

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第381回

令和2年11月5日（木）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第381回 議事録

1. 日時

令和2年11月5日(木) 13:30～17:02

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	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長
大島 俊之	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長補佐
菅原 洋行	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム員
守谷 謙一	原子力規制部	火災対策室	室長
阿部 允	原子力規制部	火災対策室	係長
有吉 昌彦	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	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	チーム員
小舞 正文	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム員
加藤 翔	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	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	チーム員
佐々木 研治	技術参与		
戸ヶ崎 康	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	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	チーム員
荒川 徹	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム員

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
栗坂 健一	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主席
飛田 吉春	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主席
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
小林 哲彦	大洗研究所	主幹		
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	主査
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	主幹	

#### 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
三澤 毅	京都大学	複合原子力科学研究所	教授
北村 康則	京都大学	複合原子力科学研究所	准教授
小林 徳香	京都大学	複合原子力科学研究所	技術職員

#### 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））に対する新規規制基準の適合性について
- (2) 京都大学臨界実験装置（KUCA）設置変更承認申請について

#### 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 8 条（火災による損傷の防止）に係る説明書   |
| 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 5 3 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 1：炉心の損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定） |
| 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   |
| 参考（2）    | 参考図面集  |
| 参考（3）    | 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時のプラント挙動等（第13   |

条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大の防止）に係る説明書の抜粋）

資料 2 - 1 京都大学臨界実験装置（KUCA）設置変更承認申請について  
（添付資料八）

資料 2 - 2 京都大学臨界実験装置（KUCA）設置変更承認申請について  
（添付資料十）

資料 2 - 3 KUCAに係る添付資料十の安全評価に係る審査の進め方について

## 6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、ただいまから第381回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を開催します。議題は配付いたしました議事次第に記載のとおりでございます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策のため、設置者はテレビ会議システムを利用して参加をしております。

本日の会合の注意点を申し上げます。資料の説明には資料番号とページ数を明確にし、説明をお願いいたします。発言において不明瞭な点があれば、その都度、その旨をお伝えいただき、説明・指摘等を再度お願いいただくようお願いいたします。会合中に機材等のトラブルが生じた場合には、一旦議事を中断し、機材の調整を実施いたしますので、よろしくをお願いいたします。

議題1の審査を行ってまいります。本日はJAEAから設置許可基準規則第8条におけるナトリウム漏えい時の火災対策と、前回の審査会合で規制庁から指摘をいたしました第53条における深層防護の考え方について説明をしていただきます。

それではまず第8条（火災における損傷の防止）について、資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究機構（権代主査） 原子力機構、権代です。

それではまず資料1-1に基づきまして、第8条の（火災による損傷の防止）について御説明させていただきます。

まず右下の通し番号で1ページをお願いいたします。本日の説明につきましては、これまでの審査会合等でナトリウム燃焼に関連する御質問等頂戴していることを踏まえまして、目次の破線で囲っておりますとおり、別紙2にてナトリウムが漏えいした場合のナトリウ

ムの燃焼に対する対策の基本的な考え方を御説明させていただきます。なお、前回9月29日の審査会合で頂戴しております火災防護対象機器の選定等に係る御質問等につきましては、別途次回審査会合にてその選定の理由等の詳細を整理した資料にて御説明させていただくことを考えております。

次に、右下の通し番号で4ページをお願いいたします。

まず本ページにナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼に係る主要な特徴を整理してございます。詳細な説明は割愛させていただきますが、本ページに記載しておりますとおり、ナトリウムが漏えいした場合には、ナトリウムが空気と反応すること、その際にナトリウムエアロゾルの白煙を生じること、ナトリウムとコンクリートが直接接触することにより、コンクリート中の水分等と反応すること、ナトリウムは一般的な消火器に使用される消火剤と反応するため、専用の消火剤を使用する必要があること、またナトリウムはナトリウムエアロゾルを含めて人体に有害であること等の特徴を考慮しまして対策を講ずる必要があります。次のページ以降にこれらを考慮したナトリウム燃焼への対策を整理してございます。

次に通し番号で6ページをお願いいたします。

まずナトリウム燃焼に対する基本方針につきましては、本ページの2.1節に記載しているとおりでして、ナトリウムの燃焼が発生した場合にあっても原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また停止状態にある場合は引き続きその状態を維持できるように設計するものとし、また冷却材の漏えいが発生した場合には手動スクラムにより原子炉を停止するものとして、ナトリウムの燃焼に対しては漏えいの発生防止、漏えいの感知、ナトリウム燃焼の消火と影響軽減を適切に組み合わせた対策を講じるものとしてございます。

次にナトリウム漏えいの発生防止につきましては、本ページの2.2節の(i)～(iv)に記載している対策を講じることとしてございます。このうち(iii)につきましては、これまでの審査会合での御指摘を踏まえまして、地震によるナトリウムの漏えいを防止することにつきまして、こちらの「また」以降に記載のとおり基準地震動による地震力に対してナトリウムが漏えいすることがないように設計するものとして、それをこちらに明記してございます。

またその下、(iv)に記載しておりますとおり、ナトリウムを内包する機器等の腐食を防止することにつきましては、ナトリウムの純度と配管等の肉厚を適切に管理することとし

ておりまして、これに関する詳細を別添1に整理してございます。

ページが飛んで恐縮ですが、右下の通し番号で10ページをお願いします。10ページからの別添1に、ナトリウムを内包する機器等の腐食に関する詳細を整理してございます。

まずナトリウムを内包する機器等の腐食の要因としましては、本ページの冒頭に記載しておりますとおり、「ナトリウム環境における腐食」、「流動による腐食」と「大気環境における腐食」がありまして、このうち腐食の主要因は「ナトリウム環境における腐食」でありまして、この「ナトリウム環境における腐食」に対しては、下の二つのポチに記載しておりますとおり、腐食代を確保することと、ナトリウム中の溶存酸素濃度を低く維持する純度管理を行うこととしてございます。

また、本ページの下の方に記載しておりますとおり、1次冷却系にあつては、配管エルボの柵面を代表点として、外観の確認を。2次冷却系にあつては、主冷却器の伝熱管を代表点として、外観の確認ができるようにしてございます。また主冷却器の伝熱管につきましては、保温材が設置されておられませんので、直接空気と接触する等により、減肉が最も厳しくなる箇所であることを踏まえまして、定期的にその肉厚を測定できるようにしております。

これにつきまして右下の通し番号で13ページをお願いします。13ページにはMK-Ⅲの冷却系の改造工事におきまして交換した2次冷却系の配管の外観観察と肉厚測定の結果について記載しております。本ページに記載しておりますとおり、保温材が設置されている部分に対する肉厚測定の結果、そこについては有意な減肉が生じていなかったことを確認しております。

次に通し番号で17ページをお願いします。MK-Ⅲの冷却系の改造工事におきましては、主冷却器も更新しております。17ページにはその際の肉厚測定の結果を記載しております。本ページに記載しておりますとおり、交換した主冷却器の伝熱管に対する肉厚測定を実施した結果、大気環境における腐食が生じているものの、想定した腐食代が下回っていたということも確認してございます。

再度右下の通し番号で6ページをお願いします。次にナトリウム漏えいの感知につきまして、本ページの2.3節に記載しておりますとおり、ナトリウム漏えい検出器としては配管機器に対しては通電式のものを、空気冷却器に対しては光学式のものを使用し、それらが動作した場合には中央制御室に警報を発し、かつ発生場所を特定できるようにするとともに、これらについては外部電源喪失時にも機能するよう、非常用電源設備より給電する

ように設計することとしてございます。また2次冷却系の配管機器を設置するエリアにつきましては、監視用ITVにより中央制御室からその状況を確認できるものとするとしております。

本日は説明を割愛させていただきますが、右下の通し番号の18ページ～25ページにそれぞれの検出器の構造概要と配置場所等について整理してございます。

次に右下の通し番号で7ページをお願いします。次にナトリウム燃焼の消火につきまして、本ページの2.4節に記載しております。

まず(1)に記載しておりますとおり、格納容器の床下に設置される原子炉冷却材バウンダリを構成する機器等におきまして、1次冷却材が漏えいした場合には、当該箇所は二重構造とし、その二重構造の間隙で漏えいしたナトリウムを保持するとともに、その間隙を窒素雰囲気で維持することにより、漏えいしたナトリウムが燃焼しないようにすること。

また、それ以外の1次冷却材や2次冷却材の一部が漏えいした場合には、漏えいしたナトリウムを格納容器床下で保持するとともに、格納容器床下を窒素雰囲気で維持することにより、漏えいしたナトリウムが燃焼しないようにすることとしております。また漏えいしたナトリウムが二重管の間隙や格納容器床下に保持される状態に至った場合には、その後の漏えいしたナトリウムの処理等におきましては、格納容器床下を空気雰囲気とする際には漏えいしたナトリウムの温度が十分に低下した後か、あるいはナトリウムをドレンした後で行うこととしてございます。

次に(2)に記載しておりますとおり、主冷却建物と常時空気雰囲気である場所に設置される2次冷却材を内包する機器等から冷却材が漏えいした場合には、その下の(3)に記載しておりますナトリウム燃焼に対応した可搬型の消火器を使用して、防護具を装備した運転員等による消火活動を行うこと。それに先立って漏えいが発生したループのナトリウムをダンプタンクへドレンすることとしてございます。また、これらの可搬型の消火器や防護具の取扱いにつきましては、定期的に装着訓練や消火訓練を行うことにより、その習熟度の向上を図ることとしてございます。

また本ページの2.4.2節にはナトリウム燃焼の消火に使用する可搬式消火器に対して、自然現象として凍結、風水害と地盤変位に対する影響を記載しております。これらにつきましては消火剤の性状、配置等の状況によりまして、凍結、風水害及び地盤変位に対する影響はないと評価してございます。

次に右下の通し番号で8ページをお願いします。

本ページの2.4.3節には、ナトリウム燃焼に関する消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響につきまして記載しております。まずナトリウム燃焼に対しては、水系の消火設備を用いないため、消火設備の破損に伴い、火災防護対象機器の安全機能を喪失することはないと評価しております。またナトリウム燃焼に対して使用する可搬式消火設備は運転員等が手動で使用するものとして誤作動、または誤操作を防止するものとしてございます。

次に、ナトリウム燃焼の影響軽減につきましては、本ページの2.5節に記載しております。

まず(1)に記載しておりますとおり、ナトリウムを保有する機器等を配置する火災区域、又は火災区画につきましては、耐火能力を有したコンクリート壁で、ほかの火災区域又は火災区画から分離するものとし、(2)に記載しておりますとおり、鋼製のライナや受樋により漏えいしたナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するものとしております。

また、例えば2次冷却材が漏えいした場合には、漏えいが発生したループのナトリウムをダンプタンクへドレンするものの、大規模に漏えいした場合には系統外のナトリウムが漏えいすることを踏まえまして、ライナに仕切りを設ける等により、ナトリウムが空気と接触する面積を低減し、その影響を軽減すること。

(5)に記載しておりますとおり、2次冷却材を保有する機器等を配置するエリアの一部につきましては、その部屋の容積が小さいこと等から、ナトリウムの化学反応によって発生する水素が過度に蓄積することを防止するため、窒素ガスを供給すること。

(6)に記載しておりますとおり、2次冷却材を内包する機器等を配置する主冷却器建物につきましては、ライナや受樋上に漏えいしたナトリウムを連通管を介してナトリウム溜へ導きそこで貯留すること。ナトリウム燃焼により生ずるナトリウムエアロゾルが拡散することを防止するため、火災感知器と連動して換気空調設備を停止するとともに、防煙ダンパを閉止するように設計することとしてございます。

本日は説明を割愛させていただきますが、これらの補足として右下の通し番号で26ページ～27ページに1次冷却材漏えい時の対応について。通し番号で28ページ～30ページに2次冷却材が漏えいしたときの対応について。34ページにナトリウムエアロゾルの拡散防止措置の1例を整理してございます。



次に通し番号で33ページをお願いします。33ページには審査会合等で頂戴しましたナトリウム燃焼に対する不燃性材料への影響への回答といたしまして、ナトリウム燃焼環境下における材料腐食について整理してございます。

まず本ページの冒頭に記載しておりますとおり、ナトリウム燃焼環境下での材料の腐食につきましては、ナトリウムの燃焼により生じたナトリウム化合物等によって、材料中の鉄が酸化されることにより生じるものでして、ナトリウム化合物等を含む高温のプールが直接材料と接する場合に考慮する必要があると。

このためこの腐食につきましては、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するために設置しているライナや受樋を対象にして腐食を考慮しても、その機能を喪失しないように設計することとしてございます。またこのライナや受樋に対する腐食の影響につきましては、今後提示させていただきます影響評価の中で、その結果を併せて御提示させていただきます。

また、なお書き以降に記載しておりますとおり、ナトリウムは沸点が高く、蒸発熱が大きい等の理由によりまして、ここではガソリン火災の場合を例に示しておりますが、地下に高温のプールを形成するおそれがないものにつきましては、熱的な影響は通常火災による影響に包絡されると考えてございます。

次に通し番号で9ページをお願いします。

本ページの2.6節には、審査基準に示されております個別の火災区域又は火災区域での留意事項につきまして、ナトリウムが漏えいした場合に着目して整理してございます。まず審査基準に示されております個別の火災区域又は火災区画として留意するものとして、冒頭に記載しております「火災区域又は火災区画」のうち、ポンプ室以外についてはナトリウムを保有する機器等を設置しない設計とすることにより対応することとしてございます。

一方でポンプ室につきましては、1次主循環ポンプを設置する場所は窒素雰囲気維持する等により、ナトリウムエアロゾルの発生を防止すること。2次主循環ポンプを設置する場所につきましては、ナトリウムエアロゾルの拡散を防止する観点から、これらの火災区域又は火災区画につきましては、煙を排気するための設備を設けないこととしてございます。

最後に本ページの2.7節には、ナトリウム燃焼に係る影響評価の方針を整理してございます。ナトリウム燃焼に係る影響評価につきましては、こちらに記載のとおり、原子力発

電所の内部火災影響評価ガイドを参考に、ナトリウム燃焼を想定した影響を評価すると。当該評価につきましては火災区域又は火災区画内に設置されている火災感知設備の種類、消火設備が十分な能力を有すること、火災の感知及び消火方法が適切であること、ほかの火災区域又は火災区画に火災が伝播しないことを確認する。また、ナトリウムが漏えいした場合にナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止できること。必要に応じて空気中の水分と反応することにより発生する水素の濃度が燃焼限界濃度以下で管理できることを確認することとさせていただきます。

これらの影響評価の結果につきましては、別途次回以降の審査会合にて御説明させていただくことを考えております。

本資料の説明は、以上となります。

○山中委員 それでは質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

御説明ありがとうございました。ナトリウム漏えいが発生した場合に想定される火災の御説明ということで、まずは火災が発生しないように設計するというのと、そのほかの対策は火災防護基準の方策に沿った説明というふうには理解するんですけども、まずはそれぞれ今説明いただいたこの対策、これに至るまでの考え方を確認したいと思ひまして、今ナトリウムを含む系統というのは、御説明がありました1次系のほか2次系ですとか補助系ですとか、様々あると思うんです。こういったものからの漏えいですとか、漏えいの規模というのをどのぐらい考えるのかということによって、それぞれ方策のとり方が変わってくるんだと思うんです。まずナトリウムの漏えいというものをどういうふうに考えて、こういう対策をとってきたのかという、その基本的な考え方を御説明いただきたいと思ひます。

