

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第433回

令和4年3月4日（金）

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433回議事録

### 1. 日時

令和4年3月4日（月） 10：30～17：02

### 2. 場所

原子力規制委員会 13階会議室BCD

### 3. 出席者

#### 担当委員

山中 伸介 原子力規制委員会 委員

#### 原子力規制庁

小野 祐二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

志間 正和 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

藤森 昭裕 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

伊藤 岳広 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

上野 賢一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

島村 邦夫 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

菅原 洋行 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

有吉 昌彦 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

小舞 正文 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

島田 真実 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

羽賀 一男 技術参与

井上 亮 原子力規制部 研究炉等審査部門 技術研究調査官

#### 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

岸本 克己 バックエンド技術部 技術主席

須藤 智之 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理第1課 マネージャー

木下 淳一 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理第2課 マネージャー

石井 淳一	臨界ホット試験技術部	臨界技術第1課	マネージャー
長谷川健太	臨界ホット試験技術部	臨界技術第1課	
阿波 靖晃	保安管理部	施設安全課	マネージャー
神川 豊	保安管理部	施設安全課	
大内 諭	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
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
山本 雅也	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課 主幹
小林 哲彦	大洗研究所		主幹
内藤 裕之	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉照射課 副主幹
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
飛田 吉春	大洗研究所	高速炉サイクル研究開発センター	囑託
田上 浩孝	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr

#### 4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の試験研究用等原子炉施設（放射性廃棄物の廃棄施設等）に係る設置変更許可申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））に対する新規制基準の適合性について

#### 5. 配付資料

資料 1 - 1	原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等	原子炉設置変更許可申請の概要
資料 1 - 2	原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等	原子炉設置変更許可申請の概要 補足説明資料
資料 2 - 1	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	計算コード及び有効性評価等に対するコメントへの回答
資料 2 - 2	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 ー炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の資機材及び

手順一

資料 2 - 3 高速実験炉原子炉施設（「常陽」）第 4 3 条（試験用燃料体）に係る説明資料<指摘回答>

資料 2 - 4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）第 4 3 条（試験用燃料体）に係る説明書

参考（1） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 「常陽」質問管理表

## 6. 議事録

○小野チーム長代理 定刻になりましたので、ただいまから第433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いたします。

本日は山中委員、別の業務がございまして、今日の午後の審査会合の途中から御参加いただくことになるとお思いますので、それまで間、私、小野が代わりに議事進行を務めさせていただきますと思います。

議題はお手元にお配りの議事次第に記載のとおりでございます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策への対応を踏まえまして、申請者がテレビ会議を使用しての参加となります。

会合の注意点を申し上げますと、資料の説明におきましては、資料番号とページ数を明確にして説明をしてください。発言におきまして不明瞭の点があれば、その都度その旨をお伝えいただき、説明や指摘をもう一度繰り返すようお願いいたします。会合中に機材のトラブルが発生した場合は、一旦議事を中断し機材の調整を実施いたします。

それでは議事に入ります。

最初の議題は議題（1）日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の試験研究用等原子炉施設に係る設置変更許可申請についてでございます。

今回の審査会合では第427回審査会合におきまして、審査チームから指摘したコメントへの回答について説明いただきます。

それではJAEAからコメントへの回答につきまして、資料1-1から資料1-2の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（岸本主席） 原子力機構原子力研究所バックエンド技術部の岸本と申します。本日はよろしくお願いたします。

では今御説明のあったとおり、原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請で、主に放射性廃棄物処理場の内容、アスファルト固化停止の内容に係る部分になりますが、それについて1月18日に頂いたコメントに対する御回答ということを中心にして、資料1-1と資料1-2を用いて御説明をさせていただきます。

それでは担当のほうから説明させていただきます。

○日本原子力研究開発機構（須藤マネージャー） 日本原子力研究開発機構バックエンド技術部の須藤と申します。私のほうから御説明させていただきます。

まず、右肩資料番号1-1、原子炉設置変更許可申請の概要ということで、第427回からの変更箇所を青字下線で示しているところがございます。まだ同様にこの後、御説明させていただく資料1-2についても同様の対応を行っております。

では早速ですが、1ページでございまして、第427回審査会合での論点の一つ目としまして、アスファルト固化装置に関連し、既に設工認を受けている設備について、技術基準の適合の維持義務を考慮して、今後どう維持していくかを説明すること、また、設工認の段階から状態が変わるので、設工認の可否を再度検討することといった論点でございます。

こちらの対応状況としましては、簡潔に申しますと、使用停止する設備については今後の設工認において使用停止の明確化すると。また、廃液の受入配管などの閉止措置については設工認の認可を受けた後に実施するといったものでございます。

こちらについての詳細としまして、資料1-1、12ページで御説明させていただきます。

まず最初に、第2廃棄物処理棟の全設備について、我々使用停止する設備と使用を継続する設備に分類をさせていただきます。こちらをまとめたものが中央の図となっておりまして、このうち黒線のもの、こちらは継続使用する設備としまして、例えば建家とか、それから気体廃棄物の廃棄設備に相当するものでございます。

それから青字のもの、青枠のもので、継続使用する設備と共用する設備となっておりまして、セル排風機などが対象となっているものでございます。

今回使用を停止する範囲としては破線の部分、赤破線になりまして、アスファルト固化装置、蒸発処理装置・Ⅱ、廃液貯槽・Ⅱ-2となっておりまして、これらの設備のうち二点鎖線のものですね、固化セルと濃縮セルがございまして、これらにつきましては建家の耐震性を維持するために必要な構造体の一部となっているため、今後も技術基準規則の第6条第1項に対する適合状態を維持するところがございます。

同資料の一つ目のチェックでございまして、今回使用停止する3設備につきましては、

このうち、既に設計工事の認可を受けたものにつきましては、継続使用する設備と共用している設備を除いて、今後の設工認の認可申請において使用停止することを明記するものでございます。

それから三つ目のチェックでございますが、前回御説明させていただいた廃液の受入系統を閉止することに加えて、処理設備の熱源となる加熱蒸気やLPGについても閉止する旨を文章上、追記させていただいております。

その閉止措置につきましては四つ目のチェックでございますが、閉止フランジなどの設置を基本として、設工認の認可を受けた上で実施するといったところを明記したものでございます。

こちらの具体的なものとして、14ページでございますが、今こちら写真のほうを載せさせていただいております、①、②のような廃液の受入系と、それから③ですね、こちら加熱蒸気の系統でございますが、こちらについては閉止プラグや閉止フランジなどを設置することや、フランジ面の間に閉止板を挿入するなど対策を行うところでございます。

続いて15ページでございますが、こちらについてはLPG配管も同様にフランジで閉止すると。それから今回新たに左上の部分でございますが、濃縮廃液等ということで、スラッジのラインのほうが今回新たに追加させていただきまして、こちらも同様に対応をとっていくところでございます。

続いて、16ページでございますが、こちらは前回、アスファルト固化装置などの停止する系統に係る電源遮断といったお話をさせていただきましたが、今回その範囲を明確にさせていただいたものでございます。

この図の中の青色の部分、蒸発処理装置・Ⅱに関連する負荷、それから盤、それからオレンジ色のアスファルト固化装置関連負荷と盤につきましてはバツ印つけておりまして、こちらが遮断箇所となっているところでございます。

こちらについては以上となりまして、1ページ戻っていただきまして、論点の2番でございますが、今回、第3廃棄物処理棟で受け入れ処理を行う液体廃棄物の放射能濃度の上限を変更するといったことで、放射性廃棄物を処理する能力を有することは前回御説明させていただいたとおりでございますが、第22条の第1項第1号が該当条文適合性確認対象ではないかといったことと、将来の原子炉施設から発生する予定の固体廃棄物を保管廃棄施設が保管、管理できることについても、許可基準規則の第23条に該当するのではないかといたところでございます。

こちらの対応状況としましては、結論から申しますと、先ほどの22条第1項第1号と23条についても適合性確認対象と判断して、資料の記載のほうを見直しているところでございます。

具体的な中身については資料1-2、120ページで御説明させていただきます。

まず120ページでございます。こちらは前回御説明させていただいた処理能力に対するものでございまして、内容をまとめて、簡略化して御説明させていただきますと、直近の10年間で発生した原子炉施設とそれ以外の施設から発生した液体廃棄物のうち、年間最大量の約130m<sup>3</sup>となっておりまして、こちら蒸発処理装置・Ⅱで処理した場合、約13日程度処理が可能と。それからセメント固化過装置については、その濃縮液については約4日程度処理可能といったことを確認してございまして、我々、年間使用可能日数の80日に対して十分余裕があるといったことをですね、今回、年間の処理日数に対する実際の処理日数の影響ということで、十分余裕があるといったところを青字で追記させていただいております。

続きまして保管廃棄施設の保管能力ということで121ページでございますが、今回アスファルト固化装置を停止して、セメント固化装置で代替処理等を行うということで、それらをセメント固化装置で行った場合、年間約6本程度のセメント固化体の増量が見込まれるといったところまで、前回御説明させていただいたところでございます。

今回、さらに書きのところに、青字のところにございますが、平成28年度から令和12年度における保管廃棄施設の保管体の保管量の推移、こちら以前の面談で御説明させていただいたものでございますが、それに対して、仮に今回申請させていただいている令和3年度から年間6本程度のセメント固化体の増量があった場合においても、令和12年度末における保管量は13万6,088本となっておりまして、保管廃棄施設の容量13万9,355に対しても保管能力を超えることはないといったことを確認してございます。

こちらは表でお示しさせていただきまして、127ページでございますが、こちら、保管廃棄施設の保管体の保管量の推移ということで、こちらにつきましては平成29年12月5日時点の当時の推移の予測に対して、中央部分、※3番、セメント固化体の増量ということで、こちら6本ずつですね、増量したものと、それかその隣の部分ですね、※4番ということで、保管体の点検保守に伴う増量と、こちら保管廃棄施設・Lに保管しております保管体の現在行っております健全性確認、こちらの実績、それから予定を更新したものでございます。これらのみを変更した場合、先ほど申し上げたとおり、保管施設の保管量として

は、令和12年度末時点での保管能力を超えないといったことを確認しているものでございます。

同資料の130ページでございますが、これらの表を可視化するのにグラフ化したものでございます。青色の保管容量に対して赤色のグラフということで、保管量の推移を示したものでございまして、こちらからも保管能力を超えないといったことを確認できるといったものでございます。

資料、戻りまして資料1-1の2ページ目でございます。

続いて論点の3番になりまして、こちら今回の申請での変更を受けまして、第3廃棄物処理棟内における空間線量率、それから放射線業務従事者の被ばく線量が上昇することが想定されるということで、許可基準規則の第25条第1項、放射線業務従事者の防護についても適合性確認対象条文と考えられてございます。そちらについて空間線量率や放射線業務従事者の放射線防護について説明することといった内容でございまして、対応状況としましては、結論から申しますと、こちら25条第1項については適合性確認対象条文と考え、記載のほうを見直しているものでございます。

