施設に影響がないかを説明すること。」

まず、特殊運転モードへの移行、または試験後の復帰は、中央制御盤に設置されている運転モード選択装置に連動して、制御棒の引き抜き防止及びスクラム設定値の変更等の必要な措置を設定あるいは解除することで、運転員の誤操作の防止を図っております。特殊試験の解除に当たっては、出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差を許容範囲内とすることが条件となっており、この原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値の偏差が許容範囲内となるようなトラッキングガイド、同期回路を設けることで、制御系に過大な外乱を与えることを抑制しております。

説明としては以上でございます。

○山中委員 それでは、説明のあった部分について質問、コメントはございますか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

18 条についてお伺いしたいんですけども、今の御説明にもありましたけども、特殊運転モードの解除の条件というのは、原子炉出力系の測定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容以内であることという言い方が添付書類にもあるんですけども、この「許容以内」というのはどういうふうにして決めているのかということと、あと、ここで「同期回路」というのが出てくるんですけども、この同期回路というのは、いわゆるいろんな電子の素子でできているのか、ある種プログラミング等を組んだソフトウェアとか、そういうプロ

グラムが装着されたものなのか。

もしそういうものを、プログラムが入っているということになりますと、その辺のアクセス性という問題も一つありますし、あと、許容範囲の考え方によっては、そういう設定値を変えるということになると、それは、設定値の変える範囲というのは、どういう形で安全上に関わる点において制限をしているのかという、その辺についてちょっと御説明をしていただきたいんですが。

○日本原子力研究開発機構（齋藤マネージャー） 原子力機構の齋藤です。

まず、原子炉出力制御系ですが、この特殊試験のときには一旦自動制御を切り離しまして、自動制御系は切りとなります。その自動制御系を切ったときは、原子炉出力制御系の制御目標値ですが、制御目標値が現在の原子炉出力と同様になるような回路が設けられます。この回路自体はソフトウェアでなっております。

ただ、これらは原子炉出力制御系ですので、安全保護系ではございませんが、管理としましては安全保護回路と同様に場の施錠管理、立ち入り制限等で同様に行っているという管理でございます。

以上です。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

そういう同期回路というのがソフトウェアで組み込まれているということであると、先ほど申しましたように、その設定値とは別に、それ自身へのアクセス性がどう担保されているか、それへの基準値が担保されているかということが、一つ観点としてあります。

あともう一つは、今、特殊運転等で目標出力に対して、当然測定では偏差が生まれると思いますけれども、それを目標値に設定するためには、制御棒を入れたり、ほかのいろいろな流量を変えたりとか、そういった反応度に関わる部分についての操作をするんだと思うんですけども、特殊運転等のこういった試験運転のための装置ですから、そういったものはあって当然なんですけども、一部原子炉停止系で安全保護回路の項目になっている部分を変更するというような、ある意味バイパスするような表現があるんですが、そうしますと、そういう特殊運転というのと、いわゆる安全保護回路による技術の停止系なり工学的安全施設なり、通常時とは違う形での運転状態があるのではないかというふうに思われるんですけども、少しその辺を細かく、具体的な特殊運転時の制限の仕方とか、あるいは設定をする、その設定値を変更するということの操作が入るのであれば、それについてはどういう形で制限を加えているのか。これまでの、もう既に初回審査が済んでいますから、

そういった部分については影響がないとして、特にそういう後段規制はしていないのかどうか、その辺について、今後で結構なんですけれども、少し具体的に説明をしていただきたいと思いますのですが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間です。

今の御質問に関しましては拝受いたしました。今後、御説明をさせていただきたいと思っています。

ただ、今日情報として伝えておきたいのは、この同期の目的が、今御説明させていただいたんですが、試験を開始する直前の原子炉出力の目標値が、そこで1回切られます。試験を開始し終わった後に、その状態に終わるとは限りませんので、そこできちんと合わせておかなければ、いわゆるバンプレスにきちんと変なステップ状の外乱が入ってしまうということがあります。

これは安全上の担保ではございませんが、いわゆる精度形状はあまりスマートではないということで、そういう回路を設けております。実際に制御棒を操作して合わせるとかではなくて、制御系の制御設定値のほうで、その試験が終了したときの値に追従させるように目標値を設定するだけの話でございまして、実際に制御棒が自動で動いていくとか、そういう話ではございません。その辺の詳細につきましては、今後御説明をさせていただきたいと思っております。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

同期回路という言い方はいろんな意味で使われますので、その辺の具体的な操作なり、今のお話だと、操作自身が制御棒の移動とか、そういったものは伴わないということでしたけども、その辺の私たちが気にしているのは、そういったソフトウェアで行っている炉心の制御なり設定値の変更が、安全保護系なり、そういったところのバイパス等とも関係をしているとすると、ある程度のそういった設定なり運転の方法なり、そういったものについての実際の実用面での制約というのも、場合によっては必要になってくる可能性もあると思っていますので、その辺についての疑問を解消していただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（本間技術副主幹） 原子力機構の本間です。