○日本原子力研究機構（権代主査） 原子力機構、権代です。

御質問の趣旨、理解しました。まずナトリウム燃焼に対する基本的な設計方針を御説明させていただければと思ひます。

まずナトリウム燃焼に対する設計方針といたしましては、1次系・2次系共通で配管・機器等に対しては腐食代を確保する等によって配管・機器等の破損によるナトリウム漏えいを防止すること。万一ナトリウムが漏えいした場合には検出器を設け、その漏えいを検知して必要な措置を講じることができるようになることとさせていただきます。また1次冷却材の漏えいにあつては、放射化されていることを考慮しまして、漏えい先につきましては窒

素雰囲気としてナトリウムの燃焼を抑制すること。

一方で、非放射性である2次冷却材の漏えいにつきましては、漏えい先は基本的に空気雰囲気ですので、ここにつきましては可搬式の消火器により消火活動を行う。さらに漏えいが発生したループのナトリウムは、速やかにダンプタンクへドレンすることによって燃焼を抑制するとともに、漏えい先には床ライナまたは受樋を設けて、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止する等によって、漏えいしたナトリウムの影響によって健全ループ側の機能を喪失することがないように、系統分離を確保するというところが基本的な設計方針となっております。

その漏えい規模に関しては、さらにその漏えい規模に応じましてナトリウム漏えいの影響を軽減する観点で、系統外に漏えいしたナトリウムはナトリウム貯留室に導き貯留するといったことや、床ライナのほうに仕切り等を設け、空気と接触するナトリウムの面積を低減するといった措置を講じるものとしてございます。これら全体像を分かりやすいように別途資料で整理しまして、次回以降の審査会合で御説明はさせていただきたいと考えます。

取りあえず、以上になります。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

資料にまとめていただいて、今のようなことを説明いただくのはいいんですけど、その前にもう少し確認したいんですが、ナトリウムが漏れて火災が起きるということをあえて想定するわけです。もともとは地震が起きたとしても、基準地震動に対してナトリウムが漏れいしないように設計するというふうに、機器上の設計はそうなんでしょうけれども、あえて漏れいした場合を想定して検知したり、消火したり、漏れた場合の火災に対する影響軽減を守るという、そういうことだと思うんですけど、そのときにどの部分から漏れるのかという想定があると思うんです。

やはりこれは機器、系統全部見たときに、どの部分が漏れたときの影響が大きいのかですか、損傷しやすいとか、いろいろ機器の特徴もあると思うんですけど、そういうのを考えた上で、想定箇所ですか漏れい量というのを考えておられるということなんですか。それとも何か別の、ある程度決め打ち的な考え方でやっているのか、この辺はどうなんでしょう。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

今の漏れい規模の考え方になりますけども、火災防護の観点では特に量が多い、少ない

という話ではなくて、まずは発生防止の観点ではきちんと肉厚管理しましょうというのが先ほど御説明させていただいたとおりで、肉厚というものに関して、じゃあ弱いところはどこなのというところの話になりますと、先ほど例えば13ページ、それから14ページ、15ページに資料がございますけども、1次系にあってはエルボの部分が弱いので、その部分に対しては監視をしている。それから2次系にあっては主冷却器の伝熱管が厳しいので、その部分を監視しているというような形になるかと思います。

ただそれぞれの漏れた後の処置というものに関しましては、ライナを張っていたり、1次系にあっては窒素雰囲気だったりということで、その量にかかわらず対応しているというところ です。

なので、ナトリウムの漏えいの規模、火災に関しては特に大小というところではなくて、その量に応じてできることと、できないことと当然出てきますけども、先ほど1次系については窒素雰囲気によるので、漏えいの大小にはかかわらない。それから2次系については、当然少なければ消火ができる。それからドレンでそれを低減する。量が多いときには床のライナを伝わって連結管を通して溜室に行くというようなところで、決めたところに排除していくというような設計をしているという形になります。

以上です。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

ちょっと重ねてお伺いしますけれど、今高松さんの説明でエルボ部というのがございましたね。これ13条でナトリウム漏えい、開口面積の議論で確かにありましたので、そこで漏えいするということは想定しているというのは、今の回答で理解はできた。

ほかに想定はしていないのかということなんですけど、例えばフランジがあるのか、ないのか、あるいは溶接部だったら溶接部のバレットなんて考慮していないのか、それから計装品のウエル、「もんじゅ」の経験で言うとそういったところから漏えいした。要するにどういう失敗モードで漏えいするかというのを考えているのか、いないのか、それとももう、あまりそういうことは考えなくて、全体的につけたのか、その考え方を知りたいという意味なんです。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構、高松です。

どちらかと言えば後者に近い考え方になるかと思います。ナトリウムが漏れました。その部屋に置いてどういう対策をしましょうという考え方が基本になります。

以上です。

○有吉チーム員 有吉です。

そうすると、後者でとにかく全体的にどこから漏れるといったことを考えているとすると、1次系と2次系とで検出器のつけ方というのは違うんじゃないかなという想像もしていきまして、1次系は二重管だからどこかナトリウムたまりやすいところ、2次系はそうでもないからまた違った型式と、要するに適切なところに適切な数、それが検知時間に対して適切なのかという説明をしてほしいという意味なんです。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構、高松です。

了解しました。基本的にはこの資料で行きますと18ページになりますけれども、ナトリウム漏えいの感知に用いる検出器の構造というところを御紹介してございます。

今御紹介のありました二重管の場合というものに関しましては、19ページに構造がございまして、通電式のナトリウム漏えい検出器というものを使っております。ナトリウムが内管で漏れるとたまって短絡されることを利用したものになってございます。

それから2次系につきましては主に通電式のナトリウム漏えい検出器、20ページにあるものを設けていまして、これを配管に沿って設置して検出するというような形になってございます。

それからあと主冷却器ですけども、21ページになります。こちらは光学式の漏えい検出器を設けてございまして、白煙、ナトリウムエアロゾルが発生すると、光の透過率が減少するので、それによって漏えいを検知できるというような構造になっています。

それからその配置というものの観点で、22ページ、23ページ、24ページ、25ページまでという形で、全体を網羅できるように設置している形になっているというところになります。

以上です。

○菅原チーム員 原子力規制庁の菅原でございます。

先ほど片野の質問に対しても後日説明いただくということではあるんですけど、我々の意図としては、まず漏えい箇所とか漏えい規模の想定をどういうふうに考えていたのかというところが知りたいということです。

具体的に言うと、例えば例で申し上げますと、6ページの2.3でナトリウム漏えいの感知とあって、ここでいきなりこういう検出器を使いますと。後ろのほうではここに22ページですと、こういう配置図で検出器を置きますというようなことが書かれているんですが、そもそもどういう想定をして、どういう考え方の基にこういうふうな配置だとか必要数とい

うのを考えているのかというのが知りたいというところです。そういうもともとの考え方がないと、この配置場所が妥当なのかどうなのかというのは、我々は確認できないということが趣旨ですので、次回以降の資料でそういったところも含めて、説明をいただけたらと思います。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

はい。了解しました。

○山中委員 いかがですか。

○日本原子力研究機構（吉田部長） 原子力機構の吉田でございますが、ちょっとすみません。今の1点補足させていただきたいと思います。

「常陽」建設に当たりましては、その時点で海外炉でのナトリウム漏えい事象というものはございましたので、そこを参考にして、例えば先ほど申し上げましたエルボ部などの対応をとるといったところをまず一つ設計方針としています。

それから配管あるいはナトリウムがあるところ、そこからは漏れが当然生じることがあり得るという前提の基に、御説明させていただいている1次系に関しては、全て二重管構造になっておりますので、漏えいしたナトリウムが二重管に入ったときに、確実に検知する方法として先ほどのプラグ型のもの、それから2次系の配管に関しましては一重管の構造になっておりまして、その外側に必ず断熱材を巻いていると。

漏えいしたナトリウムが必ず配管とその断熱材の間に流れるということから、幅広く測定できるリボン型のものを設置するといった基本方針として、さらに想定といたしましては、先ほど申し上げましたように、区画ごとに漏れた場合にその漏れ量最大を想定してもそのライナがもつか、健全性を維持できるかどうかという観点での設計を行うといったところが基本方針となっております。

それから付け加えますと、DBAでは1次系・2次系、こちらでの最大の漏えい量が想定した場合の想定を行うといったところを基本方針としておりますので、その辺を含めて丁寧な資料を次回以降に準備させていただきたいと思います。

以上です。

○守谷火災対策室長 原子力規制庁火災室、守谷でございます。

今まで御説明いただいた中でもありましたけれども、1次系と2次系でモードが違うというのは理解したんですけれども、それぞれにおいて窒素を活用していくとか、その後どうしていくのかというようなどころも含めて、それぞれ1次系・2次系の漏えいが起こったと

きに、どういうふうに運転員なりそのほかの職員なりが対応していくのか、ドレンを活用していく、ライナを活用していく等もありますけれども、最終的に消火もしくは漏えいしたものを全部回収して、収まるまでにどういう時間的な流れの中で、どういうことをそれぞれの方が行っていくのかということも含めて、詳細御説明いただけるとありがたいんですけれども、いかがでしょう。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

了解しました。一応この資料の中では26ページを見ていただくと、1次冷却材漏えい時の対応ということで、その部分を整理してございます。検知したらば二重管構造になっている部分についてはそこで保持される。それから入っていないところについては格納容器の床下に保持される形になります。

床下にあっては窒素雰囲気になりますので、ナトリウムの燃焼は防止される形になるということです。その後ですけれども、熱温度低下していく形になりますので、温度がきちんと低下したら、それを排除していくというようなところが1次系の流れ、26ページの部分になります。

それから2次系については28ページにまとめてございまして、これも検知したらばプラントを止めて、後は消火活動、それから緊急ドレンを実施して漏えい量を制限する形。それから想定以上の漏えいが起こった場合には、先ほど話に出ました溜室にドレンしていくというような形になります。その辺りが29ページ、30ページにまとめてございまして、29ページがこれは溜室の状況になります。床の上に漏れたナトリウム、連通管を通じて最終的に鋼製のライナで構成されたところに、最終的にナトリウム溜に收容されるという形です。

それから緊急ドレンに関しては30ページでして、漏えい場所によって時間は変わりますけれども、上のほうでの漏えいであれば22分ぐらいでこのレベルに達する。右側にありますけれども、GL+7900のレベルに達する。上のほうであればこれぐらいで漏えいが収まる。下のほうであれば、最大で行きますとここでは258分という形になりますけれども、それぐらいの時間を要するというものになってございます。

説明は、以上です。

○守谷火災対策室長 今、資料の中で御説明いただいたような内容が、個別の技術ですか装置ですとか、そういったところについては個別説明されているとは思いますが、全体としてのストーリー、タイムチャートのところで次回資料をお示しいただけれ

ばありがたいと思っております。

○日本原子力研究機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

理解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。よろしいでしょうか。

それでは引き続き53条（大量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）について、JAEAから説明をお願いいたします。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

第53条の（大量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書のその1といたしまして、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定について、資料1-2に基づき御説明いたします。

今回の説明内容は前回の9月の審査会合でいただいた御指摘への回答でございます。御指摘いただきました内容は、参考1の資料の171番～173番に示してございます。

171番の1点目が、1次オーバーフロー系の異常を異常事象に選定していない理由を説明すること。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常や中間熱交換機伝熱管破損を起因として原子炉停止に至る事故シーケンスについて、格納容器破損防止措置との関係を含めて説明すること。

2点目が、異常事象のグループ化の考え方を説明すること。

3点目が、実用炉の例も参考に、深層防護の基本的考え方及び全体像を説明することです。

また、前回の審査会合におきまして、PRAの結果に基づいて事象選定を再整理することとしましたので、指摘回答と併せてPRAの結果を事象選定に取り込んだ回答の内容について御説明させていただきます。

それでは資料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ページの目次に、今回の説明範囲を示しております。

指摘への回答は別紙1及び別紙2に追記してございますので、本日はこれらの別紙に基づき御説明いたします。

次の2ページが別紙1の「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像の表紙でして、1枚めくっていただきまして次の3ページをお願いいたします。

1.には概要といたしまして、「常陽」では設計基準を超える事象も考慮し、原子炉施設の安全を確保するため、国際的な基準も踏まえた深層防護の考え方に基づき、当該事故の



拡大を防止するために必要な措置を講じたものとしていることを記載しております。

2.には「常陽」の深層防護の基本的考え方を示しております。第2段落ですが、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、設計基準事故対処設備等について、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を想定し、系統的に評価事故シーケンスを選定し、当該事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

また深層防護の考え方に基つきまして、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、事故の拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

次に第4段落ですが、さらに大規模な自然災害又は故意による大型航空機等の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定しまして、敷地外への放射性物質の放出抑制措置を講じております。

3.には「常陽」の特徴を踏まえた深層防護の全体像を示してございまして、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る評価事故シーケンス選定等の全体概要を第1図及び第2図、深層防護の全体像を第3図に示しております。

6ページをお願いいたします。6ページの第1図が事象グループ抽出、評価事故シーケンス選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要になります。左側には「常陽」のプラント評価による事象選定を整理してございまして、事象選定では内部事象に対してマスターロジックダイヤグラムに基づいて異常事象を抽出し、PRA手法も活用して設計基準事故対処設備の機能喪失を組み合わせ、系統的に事故シーケンスを抽出し、抽出した事故シーケンスを類型化し、発電炉の審査ガイドも参考に、事象グループごとに評価事故シーケンスを選定しております。

また設計基準事故を超える外部事象の影響は定性的な検討及び決定論的な評価により内部事象に包絡されるよう設計してございます。こちらには系統的に選定した七つの事象グループ及び評価事故シーケンスを示してございます。

これらの評価事故シーケンスに対しまして、太い矢印の線で示しておりますのが主な評価のフローでございまして、評価事故シーケンスに対して講じた炉心損傷防止措置の有効性を評価しております。また下方向の矢印で示しておりますが、深層防護の考え方に基つきまして、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

図の中央の上側には特徴的な事故シーケンスを記載してございまして、前回の審査会合でも御指摘をいただきましたが、炉心措置が生じると格納容器バイパスとなるものとして、主中間熱交換機の伝熱管破損、通常運転時に格納容器破損防止機能に異常が生じるものとしてコンクリート遮へい体冷却系の異常がございまして、これらについては炉心損傷防止で対策することとしております。

また図の中央の下側には炉心損傷防止が困難なものとして、建物損傷や複数の安全機能喪失がございまして、これらは想定を超える自然現象等により発生するものであり、大規模損壊対策で対応することとしております。

次の7ページをお願いいたします。7ページの第2図が格納容器破損防止に係る評価事故シーケンスの選定の全体概要です。右側の枠の上部に評価事故シーケンスの選定と条件の設定を記載しております。