具体的には資料1-2、132ページで御説明させていただきます。

こちら、まず放射性廃棄物遮蔽設計区分の考え方としましては、各施設の各部屋に対して立入頻度や滞在時間などを考慮して区分を行い、区分ごとに遮蔽の基準の線量当量率を設けて、これらの基準に適合する維持管理ができるように遮蔽を設けるなどをしていただいております。こちらの空間線量率を出す際に使用した評価としましては、作業員が滞在する時間が長い地点につきまして放射源となる廃液貯槽・I、蒸発処理装置、それからセメント固化装置からの被ばく線量をQAD-CGGP2Rを用いて算出しているものでございます。

こちらについて、実際に評価したものが133ページ～136ページにかけて、第3廃棄物処理棟の建家内すべての部屋について記載しているものでございます。

このうち、134ページでございますが、図の右脇に区分のほうを記載してございまして、区分Ⅰから区分Ⅳに分類しているものでございます。第3廃棄物処理棟についてはほとんどの部屋が青色枠ということで区分Ⅰ、週48時間以内の立入りということで、 $6\mu\text{Sv/h}$ 以下に抑えるといった基準のほうで設けられているところでございます。今回この部屋のうち、ちょうど今下のほうに見えております機器室Aと呼ばれている部屋ですね、こちらは運転時の点検などを行う部屋でございまして、こちらについて空間線量率、今回の変更前



ですと $5.4 \times 10^{-1} \mu \text{ Sv/h}$ となっておりまして、仮に今回、放射能濃度を10倍上げるということで単純に10倍した場合でも $5.4 \mu \text{ Sv/h}$ となりまして、区分Ⅰの基準を超えてないといったところを確認しているところでございます。

それから二つ下のところになりますが、セメント固化装置のフード、こちらは唯一この第3廃棄物処理棟で区分Ⅰ以外の区分となっておりまして、区分Ⅲとなっておりまして、こちらの空間線量率については $4.0 \mu \text{ Sv/h}$ ということで、こちらでも単純に10倍した場合でも $40 \mu \text{ Sv/h}$ となりまして、区分Ⅲの基準を超えないといったところを確認しているものでございます。

なお、その脇に空間線量率の実測値として、実際に処理しているときの数値のほうを記載させていただいているところですが、ほとんどのエリアについては $2.0 \times 10^{-1}$ ということで、 $0.2 \mu \text{ Sv/h}$ 未満ということで、バックグラウンドレベルの数値となっているところでございます。

資料、戻らせていただいて、資料1-2の132ページでございまして、こちらの第三パラグラフですね、それぞれといった記載があるところございまして、それぞれ基準線量当量率を超えないことから、第3廃棄物処理棟については追加の遮蔽対策は不要と考えているところでございます。これらの結果、放射能濃度の受入れ基準の上限を変更いたしますが、当該施設設備の仕様を変更するものではないといったことから、既許可の適合のために設計方針からの変更はないものと考えてございます。

また、最終段落になりますが、また書きのところでございまして、第3廃棄物処理棟において液体廃棄物の漏えい事故が発生した場合においても、漏えい警報装置による早期検知が可能となっており、事故の発生を把握した放射線業務従事者が直ちに制御室のボタン操作で、装置の処理運転を速やかに停止することができるものとなっております。この対応は受入れ基準を変えた場合においても変更になるものではないと考えているところでございます。

また、変更後に仮に液体廃棄物の漏えい事故が発生して、漏えいした液体廃棄物が当該階層にとどまって、放出源の放射エネルギーは変わらないと。容器の厚みだけ今回考慮しない場合とした場合においても、作業員が停止操作を行う制御室の空間線量率は、通常時 $1.5 \mu \text{ Sv/h}$ から事故時に $1.9 \mu \text{ Sv/h}$ とわずかに上昇するものの、放射線業務従事者に有意な被ばくを与えるものではないといったところとなります。

これらのことから、本申請においては事故時において迅速な対応するために必要な操作

ができるように設計するとした従来の設計方針についても変更はないものと考えているところでございます。

資料は戻らせていただいて、資料1-1、論点4番でございます。こちら本申請の変更を受けまして、セメント固化体の表面線量当量率がつくられたものですが、上昇すること、それからセメント固化体が多く発生することということが想定されるといったことから、許可基準規則の第24条が適合性確認対象条文になるのではないかとといったところでございます。こちらについては既許可の説明を行った直接ガンマ線とスカイシャインガンマ線の評価にどう影響するかを説明することといったところでございます。

こちらは結論から申しますと、対応としましては、許可基準規則の24条が適合性確認対象条文ではないと考えているところでございます。

具体的には資料1-2、247ページで御説明させていただきます。

247ページでございますが、既許可はこの24条の評価としまして、保管廃棄施設からのガンマ線の空間線量率については、人の居住の可能性のある敷地境界外において、年間50  $\mu$  Gy以下となること確認しているところでございます。この際に建家式の保管施設につきましては、実際に保管廃棄している保管体から表面の線量当量率が2mSv/h未満の保管体について、累積比率分布が95%となるもの、320  $\mu$  Sv/h、こちらから算出しているものでございます。また、地下ピット式の保管施設につきましては、こちら施設の表面から1m離れたところの線量当量率、こちらを許可書で管理基準値を設けておりますので、そちらのほうを使用して評価をしているといったところでございます。

一方になります、実際に施設の操業開始からつくられてきたアスファルト固化体の表面線量当量率の平均というのは約291  $\mu$  Sv/hと、同様にセメント固化体については約15  $\mu$  Sv/h程度となっているところでございます。

今回の申請において、第3廃棄物処理棟の放射能濃度の上限を変更した場合においても、セメント固化体の表面線量当量率の上昇は見込まれますが、過去に作製したアスファルト固化体を含めて、既許可の評価、320  $\mu$  Sv/hですね、こちら建家式のものになります、そういったものに影響を与えるものではないと考えているところでございます。

また、地下ピット式保管施設につきましては、先ほど申し上げたとおり、管理基準値のほうを許可書で明確化しており、これらの管理基準値を今回変更するものではないといったことから、既許可の地下ピット式の保管施設の評価についても影響を与えるものではないと考えているところでございます。

今回の申請で、保管廃棄施設の施設・設備の仕様や保管廃棄する固体廃棄物の表面線量当量率の最大値の変更などを行うものではないといったことから、本申請における変更が、この適合性対象条文ではないものと考えているところでございます。

これから、条項について幾つか御説明させていただきまして、同じく資料1-2の235ページになりますが、補足説明資料8、技術基準規則との適合性ということで、まとめた表の方を更新させていただいているところでございます。今回、第23条に保管廃棄施設適合ということで追加させていただきましたので、廃棄物保管棟・I、保管施設の代表例として1枠、追加させていただいているところになります。

なので、適合のための条項につきましては第3廃棄物処理棟と廃棄物保管棟・Iなどということで、一番右側の部分ですが、分けて記載を行ったといったところでございます。丸と三角とバーがありますが、丸は当該条項の対象設備であって、今回の申請対象と考えてところでございまして、三角につきましては当該条項の対象であるが、今回の申請としては対象外と、バーにつきましては非該当といった形で取りまとめているところでございます。先ほど、22条から25条につきまして今回対象ということで、各々記載のほうを変更したところでございます。

では、資料1-1に戻っていただきまして、3ページでございまして、論点の最後、5番でございまして、こちら、資料に発生施設において固形化処理を行う旨の記載がありますが、申請書上、添付書類九で同様の記載をしているところが対応しているものと考えられると。一方、原科研の各原子炉施設の申請書上、発生施設側で固形化処理をできるような記載になっていないということで、申請書上の記載を見直すことといったところでございます。こちらにつきましては、発生施設で固形化処理を行う液体廃棄物の今後の発生の見込みとして、原子炉施設となりますJRR-3、STACY、NSRRにおいては、これまで同様の発生はないものと想定されることから、申請書上の記載の整合を図るため、添付書類八、九から当該記載を削除するといったところでございまして。

ただし書きとしまして、燃料物質使用施設等などからの発生は想定されることから、原科研全体の管理を示すため、核燃料物質使用施設等における固形化処理について添付書類八、九に追記することを考えているところでございます。この追記内容につきましては、この後の補正段階で御説明させていただければと考えているところでございます。

日本原子力研究開発機構からの説明は以上となります。

○小野チーム長代理 それでは質疑に入りたいと思います。

ただいまの内容につきまして御質問、御意見等ございますか。

○伊藤チーム員 規制庁の伊藤でございます。

確認ですけれども、資料1-1の番号4、2ページですね、番号4のところでは、セメント固化体の増量が見込まれるけれども、既許可の評価に包絡されるためという記載になっているんですけれども、その後の資料1-2の247ページで御説明をいただいた内容としては、具体的な考え方としては、既許可の評価に使用した管理基準値に変更はないということや、施設設備の仕様や固体廃棄物の表面線量率、表面線量当量率の最大値に変更を行うものではないということの御説明でしたので、正確な考え方としては後者の資料1-2の説明として受け取ればいいということによろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（須藤マネージャー） 原子力機構の須藤です。

おっしゃるとおりでございます。こちらについては、記載されている既許可の評価に包絡されている建家式のものでございまして、今回地下ピット式についても記載しているところでございますので、そちらについては管理基準値の話と、それから施設設備の仕様、それから廃棄物の表面線量当量率の最大の変更を行うものではないといったところを改めて、こちらの資料1-1に記載させていただきたいと考えております。

○伊藤チーム員 規制庁の伊藤でございます。

承知しました。

○小野チーム長代理 ほかいかがですか。

よろしいですか。

今日の会合で、特に審査チームとJAEAとの間での意見の相違はないというふうに理解をしたところであります。このため、JAEAにおきましては、これまでの議論を踏まえて、補正申請を行っていただく必要があるかと思えます。補正の申請を受け付けた後に、事務局におきまして事実確認を進めて、内容等にまた疑義が生じるようであれば、審査会合を開催したいと思えます。

以上で議題（1）を終了したいと思います。

ここで休憩に入ります。一旦中断し、議題（2）は14時30分から再開したいと思います。以上です。ありがとうございました。

（休憩）

○小野チーム長代理 それでは、議事を再開いたします。

議題の二つ目は、日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用等原子炉施設（常

陽)に対する新規制基準の適合性についてであります。今回の会合では、これまでの審査会合において審査チームから指摘をしたコメントへの回答、それから第53条BeyondDBA対策に関しまして、LORL、PLOHS、SBO、LF、それぞれの炉心損傷防止措置並びに格納容器破損防止措置の資機材及び手順、第43条試験用燃料体の三つについて、それぞれ説明をいただきたいと思えます。