了解いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、議題(2)全体を通して何か質問、コメントはございますでしょうか。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

今回、こちらの iPad を使って資料を用意したんですけど、3月26日の質問の趣旨の中で、今までいろいろな説明というのは、申請書で御説明とか、あと、そういうまとめ資料での説明とか、回答、質問回答のように説明とか、いろんな種類の資料がありましたので、それをちゃんと申請書に必要なことが盛り込まれているかを確認するために、条文ごとを一括して資料をまとめてもらえないかということで、今回、そういう資料は用意していただいたんですけど、その資料はかなりキングファイルで何冊かとなりますので、我々は iPad のほうで用意することになったんですけど、そういう今までのまとめ資料とか質問回答の中であった内容で、申請書の本文とか添付資料で書く必要があるというふうに JAEA で考えたことについて、どういうふうに反映しているかというのを、一例で結構です、資料で説明していただきたいと思うんですけど。

○日本原子力研究開発機構（清水技術副主幹） 原子力機構の清水です。

今いただいた御質問につきまして、どれでもよろしいですが、参考2の火山のものを、参考2-1になりますけれども、恐縮です。第6条火山ということで説明させていただきます。

ここのまとめ資料の構成としましては、目次をちょっと見ていただきたいんですけども、1.の基本方針というところ、それから、2.の原子炉施設の火山防護対象適合性の説明資料と、それから、指摘事項の回答と、大きく三つの構成になってございます。

それで、この1.の基本方針のところ、許可の記載事項ということで我々は整理してございます。2.につきましては、これまでの説明してきた内容、それから、3.は、その適合性に際して、改めて指摘を受けたものに対する回答ということで、今回3.を説明させていただいたわけですけども、今御指摘がございました設置許可にどう書くかというところは、この1.の基本方針にございまして、火山で言いますと3ページ目になりますが、3ページ目に1.2の設置許可申請書における記載ということで、これは、設置許可申請書の本文別冊3に記載される内容となってございます。火山につきましては、これまでの審査を踏まえて、特に変更するところはないと考えているところでございます。

それから、4ページ目に行きまして、1.3の設置許可申請書の添付書類における記載というところがございます。これは、具体的には添付書類に記載している内容となります。今、ここにつきましては、アンダーラインが引いているところがございまして、1.1.4外部からの衝撃というところで、少し御紹介しますと、上から4行目、「また」というところに今アンダーラインを引かせていただきまして、「自然現象の組み合わせにおいては、

風、積雪及び火山の影響による荷重の組み合わせを設計上考慮する。」というところで、今回説明させていただいた事故、これを設置許可申請書の中に、今、こういう形で追記するというところを、アンダーラインでわかるように説明させていただきました。

もう1点だけ御紹介いたしますと、火山6ページ目をお願いします。火山6ページ目の上のほうに、1.9.1 火山事象防護に関する基本方針というところで、アンダーラインのところ、下のほうですけれども、「火山事象に対しては、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに」というところで、こういう形で今後の許可を許可証の中で記載していくというところを説明しているところでございます。

以上でございます。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

ありがとうございます。今まで審査会合で説明していただいたことで、許認可上重要なことは、基本的には申請書に記載していただく必要があると思いますので、今御説明があったような資料の構成で、今まで申請書に足りなかったものがあったということで、それが追記されるということがわかりましたので、今後もうこういう形で進めていただければと思います。

○山中委員 そのほか、何かございますでしょうか。あるいは事業者のほうから。

○日本原子力研究開発機構（篠崎部長） 原子力機構、篠崎でございます。

本日は長い時間の審議をありがとうございました。途中でも申し上げましたけれども、ガイドの解釈の齟齬があった点、そういうふうなところにつきましては御指導のあったとおりに受け止めますので、そういうふうな解釈で資料の修正を行っていきたいと思っております。

また、本日、幾つか質問事項、コメントをいただいておりますけれども、それも資料に反映をさせて、次回以降、説明をさせていただきたいと思っております。本日、幾つか回答させてもらっておりますけれども、まだ放射性廃棄物ですとか、人の侵入防止、そういうふうなところが今日回答できておりませんので、そういうふうな残りの案件につきましては、次回の審査会合で回答をしたいと我々は準備を進めておりますので、よろしく願いいたします。

以上です。

○山中委員 じゃあ、よろしいでしょうか。

本日は、HTTR の審査会合の中で、事業者からの回答に対して、規制庁から外部火災、

内部火災についての審査ガイドの適用の考え方、火山、竜巻等の炉停止後の確実な監視について指摘があったかと思えます。事業者におかれましては、本日の審査中での議論においての指摘事項への回答、本年3月に規制庁から指摘しました質問事項への未回答の部分について、次回以降、説明をよろしくお願いいたします。

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。