図の左側の事象グループと評価事故シーケンスは第1図と同じでございまして、これらの全ての評価事故シーケンスを対象として、不確かさの影響も考慮した解析や仮想的な想定を取り入れた保守的な解析を実施することにより、図の中央にある「常陽」で想定される格納容器破損モードの観点からも幅広い事故シーケンスを対象として、厳しい条件の基での有効性を評価しております。

1例としまして、格納容器破損モードの赤枠の上の機械的破損に関しましては、原子炉停止機能喪失では炉心損傷時にナトリウムの格納容器への噴出はございませんが、仮想的に噴出を想定して格納容器の破損防止を評価しております。また崩壊熱除去機能喪失では断熱条件やナトリウム条件の全量放出を仮想的に想定しまして、格納容器の破損防止を評価しており、保守的な条件での解析を実施しております。

図の中央の下側には特徴的な格納容器破損モードとしまして、主中間熱交換機の伝熱管破損起因の事象がございまして、先ほども説明しましたが、当該事故シーケンスに対しては炉心損傷防止を講じることとしております。なお、灰色の破線で囲みました箇所は「常陽」の炉心損傷の事象水位や安全上の特徴を踏まえまして、格納容器破損モードとしての選定は不要と判断したものでございまして。

次の8ページをお願いいたします。8ページの第3図は深層防護の基本的な考え方及び全体像です。図では左の列から深層防護のレベル、当該レベルのプラント状態、防護の目的、原子炉停止及び崩壊熱除去に係る異常な想定と対策を記載してございまして。

まずレベル2の異常な過渡、レベル3の設計基準事故では停止機能、崩壊熱除去機能に関

しまして、こちらに記載の起因事象や単一故障の想定を行い、第13条に係る評価においてそれぞれの拡大の防止について評価を実施しております。

ここで、これらの過渡事故への対策である設計基準事故対処設備の機能喪失を想定しますと、炉心損傷に至る可能性がある事象となりますので、レベル4-1では当該事象を想定し、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。また、深層防護の考え方に基きまして、レベル4-2では炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

先ほどの繰り返しになりますが、全ての評価事故シーケンスを対象として、不確かさの影響も考慮した解析や仮想的な想定を取り入れた保守的な解析を実施することにより、格納容器破損モードの観点からも幅広い事故シーケンスを対象として、厳しい条件での有効性評価を行っております。

1例としまして、ベースマット・コンクリートの浸食・貫通に関しましては、停止機能喪失では損傷炉心物質による原子炉冷却材バウンダリの破損が想定される事象に対して、不確かさの影響も含めて保守的な条件を用いて原子炉容器内保持の有効性を評価しております。

また、崩壊熱除去機能喪失型の事象では、損傷炉心物質による原子炉冷却材バウンダリの破損が想定される事象に対して、不確かさの影響も含めて保守的な条件を用いて原子炉容器破損後の安全容器内保持の有効性を評価しております。その他の評価の保守性等についてもこちらに記載のとおりですが、詳細については個別の有効性評価の条件において御説明させていただきます。

このレベル4-2までの深層防護対策を講じますが、さらにこの表の下に記載しておりますとおり、想定を大幅に超える自然現象や内部事象等により、炉心の著しい損傷に加え、格納容器が破損した状態を仮想的に想定しまして、大規模損壊対策により敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する措置を深層防護として講じてございます。

次に9ページの別紙2をお願いいたします。別紙2では前回の審査会合の指摘等を反映した事象選定について御説明いたします。

1枚めくっていただきまして、前回の審査会合からの変更箇所を青字で示しております。10ページの1.1に事象前提においてPRAの結果を活用する旨を追記しております。

次に12ページをお願いいたします。2.2の異常事象の抽出におきまして、青字の部分ですが、異常事象の集約のルールとしまして、異常事象の集約に当たっては、異常事象と炉

心損傷防止措置、格納容器破損防止措置が従属性を有する事象やプラント応答が異なる異常事象は、ほかの異常事象とは事象進展、必要とされる措置が異なることから、ほかの異常事象とは集約していないということを追記しました。

最後の文章には事象選定に漏れがないことの補足説明としまして、発生する可能性や影響を考慮して評価対象外と判断した異常事象を別添2に整理している旨を記載してごさいます。別添の資料につきましては、後ほど一括で御説明をさせていただきます。

次の13ページをお願いいたします。13ページの第2.2.1表では、先ほど別紙1でも御説明しましたが、主中間熱交換器の伝熱管破損の記載の詳細化としまして、伝熱管破損の異常事象の影響に原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプトリップが生じることを追記しました。

次の14ページの第2.2.2表でも同様の追記を行っております。また表の下の注釈の※3には、補助中間熱交換器の伝熱管破損が生じると、原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスには含まれないこと。原子炉停止後の崩壊熱除去については、原子炉容器液位低下の要因にならないことを除き、1次補助冷却系配管（内管）破損と同じ事象進展となることから、1次補助冷却系配管破損で代表すること。また補助中間熱交換機伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換機出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止されることを追記してごさいます。

また※4、※7ですが、主中間熱交換機の伝熱管破損については、2次冷却材漏えいで代表すること。主中間熱交換機伝熱管破損が生じると、原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能に係る事故シーケンスは考慮不要であること。原子炉停止後の崩壊熱除去について、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策することを記載しております。

次に17ページをお願いいたします。2.3の下から6行目ですが、事象選定の網羅性の提示の観点で、異常事象とイベントツリー図の関係を出力運転時レベル1PRAにおいて抽出された起因事象との関係を含めて、第2.3.1表に示しております。また炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理を別添4に示してごさいまして、別添については後ほど御説明いたします。

次の18ページに第2.3.1表を示しております。異常事象及び事故シーケンスが体系的に抽出・選定されることの整理としまして、表の左の列からレベル1PRAにおいて抽出された

起因事象、その右に具体的な異常事象、その右に選定した異常事象、右の列に異常事象に対応するイベントツリーを示しております。

選定した異常事象の青塗り潰し部分については異常な過渡変化の起因事象、オレンジ色の部分については設計基準事故の起因事象であり、それぞれ13条の過渡事故で想定した事象を網羅していることを示してございます。

また、表ではPRAで抽出した起因事象については、申請書で選定した異常事象に対応づけられることを整理しております。注釈についての一例ですが、例えば表の一番上の1次冷却材流量減少で見ますと、※2を付しておりますが、この※2を付しております電源系の喪失については、これらが発生するとポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少に対応づけられるというふうに、19ページの表の注釈で整理をしてございます。

ほかの個別の注釈の説明については割愛いたしますが、PRAで抽出した全ての起因事象は、申請書で選定した異常事象に対応づけられるということを、ここで整理しております。

次に21ページをお願いいたします。21ページのイベントツリーは、1次主循環ポンプトリップを異常事象とした原子炉停止機能喪失に関するものですが、前回の審査会合で設計基準事故で想定される異常な状態を起因として、原子炉停止機能を喪失する事象も事象選定に含めることにしましたので、※1の注釈としまして、「1次主循環ポンプ軸固着」も同じというふうに追記し、異常事象として考慮することを記載しております。

また※4にはコンクリート遮へい体冷却系の異常や伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常事象が生じた場合は、原子炉を通常停止することから、これらの異常事象を起因として原子炉停止機能喪失には至らないことを記載してございます。

次に24ページをお願いいたします。24ページの2次主循環ポンプトリップを異常事象とした場合も、1次系と同様に設計基準事故で想定される異常な状態の2次主循環ポンプ軸固着も同じということを※1で追記してございます。こちらを追記し、異常事象として考慮することとしております。

次の25ページも同様の改定を行ってございまして、※1に主送風機風量瞬時低下及び2次冷却材漏えいも同じ事故シーケンスになるということ、イベントツリーとなるということを追記してございます。それから※4につきましては、主中間熱交換機伝熱管破損の扱いですが、先ほど異常事象の抽出で説明しましたので、ここでの説明は割愛いたします。

次の26ページの第2.3.1図の(7)は、設計基準事故で想定される異常な状態として、1次冷却材漏えいを異常事象とした原子炉停止機能に係るイベントツリーを追加したもので

ございます。イベントツリーの追加になりますが、原子炉停止機能についてはほかの異常事象と同様になります。

また、表の下の注釈の※2に示しておりますとおり、漏えい箇所によってその後の冷却機能に従属的な影響が生じますので、異常事象については漏えい箇所ごとに選定し、冷却機能のイベントツリーもおのおの個別に展開をしてございます。

次の27ページの第2.3.2図は、原子炉停止後の冷却機能に係るイベントツリーになります。※1に前回の審査会合における指摘への回答として、1次オーバーフロー系等は、イベントリが少ない等のため、配管破損により液位を喪失しないため、異常事象に抽出していないことを追記しております。あとはPRAの取り込みといたしまして、主冷却系による強制循環冷却機能の喪失の一環として、2次主冷却系による除熱のヘディングを追加してございます。

次の28ページ及び29ページについては、これまで説明した内容と同様の変更でございます。

次に30ページですが、30ページは多くの異常事象に共通の冷却機能に係るイベントツリーですが、こちらの※1の注釈に原子炉通常停止の場合も同じとなることを追記しております。

次に37ページをお願いいたします。37ページの2.5は、事象グループにおける評価事故シーケンスの選定についてでございます。前回の審査会合におきまして追加することとしました評価事故シーケンスをこちらに追記してございます。

まず四つの着眼点に係るd.の代表性についてですが、PRAで定量化した炉心損傷頻度を参照したことを追記しております。PRAについては前回の審査会合で内容を御説明したものですので、本日は説明を割愛いたしますが、別添8にその内容を示してございます。

次に追加した評価事故シーケンスについてですが、まず(1)の炉心流量損失時原子炉停止機能喪失については、評価事故シーケンスとして、①の(iii)に「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」を追加しております。

併せて②の選定理由に追加の選定理由、③の(iii)に追加した評価事故シーケンスの概要を追記しております。

次の39ページをお願いいたします。

(3)の除熱源喪失時原子炉停止機能喪失につきまして、評価事故シーケンスとして①(iii)に「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」を追加してお

ります。併せて②の選定理由に追加の選定理由、③の（iii）に当該評価事故シーケンスの概要を示しております。

次に（4）の原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失につきまして、評価事故シーケンスとして①（ii）の「1次主冷却系配管（内外管）破損の重畳事故」。

（iii）の「1次補助冷却配管（内外管）破損の重畳事故」を追加しております。併せて②の選定理由に選定理由の追加の選定理由を。③の（ii）及び（iii）に追加した評価事故シーケンスの概要を追記してございます。

次に43ページをお願いいたします。43ページの第2.5.1表が炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失に関する評価事故シーケンスの選定表でございまして、設計基準事故で想定される異常な状態の取り込み及び代表性の評価におけるPRA結果の参照を反映して、改定しております。選定の結果としましては、これまで選定していた評価事故シーケンスの1番と3番に加えまして、先ほど御説明をしましたNo.12の事故シーケンスを追加で選定してございます。

次に46ページの第2.5.2表は、過出力時原子炉停止機能喪失に関する選定表でして、代表性の評価にPRAを取り込んでおりますが、評価事故シーケンスの選定に変更はございません。

続いて47ページの第2.5.3表は、除熱源喪失時の原子炉停止機能喪失に関する選定表でございまして、設計基準事故で想定される異常な状態の取り込み、それから代表性の評価におけるPRA結果の参照を反映して改定しております。選定の結果としましては、これまで選定していた評価事故シーケンスの1番と3番に加えまして、先ほど御説明したNo.7の事故シーケンスを追加で選定してございます。

続いて48ページの第2.5.4表は、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失の選定表でございまして、炉心損傷防止措置の液位確保機能と炉心冷却機能の分割を行い、これまでに選定していた評価事故シーケンスのNo.4に加えまして、先ほど御説明したNo.1とNo.5の事故シーケンスを追加で選定してございます。

49ページ以降の液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失についてのPRAの取り込みを行っておりますが、評価事故シーケンスの選定に変更はございません。

続きまして別添資料について御説明をいたします。66ページの別添2をお願いいたします。本資料の別添2では、発生する可能性や影響を考慮して、評価対象外と判断した異常事象を整理しております。

a. の気体廃棄物処理設備の破損やb. の燃料集合体の落下については、炉心損傷の観点から考慮不要と整理しています。c. の原子炉容器破損、d. の1次オーバーフロー系等の破損、e. の制御棒の急速引抜きについては、設計上発生する可能性が低い、または影響がないため対象外としております。

次に70ページの別添4をお願いいたします。別添4には炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを整理して示しております。

1. に基本的な考え方を示しております、第2段落ですが、実用発電炉では大破断LOCAを超える大規模の損傷に伴う冷却材喪失が挙げられており、「常陽」では大口径配管破損が考えられますが、熱伝導度の高いナトリウムを低圧で単相状態で使用しており、運転状態から熱圧に対して安定であることに加えて、2重管構造の設計であることから、冷却材喪失に進展することはなく、対応する事故シーケンスはないというふうに整理しております。

次に第3段落ですが、実用発電炉では一部のLOCAとECCS故障の組合せがございますが、「常陽」では、基本的にはA00又はDBA発生時に設計基準事故対処設備の多重故障を想定しても、炉心損傷防止措置による炉心損傷防止が可能な設計となっております。また、「常陽」では2ループの主冷却系による自然循環冷却を炉心損傷防止措置としており、自然循環冷却機能も含めた全ての崩壊熱除去機能を喪失するのは、ポンプ・ブロー等の動的機器の機能喪失に加えて、2か所以上の低圧の静的機器の機能喪失が重畳する場合であり、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応するものに位置付けております。

71ページの第1図に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを示しております、これらの事故シーケンスの発生頻度は74ページに示しておりますとおり、十分に低いというふうに評価しております。

これらのことから、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの発生頻度は低く、また格納容器破損防止措置の有効性評価で取り扱われている事故シーケンスと、事故影響は同等でありますので、あえてこれらを考慮する必要はなく、現状の有効性評価の網羅性に問題はないというふうに考えてございます。

それから次に72ページの添付1には、国外での先進的な対策と「常陽」の措置の比較を示してございます。

(1) の原子炉停止機能喪失に係る炉心損傷防止措置につきましては、最初のポツに示



しますとおり、実用段階の大型炉開発に関して、受動的炉停止機構に関する研究開発が進められておりますが、これに対して「常陽」は小型の原子炉で高い固有の安全性を有していること。また制御棒・後備炉停止制御棒のうち1本でも挿入に成功すれば、炉心損傷は防止できることから、設計基準事故対処設備及びBDBA対処設備の信頼性とも併せて、原子炉停止機能は高い信頼性を有しているというふうに考えてございます。

また(2)の崩壊熱除去機能喪失に係る炉心損傷防止措置につきまして、最初のポツと2番目のポツに示しておりますとおり、実用段階の大型炉開発を進める各国の対策と、「常陽」における崩壊熱除去機能喪失に係る措置は概ね共通しており、各国の炉との比較においても崩壊熱除去機能に係る炉心損傷防止措置は高い信頼性を有しているというふうに考えてございます。