それでは、JAEAから、コメントへの回答について、資料2-1、これはFCIについてであると思えますが、この説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構(飛田囑託)では、資料2-1、第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)に係る計算コード及び有効性評価等に対するコメントへの回答としまして、原子力機構の飛田から説明させていただきます。

1ページ目をお願いします。本日は、前回までの審査会合でいただきました計算コード及び有効性評価等に対して御指摘への回答として説明をいたします。今回、回答を行う御指摘の項目をここに示しております。内容につきましては、それぞれの項目の回答の冒頭で御説明しますので、ここでは説明を割愛させていただきます。

本日は、まず最初にFCI関連の3件のコメント、この中に3件あるんですけども、それについての御説明を行った上で、その後で、ほかのコメント等について説明をするということにさせていただきます。では、次のページをお願いします。

まず、No. 287、FCI現象におけるいわゆるPhase Aに関して次回以降の会合で説明すること。また、ナトリウムと熔融燃料の反応によるナトリウムの蒸気爆発に係るこれまでの議論も含めて説明することについて説明いたします。次のページをお願いします。

まず、左の図に示していますように、冷却材のプールの中に高温の熔融燃料が低温の冷却材と単相で混合したFCI領域を考えたときに、熔融燃料からの伝熱によりまして、冷却材が急速に加熱膨張すると、そういった結果として単相圧が発生いたします。FCI過程におけるPhase Aは、この単相圧が中央の図のように、圧力波がこのFCI領域とプール液面を往復して、単相圧が緩和されるまでの極めて短い時間の現象となっております。

単相圧が緩和された後は、冷却材の蒸発によりましてナトリウムが加速され、この右の図に示しましたように、熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される過程となりまして、これをPhase Bと呼ばれております。このPhase Aは、たかだか数ms、一般的には数msの短時間の減少であるとともに、この液-液の接触が二層状態で生じる、あるいは近傍にボイド空間がある場合は、有意な単相圧が発生することはありません。次のページをお願いします。

ます。

「常陽」のULOFの事象推移におきましては、事象推移に影響を与えるFCIとして、まず起因過程での燃料が壊れたときのFCI、それから遷移過程で炉心内、あるいは炉心近傍でFCIが発生する。また、機械的エネルギー発生過程におきましては、上部プレナム下部でのFCI、それから再配置・冷却過程での下部プレナムに融体が、溶けた燃料が流出する際のFCIと、この四つのFCIが考えられます。次のページをお願いします。

まず、この①の起因過程における燃料が破損したときのFCIでは、ナトリウムの中に流出する燃料はFPガス、あるいは燃料の蒸気によって既に二相状態であるということで、Phase Aが問題になることはありません。

また、②の遷移過程における炉心内又は炉心近傍でのFCIにおきましても、FCIが発生する箇所の近傍には二相の炉心プール、あるいはプールの液面が存在するために、Phase Aが問題になることはありません。次のページをお願いします。

③の機械的エネルギー発生過程で上部プレナムの下部で発生するFCIですが、これは即発臨界超過で出力逸走した直後の炉心というのは、熔融した燃料と、この下の図に示しますように、燃料とスティール、それからそれぞれの蒸気、それからナトリウムの蒸気、FPガスが混在した二相状態となっております。この炉心物質が上部プレナムに噴出してFCIを生じるときも炉心物質は二相であるということで、Phase Aは発生しません。次のページをお願いします。

④の再配置過程で制御棒下部案内管を通しまして燃料が流出する際なんですけども、高温化した制御棒下部案内管の上部、これはもうナトリウム蒸気で満たされておまして、この案内管を燃料が流下して、下の方向にありますナトリウムと接触する際には、そういったナトリウム蒸気を巻き込んだ二相状態でFCIを生じるために、Phase Aは発生しません。

また、燃料とナトリウムが接触した後は、Phase Bのナトリウム蒸気圧が発生して炉心物質が逆流し、その後、間欠的に流入と逆流を繰り返しながら炉心物質は徐々に下部プレナムに移行していくということになります。次のページをお願いします。

以上のように、「常陽」のULOFにおきまして発生するFCIに関しては、いずれの場合もPhase Aの発生は考慮する必要はないと考えられます。ただし、しかし、ここではあえて④の最も単相で接続する可能性があると考えるのであれば、④の再配置過程で制御棒下部案内管を通して燃料が流出するFCIにおきまして、この低圧プレナムの中のナトリウムプールに単相状態の熔融燃料が浸入してPhase Aが発生する場合を仮想しまして、その発生

圧力と影響の評価を行いました。

この場合、Phase Aの継続時間、すなわち圧力波が、このFCI発生箇所である低圧プレナムの上面と炉心プールの液面間を往復する時間は約1msとなります。炉心から流出する熔融燃料の流速は、ベルヌーイの式から約6m/s程度となりまして、Phase Aを考慮すべき熔融燃料の浸入距離は約6mmとなるということで、このためここではPhase Aにおける冷却材が加熱される接触境界面としては、低圧プレナム上面における制御棒下部案内管の断面、すなわち直径3cmでの液-液接触のみを考えることにします。次のページをお願いします。

保守性と簡易化のために、この液-液接触界面から低圧プレナムの中に広がっている3次元的な圧力波の伝播は考えずに、この図に示しましたように、接触界面から低圧プレナムの底板に向かって伝播する1次元的な圧力波として解析を行います。再配置過程の熔融燃料は融点近傍の温度となっておりますので、ここでは熔融燃料の温度を3,200K、またナトリウムの温度を623.15K、すなわち350℃とします。液-液接触界面の接触温度は、 $T_i$ 、熱物性値のみから定まりますが、この場合は約1,491Kで一定となります。

ナトリウム側では、この下の式に示したような、温度境界を $T_i$ として、熱伝導によって時間とともに温度境界層が発達していきます。この式で与えられるような温度分布の時間変化となるわけですが、この式での $a$ がナトリウムの温度拡散率、また、この接触による温度上昇の影響が及ぶ距離である $\sqrt{12at}$ という値が、温度境界層厚みと呼ばれます。ナトリウムの場合、例えばPhase Aの継続時間であります約1msに対して、温度境界層厚みは僅か0.9mmとなります。この厚さ、0.9mmの温度境界層内の温度上昇に伴う熱膨張によってナトリウム側に発生する単相圧力、これがこの場合のFCIにおけるPhase Aの圧力となります。

なお、実際には、燃料側の温度低下がありますので、その収縮によってナトリウム側の単相圧力は緩和されるんですけども、ここでは保守的に燃料側の収縮は考えません。次のページをお願いします。

この温度分布から、Phase Aの継続時間であります、約1ms後のナトリウムの熱伸びを求めると、約30 $\mu$ mとなります。低圧プレナムの底板の中心が、この伸びだけ下向きにたわむということを経験したとしても、底板内の引っ張り応力は100MPa程度となりまして、底板の引張強さ、約400MPaよりも十分に小さく、Phase Aの瞬時の圧力がどれほど高くなるろうとも、構造的にはほとんど影響がないということが分かります。

しかしながら、ここではPhase Aの発生圧力を求めるために、接触境界面からの圧力波

の到達距離に対しまして、温度境界層内の熱伸びによる歪みが均一に分布すると、そういう仮定をおいて発生圧力を求めた結果を、この右下のグラフに示しています。

このグラフは、液-液接触が発生した瞬間からの経過時間を横軸に取りまして、これlog軸で表示していることに御注意ください。圧力波の到達距離と温度浸透距離と熱伸びの長さ及び圧力をプロットしたグラフとなっております。

時刻0の極限では、圧力は単調に増大していくんですけども、ナトリウムの線膨張率 $\alpha$ 、体積弾性率 $\kappa$ と温度差 $\Delta T$ から定まる $\alpha \kappa \Delta T$ が上限値となっております、約500MPaとなります。

時間の経過とともに、この圧力は急速に低下していきます。約20cm離れた低圧プレナムの底板に圧力が到達すると、約87 $\mu$ sになりますが、この時点では数気圧～約10気圧程度まで低下していきます。ただ、この圧力というのは、熱膨張による歪みが圧力波の到達距離内に均一に分布すると仮定して求めたものでありますので、圧力波の波面の局所的な圧力はこれよりも高くなるというふうに考えられます。この局所的な圧力を評価するために、解析コードを用いて圧力波の伝播強度の解析を行いました。次のページをお願いします。

解析コードは、単相圧力波の伝播を解析できるコードであれば、どのようなコードでもよいわけですが、ここでは我々が習熟しているということで、SIMMER-IIIコードを用いた解析を行っています。なお、SIMMER-IIIの単相圧力波、伝播挙動への適応性につきましては、ウォーターハンマー、水撃現象の検証解析を行いまして、発生圧力及び圧力波の伝播速度、ともに理論値を再現することを確認しております。

この解析では、低圧プレナムの高さ方向21cmを、1次元を1,000メッシュで分割しまして、Phase Aの発生と伝播を適切に解析するという目的で、加熱面の近傍は100メッシュごとに1 $\mu$ m、2 $\mu$ m、4 $\mu$ mといった微細なメッシュを設定しております。

ここに示す図は、燃料とナトリウムの接触界面、すなわち低圧プレナムの上面になるわけですけども、そこから低圧プレナムの底板にかけての圧力分布を10 $\mu$ sごとに120 $\mu$ sまでプロットしたグラフ。それから、下の二つのグラフなんですけども、これは接触界面と低圧プレナムの底板における圧力の時間履歴をプロットしたグラフとなっております。

この左下の液-液接触界面での圧力履歴におきまして、燃料とナトリウムの液-液接触界面で発生する熱膨張による時刻0での発生圧力のピーク値は、約94.5MPaと解析されております。この値は、圧力波の伝播距離が、このメッシュサイズである1 $\mu$ mと同じになる時間での、先ほどの理論的な圧力評価値であります94.6MPaとほぼ一致しております。



液-液接触面で発生した圧力波は、この低圧プレナム底面に、これらの図に示しますように伝播していきます。右下の低圧プレナム底面の圧力履歴に示しましたように、圧力波の到達によって発生する低圧は、プレナムの底板での圧力ピークの発生時刻が約 $90\mu\text{s}$ になっておりますが、これは低圧プレナム高さとナトリウム中の音速から求める到達時刻約 $87\mu\text{s}$ に近い値となっております。

低圧プレナム底板での圧力ピーク値は約 $4.4\text{MPa}$ 、その半値幅は $8\mu\text{s}$ と極めて短く、その後は約10気圧程度に維持されるということになります。ただし、この熱膨張の長さは約 $30\mu\text{m}$ となっておりますので、この圧力は僅かに低圧プレナム周囲の構造物が変形する、あるいはナトリウムが流出すれば減圧されるような圧力であります。次のページをお願いします。

以上の検討結果をまとめます。「常陽」のULOFにおいて発生するFCIに関しては、いずれの場合にもPhase Aの発生は考慮する必要はないと考えられますが、低圧プレナムのナトリウムプールに単相状態の熔融燃料が浸入してPhase Aが発生する場合をあえて仮想して、その発生圧力と影響の理論的検討と圧力波伝播挙動解析を行いました。

理論的検討では、液-液接触が発生して、 $1\text{ns}$ 以下の極めて短い時間の間では、数 $100\sim 5,000$ 気圧程度の高い圧力が接触界面から $10\mu\text{m}$ 以下の極少の領域で発生するということが示されましたが、これは圧力波の伝播とともに急速に低下して、低圧プレナム底面に到達する時点では、約数 $\sim$ 約10気圧程度の圧力となることが示されています。

また、SIMMER-IIIを用いたPhase A圧力伝播の解析では、低圧プレナム底面でのピーク圧力は約 $4.4\text{MPa}$ 、その半値幅は約 $8\mu\text{s}$ 程度、静定圧力は約 $1\text{MPa}$ となりました。

これらの圧力は、理論的検討と圧力波伝播解析、こういったものは液-液接触界面から圧力波が1次元的に伝播するという極めて保守的な仮定のもとに求めた結果なんですけども、実際の圧力波は液-液接触面から3次元のほぼ球面状に伝播します。例えば、液-液接触面の圧力波を直径 $3\text{cm}$ の球面からの圧力波とみなせば、その7倍の距離にある低圧プレナム下面に到達した時点における圧力値は、今回の評価値の $(1/7)^2=0.02$ 倍、すなわち約 $1/50$ 程度に緩和されるということになります。

また、Phase Aが継続する $1\text{ms}$ の間に、液-液接触面で発生するナトリウムの熱膨張は約 $30\mu\text{m}$ 程度でありまして、低圧プレナムの周囲の構造にはほとんど影響を与えないということが言えます。次のページをお願いします。

最後に、「常陽」における大規模FCIの発生可能性について説明させていただきます。

まず、「常陽」のMK-IV炉心の燃料インベントリはたかだか1トン程度でありまして、ULOFの事故シーケンスにおいては、そもそも大量の溶融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況が考えられません。

また、一般に、大規模なFCIが発生するためには、安定膜沸騰条件下で溶融燃料とナトリウムとの大規模な粗混合状態が形成される必要があるとされております。一方、ナトリウム冷却高速炉におきましては、ナトリウムの熱伝導度が高いということで、溶融燃料とナトリウムの接触界面温度は安定膜沸騰の発生条件をはるかに下回りまして、液-液接触による局所的なFCIが発生するという一方で、大規模な粗混合状態が形成されることはなく、大規模なFCIも発生しないというふうに考えられます。次のページをお願いします。

次に、FCI関係ということで、No. 261、機械的応答過程におけるプラグ応答の評価、これはプラグ間隙へのナトリウム流入量の評価に関しまして、FCI挙動の不確かさがプラグ応答の評価に与える影響について、今後の有効性評価において説明することについて説明を行います。次のページをお願いします。

FCI挙動の不確かさがプラグ応答の評価に影響を与えている解析結果としまして、ULOF (i) とULOF (iii) の不確かさ影響評価ケースの比較を行います。この二つのケースは、この上の表に示していますように、初期の燃料の温度及びスチールの温度、並びに炉心平均圧力に差がほとんどなく、また、発生する機械的エネルギーも同程度となっております。

一方、下の表に示しますように、プラグ応答解析におけるナトリウム噴出量の解析の主要な結果では、プラグの最大変位及びプラグ間隙部へのナトリウム流入量は、ULOF (i) のほうが大きくなっております。ただ、いずれの評価事故シーケンスにおきましても、間隙の容量には十分に余裕がありまして、回転プラグ間隙を通じた原子炉容器内からのナトリウムの噴出は生じておりません。次のページをお願いします。

この違いの原因を明らかにするために、CDA気泡、すなわち上部プレナムの下部でFCIによって形成されるナトリウムの蒸気泡の圧力と体積の時間変化を二つのケースの間で比較しました。その結果を、最も左側にあるグラフに示しています。最初の圧力のピーク値とその幅は、概ね二つのケースの間で同じなんですけれども、2回目の圧力ピーク値とその幅はULOF (i) のほうが大きく、したがって気泡体積が再度増加する挙動を示しております。

この結果、プラグ下面に作用する圧力としましては、左側から二つ目のグラフに示して

おりますように、ULOF (i) では2回目の圧力ピークに由来する、0.19秒時点でのピークが最大となりまして、ULOF (iii) では最初の圧力ピークに由来する、0.1秒時点のピークが最大となっております。

左側から三つ目のグラフに示していますように、こういったプラグ下面に作用する圧力レベルの相違によりまして、大回転プラグの変位の大きさの相違となりまして、ULOF (i) では約7.5mm、ULOF (iii) では約5mmとなっております。

また、大回転プラグの浮上に要する圧力は $2.75 \times 10^5 \text{Pa}$ 、これは絶対圧なんですけども、それでULOF (iii) に比べてULOF (i) のほうが、このレベル以上の圧力が維持される時間が長くなっております。この結果として、この一番右側のグラフに示しておりますように、ULOF (i) のほうがナトリウムの流入量が多くなったという結果になっております。次のページをお願いします。

このようなULOF (i) とULOF (iii) のプラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナムの下部でのFCI挙動の違いによるというものと考えられます。ここで基本ケースの解析結果も含めまして、プラグの下面の最大圧力とプラグの間隙へのナトリウム流入量の関係をプロットしますと、プラグ間隙へのナトリウム流入量は、このプラグ下面の最大圧力が増加するに従って増加しているということが確認できました。

この結果から、プラグ下面の最大圧力に影響する、上部プレナム下部でのFCI挙動に関する不確かさの影響の評価が必要というふうに考えられます。

特にSIMMERコードのこのFCI現象への適用性につきましては、THINA試験の検証解析によりまして、上部プレナム下面におけるFCIにSIMMERを適用することの妥当性を確認しておりますが、ただ、こういったように原子炉容器規模への外挿性に関して不確かさの影響を確認する解析が必要というふうに考えております。次のページをお願いします。

ここで改めて、このULOF (i) とULOF (iii) のCDA気泡成長挙動の違いの原因について調査を行いました。上の三つのグラフは、二つの解析ケースにおけるCDA気泡の解析、それからCDA気泡の圧力及びカバーガス圧力を二つのケースで比較して、示しているものであります。この特に150ms以降のULOF (i) とULOF (iii) のカバーガス圧力の違いは、先ほどの御説明しましたとおり、CDA気泡の圧力の違いによって生じております。

このCDA気泡の圧力の違いなんですけども、これの原因を調べるために、まず燃料の放出量の評価を行って、比較を行っております。左下のグラフに示しますように、上部プレナムに放出された燃料の総量は、このULOF (i) とULOF (iii) では大きな違いはありません。

ん。

一方で、この右の容器縦断面図でUIS下部としている集合体出口の上部の領域とその外側に放出された燃料の量は、この下部の中央、それから下部の右側のグラフに示しましたように、大きく違っております。

ULOF (i) では、ULOF (iii) に比べて、上部プレナムに放出された燃料が、このUIS下部以外、すなわちUISの下部よりも外側になっている容器の壁側に放出されたということで、100msで一旦収縮を始めたCDA気泡の中で再度FCIが発生したことによって、こういった違いが出ていると。プラグ下面の圧力の違いに結びつくような違いが生じたというふうに考えております。次のページをお願いします。

さらに、この燃料の放出挙動、流出挙動の違いが生じた原因を調査しました。この上の図は、これはSIMMERの解析におきまして、時刻50msと60msでの容器の中心断面における物質分布と燃料の流速ベクトルを示しております。この図において、少し見づらいので恐縮なんですけども、赤い色が熔融燃料、緑の色が熔融スティールで、水色がナトリウムを示しております。周囲の濃い緑色の部分は、このSIMMERにおいて流体が流入できない、言わば固体の構造物として扱われている領域でありまして、燃料集合体の外側と容器の壁及びUIS、すなわち炉容器の中の上部にある構造物に対応しております。

左側の二つの図がULOF (i) 、右側の二つの図がULOF (iii) の結果を示しています。ULOF (i) では、50ms～60msの間に、UISの下部の近傍での気相の速度ベクトルは主として上方及び径方向の外側を向いておりますが、ULOF (iii) ではULOF (i) に対してUIS下面でのFCIによって下方向への流速が強く発生して、炉心物質の上部プレナムへの分散が抑制されているということが分かります。

さらに、この違いの原因を明らかにするために、この50msよりも前の23msと40msにおいて、燃料集合体出口付近の物質分布を示した図を、この下に示しております。ULOF (i) では、径方向の中心部から炉心物質が上部プレナムに流出して、その結果、UIS下面の中心部から外側に向けてナトリウムが排除されているということが、この図から分かります。

一方、ULOF (iii) では、全ての燃料集合体からほぼ同時に、むしろ炉心の外側のほうが少し速めになるわけですけれども、ほぼ同時に炉心物質が上部プレナムに流出することで、UISの下面にナトリウムが取り残されております。このため、FCIに寄与するナトリウムの量が増えて、50ms～60msにかけての炉心物質の上部プレナムへの分散が抑制されると、そういう結果になったというふうに考えております。次のページをお願いします。

以上のように、ULOF (i) とULOF (iii) の不確かさ影響評価ケースでのプラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによるというふうに考えられます。このFCI挙動の違いの影響評価としまして、同様のFCI挙動の違いを人為的に発生させて、上部プレナム下部への炉心物質の放出パターンに影響を与えると、そういうことを目的としまして、基本ケースを対象として即発臨界直後の炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施しています。

このパラメータ解析の対象としましては、炉心平均燃料温度の高いULOF (iii) を選んでおります。

まず、左上の図、これは基本ケースの炉心内の解析開始時点での炉心物質分布を示した図でありまして、赤が熔融燃料で、緑が熔融スチールを表しています。左の図が縦断面図で、縦断面図の右にある上側の図が炉心の上部、右下が炉心下部での水平断面図を示しております。この基本ケースに対しまして、まず物質分布の上下を反転させたケースをケースAとしました。また、右上の炉心断面図に示します炉心周辺部の黄色の集合体と中心部の水色の集合体を入れ替えたケースをケースB、それから、さらにケースBに対しまして、右下の図に示す黄色の領域の物質分布を上下反転させた、ケースCの解析を行っております。次のページをお願いします。