続いて79ページをお願いいたします。79ページの別添7には、事象グループの選定の十分性の観点から、実用発電炉PWRで規則の解釈において必ず想定する事故シーケンスグループと、「常陽」で選定した事象グループを比較して示しております。表の左側には実用発電炉の事故シーケンスグループを記載しており、右側には「常陽」の事象グループを記載してございます。

1例としまして、一番上の2次冷却系からの除熱機能喪失に関しましては、「常陽」では1次系からの除熱機能が喪失する観点で、PLOHSが対応していると。一部CV、格納容器の除熱機能に関しては設計上該当しないものがございますが、それ以外については発電炉で必ず想定する事故シーケンスグループに選定しているものについては、「常陽」でも対応した事象グループを選定しているというふうに整理してございます。

なお、表の一番下ですが、発電炉にないものとしまして、「常陽」の設計上の特徴を考慮しまして、局所的燃料破損を想定しているということもございます。

今回本資料の説明は、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。

○有吉チーム員 原子力規制庁の有吉です。

今回は深層防護です。今御説明ありましたように3ページ、国際的な基準も踏まえた深層防護の考え方ということで説明をしていただきました。それから10ページですか、PRAの結果も踏まえてということで、改めて説明があったと認識しております。

ちょっとここで確認したいんですけど、もしこの「常陽」の事故シーケンスの選定と国外の高速炉の安全研究成果の関係といったものがありましたら、国外で議論されている

ようなシーケンスが抜けていないのかといった観点で、何か説明できましたらお願いいたします。

○日本原子力研究機構（栗坂主席） 原子力機構、栗坂でございます。

国外のナトリウム冷却高速炉の事故シーケンスあるいはPRAということで、今問いかけがございました。これまでにJAEAで調べてきた、それで分かっていることを御説明申し上げます。

国外のナトリウム冷却高速炉のうち、PRAの実施状況等について可能な範囲で実施状況を調べたというのが、アメリカの高速炉二つ、CRBRというプラントとEBR-IIというもの、それからドイツの高速炉SNR-300、それからフランスのスーパーフェニックス、ロシアのBN-600とBN-800、中国のCFRというものについて公開の情報を基に調べました。このうち今の問合せについて事故シーケンスまたは事故シーケンスグループについての情報が抽出できたものは、アメリカの高速炉二つとそれからドイツの高速炉SNR-300の合計三つでした。

残りのフランス、ロシア、中国についてはPRAについて実施しているという情報は把握しているんですけども、その中身については公開されていないというか、詳細については不明な状況でございます。

事故シーケンスグループを「常陽」についてはきちんと設定をして、その中から代表的なものを抽出して、これから今後お示しする有効性評価で想定すべき事象を選定してきておるわけですが、この事故シーケンスグループ七つございますけれども、これに対してアメリカのCRBRという高速炉のPRAにおきましては、このうち局所的燃料破損とそれから全交流電源喪失を除く五つの事故シーケンスグループについては、PRAで事故シーケンスグループとして仕分けされているということを確認してございます。

それからドイツのSNR-300という高速炉のPRAにおきましては、SBOを除く六つの事故シーケンスグループがレベル1PRA、炉心損傷深度を算出する事故シーケンスのグループとして設定されているというところを確認しております。

EBR-IIにつきましては、こういったグループについての情報はありませんが、主要な上位の事故シーケンスの情報が分かっております、そういったものの中身を読み解きますと、「常陽」で設定した事故シーケンスグループの中に含まれるものが多いということを確認しています。

こういったことから、「常陽」で設定しました評価のための事故シーケンスグループと

いうものは、国外のレベル1PRAの研究で設定されている事故シーケンスの集約状態のグループ化と比べましても、網羅性がある。あるいは概ね共通であると。あるいはSB0のようなものを「常陽」では有効性評価のために特別に追加で設定しているという点で、安全性評価のための事故シーケンスグループ及びそこから代表性のある事故シーケンスを設定するという点においては、より丁寧に安全性を確認していく、そういった事故シーケンスグループとシーケンスの設定になっていると考えております。

以上でございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

35ページです。今日の資料で言えばULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHSと、この五つに加えてローカルフォールト、これが全て海外でも抽出されていると。そういう説明でよろしいですか。

○日本原子力研究機構（栗坂主席） 一つ言い忘れました。

概ねこういった共通しているということで、例外的なものがございます。アメリカのCRBRにつきましては、事故シーケンスグループ、先ほど申し上げた五つに加えて、「常陽」でいきますULOF、原子炉停止機能喪失とそれからLORL、液位確保失敗の二つを重畳したような「ULOS」という、論文の中にはそう書かれているんですけども、重畳した事故シーケンスグループがこの研究では設定されておりました。

これはこれと同じグループを「常陽」では設定してはおりませんが、今御説明で申し上げたとおり、ULOFというもの、それからLORLという構成要素については設定しております、まずこういった重畳するということは、より発生が起こりにくくなるというのが一つの特徴でございます。

それからこういった事象グループが発生した場合の対策につきましては、それぞれULOF時の措置、あるいはLORLの措置、こういったものを組み合わせて対応することで、安全性を確保していくことは可能という具合に考えてございます。

それからあとEBR-IIにつきましては、先ほど申しましたとおり、主要な事故シーケンスという形で幾つか論文に掲載されているという状況でございます、例えばEBR-IIは発電プラントでございますので、蒸気発生器等もございまして、そういった「常陽」にはない設備での異常、加熱器での小規模な漏えいといった事例があつたりしますが、こういったものは「常陽」には該当しないというものでございます。このほかにも幾つかEBR-IIの論文には載っております。

取りあえず以上で、補足説明を終わらせていただきます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

説明ありがとうございます。あと国外の安全研究の成果ということでいうと、よく言われているのが集合体の瞬時完全流量閉塞といった事象があるんですけど、これはいかがでしょうか、考える必要はないのでしょうか。

○日本原子力研究機構（栗坂主席） 原子力機構の栗坂でございます。

瞬時完全閉塞、そういったものが海外では想定事故の一つにあることは承知しております。

今おっしゃっていただいたのは燃料集合体と一体の、瞬時完全閉塞と呼ばれるものでして、燃料集合体の冷却材が集合体に流入する入り口部において瞬時に、一瞬にして流路が完全に閉塞するというのを仮想したといった内容のものでございまして、その規模は「常陽」でもLFのところで起因として想定している1サブチャンネル閉塞ですとか、千鳥閉塞というものを上回る閉塞規模を仮想したものでございます。

JAEAの認識としては、燃料集合体のこういった瞬時の完全閉塞というものは、そういった起因の原因としては、科学的には起こり得ないものを仮想しているというものでありまして、その起こりやすさについて評価しようとしても、これは発生頻度を評価できないというものでございます。

ただ一方、「常陽」では設備としては燃料集合体の入り口、冷却材が流入する入り口のノズル部におきまして、入り口の穴については複数箇所分散配置するように、瞬時に閉塞するようなことを防止するような機構を対策としておるということで、こういった瞬時に完全閉塞しないような対策を十分に講じているということ、想定は不要と考えてございます。

以上でございます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

はい。一応説明は分かりました。あと瞬時完全閉塞のところは今後ローカルフォールトのところ、だから炉心損傷防止、格納容器破損防止の議論のローカルフォールトの中で、少し改めて確認をさせていただければと思います。

それからULOFとLORLの重畳といったところも、頻度という観点も一応は理解できるんですけど、「常陽」に置き換えるとどういう事象かと。ULOFとそれからLORLの炉心損傷の特徴といったこともあると思いますので、今後の炉心損傷防止や、格納容器破損防止のと

ころで改めて確認させていただいて、もし必要があれば、またこの事象選定に戻ってくる  
といったところで、それを含んだ形で今後の議論をさせていただければと思っております。  
以上です。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

今の御指摘、拝承いたしました。

○山中委員 そのほか、質問、コメントございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

やや確認も含めて質問させていただきます。

ページで言うと18ページ、19ページのところなんですけども、ここ異常事象とイベント  
ツリーの整理ということで、前回からの違いは何かということで、今回御説明あったんで  
すけども、前回の会合、9月にやったときは起因事象の考え方のところで、ある程度頻度  
が低いですとか、もう設計事象、基準事故とは重ね合わせないといったような考え方で、  
ここに含めていないものもあったと思うんですけど、今回の御説明ですとそういった考え  
方は今回排除して、炉心に影響のある事象ですとか、あとPRAから選定されたものという  
のは、まず一通り全部起因事象として選ばれていると。それをイベントツリーに展開する  
際には停止機能と重畳させた場合、それから崩壊熱除去機能がなくなった場合と重畳させ  
た場合と、それぞれイベントツリーを展開して、事故のシーケンスを出しているという、  
そういう考え方でここは合っていますか。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

今御指摘いただいたとおりの考え方でございますが、例えば左側のPRAで抽出されたも  
のの1次循環ポンプ軸固着というのが7番目、8番目辺りにございますけれども、これ設計  
基準事故で想定している異常事象でございますして、従前の前回の説明ではこの事象に対し  
ては原子炉停止機能喪失のイベントツリーを展開しないということで、第2.3.1図という  
のがついてございませんでしたが、今回はPRAで抽出された起因事象全てについて、その  
後の停止機能も含めてイベントツリーを展開したというものでございます。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そういう意味では、前回拾われていなかった起因事象が、まずここに全部上がってきて  
いて、それに対するイベントツリーも、それぞれ停止機能とそれから崩壊熱除去機能が喪  
失した場合について展開されているというので理解しました。

そうすると、今の選び方でいくと、さっき有吉のほうから話があったようなULOFとLORL

の組合せみたいなものは、ここからは直接出てこないんでしょうけれども、それぞれの事象の特徴ということで、どう扱われるのかというのは、今後の議論の中で確認したいと思っています。

すみません。続けてもう一つ確認させていただきたいのが、前のほうに戻るんですけども、7ページのところで、ここは「常陽」で想定される格納容器の破損モードということで御説明があって、格納容器の破損モードとしては上のほうに太い矢印で四つ代表されています。

下のほうの灰色の枠組みを見ますと、例えばFCIは大規模のものは発生しないから考慮しませんということが、ここに書かれてあるんですけども、これはここから落としているということは、それなりの確認をしなきゃいけないくて、エビデンスも示しながら説明してほしいと思っています。

軽水炉のほうでも結構FCIの関係で言うと議論になっているところでもあるので、こちらは水ではなくてナトリウムという違いもあるんでしょうけれども、本当に起きないのかですとか、解析コードの中でどう評価しているのかということも含めて、ここはもうちょっとエビデンスも含めた形で再度説明をいただきたいと思っています。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

格納容器破損防止に係る事象推移の詳細については、エビデンスも含めまして有効性評価の説明で別途説明したいと考えておりますが、まずFCIにつきましては、ナトリウム炉の安全上の特徴、炉内事象推移の特徴を踏まえまして、こちら炉外でのFCIについては考慮不要というふうに考えています。

FCIについては炉内事象推移の解析で考慮しておりますが、「常陽」は冷却材に熱伝導率の高いナトリウムを使用しているということ。それから二重管で、単相で使用しているというような特徴がございますので、原子炉容器内の冷却材喪失に進展するということはないと。

実用発電炉のように格納容器の底部に水プールが形成されて、その上に熔融燃料が落下するような事象推移がないというのがここでの理由になります。また各有効性評価の説明で事象推移については詳細に説明いたしますが、今の評価におきましては、原子炉容器の破損に至る際には、損傷炉心物質はナトリウム中に浸漬した状態で、原子炉容器の下部を熱的、機械的に破損して、安全容器の中に移行するという事象推移でございますので、こういった大規模FCIが発生するような条件が形成されない、ナトリウムという冷却材を使

っている特徴も含めて、そういう条件が発生しないというのが理由の一つでございます。今後の有効性評価で、エビデンスも含めて御説明させていただきたいというふうに考えてございます。

○片野チーム員 ありがとうございます。ではここら辺は事象の中でも併せてかもしれませんが、また詳しく御説明をいただければと思います。

もう一つですけど、通しページの43ページ以降のところです。事故シーケンスをグループごとにまとめていただいている、評価対象とするものを幾つか選んでいるというふうになっています。

この中で炉心損傷防止措置というので幾つか措置が書かれていると思うんです。後備炉停止系の制御棒を入れるですとか、補助冷却系を使うですとか、いろいろ書かれていると思うんですけど、ここの対策の話なんですけども、有効かどうかという話はこれそれぞれの事象の中で今後見ていくことになると思うんですが、いわゆるBeyond DBA対策で使うということになってくると、もともといわゆる設計基準で想定していたものを使おうとするとか、あるいは通常運転で使っていたものをこちらで使おうとすると、信頼性ですとか何らか駆動源があるのであれば、それはどういうふうに確保しているかということも含めて、今後説明いただく必要があると思います。なので、こういったものがどのぐらい使えるものなのか、対策として有効な設備であるのかということも、今後の説明でお願いしたいと思います。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

御指摘の点、承知いたしました。

炉心損傷防止措置、それから格納容器破損防止措置の説明は、それぞれの有効性評価の中で説明をいたしますので、その説明に当たってはそれぞれの措置の信頼性について御説明をさせていただきます。

以上です。

○片野チーム員 重ねてもう一つだけ。

後備炉停止系の制御棒については、通常の制御棒とは違うという扱いで説明はされているという理解なんですけれども、ただ物（設備）としてはそれほど違うものでもないでしょうから、どういう考え方でこれが使えるのかというのは、故障確率からいっても十分使用可能なものであるとか、どういうふうな機能分離がなされているのかということも、ここは詳しく確認していきたいと思っていますので、ここもよろしくお願いします。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

御指摘の点、承知いたしました。後備炉停止系の制御棒の信頼性について、その故障確率、どういった主炉停止系の故障に対して、どのような機能分類をして備えているのかとか、そういった観点も含めて後備炉停止系の炉心損傷防止措置の信頼性の説明の中で併せて説明をさせていただきます。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○片野チーム員 すみません。原子力規制庁の片野です。

もう一つお願いします。今回Beyond DBAの中で、1次冷却材、ナトリウムの漏えいを起因事象に考えているというのがあると思うんですけど、これは設計基準事故の中でもナトリウムの漏えいというのは、もともと考えている事象があると思うんです。今回はナトリウムの漏えいを考えているときに内管の破断であったり、それに外管も併せたり、原子炉容器のところも見たりしているんですけども、もともと設計基準で考えられていた冷却材喪失というものと、今回Beyond DBAで考えている冷却材の喪失というのは、考え方としてはどういう違いがあるのかというのは御説明いただけますか。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

DBAの中で想定しています1次冷却材の漏えいにつきましては、まず炉心冷却機能の評価という観点で冷却材漏えい率が、漏えい速度が最も大きくなる箇所といたしまして、1次主冷却系配管に接続されております細管の、ドレン系配管の破断というものを想定してございます。

それからDBAにおきましても被ばく評価の観点で、二重管の中に収まりますが、それが一定期間経過した後に格納容器の床下に漏えいするというのを想定いたしまして、被ばく評価を行っているというのがDBAの評価でございます。

一方でBDBAにおきましては、まず内管が破損いたしますが、DBAと異なる点は外管の破損まで想定しているということで、液位確保機能の外管の破損を想定してBeyond DBAの想定をしているというものでございます。そういった内管の破損の規模や場所を想定する際には、先ほど申し上げましたとおり、破損箇所によってその後の事象推移や措置、従属的な故障の範囲が異なりますので、それぞれ原子炉容器周りの配管、Aループ、主冷却系のループの配管、補助冷却系の配管、それぞれの配管の内外管破損を想定しているということでございます。

それぞれ三つの評価事故シーケンスを選定してございまして、それぞれの配管の破損規



模については、最新の知見も踏まえて先ほどの破断のようなことは想定せずに、主冷却系配管の想定される規模の最適評価、設計で想定される規模の破断・破損を想定しているということで、具体的には $P^2$ と、肉厚の二乗という破損規模、開口面積を想定して評価をしているものでございます。

以上です。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

すみません。最後ですけど、72ページを見ていただいて、今回、国外での先進的な対策といったことを説明いただきました。例えば(1)で原子炉停止機能喪失とあって、受動的炉停止機構というので、括弧の中に幾つか、五つぐらい概念が書いてありますけれど、これは次の炉心損傷防止の中で、少し詳しく説明していただきたいと思っております。

ただし、これは「研究開発が」と書いてありますので、本当に今使えるものなのか、あるいはどこかで実績があるものなのかといった観点を含めて、現実的な対策ということでどうなるかといったことを含めて、説明していただきたいと思っております。よろしくお願ひします。

○日本原子力研究機構（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。次のエビデンスの有効性評価の説明の中で、そういった説明を加えさせていただきたいと思ひます。あと今御指摘をいただきました既に許認可の実績があるかですとか、実機に装備されたものであるかとか、そういう観点での整理も含めて御説明させていただきます。

以上です。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○片野チーム員 すみません。原子力規制庁の片野です。

あともう1個、今の近くのところで確認なんですけども、通しページで70ページなんですけど、ここで炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを整理いただいていると思ひます。これでこういったことは起きませんよ。起きたとしても大規模損壊で見ますというふうに書かれているという理解なんですけども、一方でいきなり全部大規模損壊に行くのかなというところがありまして、例えば下のほう2ポチを見ますと、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスということであると思ひなんですけど、これ全部が全部、大規模損壊というわけでもないと思ひんです。ものによっては損傷の程度ですとか、その後の進展によっては格納容器破損防止対策で拾えるものだってあると思ひます。そういうものというのは、こ

ここで何でも大規模損壊に行くというのではなくて、そういうのは炉心損傷防止対策に失敗したとしても、格納容器破損対策の場でちゃんと言われるという、そういう説明になるのかなと思っていますけど、そういう理解でいいんですか。

○日本原子力研究機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

1ポツの下から5行目に書いてございますが、これらの事故シーケンスの発生頻度は低く、大規模損壊で生じるものであるということと、あとは格納容器破損防止措置の有効性評価で、取り扱われている事故シーケンスと事故影響は同等であるということでございます。先ほど深層防護でも説明をいたしました、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価においては炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して評価を行っておりますので、こういった炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおいても、格納容器破損防止措置の有効性評価と同じ影響になるということでございます。

あと2ポツの最後のところに、なお書き以降で書いてございますが、何でも大規模損壊対策で対応するというわけではなくて、発生する事象の程度に応じて適用可能な場合には格納容器破損防止措置を柔軟に活用するというふうに考えてございますので、先ほど御指摘いただきましたとおり、格納容器破損防止措置を講じられるものについては、格納容器破損防止措置を講じているという位置づけでございます。

○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、全体を通じてJAEAから規制庁からの指摘事項等で、不明な点等ございましたらこの場で確認をお願いいたしたいと思います。いかがでしょう。

○日本原子力研究機構（吉田部長） 本日いただきましたコメント、御指摘、こちらのほうはこちらとしても十分理解したと認識しておりますので、次回以降に反映させて対応させていただきたいと思います。本日の審議内容に関しまして、特に不明な点はございません。

以上でございます。

○山中委員 それではJAEAにおいては審査チームからの指摘に関する回答、次回の審査会で御説明のほう、お願いをいたします。

そのほか何か確認しておきたいこと、規制庁側からございますか。特によろしいですか。

それでは以上をもちまして、議題1を終了いたします。ここで出席者の入替えを行いますので、15時30分再開ということによろしいでしょうか。

それでは議題1、終了いたします。どうもありがとうございました。

(休憩 JAEA退室 京都大学入室)

○山中委員 それでは再開いたします。

議題2、京都大学臨界実験装置（KUCA）設置変更承認申請について、議論を行いたいと思います。

まず京都大学から燃料の低濃縮化に関わる原子炉施設の安全設計において、前回8月31日の審査会合において、添付資料八の炉心の安全設計に関わる質問事項について、資料2-1に基づいて説明をお願いいたします。

○京都大学（釜江特任教授） 京都大学の釜江と申します。

今、委員のほうから御紹介ありましたように、前回8月ということで、それから少し時間がたったということもあり、少しだけ時間をいただいて、これまでの経緯と今日の御説明内容については簡単に御紹介をさせていただきたいと思います。

この案件につきましては昨年の6月に申請させていただいて、その後審査を進めていただきました。その間の今日の議題にもありますけども、添八の代表炉心の考え方とか、いろんな計算の誤差論の話で、なかなか進捗しない時間がございましたけども、幸いにも今年の2月に審査会合で規制庁のほうから、今日も再掲されています安全設計の審査フローというものを御提起いただきまして、そのおかげをもちましていろんなところが進み出したということで、ただこちらのほうの計算の資料の作成も含めて、少しは時間がかかったということもあって、今日になってしまったところがございます。その辺はお詫びしたいと思いますけども、それで今日は一つ目としまして、前回8月の審査会合で、添八についていろいろと御質問いただいた。その回答を申し上げるということで、これで審査フローについてほぼ網羅できたかなという感触であります。

それとその後、次の課題であります添十のところ、次で今日は規制庁のほうからも添八と同じように評価の進め方ということで御提示いただいておりますので、その辺のお話も聞き、こちらとしても今日は申請書ベースで、その辺のシナリオの考え方等々、御説明申し上げたいと思います。

それでは三澤のほうから、説明させていただきます。

○京都大学（三澤教授） 京都大学の三澤です。

それでは資料2-1に基づいて、御説明をさせていただきたいと思っております。大変申し訳ございません。それでは資料2-1の。

○荒川チーム員 三澤先生、規制庁の荒川です。

ちょっとマイクの位置を調整してもらえますか。

○京都大学（三澤教授） ちょっと小さいですか、すみません。このくらいでよろしいでしょうか。

○荒川チーム員 大丈夫です。よろしくお願いします。

○京都大学（三澤教授） 申し訳ありません。

それでは資料に基づいて、説明させていただきたいと思います。

前回、8月31日の審査会合では、全体的な内容につきましては、ほぼ合意していただけたというふうに考えているところがございますが、特に制御棒の評価、制御棒の反応度の評価について、いろいろ御指摘をいただいたというところがございます。今の資料から申しますと38ページからになりますが、制御棒の相互干渉効果というものについての御指摘を色々いただいたところがございます。

これは制御棒を入れたときに、近くの制御棒が入っていたときに、それがもう1本の制御棒にどのくらい影響を及ぼすかということについての効果でございますが、これについての解析というのがやや不足していた、ちょっと不十分であったというところを御指摘いただいたところがございます。

主に、この補足-Aについての大幅な修正ということをさせていただいたところがございます。

これまでの計算では、制御棒は1本ずつ考えていて、それが近くのものが入ったらどうなるかという解析を、様々なケースにわたって進めたところがございますが、前回から大きく変わったというところは、ちょっと後ろのほうになりますが、58ページ辺りからなんですが、制御棒の微分反応度等がどういうふうに変化するかというようなことを詳しく調べたところがございます。

59ページのところには、制御棒の微分反応度というものを計算した結果がございますが、これは前回の審査会合でも御説明させていただいたんですが、単一炉心ではなく2分割炉心の場合は、若干の評価値が単一炉心より厳しいというか、そういうふうになるということが分かりましたので、評価の上ではそのファクタを掛けて、安全裕度を考えて2分割炉心では制御棒の反応度を評価するということを御説明させていただいたところがございます。

それから60ページの辺りからなんですが、制御棒の各反応度というのがどうなるかというのを、干渉効果ということで、例えば60ページの下の方の図ですと、下の方の図の

左側の図はC45G0の単一炉心でございますが、例えばC2という一番反応度の大きな制御棒の測定をするときに、その炉心の反対側にありますC1という制御棒、これの挿入というのが、どの程度影響を及ぼすかというようなことについての解析を行ったところでございます。

61ページから結果のところのグラフは示しておりますが、結果といたしましては、それを制御棒を1本反対側のところに入れても、微分反応度等については、ほとんど影響は及ぼさなかったということを確認することができました。これによりまして制御棒の反応度の干渉効果というのは、この軽水炉心、このような炉心については特に考慮する必要がないといえますか、単一炉心等については特に考慮する必要がないということを確認することができたと考えているところでございます。

それから63ページからでございますが、これは最大反応度添加率という、非常に重要な核的制限値でございますが、これを従来今までの添入のところでは、中性子束分布をcos分布と仮定して算出するというようなことで、炉物理的な理論式を用いて算出していたんですが、それを実際の核計算コードを使って確認するというようなこともやらせていただいております。

表14等にもございますが、それからそのすぐ下の図A-16等にもございますが、今まで添入の解析で行ってございました中性子束分布をcos分布等で仮定して計算するという方法でも、十分精度のいい結果が得られるということを確認することができましたので、特に添入の今までお示ししました解析の内容等については、変更することがないということについて確認させていただいたところでございます。

これが制御棒の干渉効果の主な解析結果でございますが、繰り返しになりますが、結果としては添入の今までお示ししました制御棒等の解析結果については、特に変更は加えていないというところでございます。

あともう1点、64ページからの高濃縮ウランを使った炉心の反応度の解析というところ、これについても幾つかコメントをいただいたところでございまして、今までKUCAで行ってございました実験データと解析データ等の比較というところについてもコメントをいただいたところでございますが、これにつきましても、例えば68ページというところに固体減速炉心の実験値と計算値というところがございます。これにつきましても、これまで我々の考えておりました解析方法というもので、特に問題ないということを確認することができたと考えているところでございます。

ちょっと早口でございましたが、主な変更点といいますか、前回から修正したところ等は以上でございます。これで一応我々といたしましては、添八の代表炉心についての解析というのは一通り御説明することができたというふうに考えているところでございます。

以上です。

○山中委員 ただいまの説明につきまして、質問、コメントございますでしょうか。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

御説明ありがとうございました。制御棒の反応度価値の計算についてはいろいろ干渉の有無とか、そういったところを含めて確認させていただいて、今回の資料で軽水と固体減速、あるいは軽水の2分割炉心、これについて炉心構成範囲の中で制御棒に関する核的制限値は満足できる見通しがあるということを確認させていただいたというふうに考えております。

○山中委員 そのほか何かございますか。よろしいですか。

それでは引き続き、添付書類十の安全評価についてですが、まず規制庁から資料の2-3、安全評価に関わる審査の進め方について説明をお願いします。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

資料2-3に基づいて説明させていただきます。まず京都大学から申請がありました原子炉設置変更承認申請における炉心の安全設計、安全評価に係る審査は、その次のページにあります「KUCAの炉心の安全設計の審査フロー」に基づきまして、審査を進めておりました。

先ほどの添付資料八の御回答で、安全設計につきましては代表炉心の選定が適切になされていると思いますので、この代表炉心を用いた添付資料十の安全評価についてこれから審査を進めてまいりたいというように思っております。まず審査に入る前に、まずその審査での確認事項を京都大学と規制庁のほうで確認したいというように思っております。そのポイントが2.のほうに書かれております。

まず反応度の投入等に係る事象の安全評価に係る適合性の確認におきましては、申請者はKUCAの添付資料十の安全評価におきまして、判断基準を燃料及び構造材、アルミニウムですけど、の最高温度が400℃を超えないこと。それと減速材の最高温度が100℃を超えないことを判断基準としております。

そのときに温度上昇の増加の仕方を確認する必要がありますけど、まず①としまして、出力が急激に上昇して、早期にスクラム設定値に到達する場合は考えられます。もう一つ

②としまして、出力が緩慢に上昇して、一定の時間経過後にスクラム設定値に到達する場合が考えられます。

一般的に①の場合は、過剰反応度と濃度温度係数が大きく、実効遅発中性子割合が小さく、即発中性子寿命が短い炉心。②の場合は、過剰反応度及び反応度温度係数が小さく、実効遅発中性子割合が大きく、即発中性子寿命が長い炉心が該当します。

KUCAの安全評価におきましては、KUCAの今の申請書の中では、添付資料八のほうで代表炉心を選定しておりますが、その代表炉心全てに対して先ほどの①と②の観点ですと、主に①の出力が急激に上昇して早期にスクラム設定値に到達する場合の評価が行われております。

添八の代表炉心の見直しに伴いまして、これから添付資料十の安全評価を行っていただくわけですが、そのときに添八の代表炉心を全て安全評価するという事は、必ずしも必要ではないというように考えております。

①の観点も大事ですけど、②の観点も大事だと思いますので、その両方の観点から温度上昇が大きくなる炉心を選定して、次のページのKUCAの炉心の安全設計の審査フローに基づいて、温度等の判断基準を満足することを確認することとしたいと思います。

以上になります。

○山中委員 ただいまの規制庁からの説明について、京都大学側から何か御質問とかコメント等ございますでしょうか。

○京都大学（三澤教授） 京都大学、三澤です。

どうもありがとうございます。ちょっと幾つか質問させていただきたいと思います。

解析の項目といたしまして、①と②という二つに分けていただいたわけなんですけど、①のほうは我々非常によく分かって、今の申請書にも書いてあるところでございますが、②のほうなんですけど、「一定時間経過後」というのが、どういうものを想定すればいいかというの、非常に我々としても悩んでいるところでございます。といいますのは、例えば出力が緩慢という場合に、非常にちょっとだけ反応度を加えた場合には、出力がもう本当じわじわと上昇していく。それこそそのまま丸一日運転していても、スクラムに達しないということも考えられるわけです。

そういう中で、この「一定時間経過後」というのをどういうふうに考えたらいいかというの、ちょっと悩ましいところでございます。もし何かお知恵ありましたら、教えていただきたいというふうに思っているところでございます。

あともう1点なのですが、そのすぐ4行ほど下にありますが、「②の場合は過剰反応度が小さく」というところがございますが、これ若干、例えばSTACYとかTCAのような炉心と混同しておられるのではないかというふうに思っているところでございます。といいますのは、我々のところは過剰反応度というものと、出力の上昇速度というものは、これは関係ございません。