パラメータ解析結果の結果を表にまとめております。最も大きな機械的エネルギーとプラグ下面圧力の最大値を与えたケースはケースBでありまして、基本ケースの2.565MJに対して2.858MJとなっています。

ケースBでは、この基本ケースに対して炉心の外側と内側の集合体を入れ替えたということで、炉心外側の熔融炉心物質が相対的に先行して上部プレナムに排出されて、UIS下部に取り残されるナトリウムの量が増加しました。その結果、集合体出口における熔融炉心物質と液体ナトリウムとの混合、さらにはFCIが顕著になったということが、この違いに結びついたというふうに考えております。次のページ、お願いします。

FCI挙動の不確かさの影響評価をまとめてまいります。ULOF (i) とULOF (iii) の基本ケースのうち炉心平均燃料温度の高いULOF (iii) に対しまして、FCI挙動の不確かさが機械的エネルギー発生に与える影響の評価を行うということを目的としまして、機械的エネルギー解析の初期状態における炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施しております。

その結果、上部プレナム下部におけるFCIの挙動が大きく影響される結果となりました

が、基本ケースの機械的エネルギー約2.6MJ、プラグ下面圧力の最大値約1.03MPaに対しまして、パラメータ解析ケースの中で最大となった値は、それぞれ2.9MJ、約1.35MPaでありまして、遷移過程におけるエネルギー発生の不確かさ影響評価ケースの結果であります約3.4MJ、約1.8MPaを超えない結果となっております。次のページをお願いします。

次に、FCIに関する3件目になります。No.262、UTOPにおけるFCIの不確かさの影響評価について、保守的な評価として、最も影響が大きいものを評価していることを説明すること。また、ULOFと同様に、制御棒下部案内管2か所でFCIを同時に発生させた場合には、燃料の凝集を阻害するとのことであるが、当該評価の結果についても説明することについて説明を行います。次のページをお願いします。

まず、UTOPの遷移過程の基本ケースの解析体系をここに示しております。3次元直交座標で全炉心の崩壊挙動を解析しておりまして、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化しまして、SAS4Aの解析結果を引き継いだ解析を行っております。次のページをお願いします。

この図は、これまでの審査会合にて説明させていただいた図になります。UTOPの遷移過程の基本ケースにおきまして、約71.8sに発生した即発臨界超過による出力逸走の直前の反応の変化と、その炉心内の物質分布と燃料の流速ベクトルの変化をプロットしているものであります。

上の反応度の時間変化で、赤い点線で示した時点での炉心の水平断面及び垂直断面図を、下に同じ順番で並べております。基本ケースでは、約71.2s、すなわち一番左の図になりますが、この水平断面図の左下の青丸部分、それから、炉心下部でのFCIで吹き上げられた炉心物質が、それから時間が経過して71.6秒、すなわち左から4番目の図になりますが、この炉心下部、赤丸に示した位置での炉心下部で発生したFCIによって、この水平断面図右下の炉心下部に集中することで、71.8秒で即発臨界を超過していると、そういう挙動がこの図から理解できるということで、これまでの審査会合で説明させていただきました。このため、このFCIの不確かさの影響評価を目的として、この、次のページをお願いします。

このため、FCIの不確かさの影響評価を目的として、この燃料集中を加速する水平断面図、左上の赤丸で示したところになりますが、この炉心下部で約80atm程度のFCIを強制的に発生させるパラメータ解析を行っております。

FCIの発生時間としては、上の矢印で示します、70.93s～71.73sまで0.1s間隔で変化を

させております。また、水平断面図の左上赤丸に加えまして、右下の黄色い丸でのCRDTも加えまして、制御棒案内管も含めまして、FCIの同時2か所発生を仮定して、炉心中心領域に燃料を集中させるという、そういうケースも実施しております。

その結果を右の表にまとめておりますが、結果としては71.13sに赤丸1か所のみでFCIが発生したケースが最も発生エネルギーが高くなるという結果となりました。炉心平均燃料温度は、基本ケースが約2,820℃であるのに対して、約3,600℃となっております。この3,600℃というのは、スロッシング挙動の不確かさ影響評価ケースの4,300℃は超えない結果となっております。

以上、FCIに関連しました3件の御指摘への回答の説明をさせていただきました。ここで、一旦説明を止めて、これらの3件について御質疑をいただければというふうに思います。

○小野チーム長代理 それでは、質疑に入りたいと思います。ただいま説明のありました内容につきまして、質問、御意見お願いいたします。

○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。最初に説明いただいたPhase Aのところ、少し確認をさせていただきたいと思います。

まず、4ページのところなんですけども、この左上のほうです、①～④ということで、FCIが起き得る可能性のある条件というのをこういうふうに整理されておって、それぞれ次のページ以降で説明してますけども。ここは冒頭、口頭で説明ありましたけども、まずは二相状態であって、単相圧というのはもう卓越しないというのが、常陽の炉心で見れば、そういうことが言えるから、これはPhase Aは起きないというふうに、まずそういうふうに最初は考えているというふうに理解してよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田嘱託） Phase Aの圧力が維持されるためには、やはり単相状態で圧力波が往復する時間が、ある程度、有限の時間があるということが前提条件になるわけですが、このような高温物質の近傍、あるいは高温物質そのものが二相状態の場合は、そういった単相の圧力が維持できないということで、常陽におきましてはPhase Aは発生しないというふうに考えております。

○片野チーム員 分かりました。そうすると、ここの基本的な考え方は、原理的に起きないというのに近い言い方なのかなと思うんですけども、そうしたときに、例えば5ページ、6ページは何となく分かるんですけども、この7ページのところを確認なんですけれども、熔融した燃料の下のところに下部案内管があると、この下部案内管の中にナトリウムがあ

って、蒸気があって、巻き込みながら落ちていくので、燃料も巻き込みながら落ちていくので二相状態であると、こういう説明なんですけども。まず、ここであるナトリウムの蒸気というのは、これはどこから来たものというふうに考えればいいんですか、もともとあるんですか、このところというのは。構造的なものから言って、どういうふうに入っているのかなというのを、まず確認しておきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 炉心融体は、これは燃料が熔融するような温度になっておりまして、そこから構造材の融点に相当するような温度に、この下部は少なくとも、この制御棒の下部案内管は上部はそのような温度状態になっていると。そのような温度状態では、このナトリウムは当然、ナトリウムの沸点は超えている状態で、その下にある、その状態には液体のナトリウムは存在できない、その下にあるナトリウムも、こういった高温の構造からの伝熱によりまして、ほぼ飽和状態になっている。少なくとも、このナトリウムの液面の部分はです。その上はナトリウムの蒸気に満たされていると、そういう状態になっております。

炉心の融体が、この制御棒案内管のどこか閉塞していた部分を破って流出してくるときは、そういった制御棒下部案内管の上部を満たしているナトリウムの蒸気を巻き込みながら落下してくるということで、二相状態のままFCIが発生するというふうに考えております。

○片野チーム員 分かりました。そうすると、この部分というのは、ナトリウムと融体が接して起きるんじゃなくて、もともと融体が接触する前に、この部分では高温になっていて、ナトリウムの蒸気で満たされていると、かなり発生しているというふうに、そういうふうに理解すればよろしいということですね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そうです。

○片野チーム員 分かりました。ありがとうございます。

○小野チーム長代理 ほか、いかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今、7ページが出ていて、ちょうどそこに再配置過程という記載がございますけれど、再配置だから即発再臨界が済んで、その後というふうに理解します。そうすると、制御棒下部案内管から出るという想定だけではなくて、炉心燃料のほかのところから、要するに形が崩れて出ていくといったようなことを考えるというのもあり得る。ここだけ流路が健全であるという想定も不自然な気がしていて、その再配置過程という議論もちゃんとすれ



ば、これがいかに起きにくいかという議論もできると思うんですが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 炉心の周辺の構造を考えますと、下部低圧プレナム、あるいは下部プレナムに融体が流出し得る経路としては、この制御棒下部案内管から、最も可能性が高いと。ほかの燃料集合体の部分がピン束とか、あるいは反射体がありますので、そういったピン束構造と熔融、破損した上で流出するというのは、なかなか難しいであろうというふうに考えておりました。可能性としては、やはり制御棒下部案内管を通して、遷移過程におきましては、制御棒下部案内管も一部閉塞、上端は閉塞しているんですけども、この長時間、割と長時間のこの再配置過程での炉心融体からの伝熱によって、その一部が熔融して流路が解放されたときには、このような形で融体が制御棒下部案内管を流出するのが最も可能性が高いというふうに考えております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

ここは再臨界、燃料凝集と再臨界というところと同じで、それこそ実験がしようがない、経験もない、高速炉ではということになります。だから炉心が溶けて、構造物を溶かしていったときに、これが一番もつともらしいと言い切れるかといったら、多分そうでもないと思うんです。そこはよく分からないなりに、一番保守側だといったところが、私は適切な説明ではないかと思いますが。少しそういう検証できないといった観点で、ここは議論しておいたほうが良いと思ってます。

ただ、要するにPhase Aは発生しないだろうといったところは、あまり異論がなくて、かなり厳しいことを考えても、原子炉構造に与える影響は小さい、だから原子炉構造に対する影響の評価というのは、多分必要はないということではないかと思うんですけど、そういうことでどうですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そのように御理解いただくということで、よいかと思えます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

もう一つ、15ページ以降に、FCI関係で結果のナトリウム噴出量という評価出ています。これはちょうど15ページに出ていますけれど、炉心平均燃料温度はほとんど変わらないんですが、その二つ下、炉心平均圧力というのが、これは1MPaも違っているんです。だから、前は恐らく非線形性という話をしましたけれど、炉心平均燃料温度だけ合っている、実際の状態は多分全く一緒ではないといったような議論があるのかなと推測をしております。

17ページを開けていただくと、一番下のポツです、THINA試験の検証によってSIMMERが使えるということなんですけど、恐らくTHINA試験の再現性といったところも、時間がびったり合っているわけではなくて、せいぜい最大圧力が合っているというような図じゃないかなというのは想像しています。

こういったことを踏まえると、今回の検討が常陽体系で即発再臨界になりました、熱エネルギーが変わりました、これによってFCIによってどういう影響が最大どこまで見込めばいいのかという議論に結びつけていかなきゃいけないと思うんです。そういう意味じゃ、ちょっとまだ議論が足りないのかなという気がしております。ちょっとした感想です。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）　今回はFCIの発生挙動そのものに着目しまして、THINA試験というのは、やはりどうしても小規模な試験、しかもUISのような構造を模擬している試験ではなくて、単純なナトリウムプールの底から融体を噴出させるという、そういう試験になっておりますので、今回のULOF（i）とULOF（iii）の違いのような、ナトリウムの排除のされ方がその結果に影響を与えると、そういうところまでは試験でも実現できていないと。