といいますのは、我々は制御棒で臨界コントロールして、その状態から制御棒を若干引き抜くことによって、正の反応度を加えるという実験を行うことが多いわけです。そういう中で、制御棒の引き抜き量をほんの僅か上げれば、仮に過剰反応度が大きい炉心であっても、その段階で出力が緩慢に上昇するというふうになるわけですので、この書いております過剰反応度というのを、ここの解析のパラメータといいますか、そういうところするのは、若干我々の運転のパターンと違うんじゃないかなというふうに思っているところでございます。

以上2点、御質問させていただきたいと思います。

○三好チーム員 原子力規制庁の三好です。

まず最初の一定時間というところをどういうところまで見るかという御質問だと思います。

まず我々の京大のKUCAに対する事故評価を見まして、それで、今の審査の進め方の表現に従えば、①についての評価というのがされている。つまり最大出力については実際の炉心の条件に対して厳しい値を取っている。それはそのとおりだと思います。問題は、要するに判断基準が燃料なり減速材の温度ですので、スクラムがかかって収束するわけですが、それまでの積算出力が大きい、熱の伝導だとか伝達の条件は一定にした場合ですが、その場合には積算出力が大きいほうが、燃料ないし減速材の温度上昇は大きくなると、そういう観点から言うと、今の評価条件というのが、そういう条件に対して過小評価になっているのではないかというのが、まず第1点であります。

したがって、そういう積算出力が今の条件に対して大きくなるというのはどういう要因があるのかということについて整理したのが、②なわけでございますけれども、そこで当然今言われたように、いわゆる反応度添加量、過剰反応度ではないという御説明ですが、いわゆる炉心に反応度が添加されて、正の反応度の条件になったときに出力が上昇するわけですが、その添加される反応度量というのは、運転手順なり実験手順で、まずどういう範囲が多くあるのかというところを、運転手順なり実験手順を御説明いただいて、



そこでそういう範囲がどういう場合に起こり得るのか、通常起こり得るのか、非常にまれな場合にしか起こり得ないのか、まずそういったところの説明があって、その範囲で水炉の安全評価指針にもありますけども、そういう評価量が厳しくなる条件を定めて、それで評価をするというのが、基本的な考え方として必要ではないかというふうに思っております。

したがって、もちろん「緩慢な」という表現がいいかどうか分かりませんが、現実的には非常にだらだらと上がって、一日とかそういうこともあり得るわけですが、そこまで行かなくても、今の条件に比べて、例えば今スクラムまでが3分ぐらいというようなのがあったとして、実際の運転条件ではそれよりも長い、数分、6分とか、今時間を定量的に申し上げるのは差し控えますけども、少なくとも運転条件の中で今よりも緩慢であるけども、結果として積算出力が大きくなる。それによって上昇温度が大きくなる、そういったケースについての評価というのを事故評価として残しておく必要があるんじゃないかというのが、基本的な考え方でございます。

そういう意味では一定時間というものについては、やはり運転の方法なり制御棒の操作の方法なり、そういったものをまず説明をいただくというか、そういう範囲の中でこういう条件になるというような、そういう前提を御説明いただいて、それを事故評価の条件に反映させていただきたいということでございます。

あともう1点、過剰反応度と制御棒の反応度、これについての言葉の使い方について御指摘がありましたけども、通常最大過剰反応度という、こういった臨界実験装置での最大過剰反応度という場合は、いわゆる制御棒と反応度を抑制する装置が全て抜けた場合を、最大過剰反応度というふうに言っておるというか、そういう使い方だと思っております、したがって、いわゆる炉心を構成する段階で燃料を装荷する量が、そういう制御棒が全くない、全部フル引き抜きになっている状態で $k_{eff}$ が幾つかある。それが最大過剰反応度だというふうに考えられると思います。

したがって、そういう炉心に対して制御棒が幾ばくか入っていれば、その時点での過剰反応度は最大過剰反応度以下になるわけですし、そういった状況がKUCAの運転手順である程度制限をできるのか、あるいは制限できずに全てを考えなければいけないのか、ちょっとそういったところについても、事故評価でいわゆる制御棒の誤引き抜きというのが指針で起動時、あるいは出力運転時で評価するよというふうになっておりますので、その辺について後ほど現状のシナリオ、御説明いただきますけども、その辺についての運転の

ときの条件等も、併せて御説明いただければ理解が進むというふうに考えております。

ちょっと答えになっていない部分があると思いますけども、一応今の御質問については、取りあえずこちらの問題意識として持っているところについて、御説明させていただきました。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

どうもありがとうございました。今①の解析以外に、温度が上昇するパターンということで、②を解析項目に加えるようにという御指摘につきましては、理解することができました。ありがとうございます。

ただ繰り返しのなってしまいますが、どういうシナリオを考えたらいいかということなんですけど、まず我々の実験パターンから申しますと、出力の上昇のスピードというのは、これはもう実験によって様々です。ペリオドが30秒くらいのものから、それこそペリオドが10分とか、そういう反応度測定まで、いろんなパターンがありまして、一つのパターン、何かの指針に基づいてこのくらいで上げるというものがあるわけではございません。ですので、そういう中から選択するというのは、非常に難しいなというふうに思っているところでございます。

その中で当然最も厳しくなるのは、繰り返しのなりますが、できるだけ反応度印加が少なくして出力がじわじわと上がっていく。もうそれこそペリオド1時間とか、そういうようなパターンの実験というのも実際ございます。そういうところが一番厳しくなるというふうになるんですけど、それをこのところをどのように考えたらいいか。

例えばそれこそ我々朝10時頃運転して、大体デイリーの運転ですので、5時にシャットダウンするというところになりますと、10時～5時までの間、7時間にわたって出力を徐々に上昇し続ける、そういうことが多分一番厳しいパターンになるんだろうというふうに思っております。

ただ、それがトランジェントの解析というところでは、あまりにも非現実的過ぎるんじゃないかなというふうに思っております。そういう中でこの一定時間というのが何らかのほかの原子炉でも結構ですが、指針等がありましたらそういうのを教えていただけたら、そういうことに従ってさせていただくところではございますが、ちょっと我々のところでこれをこういう数字を上げるというのは、あまりにも範囲が広過ぎて、今言いましたような非現実的なところもございます。

連続運転では、我々は過去にもうちょっと長時間運転したこともございますので、例え

ば10時間の運転というのが仮にあったとしたら、朝運転して夜中にスクラムするまでずっと動かしてきたのかと。そういうところも考えるのかなというふうに考えると、かなり絞り切れないなというふうに思っているところでございますので、ぜひお知恵を拝借させていただきたいというふうに思っているところでございます。

あともう1点、過剰反応度の御説明のところですが、私まだちょっと理解ができないところがございまして、出力がゆっくり上昇するというのは、過剰反応度が仮に大きくても、制御棒を少しだけ上げれば出力は上昇するはずです。取りあえず過剰反応度がゼロの炉心、ゼロより非常に小さい、物すごい小さい炉心で全引き抜きになっても、過剰出力は上昇します。

ですので、過剰反応度というのが、このパラメータに入るとい必要はないのではないかなというふうに思っているところでございます。当然、我々過剰反応度という定義、それは理解しているつもりでございます。多分それは先ほど御説明いただいたとおりのものだというふうには理解しておりますが、その考え方というのは、ちょっと私どもでは理解できないなというふうに思っているところです。

以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

ちょっと整理をしたほうが良いと思うのは、通常運転のときに長い時間をかけて、そういう出力がじわじわ上がる実験をやるという話と、それと実際、これ異常な過渡変化の評価になりますので、そういう初期状態をどういうふうに設定するかというのはあるんですけど、あくまでも通常状態のときに、異常な過渡変化が起きたときに、温度がどれぐらい上昇するかという評価をしますので、ですからその中で、すぐスクラムに達するような評価が今行われているわけですけど、そういう異常な過渡が起きたときに、すぐにはスクラム値には達しないんですけど、もう少し時間がかかって積算出力が多くなって、そういうスクラムに設定するというケースもあると思いますので、そういう評価も必要ではないかというふうに考えております。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

ありがとうございます。すみません。今の御指摘いただいたことは、我々も十分理解しているつもりですが、繰り返しになるんですが、例えばここにある「一定時間の経過後」という、ある意味、非常に曖昧な、サイエンティフィックではない言葉がありまして、これと今言いました添十で必要となる「異常な過渡変化」というところとの関係が、ちょっ

と理解できないというところがございます。

勉強不足で申し訳ないんですが、この辺りを教えていただけたらというふうに思っております。

○山形チーム長 すみません。規制庁の山形ですけれども。

一定の時間というのは我々がこう考えるものではなくて、添八のときもそうなんですけれども、申請者がこういう実験をしたい。そういうある種、外枠を決められて、じゃあその枠の中で最も厳しいのは何ですか、それでも大丈夫ですかという審査をやっていきますので、まず一瞬でスクラムするというのと、少し時間がたってスクラムするというのがあるというのは、どちらも認められていると思いますので、申請者がこういう実験の外枠ですと。その外枠の中で最も厳しいものというのはこういうものです。

それが、逆に言うと最大の時間になるわけですし、ですから例えば外枠で先ほど言われたように、勤務時間という外枠があるのかどうか分かりませんが、その枠だったらそうというのもあるかもしれませんし、別途手順でこういう手順をきっちり定めるので、これ以上の時間、気づかないということはないという外枠でも結構ですので、まずそれが、我々が示すというものではなくて、そちらさんのほうでこういう実験、こういう手順の制限というのがあるので、最大3時間ですとか、最大10分ですとか、そういうのをまず申請者側で考えていただかないと、我々日々の実験をどのようにされているのか分かりませんので、まず外枠をそちらで決めていただいて、その中で最も厳しいもので評価をしてくださいという、そういうことなんですけど。

○京都大学（三澤教授） ありがとうございます。山形さんの言っていたの、非常によく理解したつもりでございます。

ただ繰り返しになりますが、我々のところオペレーションの時間というのは、何らかの制限があるというわけではなくて、そういう中で今、山形様の言われた「最も厳しいもの」という言葉にどうしても引っかかってしましまして、そこをどう評価すればいいかというのが、ちょっと分からなかったの、その外枠を我々事業者、申請者が作るということについては非常によく分かりますので、それを基に外枠を作りたいと思いますが、ただ私が言いたかったのは、このような似たような事例とか、そういうようなものがあれば教えていただきたいなというふうに思っているところと、例えば先ほど言いましたようなオペレーションの勤務時間の7時間、8時間で済むか分かりませんが、そういうところで縛るというような考え方、これはそういうところ、これは申請書にも書いていない

わけです。

例えばオペレーション連続8時間以内というようなことは書いていないわけなんです、そういうようなところを、ここで境界条件として入れるというようなこと、こういうことではよろしいのでしょうか、それで。すみません。ちょっとそここのところを教えてくださいたいと思います。

ぜひ山形様でよろしく申し上げます。

○山形チーム長 規制庁の山形ですが。

本当にそれが必要な外枠であれば、保安規定、こちらのほうで約束をしていただいて、保安規定のほうできっちりと定めるというやり方もありますし、よく分からないですけれども、仮に10分ごとに出力を確認するという手順を保安規定で定めるのであれば、10分が一番長い時間になるかもしれないですし、そこはいろいろ、そちらでどういう枠をはめられるかということだと思っています。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

どうもありがとうございます。今、戸ヶ崎様、それから山形様から御指摘いただきました、そのような外枠について我々で考えたもの、これは保安規定のところにも今のところ似たようなところがあるわけではありませんが、我々の手順を考えて、そのような外枠を作ったものを考えたいというふうに思いますので、ちょっと今すぐにはお答えできませんが、②の考え方ということについて承知いたしましたので、次回以降これについて説明したいというふうに思っているところでございます。

ただもう一つすみません。こだわって申し訳ないんですが、「過剰反応度が小さく」という、といいますのは、今日ここで決まってしまうと、ずっとこれでやらなければいけないというふうに思っていますので、②の場合の下のところの「過剰反応度が小さく」というところ、これは外していただいたほうがよろしいのではないかとというのが私どもの考え方です。

要するに過剰反応度が大きい、小さいということと、②の意味というのはちょっと違うことではないかなと、そういう意識です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

過剰反応度につきましては、今京都大学の評価ですと、最大過剰反応度の核的制限値の上限の0.35%とか0.5%で、それで評価をされているんですけど、これ実際許認可上は最大過剰反応度というのは、その範囲の中で炉心を組んで実験をできるというふうになって

いますので、だからもしそういう0.5とか0.35よりも小さいものでやる可能性があるのであれば、一般的にいいますと、過剰反応度が小さいほうがスクラム設定値に達するまでには時間がかかりますので、そういうことを考慮する必要があるんじゃないかということです。

その過剰反応度の考え方が、先ほどの制御棒との調整との運用でコントロールというのがあるのであれば、そこら辺も説明していただければいいんじゃないかと思います。

○京都大学（三澤教授） やはりちょっと誤解しておられるのではないかなというふうに思っております、我々のところは過剰反応度の範囲で様々な炉心が組める。これはおっしゃるとおりでございます。

ただ、その中で、過剰反応度が小さければ出力上昇が小さいというわけではなくて、過剰反応度が大きな炉心でも制御棒の移動によっては、出力上昇が小さい場合があり得る。②という場合、出力上昇の緩慢というのは、多分制御棒の移動で行うということになると思いますので、ですからこの過剰反応度というのはパラメータにならないんじゃないかなというふうに思っているところでございます。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

これは一般的な整理なんですけど、基本的にこれは事故の評価ですので、事故のときにまず初期条件として過剰反応度がどれぐらいある炉心でスタートして、そのときに異常な過渡変化が起きて、それでスクラム設定値に入って、それから制御棒が落ちるとというのが一般的な安全評価のやり方だと思いますので、通常の制御棒のコントロールの関係と事故時のスクラムの関係、そこら辺も、もしその過剰反応度を制御棒のコントロールで事故とか異常な過渡変化時にも調整があるというのであれば、そこら辺も説明していただければと思います。

○京都大学（三澤教授） やはり我々の認識とは違うところがあるところがあるというのは正直なところですよ。

ただ今、もうこれ以上ここで議論しても仕方がないと思うんですけど、この過剰反応度というのがパラメータになる、要するに先ほど言いました通常のオペレーションで、少し制御棒を上げて出力が上がっていくという状況を作るとすると、これは過剰反応度とは関係ないということなんです。

例えば過剰反応度が小さい炉心で、制御棒をぐっと上げて出力を上げるということと、過剰反応度の大きめの炉心で制御棒を上げて出力が上がるというのは、基本的には同じ振

る舞いになるはずですが、あまりそのところこだわらざるつもりはないんですけど、今後このところで議論になると、あまり適切ではないんじゃないかなというのが我々の考えです。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

要するに「過剰反応度」という言葉を、制御棒がフル引き抜きされたときの炉心の潜在的な反応度だと見るのか、あるいは制御棒が一部入っていて、事故評価上反応度が入り得るところを過剰反応度というのか、それ定義というか使い方の問題ですので、その後の今後の解析条件の設定については、意味するところは同じだと思いますので、ここで用いているのは一言だけお断りしておく、いわゆる事故評価の条件の中で臨界を超過する、どれだけ過剰な反応度が入り得るのかということを設定するという、そういう言葉で使っているわけで、それが、制御棒が全部引き抜かれた状態なのか、あるいは制御棒が一部引き抜かれて反応度が入る状態が最大なのか、それはシナリオによると思いますので、その辺を含めて使っていけばよろしいのかと思います。