また、それから、当然そういった不確かさの影響、そういった不確かさが実際の原子炉の体系では発生しているということで、今回その影響の評価を見たという、そういうパラメトリック解析を実施させていただきました。また、一方で、やはり今の御指摘いただきましたように、試験の再現性そのものも、完全にその圧力度波形をトレースしているということではなくて、そこで発生した圧力の挙動がほぼ一致すると、そういうほぼ同じような傾向を一致しているという程度の一致でありますので、FCIで発生する圧力そのものの違い、あるいは、その圧力の評価値そのものの不確かさの影響というところは、少し確認していく必要があるかというふうに考えております。

○小野チーム長代理　ほかはいかがですか。

それでは、資料のほうの説明を続けてください。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）　では、資料の27ページ目に戻らせていただきます。

次に、FCI以外の御指摘についての回答を御説明させていただきます。

ここでは、まず、No. 280～285の御指摘がありまして、それぞれ読み上げていきますと、No. 280では、炉心損傷過程における燃料崩落後の現実的な燃料粒子径及びSIMMERにおける燃料粒子径の設定、並びに燃料粒子径の分布等が即発臨界超過に与える影響を説明するこ

と。また、燃料粒子径が燃料の流動に与える影響についても定量的に説明すること。

No. 281が、炉心損傷過程における燃料の崩落の過程について、SIMMERでどのように扱っているのか、崩落する燃料の質量と速度等の挙動を定量的に説明すること。また、不確かさケース1、2の両者についても定量的に説明すること。

No. 282が、燃料の崩落による反応度挿入とスロッシングによる反応度挿入を定量的に説明すること。

No. 283が、不確かさケース1、2の両者において、最終的に全炉心の何%がスロッシングに寄与しているのか定量的に説明すること。

No. 285が、第403回審査会合の機械的応答解析の初期スチール質量は約300kgとなっているが、最終的な即発臨界超過に至るまでの炉心におけるスチール質量の変化についても説明することという御指摘いただいております。それぞれについて、個別に説明を行って、まとめた説明を行っていきたいというふうに考えております。次のページをお願いします。

まず、SIMMERによる解析における燃料粒子、あるいは燃料ペレットの落下挙動の取扱いについて説明をいたします。

「常陽」は、ほぼ全炉心でボイド反応度が負になっておりますので、損傷領域の拡大の過程では、冷却材が沸騰しても炉出力が増加せずに、炉心の損傷進展が緩慢となっていきます。

このため、炉心の損傷は冷却材の沸騰とドライアウトに続きまして被覆管が熔融して、その後に燃料ペレットが落下するということとなります。流路に放出された燃料ペレットは未破損の燃料ピン束の上にデブリベッド状に堆積しまして、その間隙を熔融スチールが満たすと、そういう形になります。

なお、SIMMERの解析におきまして、堆積する際の空隙率の最小値は30%としております。これは解析の中で必ず30%になるということではなくて、空隙率の最小値が30%であるということの意味しております。

「常陽」の遷移過程の解析では、出力過度による固体のクラッキングを想定しまして、被覆管熔融による燃料ピン破損時に燃料ペレットが直径1mmに割れるという想定を用いた評価を行っております。また、遷移過程解析での基本ケースでは、このように流路に放出された燃料ペレットのほとんどは、即発臨界超過による出力逸走の直前までほぼ未熔融のままとなっております。

被覆管溶融によって破損した直後の燃料は、その位置の周囲の流体の流速、圧力勾配及び構造材との摩擦、重力に従って運動を始めることとなります。

なお、沸騰領域拡大後に燃料ピンが緩慢に崩壊する、この「常陽」におきましては、沸騰の拡大した後に燃料崩壊前にプレナムガスが放出されるということで、通常の高速炉ではそういった現象が課題になることもあるんですけども、プレナムガス圧によって粒子が加速させると、そういった現象は生じないというふうに考えております。

次に、次のページをお願いします。No. 281で崩落する燃料の質量と速度との挙動を定量的に説明すること。不確かさケース1、2の両者についても定量的に説明することという御指摘をいただいておりますので、ここではSIMMER-IVを用いた基本ケース及び不確かさ影響評価ケースの1、それからSIMMER-IIIを用いた不確かさ影響評価ケース2につきまして、燃料の質量と速度の時間変化をプロットしたグラフを示しております。

なお、不確かさ影響評価ケースの1は、これは基本ケースの最後の即発臨界超過の直前でFCIによる燃料集中を強制したケースとなっておりますので、これの時間変化は基本ケースと同じ挙動となっております。

まず最初に、崩落する燃料の速度について説明します。「常陽」の遷移過程では、被覆管の溶融と燃料ペレットの崩落が、約数十秒の時間をかけて緩慢に進んでいきます。その軸方向の平均速度をプロットしたグラフが、一番左側のグラフとなっております。平均速度は、遷移過程のほとんどの期間で、秒速約数10cm程度の値を取っております。局所的な最大速度の時間変化は、このような小さな値ではなくて、中央のグラフに示していますように、最大速度は秒速数m~10m程度の値を取っております。これは重量グラフよりも大きな速度となっております。

また、燃料ペレットは落下するだけでなく、上方向にも動いていることが分かりますが、これは局所的にFCIやFPガス圧の発生によるものと考えられます。

崩落した燃料の質量であります燃料ペレットの質量は、右側のグラフに示しているとおりでありますが、それぞれのケースにおきまして、最終的に400kg程度まで増加します。

「常陽」の炉心燃料インベントリは約950kgになっておりますので、これは炉心インベントリの約42%となります。また、不確かさ影響評価ケースの2におきまして、燃料ペレットの質量が93s以後に減少しているのは、これは燃料ペレットが溶融して、液体燃料になっているための変化であります。

このような燃料ペレットと、崩落と、その後の一次元的な運動によって挿入される反応

度の反応度挿入率は、たかだか数 \$/s であることが、この下の反応度と、それから反応度挿入率のグラフから見てとることができます。次のページをお願いします。

SIMMERでは、空間依存動特性モデルによりまして、炉心全体の物質と温度の空間分布から反応度変化を求めています。このため、個々の燃料の挙動による反応度を分離して評価することは困難であります。

「常陽」の遷移過程で、初期の数十秒間、これは被覆管の溶融で破損した燃料ピンの燃料ペレットが炉心下部に凝集する一方で、ほかの場所では局所的なFCIやFPガス圧の発生で、多次元的な流動が生起されております。これらの燃料の動きを反映した空間依存動特性モデルによって計算された反応度挿入率は、先ほど説明しましたように、たかだか数 \$/s 程度となっております。

一方、遷移過程での放出エネルギーというのは、炉心損傷が全炉心規模まで拡大した後の炉心物質全体のスロッシングによる燃料集中に支配されております。このSIMMERによる「常陽」の遷移過程解析では、燃料ペレットと溶融スチールからなる炉心物質の粘性を粒径分布や粒子の体積率にかかわらずゼロとして、スロッシングによる燃料集中を保守的に解析していますので、こういった燃料粒子の粒径分布、あるいは炉心物質の流動性、すなわちスロッシングによる放出エネルギーに与える影響はないということが言えます。次のページをお願いします。

次に、燃料の各成分の質量の時間変化について説明をします。まず、基本ケース、これすなわち不確かさ影響評価ケース1と、それから不確かさ影響評価ケース2につきまして、遷移過程での燃料成分の質量の時間変化を示しています。

遷移過程解析の全ての時間範囲のグラフを上を示しておりまして、即発臨界超過の直前約2秒間を拡大したグラフを下に示しております。このグラフの青い色が燃料ペレット、赤が溶融燃料、黄色は一旦溶融して再固化した燃料粒子、それから緑色が崩落してまだ一度も溶けていない燃料ペレット、これは燃料チャックと呼んでおりますが、その質量に対応しております。なお、燃料クラストと、それから燃料蒸気の質量は、ほぼこのグラフの上では見てとることができません。

基本ケース、それから不確かさ影響評価ケース1では、即発臨界直前まで炉心燃料インベントリの約62%の燃料が崩落するということが分かります。SIMMER-IVコードによる解析では、これらの固体の燃料粒子、あるいはペレットのデブリベッドの間に溶融スチールが存在している物質の粘性をゼロとして自由に流動できると、そういう想定をしてス

ロッシングによる即発臨界挙動の解析を行っております。

一方、SIMMER-IIIコードを用いて2次元円筒座標系で解析を行った不確かさ影響評価ケース2では、即発臨界超過の直前の約2sの間に、複数回の小さな出力ピークによりまして燃料インベントリの約86%が稼働し、さらにその中の約4割程度の燃料が熔融燃料となった状態で、即発臨界超過に至っているということが分かります。次のページをお願いします。

最後に、No. 285で、最終的な即発臨界超過に至るまでの炉心におけるスティール質量の変化についても説明することという御指摘いただいておりますので、それぞれの基本ケース、あるいは不確かさ影響評価ケース1、それから不確かさ影響評価ケース2につきまして、初期に炉心に存在していたスティールが炉心周囲の領域に移行していく挙動のグラフをグラフ化しております。青が炉心に存在するスティールの質量でありまして、オレンジが炉心の下部の構造で、灰色が炉心の上の上部の構造、それから黄色が径方向反射体領域に流出したスティールの質量を示しています。

なお、不確かさ影響評価ケース2では、保守的に径方向反射体領域への燃料の流出を考慮しておりませんので、スティールの流出も生じておりません。

遷移過程で炉心損傷が進展するとともに、この炉心の上下へスティールが移行していきます。これはこの下の図に示していますように、これは炉心の一部の集合体の内部の物質分布、損傷している集合体の物質分布をプロットした図になっておりますが、ここで熔融したスティールが緑色で、それから熔融したスティールが重力、あるいはナトリウムの蒸気の流れによりまして炉心上下のピン束に流入しまして、固化したスティール粒子、スティールの粒子をマゼンダ、紫色でプロットした図となっております。

このように炉心の中に存在している緑色の熔融スティールが炉心上下のピン束流路に流出しまして、紫色のスティール粒子となって閉塞を形成すると。そのことによりまして、上下にこの炉心の中のスティールが上のグラフに示したような形で移行していくという、そういう結果になっているということが確認することができます。次のページをお願いします。

次に、No. 257でいただいております、炉心物質の粘性を考慮した場合のSIMMERによる事象推移の解析結果を説明することについて御説明します。次のページをお願いします。