定義というか、言葉の使い方、ここでは事故評価上に入る最大の反応度だという意味で使っておりますので、そういう形で今後どれだけ事故シナリオの中で反応度が入っていくのかという、必ずしもそれは制御棒が全部引き抜かれた状態の値ではなくて、それ以下の場合もあるというふうに、私は推測しておりますので、実験範囲での反応度の最大値という意味では過剰反応度、今申請書に示されている、最大過剰反応度以下の状況もあり得るので、そういったところも事象の解析の範囲の中に含める必要があるんじゃないかと、そういう意味でございます。恐らく使い方としては、特にその辺の議論においては支障にはならないと思いますので、理解としてはそういう理解をしておるということでございます。

○京都大学（三澤教授） すみません。ちょっといろいろ言ってしまうして申し訳ございません。

今、三好様から言われたことで、今後その方向で考えていきたいというふうに思っています。ただ我々「過剰反応度」という言葉を、先ほど定義どおり考えていたということだけはお伝えしておきたいと思います。失礼しました。

○山中委員 そのほかに何かございますでしょうか。よろしいですか。

それでは京都大学から資料の2-2、安全評価に係る検討方針について説明をお願いいたします。

○京都大学（三澤教授） 京都大学、三澤です。

それでは資料2-2に基づきまして、添付10の解析について御説明させていただきたいと思えます。

この資料の構成になっておりますが、まず最初のほうで現在の申請書に書いております添付10の解析の内容について、ここに書いているところをごさいます、この決定と内容につきましましては、既に4年前に承認いただいております高濃縮ウランを用いた新規制対応の申請書で書かれたもの、これをほとんど踏襲したものでございます。

その一応附録としまして、これらのオペレーションのために必要な安全設備とか制御設備、インターロック、それから各種の実験装置等についての説明を補足資料としてつけさせていただいているところをごさいます。今日は補足についてはあまり別途説明するつもりございませぬので、最初のシナリオのところだけ簡単にピックアップして御説明させていただきたいというふうに思っているところをごさいます。

まず2ページ目からございます。「運転時の異常な過渡変化」というところの項目でございませぬが、これにつきましましては解析項目としては2ページ目の真ん中から書いております、炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化ということで、原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き、出力運転中の制御棒の異常な引抜き、実験物の異常等による反応度の付加、この三つの項目を入れているところをごさいます。

2番目として商用電源の喪失というのを入れています。それからその他の事象として重水反射体への軽水の混入というのを入っていたんですが、これは審査会合では今後重水タンクを使用しないということ添付8でそのように決めましたので、この項目については、解析はカットさせていただきたいというように思っております。

その他の必要と認められる異常ということで、中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用。これは我々のところに加速器の実験装置がありますので、その誤使用というところでの異常を取り上げております。あと炉心タンクヒータによる炉心温度上昇、これらを今やっているところをごさいます。

判定基準といたしましては、先ほど戸ヶ崎様から御説明いただきましたように、燃料温度、それから減速材の温度等の制限値というのを決めて、それを判定基準としているところをごさいます。

3ページ目でございます。まず最初のシナリオについてごく簡単に説明させていただきたいと思えます。



これは原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きというところをございまして、本来我々の安全設備といたしましては、3ページ目の上から5行目ぐらいのポツから始まっているところをございますが、炉周期が30秒以下になればインターロックによる制御棒引抜きは制限される。それから警報が鳴る。炉周期の15秒以下または線型出力計の各レンジに110%以上になると一斉挿入ということで、制御棒が自動的に挿入されると。これはロータによって挿入するというのが一斉挿入というものでございます。

また炉周期が10秒以下、または線型出力計が120%以上になりますと、これがスクラムということで、制御棒が全部落下して、それ以外に固体減速架台では中心架台が下降、それから軽水減速架台ではダンプ弁が開いて水が排出されるということで、スクラムが起こるようになっているところをございます。これによって原子炉の異常時の安全性を確保するというふうになっているところをございます。これが我々の安全装置、緊急時といえますか、トランジェントのときの安全設備になっております。

ここの申請書では、以下のようなシナリオで行っているということで、解析対象炉心としては固体減速、軽水減速とも一応ここでは添8の取り上げた代表炉心全て対象にしておりまして、反応度、制御棒、評価値等は、そこに記載したような値になっているところをございます。

4ページ目をございます。初期の運転条件としては25℃から100%で1Wになるレンジということで、出力0.01Wの、これごく低出力の中性子変位が入った程度の出力の状態を初期状態としております。それから反応度の温度係数については、今回のこの解析では反応度が負の炉心については反応度フィードバックを無視して、厳しい側の評価をする。それから反応度が正の炉心については、これは軽水減速炉心の一部の2分割炉心が、反応度温度係数が正になる炉心があるんですが、これらについては正のフィードバックがあることを考慮するんですが、温度係数としては核的制限値の最大値、最も厳しいプラス側の値として、燃料板の温度上昇によって正の反応度が加わるということを仮定して、解析をするようにしているところをございます。

それからちょっと途中飛ばしますが、安全保護回路の動作としては、まず炉周期計、ペリオドについては、これは単一故障を仮定して、炉周期15秒、それから10秒のスクラムが発生しません。それから線型出力計についても、110%を超えたときに発生する一斉挿入の信号は発生しません。

ですが120%を超えたときのスクラム信号というのが発生することによって、制御棒が

落下するわけなんです、制御棒が完全に挿入されるまで、これは1秒という時間が、申請書に書かれているところでございますので、これは1秒後にステップ上に負の反応度が加わるということで解析をするようにしております。ですからその1秒の間はスクラムは出ていますが、出力は上昇し続けるということを仮定しております。ただし、ワンロットスタックを考えるために制御棒、最大の正反応度を持つ制御棒は、1本は完全引き抜かれた状態ということです。

スクラム信号発生でも中心架台は落下せず、断片は開かないということにしております。それでスクラムが発生するんですが、制御棒引き抜きは最も厳しい条件といたしまして、最大反応添加率 $0.02\%/\Delta k/k/sec$ というのが規制値、核的制限値でありますので、これで反応度が連続的に挿入する、投入されるという、非常に厳しい状態にしております、線型出力計が1.2W、120%ですが、これを越えたときにスクラムが発生するということで、この状態での最大出力、それから未臨界になるまでの積算出力等を求めるということでございます。

なお、発生した熱は全て燃料の温度上昇に用いられるとして、炉心での発熱分布がcos分布であるとして、燃料の温度の最大値を求めるということをしているところでございます。

なお、本日の補足資料のEにおきましては、燃料板内での若干の中性子束の発熱分布というのを考慮して、この結果にさらにもう少しファクタを掛けて厳しめに評価するというのを考えております。大体数%のファクタになりますが、それを掛けて最大値を評価するというようにしているところでございます。

2番目、出力運転中の制御棒の異常な引抜き。これにつきましては100Wの最大出力で運転したときに、先ほどと同じように制御棒が連続的に引き抜かれたときにスクラムをするというところでございまして、これについては先ほどのシナリオとほとんど同じようなこととございまして、これによる温度上昇というものを求めるというものでございます。

続きまして5ページ目、一番下の実験物の異常等につきましては、これは運転中に炉心に取り付けている照射物、具体的には我々実験のときに照射物として様々なホイル、ワイヤ等を設置して、照射実験をするということが多いんですが、そういうものが何らかの原因で落下して、ステップ状の反応度が加わったというときの解析を行うというところでございます。

先ほどの起動時の事故シナリオ、トランジェントのシナリオと同様に、炉周期計は全て

働かずに、そして線型出力計のみで120%でスクラムがかかるということを想定しているところがございます。なお、実際には我々のところには線型出力計とは別に安全出力計というものがあるわけございまして、これは線型出力計と同様に120%という指示値でスクラムするようになっておりますが、今回等の解析ではそれは働かないといえますか、線型出力計と同時に働くということで、その動作については無視しているというところがございます。これが実験物の落下等でございます。

続きまして商用電源の喪失。これは電源が喪失したときに、当然原子炉スクラムするわけなんです、そのときのスクラムに至るときからの温度上昇を求めるところでございます。

これについては、6ページ目の下のところにありますように、臨界量のできるだけ少ない発熱密度の高い炉心を選定いたしまして、KUCAで長時間運転を継続して7ページの(3)の初期条件であります、出力100Wで1時間連続運転、これは我々の申請書の中に1か月の最大積算出力100Whというのを書いてありますので、ぎりぎりまで運転していて、FPが一番たまった状態でスクラムをしたとき、電源喪失をしたときにどういう振る舞いをするかと、どういう温度上昇をするかという計算をしたところでございます。これは固体減速、軽水減速、それぞれの臨界炉のスペアの炉心について解析を行っているところでございます。

続きまして8ページ目、重水の流入、これはもう今回行いません。それから次に中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置の臨界においての使用というのは、これらの加速器は、未臨界において使用することが定められているところでございますが、これを仮に誤って臨界状態で使用した場合には、出力がExponentialではなく、線型に上昇することが起こります。それで温度が上昇したときにスクラムをするということについてのシナリオでございます。詳しい内容については省略させていただきたいと思っております。

異常な過渡変化の最後、9ページ目の真ん中からでございますが、炉心タンクヒータの温度上昇ということで、我々温度係数を測定するために炉心タンクにヒータが付けておまして、それを誤って作動し続けたときに、正の温度係数を持つ炉心についてはそのまま出力が上昇するだろうというところで解析をしたところでございます。実際、正の温度係数を持つのは2分割炉心でございますが、これで温度を上昇したときにどういう振る舞いをするかということについて解析をしたところでございます。スクラムに至るシナリオ等については、先ほど説明したものとほとんど同じでございます。

続きまして11ページ目からです。これ設計基準事故ということで、ここでは三つの項目をピックアップしております。11ページ目の2-1の解析項目の(1)反応度の異常な投入ということで、燃料落下又は燃料の誤装荷、それから環境への放射性物質の異常な放出ということで、燃料の機械的破損、それから実験設備、実験物の著しい損傷という三つを取り上げているところでございまして、これについては判定条件としては周辺公衆への実効線量が5mSvを超えないということにしております。これは異常な過渡変化とは違うところでございます。

まず解析の制御棒の落下又は誤装荷というものにつきましては、固体減速架台におきまして、燃料を規定よりも1本多めに炉心に装荷してしまったときに、原子炉を起動したらどう振る舞いをするかということについての解析を行ったところでございます。

12ページ目の(3)からになります。初期条件から制御棒の3本は全引抜き、3本は全挿入、それから中心架台という後部停止装置については、これは下限の状態にして、そしてその状態から中心架台を徐々に上昇させていくということを行います。通常ですと燃料はこの状態では限られた燃料しか入っておりませんので、中心架台が上昇しても臨界になることはないんですが、この場合は燃料を誤って1本多めに装荷してしまったというために、中心架台上昇中に臨界となり、出力が上昇してしまっ、そして120%でスクラムをするというシナリオでございます。これによりまして、どのくらいの温度が上昇するかということについての解析を行ったところでございます。

続きまして13ページ目でございます。これは燃料の機械的破損ということで、これは運転とはあまり関係ないかもしれませんが、燃料を取り扱っているときに、例えば燃料を落下させて燃料板を壊してしまったと。そうしますとそこからFPが放出されますので、それが環境公衆にどのくらいの影響を及ぼすかということ解析したものでございます。

初期条件としては、我々の核的制限値であります出力の年間の積算出力1kWというものがあるんですが、それをぎりぎりまで運転をして、FPが一番たまった状態にして、その状態から作業中に燃料板を壊してしまった。そういうときに燃料板のところに含まれていた希ガス、それからヨウ素の一部が放出されたときに、環境にどのくらい影響を及ぼすか。具体的には研究所敷地境界での実効線量を評価するというものでございます。これが今の燃料破損です。

最後、実験設備については、これは同じく実験設備、ウランを照射していたときにウランを誤って壊してしまったときにどうなるかというような解析でございます。これらの項

目について、今回解析を行いたいというふうに思っているところでございます。

説明は、以上でございます。

○山中委員 それでは質問、コメントをお願いします。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

3点ほど確認させていただきたいと思います。

一つは資料の8ページに、中性子発生設備又はパルス中性子発生装置を臨界状態において利用したという過渡変化の一つでございますけれども、これについてはこの解析条件を見ますと、最大の単位時間当たりの発生数を使って評価をするということが書いてありますけれども、これにつきましては先ほどの議論とちょっと似た点があるんですけども、パルス発生、中性子の発生装置において、ある程度時間当たりの強度に幅があるということであると、いわゆる強度が弱いほうが直線的に増加していく傾きが低いということになるかと思えます。

また初期出力についても、初期出力が高ければなだらかになるでしょうし、初期出力が小さければ傾きは大きくなるという、そういう傾向にありますので、この辺については最大のパルス中性子を前提とした解析というのは、過小評価になるのではないかというふうに考えておりますので、その辺どういうふうに考えられているのかということを確認させていただきたいと思います。

あともう一つは、このパルス中性子発生装置の誤動作というか誤操作というか、こういった場合、今動特性解析はワンポイントのプログラムで解析されているということですが、その実効的な外部のソース項をどういうふうに評価するのかというのが、やはり一つ確認事項になるかと思えます。またその評価も難しい点もあると思えますので、その辺についての説明をこの解析の結果を示す中で、確認をしていきたいというふうに思います。それが第1点です。

それから2点目は、これ今日は補足資料のほうにありましたので御説明はなかったんですけども、出力ピーキング係数についての評価については、少し詳しく確認をさせていただきたいというふうに思います。そもそもピーキング係数については、添10の燃料温度を、最高温度を考えるときのファクタとして、添10で評価をするということになっていたわけですが、今のこの評価の方法には、いわゆる固体減速架台で言えば、単位セルの中の燃料と減速材のボリューム比というのが、どういうふうな形で考慮されているのかというところがありまして、今の方法でいわゆる炉心全体のcos分布に対して、局所的なセルの

中での燃料部分のピーキングというのが考慮されているのかというところで、少しそこについて補足的に説明を、この場でもできれば結構ですけど、少し説明いただければと思います。

それから3番目ですけども、これは資料の6ページに、これも異常な過渡変化の一つとして、実験物の異常等による反応度の負荷についてというのがございます。

ここでいわゆる固体減速架台、あるいは軽水減速架台、共通の条件として実験物の落下により最大 $0.5\%/\Delta k/k$ の反応度が入るというふうにされておりますけども、軽水減速架台のほうは、この値は先ほどの最大過剰反応度と一致しますので、いわゆる臨界時において反応度が入れば、最大の反応度としては $0.5\%$ ということになりますが、固体減速架台のほうは、過剰反応度が $0.35\%$ により厳しくなっておりますので、同様に臨界時にこういった事象が起きますと、いわゆる最大過剰反応度を越えた反応度が添加されるということになりまして、これはいわゆる炉心の状態として許されないのではないかというふうに考えておるんですけども、この辺をどういうふうに考えているのか、まずは御説明をいただければと思います。