何度も申し述べているとおりなんですけども、「常陽」は、ほぼ全炉心でボイド反応度が負ということで、損傷領域の拡大の過程で原子炉出力が増加せずに、炉心の損傷の進展が非常に緩慢になるということになります。ULOFの基本ケースの即発臨界超過による出力

の時間変化を左上のグラフに示しておりますが、この出力逸走の直前であります131.6sでの炉心の垂直断面における物質分布を左側の中央の図に示しております。

このように、直後、最後の即発臨界超過による出力逸走の直前まで炉心は固体の燃料粒子のデブリベッドの間隙を溶融したスティールが占めるという、そういう状態になっております。この場合の固体粒子が流体に対して、全体に対して占める体積割合は約0.8前後となっております。

このような固体粒子の体積割合が、大きな流体の実効的な粘性は極めて大きいということが実験的に確認されております。この右下に示したグラフは、流体に占める固体粒子の体積割合に対する粘性係数の増倍率を示したグラフになっておりますが、体積割合が0.6を超えると粘性係数の増倍率は指数関数的に増加して、体積割合が0.8となると、もう現実的にはほとんど流動できないという、そういう状態であるということが分かります。次のページをお願いします。

このような炉心物質の状態を、この図において現実的な事象推移として模式的に示しております。この現実的な事象推移では、燃料の一部はスエリングで膨張して、炉心物質は炉心高さの70%程度を示しております、流動及びスロッシングが制限された状態となっております。炉心物質の実効的な粘性は極めて大きく、この炉心物質はほとんど流動できないような状態となっております。SIMMERコードを用いた加振過程解析では、この状態での炉心物質の粘性をゼロとして、自由に流動してスロッシング可能であるとする極めて保守的な想定を、この右側に示したような想定を用いた解析を行っております、この右下のグラフに示すようなエネルギー発生量の評価を行っていることとなります。

一方、現実的な事象推移として示しております、ほとんど流動できないような状態でも、いずれ核発熱によって炉心の中心から溶融領域が次第に広がっていくというふうに考えられます。そうしますと、この燃料のスロッシングは、この溶融スティール、限られた範囲で発生することになりまして、その結果、発生する即発臨界超過による発生エネルギーは、全炉心の燃料がスロッシングに寄与できるとして解析を行っている、この右側に示したSIMMERによる解析結果に比べて小さなエネルギー発生量になるというふうに考えられます。次のページをお願いします。

次に、No. 284でいただいております、最終的な即発臨界超過に至るまでの挙動に関して、燃料物質の発熱密度等で説明されてきたが、液面の変化や燃料物質の凝集等を物理的、視覚的に図示して説明することについて説明します。次のページをお願いします。

ここで示している図は、基本ケースの131.9sにおける即発臨界超過を引き起こす炉心物質のスロッシング挙動を理解するために、左に示した炉心の水平断面図の物質分布の図に示した青の点線での垂直断面図等の燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示した図となっております。この図は、これも前回の審査会合で、提示して御説明した図となっております。

これに対しまして、発熱密度分布だけではなくて、物質の分布そのものを同時に示すことで、液面の位置、あるいは燃料物質の凝集挙動を視覚的に示すことといたしました。次のページをお願いします。

まず、左の図の青い点線での垂直断面図で、燃料の発熱密度と同時に、そのときの物質の分布図も示しております。このことによりまして、液面の燃料の発熱密度だけではなくて、液面の形状とか、あるいは物質の分布の状況が明確になっておりまして。また、その物質の分布の中でもどこが中心になっているかということは、燃料発熱密度分布と比較することで理解しやすいような形となっております。次のページをお願いします。

同様に、水平断面図につきましても、同様の処理を行っております。水平断面図のこの物質分布では、物質分布をみただけでは、どの位置が燃料分布の物質分布の中心となっているかということの把握が難しいわけですが、燃料の発熱密度分布と合わせることで、燃料集中の中心位置が時間とともに左側から右上に移動して、さらにもう一度、左下に戻ってくると、そういう揺れ動いている挙動を同時に見てとることができるというふうに考えております。次のページをお願いします。

同様に、この水平断面図で、今度は縦に切った、青い点線での垂直断面の物質分布を示しております。これもやはり液面の形状の変化とともに、燃料凝集の中心が③の131.6sで一旦水平断面図の上のほうに移動した後で、この131.9sで再度、水平断面図の下に揺れ戻ってきていると、そういう状況が視覚的に把握できるというふうに考えております。次のページをお願いします。

これは不確かさの影響評価ケース2、これはRZ2次元体系での物質分布の時間変化を示した図となっております。このケースで、2次元円筒座標系で解析を実施しておりますので、燃料発熱密度分布を用いずとも、燃料の凝集挙動を把握することが可能です。

この図は、前回の審査会合で提示させていただいた図になっておりますが、即発臨界超過が発生する95.5sまでの反応度と、それから出力の時間変化に対応して、そのときの炉心の中の物質分布の変化を示したものであります。ここでは、即発臨界超過が発生する、



この95.5sの直前のスロッシング挙動を、より詳細な時間刻みで示して説明させていただくこととします。次のページをお願いします。

これは即発臨界超過直前の0.5s間の物質分布の変化を示している図であります。ちょうど上の図で、時間変化のグラフでいう⑥と⑦の間を拡大しているものとなります。95sで炉心中心領域の燃料の大半が溶融しまして、内側の炉心から外側炉心に至る炉心物質の流動が発生していると。さらに、小さな出力ピークが発生しているということが分かります。

まず、95.1sになりますが、この出力ピークによりまして、炉心の中心部にスチールの蒸気圧が発生します。95.2sで、このスチール蒸気圧によりまして炉心物質が炉心の外周部に分散します。次の95.35sで、炉心外周部へ分散した炉心物質が慣性と重力によりまして、炉心中心部へ再度集中していることが分かります。最後の95.5sで、この燃料集中によりまして、厳しい即発臨界と大きなエネルギー発生に至る結果となっております。

以上が、視覚的にスロッシング挙動を説明した結果となっております。最後に、次のページをお願いいたします。

最後に、No.259の御指摘になります。燃料凝集率と反応度挿入率の評価に関しまして、燃料物質の分布等を踏まえた定量的な評価について説明することについて、説明をいたします。次のページをお願いします。

これまでの審査会合では、燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度で重み付き平均を取ると、そういった量の燃料凝集量、coagulationとして定義しまして、その時間変化率と、それから即発臨界超過時の反応度挿入率に対応するという説明をしてきております。今回は、さらに中性子速の中心に向かう燃料の流速成分そのものを燃料の巨視的密度、重み付き平均を取った物理量を燃料凝集率と定義しまして、即発臨界超過時の反応度挿入率と比較を行うこととしました。

また、御指摘で、No.283としまして、不確かさケース1、2の両者において、最終的に全炉心の何%がスロッシングに寄与しているのか定量的に説明することの御指摘を受けていますので、燃料凝集率を求める際に、このそれぞれの時点で中性子束中心に向かう流速が正であると、そういう燃料質量を全炉心について積算した値の全炉心燃料インベントリに対する割合を、燃料凝集に寄与する燃料質量の割合ということで定量的な評価を行いました。次のページをお願いします。

これは燃料凝集量の時間変化と反応度の時間変化を比較したグラフでありまして、それぞれ燃料凝集量と反応度の時間変化の傾向が一致すると。定量的には一致はしてないんで

すけれども、定性的にその傾向が一致するということが確認できます。次のページをお願いします。

次に、燃料の凝集率、これは速度をそのまま重み付き平均していますので、反応度の挿入率そのものに直接関連する物理量ということになります。両者の比較を行ったグラフを示しております。燃料凝集率は、反応度挿入率の増減とほぼ対応していると。やはり定量的には完全には一致はしないんですけれども、極めてよく対応しているということが、これらのグラフから確認できます。次のページをお願いします。

そこでULOFの遷移過程解析の基本ケース、不確かさ影響評価ケース1及び2につきまして、即発臨界を超過する際の反応度挿入率、これはこの表の右側から2列目に示しておりますが、それに対しまして燃料凝集量の時間変化率と、それから燃料凝集率及び凝集に寄与する燃料質量の割合を比較した表を示しております。これらの物理量と、それから反応度挿入率の増減の傾向は、これも定性的には整合していると、それぞれ増加すれば、それぞれの量が増加するという関係にあるということが確認できますので、この即発臨界を超過する状態での反応度の挿入は、主に燃料の凝集によるものであるということが再度確認できたということになります。

説明としては以上になります。

○小野チーム長代理 それでは、質疑に移りたいと思います。ただいまの説明につきまして、御質問、御意見等をお願いします。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

一つだけ質問でございます。31ページ、32ページ、出していただいて。31ページ、この上の図二つです、青いところが要するに健全な燃料であって、黄色とかグリーンが壊れた燃料で、そこが燃料凝集に寄与すると。さらに一番最後の説明で、その全体の中のさらに中心に向かう分が凝集に寄与するという説明と理解してよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） まさしく、そのとおりであります。例えば、基本ケース、あるいは不確かさ影響評価ケース1におきましては、最後の即発臨界超過の直前では、約6割程度の燃料が流動できるものとして流路に放出されています。その中でも、特に中性子束の中心に向かう流速を持っているものの割合が、最後の47ページで示していますように、基本ケースでは32%、それから不確かさの影響評価ケース、これはFCIの不確かさを考慮して、2か所同時のFCIを想定したケースですが、32%よりは増加して43%と、60%程度の中の43%が燃料の実際の凝集に寄与しているというふうに評価されております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

すみません、31ページをもう一回出していただけないでしょうか。ここで特に基本ケースなんですけれど、起因過程から引き継いで、70sで遷移過程がずっと始まっています。これがラッパー管が壊れて燃料の破損領域が広がっていきますと、そう理解します。そのときにラッパー管の破損条件です。ここにも何か保守性は置いてないんでしょうかということを確認したくて。

というのは、機構から提出いただいた、説明していただいた試験のうち、ラッパー管が壊れるというのはEAGLE試験とかが基になっていると思うんですが、それを見ると、あれは実際、小規模ながら燃料を溶かしているんで、結構厳しい高温ではないかと思うんです。こちらはそんなに温度は高くないんだけど、これだけラッパー管が壊れるというのは、ある意味ざっくりとした保守的な想定を置いているのかなと想像しているんですが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） ラッパー管の破損に関しては、ラッパー管側の温度がsolidus温度が、要するにほとんど溶けてない状態なんですけども、solidusの時点で壊れるという、ある意味、燃料の損傷領域の拡大を早く評価するという意味で保守的な想定を行った解析を行っております。

○有吉チーム員 有吉です。

solidus温度に達した途端に、もうそこには鋼材がなくなると、そんな想定でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そうです。