以上3点、よろしく申し上げます。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

どうもありがとうございます。まず最初の加速器を使ったときの最大発生量ということですが、これにつきましては先ほどの出力の緩やかな上昇という話と、多分今御指摘のとおりに趣旨だというふうに理解しましたので、何らかの説明をつけて厳しい場合、それから厳しくない場合という2パターンを考えたいというふうに思います。当然、先ほどと同じように一定時間というような、そういうのをどう取るかという問題は出てくると思いますが、それについては何らかの我々が考えた枠組みというのを、設定したいというふうに思います。

ソース項の評価の方法ということも含めて、実際、今ソースは外に置いてありますので、弱くなる方向で詳しくは今説明しておりませんが、最大よりも少ししか炉心に入らないということで仮定しているところがございますが、それも含めて多分ソースのパラメータにして最大の場合、それからある程度少ない場合、その2パターンが必要だということだと思いますので、それについては検討したいというふうに思います。

次、出力のピーキングのお話なんですけど、説明はしなかったんですけど、若干だけまだお時間ありますので説明させていただきますと、資料の48ページ目からでございます。既に

ヒアリング等では説明させていただいておるところでございますが、改めて説明させていただきたいと思っております。

まず申請書の温度上昇をどうやって算出していたかというところなのですが、そこに式が書いてあるところでありますが、基本的にはcos分布を仮定して、そして平均値に対するピーク値、このピークというのは当然cos分布、平均値よりもピーク値は高くなりますので、そのファクタを計算して、結果的には49ページ目の一番上にありますが、平均値に対して3.88倍というのがピークの値になります。これはcos分布のピーク値がどれくらいになるかということです。

平均的に温度が上昇するとして考えた温度上昇量に、この値を掛け算したものをピークの値という形で、現在の申請書は計算していたところがございます。その後、燃料のセルの中でのピーク等を考慮したほうがいいのではないかという御指摘をいただきまして、51ページ目からのところがございますが、これは幾つかサンプルを上げておりますが、これ具体的には51ページ目、52ページ目は、各燃料のセルの中での、この場合は熱中性子束分布を示しているところがございます。

例えば51ページ目の上のところだと、ポリエチレン・AL・U・Al・ポリエチレンという、こういうセルが並んでいるわけなのですが、そこでの中性子束分布はポリエチレンが高く、Uの中ではこういう中心で自己遮蔽によってひずんでしまっているというふうになります。これの平均値に対してALに近いほう、ポリエチレンに近いほうはちょっと高くなっておりますので、この比率を考えて、発熱をより厳しめに考えるということで評価しようと思っているところがございます。

これは熱中性子束の分布ですが、このようなことを評価した結果をまとめたのが54ページの表になっております。まず上のほうは燃料のミート部、先ほどの中心のところの平均値と最大値、最大値というのは端っこで最大になりますが、お鍋の縁のようなところが最大値になります。

それを計算しますと、そこにありますように1.09とか1.23、これはかなり厳しい状態なのですが、軽水の場合は燃料が薄いので、このファクタというのは非常に小さい、1.01という値になります。これは熱中性子についてですが、核分裂の核分裂率比、これは、核分裂率比は直接温度の発熱量に比例するわけですので、これを計算しますとこのような値になるということで、今後の計算においては、このFlux比というもの、厳しめということで、E-1という上の表にあるような比を掛けて、そして燃料内での最大値を求めるとい

うことをしたいと思っております。ですから先ほど言いました3.8というようなファクタを掛けて、さらにここの1.59、または1.23というようなファクタを掛けて、燃料のプレートの最大値を求めるということで算出することにしております。

最後、実験物の異常な落下というところについてなんですが、これは今、先ほど申しましたとおり、0.5%という反応度が加わって異常な反応度が加わるというところでございまして、これは瞬間的には御指摘のとおり、固体減速架台、0.35を超えた0.5という反応度が加わるわけなんです、我々の認識としてはこの異常な過渡変化というところで、その状態でもしっかりと原子炉を止めることができるというところが重要だというふうに考えておりますので、このような条件でシナリオを作ったというところでございます。

以上が、御説明のところでございます。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

一番の中性子発生装置についての扱いについては、そういう形で検討をしていただければと思います。

あとピーキングについては少し議論が細くなるので、今のボリューム比との関係等については、別途確認をさせていただければというふうに思います。

それから3番目の実験物の異常についてなんですけれども、これも先ほどの最大過剰反応度といわゆる事象によって加わる最大反応度、この辺の議論も若干絡むかというふうに思いますけれども、ただ、今の御説明ですと、固体減速架台で0.5%までの実験装荷物を挿入して、それが落ちるということを事故シナリオに瞬時か、その辺の状況はあるかもしれませんが、0.5%だけを固体減速で見るということを含めるという方針になりますと、いわゆるこういう固体減速架台で炉心プラス実験物ですけども、炉心に対して0.5%の状態が生じて、それに対して一定の作動によってスクラムが入ることになりますと、添8で議論しました全系の反応度なり、そういったものに影響する、そちらの確認が必要になってくるというふうに思います。

そういう意味では、もともと0.35を超える0.5%の実験用装荷物を、この固体減速架台で認めるのかどうかという基本的な問題が一つあるということと、あと仮にそれを特例の場合として実験物による反応度だということ、それに対するスクラムの作動、それでワンロードスタックというか、最大制御棒が入らずに未臨界にできるということになりますと、ほかの事象に対するよりも、制御棒に対する制限が厳しくなるというふうに考えられるんですけども、それはそういうふうに考えてよろしいんですか。ちょっとそこだけ1点



確認させてください。

○京都大学（三澤教授） すみません。京大、三澤です。

制御棒に対する要件というのを変えるつもりはないんですが、今までどおりの範囲で止めることができるということで考えているところでございます。

ですから、今までの制御棒については1プラス過剰反応度ですので、Max1.35というのを設定するというふうになっていたんですが、それを変えるつもりはありません。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

この実験装荷物で0.5%ということになると、炉心が0.5%になった状態で、スクラムがかかるといことになるんじゃないでしょうか。したがって、炉心としては計で言えば1.005の状態に対して最大制御棒が入らずに、ほかの制御棒で未臨界にするということが求められると思うんですけども、それを満足しているという、そういう理解をされているということによろしいですか。

○京都大学（三澤教授） はい、そうです。

○三好チーム員 ちょっと確認をしていただければいいんですけども、そういった目で添8の制御棒の反応度価値については、今日の資料の2-1の資料の14ページでございます。表4です。

表4は、今議論している過剰反応度が0.35%に対して、全系の反応度が満足しているかどうかということで、前のページに制御棒の反応度価値については18%誤差を見るということで、12ページの中ほどにありますけども、1.59%以上あることということで、これまで添8について判断をしてきたわけですけども、これが0.5%ということになりますと、いわゆる誤差を含めると1.5%の全系の反応度が要りますので、ここで言う基準値が18%の誤差を考えると、1.77という数字になるんですけども、そうするとここでの制御棒で、幾つか0.5%の過剰最大反応度が入った時点で、制御棒の核的制限値を満足しない炉心が出てくることにもなるかと思うんですが、その辺少し検討いただく必要が出てくると思いますが、その辺今後どういうふうを考えていかれるのかということをお伺いしたいと思います。

○京都大学（三澤教授） ちょっと検討させてください。すみません。今すぐ即答できませんので、申し訳ありません。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○山形チーム長 すみません、規制庁の山形ですけれども。

今の説明を聞いて、資料を見ていて、55ページなんですけど、コメントしたいのは、先ほど前半の部分でちゃんと申請者で外枠を決めて、最も厳しいのを考えてくださいねと言ったんですけど、今説明していた資料で資料2-2を見ると、多分これが外枠になるんじゃないかと思ったんですけど、1か月につき100Wh以下とするということで、100Wで1時間運転した場合ということで、温度上昇を計算されているんですけど、じゃあこれが外枠で100W運転していて何かの拍子に反応度が加わって、1時間後に120%になりましたというのが、多分一番厳しいので、そうすると温度はせいぜいここに書いてあるやつの1割しか増えないんですよということなんじゃないのかなと思って、私がさっき言った外枠というのは、こういうものです。

例えば100Whというんだったら100W×1時間が一番厳しいし、それがじわじわと上がっていくというのが一番厳しいということなんで、臨界集合体なので別に細かい核計算しなくても、非常に簡単なこれぐらいのレベルで計算すれば、400℃にはならないという説明はできると思いますので、その辺は工夫していただけたらと思います。

以上です。

○京都大学（三澤教授） 京大、三澤です。

どうもありがとうございます。実はこの説明だけは、今日最後にさせていただこうかなと思っていたところで、どうもありがとうございます。ちょっと先走って申し訳ございません。

この補足-Fだけ説明させていただきますと、燃料の温度上昇ということ、これは我々のところで月間100Whという積算出力の制限値がございます。その中でそれだけ運転したら、温度がどれだけ上昇するかというところについて書いた結果でございますが、実はこれ伝熱の熱伝導の計算もちょっとしているところがございますが、その結果をあまり考えずに結果だけ申しますと、例えば表のF-2というところは軽水減速架台で1時間運転しますと燃料ミートとA1被覆、要するに燃料板の温度は最大ですと10℃というふうになります。

それから固体減速炉心の場合は、次のページになりますが、本来若干高くなりまして、燃料ミートプラスA1被覆というところは42℃という値になります。燃料ミートとA1の被覆の間で熱伝導がするかどうかというところについては、これ一番最後のページに計算結果を書いているところがございますが、これは熱伝導の方程式を時間依存で解いて、そして時間依存で燃料板の中の温度分布がどうなるかというところを示したものです。ちょっと分か

りにくくて申し訳ないんですが、結果から申しますと、燃料板の熱伝導、当然これAlですので非常によく、実際のステップ状の温度上昇があったときにmm/s、10mm/sぐらいのオーダーで燃料板のところに熱が伝達されるということは計算で確認しているところでございます。

ですので、燃料板はほとんど一様に温度上昇をするというふうに考えていいというふうに考えておりますので、先ほどお示ししました軽水の10℃というような値、ある意味これが今、山形様から御指摘いただいたような最大の、最も厳しい条件だというふうに考えているところでございます。

ですからこれを基準ということで、基準といいますか、これだからもう大丈夫というような言い方もできちゃうのかな。すみません。これはちょっと失礼な言い方かもしれませんが、基準値を満足することができるというふうに言ってしまうのかもしれないというふうには考えておりますが、でもそれは置いておいて、解析についてはちゃんと対応していきたいというふうに思っておりますが、これはやはり非常に重要な基準となる値だろうと。これをある意味、最大に近いものだというふうに考えているところでございます。

以上です。

○戸ヶ崎チーム員 原子力規制庁の戸ヶ崎です。

1点確認なんですけど、55ページの先ほどの評価は、基本的に出力100Wで1時間連続運転した場合の温度上昇を計算したものだと思うんですけど、その状態で制御棒の引き抜きがあった場合には、その反応度が加わりますので、そこからの温度上昇もあると思うんですけど、そういうことも考慮に入れる必要があるんじゃないかと思えます。

○京都大学（三澤教授） どうもありがとうございます。

ですから、最大は1時間の間に100～120まで出力がExponentialで上昇して、ちょうど1時間後にスクラムがかかった。多分これが最大になると思います。そういう意味で、この温度に対してExponentialで上昇した分の三角形の部分、これを足し算して温度を評価するというのが、ある意味、最も厳しくなるんだらうというふうには考えております。

○山中委員 そのほか何かございますか。どうぞ。

○三好チーム員 規制庁の三好です。

今のFの話は、いわゆる温度上昇を考える上で非常に重要というか、今まではそういうある意味で燃料温度を保守的に評価するという意味で、断熱でやられているところが多いわけですがけれども、もしそれに対してそういう被覆材等の温度上昇も考慮に入れるという

ことに、その計算の条件を変えるということであれば、その説明、ここにも一部あると思いますけども、その採用できるかどうかということについての説明を、詳しくお伺いする必要があると思います。

あと、いわゆるこの月間の積算出力に対する制限というのが100Wで1時間ということで、それが一つの積算出力に対する通常時の制約になっているわけですがけれども、この評価をもっていわゆる異常な過渡とか、あるいは設計基準事故についての評価が要らないということにはならないと思います。

つまりこういう積算出力についての通常時の評価というのがあって、当然それは一つの目安になるわけですがけれども、今の枠組みではそれぞれの臨界集合体、出力は確かに低いわけですがけれども、それに対してのどういう事象が起きて、その事象に対して最大出力、あるいは積算出力、そういったものがどういうふうになるのかということとは、これまでの今の枠組みでは、そういった評価をするということになっておりますので、それについては一定の運転状態を考えた解析、それが一番厳しいかどうかという、先ほどの最初の議論になりますけども、その辺の書き方はあると思いますけども、そういった評価というのはしていただく必要はあるんじゃないかというふうに考えているところでございます。

以上です。

○京都大学（三澤教授） すみません。私こういうのがバウンダリになるかもしれませんが、ちゃんとやりますというふうに言ったつもりですが。何かちょっと勘違いしておられるんじゃないんですか。やらないと言ったつもりはございません。

○三好チーム員 いや、やらないと言われたということではなくて、要するにこういうものは一つの目安はありますけども、評価としてはこれに対して小さいというか、大きいかは分かりませんが、その辺の評価は必要だということを改めて申し上げただけです。

もう一つは、やはり断熱でやるのか、そういったほかの評価に対しての領域に対しての伝熱も考えるのかというのは、一つの技術的なポイントですので、そういった変更する場合には、その辺についての議論が必要だというふうに思うところでございます。

○京都大学（三澤教授） やらないと言ったつもりは全くございません。ちゃんとさせていただきたいと思います。あくまでもこれも目安だということは、我々も理解しております。

○山中委員 そのほか何かございますか。よろしいですか。

本日の会合で、安全評価に関わる検討方針、これ確認できたということですのでよろしいです

か。どうぞ三澤先生。

○京都大学（三澤教授） ごめんなさい。今ちょっとこちらで手違いございまして、失礼しました。

すみません。どうもありがとうございました。今日の御議論、特に最初の解析の方針というところにつきまして、我々も理解不足していたところがございしますが、山形さんからも戸ヶ崎さんからも丁寧な御説明いただきまして、それに基づいて今まで不足していた項目について解析を追加するという形でさせていただきたいというふうに思っているところでございます。

これらのところ、我々も認識不足のところもございしますが、今後このように進めたいと思いますので、ぜひよろしくお願ひしたいというふうに思っております。

○山中委員 そのほか、何か規制庁のほうから確認したいこと、ございますか。よろしいですか。

ということで、安全評価に関わる検討方針、これはお互いに確認できたということで、次回は京都大学のほうから解析結果、これをお示しいただくということでよろしくお願ひいたします。

そのほか何かございますか。よろしいですか。

それでは特になければ、本日の審査会合、これで終了としたいと思います。どうもありがとうございました。