○有吉チーム員 分かりました。ありがとうございました。

○小野チーム長代理 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。

今のに関連して。今回、提示していただいた内容で、かなり詳しくSIMMERコードの解析結果を示していただいてまして。我々、こういった情報を基に中で検討もしていくことになりますので、その観点で一つお聞きしたいことがありまして。

29ページになります。ここ今お聞きしたいのは、落下する燃料の効果と水平移動の効果、どちらが効くのかというのを、まず御意見として聞いておきたくて。29ページの説明ですと、左側の図です、この軸方向の速度というので青のグラフで書かれているものは、そんなに速度としては速くない。これ平均で見ると、先ほども口頭でありましたけども、数10cmぐらい、10cm/sぐらいだと。ただ、その隣です、局所で見ると、かなり速いスピード

で落ちているものもあるということですので。重力落下よりも速いものもありますというふうに先ほど御説明があったわけなんですけど、にもかかわらず、次の30ページのところでの結論としては、ここに入ってくる反応度としては、たかだか数 $\$/s$ だということ、どうもこの落下で燃料が堆積することによる反応度というのは、どうもそんなに大きくなさそうだというのが見えるんですけど。

一方で、最後のページに書かれているように、47ページです。これだと燃料の凝集率、ここ速度のほうを示されておられて、ここに出ているものでの反応度挿入率だと80 $\$/s$ とかなり大きい割合で入っているんですけども。そうすると、やっぱりこの検討をしていた中で言えることというのは、燃料が落下してくることによる反応度よりも、やっぱり水平方向の揺動で入ってくる反応度のほうが圧倒的に大きいというふうに、そういう理解できると思ってよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 燃料の落下、29ページに示してますような一次元的な落下というのは、これはやはり「常陽」においては、出力が上昇しない非常に緩慢な状態で、言わば集合体の出力に応じて、随時一つ一つの集合体の中で局所的に燃料が落下すると、全ての燃料が同時に落下すると、そういうようなことが起きない、起きてないということで、それぞれの反応度挿入率に対する影響というのは、極めて限定されたものになっているというのが、この29ページの下の方の二つのグラフに現れているというふうに考えております。

そういう意味では、やはりここで数 $\$/s$ と言っているのは、基本ケースにおきましては、大体120sぐらい、それから不確かさ影響評価ケースでも90s程度までということで、そういった一次元的な燃料の動きのみが起きているような状態での反応度挿入率であります。

一方、やはり発生エネルギーを支配しておりますのは、その後で、ある程度、損傷領域を拡大して、水平方向の動き、それから燃料のスロッシングが可能になった基本ケースにおきましては、130s付近。それから、不確かさ影響評価ケースにつきましては、90s以降、95sの直前ぐらいのスロッシングによって駆動される反応度挿入率で、その発生エネルギーが決定されているというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。そうしますと、今、29ページのところで御説明いただいたように、やっぱり一遍に炉心が壊れて燃料が崩落するというわけではないと。実際の事故を考えたとしても、現実的には徐々に壊れてくるということでしょうし、今、

SIMMERコードの中でも局所的にそういうふうに壊れて行って落下するというのを考えているということですね。そうすると、こちらで検討するときも、ここの落下の仕方をどのぐらい考えるのかというのは、一つポイントになるのかなと思ひまして。一度にやっぱり落としてしまうというのは保守的かもしれませんし、そういうところの違いがあるということとは、今よく分かりましたので、こちらの検討のほうに、すみません、活用させていただきたいと思ひます。ありがとうございます。

○小野チーム長代理 そのほか、いかがですか。

○菅原チーム員 規制庁の菅原です。

私のほうは指摘ということではないんですけれども、今、質問もさせていただきましたけれども、2月24日の規制委員会で、規制庁のほうで要素評価を実施するという事を説明させていただきました。

今回いろいろ情報を提示いただいていますけれども、我々、今後要素評価を検討していく中でいろいろ活用していきますが、さらに確認したいということも出てくるかと思ひますので、そのときには、また審査会合を通じて確認、情報の提示をお願いすることとなると思ひますので、対応をお願いしたいと思ひます。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。

○小野チーム長代理 そのほか、いかがですか。よろしいですか。

それでは、BeyondDBA対策の資機材及び手順について、資料2-2の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

資料2-2に基づきまして、第53条のbdbaに係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材及び手順について御説明いたします。

第53条の資機材及び手順につきましては、前回の1月18日までの審査会合におきまして、全体概要及びULOF、UTOP、ULOHS及びLORLの一部について御審査をいただいております。本日は、その際の指摘への回答も含めまして、崩壊熱除去機能喪失型の事象グループであるLORL、PLOHS、SBO及び局所的燃料破損のLFについて御説明をいたします。

1ページ目に目次を示してございます。本日の説明範囲を青枠で囲んでおります。本日の説明範囲は、これまでの審査会合における指摘への回答を含め、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（LORL事象）、全交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS事象）、全交流動力電源喪失に

よる強制循環冷却機能喪失（SBO事象）、局所的燃料破損（LF事象）、これらの事象に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材及び手順について御説明をいたします。

2ページの青枠に局所的燃料破損の炉心損傷防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。左の列から事象グループ、評価事故シーケンス、炉心損傷防止措置、措置に使用する主な資機材、措置の手順の順に記載しております。炉心損傷防止措置は、燃料破損検出系による異常検知及び手動スクラムによる原子炉停止であり、使用する主な資機材は遅発中性子法燃料破損検出設備になります。この措置の手順としましては、一番右の列に記載しております、燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順を整備いたします。また、本措置の機能を喪失した場合の自主対策に係る手順として、こちらの①と②の原子炉手動停止手順を整備いたします。

○菅原チーム員 すみません、画面で資料を表示いただいていると思うんですけど、直りました。お願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 申し訳ございません。3ページの青枠内には、1次冷却材漏えいによる液位確保機能喪失事象（LORL）の炉心損傷防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。LORLには三つの評価事故シーケンスがございまして、このうちの安全容器内における内管及び外管破損の重畳事故のLORL（i）については、これまでの審査会合で説明したものから変更はございません。

LORL（ii）に対する炉心損傷防止措置は、冷却材の液位確保に係る措置が主冷却系サイフォンブレイクであり、液位確保後の崩壊熱の除去はLORL（i）と同じ補助冷却設備による強制循環冷却です。本措置に使用する資機材は、主冷却系サイフォンブレイク及び補助冷却設備であり、これらの資機材の機能に必要な主な関連系は、原子炉容器液面計検出器、非常用電源設備、補機冷却設備となります。本措置に関連する手順を一番右の列に記載しております、安全容器外での1次主冷却系内管及び外管からの漏えい時手順を整備するとともに、自主対策として補助冷却設備の手動起動手順を整備いたします。

一番下の行のLORL（iii）に対する炉心損傷防止措置は、冷却材液位の確保に係る措置が1次補助冷却系サイフォンブレイクであり、液位確保後の崩壊熱除去に係る措置は主冷却系（2ループ）による自然循環冷却です。本措置に使用する資機材は、1次補助冷却系サイフォンブレイク及び1次、2次主冷却系であり、これらの資機材の機能に必要な主な関連系は、原子炉容器液面計検出器、非常用電源設備、圧縮空気供給設備となります。本措置に

関連する手順は、一番右の列に記載しております。1次補助冷却系内管及び外管からの漏えい時の自然循環による崩壊熱除去手順を整備するとともに、自主対策といたしまして、①の強制循環機能の復旧手順、②の補助冷却系の手動サイフォンブレイク及び原子炉容器出入口弁閉止手順を整備いたします。

4ページをお願いします。4ページの青枠内には、崩壊熱除去機能喪失（PLOHS事象）及び全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO事象）の炉心損傷防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。

PLOHSには二つの評価事故シーケンスがございまして、そのうちの起因事象が外部電源喪失であるPLOHS（i）を上側に、起因事象が2次冷却材漏えいであるPLOHS（ii）を下側の行に示しております。

両事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置は、主冷却系の自然循環冷却であり、主な資機材は前のページのLORL（iii）と同じになります。これらの措置に関連する手順も、前のページのLORL（iii）と同じですが、これらの事故シーケンスでは、②の原子炉容器外面冷却による炉心損傷回避が可能ですので、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合の炉心損傷回避のための自主対策として、②の原子炉容器外面冷却手順を整備いたします。

一番下の行には、SBOについて示しております。SBOに対する炉心損傷防止措置は、主冷却系の自然循環冷却であり、崩壊熱除去に係る主な資機材はPLOHSと同じですが、SBO特有の資機材として、仮設発電機及び仮設計器を整備いたします。また、関連する手順として、手動による崩壊熱除去手順を整備いたします。これらの仮設発電機及び仮設計器は、昨年12月の審査会合資料では自主対策としておりましたが、会合でいただきました御指摘を踏まえて再検討した結果、措置として資機材及び手順とすることが適切と判断いたしましたので、これらの措置の位置づけを炉心損傷防止措置に係る資機材及び手順に変更しております。

次の5ページからが、格納容器破損防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。青枠で囲みましたLFに対しては、ULOF及びUTOPと同じ、格納容器破損防止措置を講じております。

6ページに、LORLの格納容器破損防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。LORL（i）に対する資機材及び手順に関する概要は、これまでの審査会合で説明したもののから変更はございません。

LORL (ii) に対する格納容器破損防止措置は、コンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉容器外面冷却による炉心損傷の防止であり、本措置に使用する主な資機材はコンクリート遮へい体冷却系、予熱室素ガス系です。また、これらの資機材の機能に必要な主な関連系は、非常用電源設備、補機冷却設備となります。本措置に関連する手順を一番右の列に記載しております。安全容器外での1次主冷却系内管及び外管からの漏えい事故における炉心損傷防止措置の機能喪失時手順及び格納容器自動アイソレーション手順を措置に係る手順として整備し、格納容器手動アイソレーション手順を自主対策に係る手順として整備いたします。

一番下の行のLORL (iii) に対する格納容器破損防止措置は、受動的な安全特性を活用した主冷却系 (1ループ) による自然循環冷却であり、主な資機材及び手順は、自然循環の主冷却系のループ数が1つになることを除いて、LORL (iii) の炉心損傷防止措置と同じになります。

7ページに、PLOHSの格納容器破損防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。

PLOHS (i) に対する格納容器破損防止措置は、前のページのLORL (iii) の格納容器破損防止措置と同じ、自然循環になります。

また、PLOHS (ii) に対する格納容器破損防止措置は、前のページのLORL (i) の格納容器破損防止措置と同じになります。

一番下の行のSB0に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系の自然循環冷却であり、主な資機材は上の行のPLOHS (i) と同じですが、SB0特有の資機材として仮設発電機及び仮設計器を整備いたします。

また、関連する手順として手動による崩壊熱除去手順を整備いたします。

次の8ページからがLORL (i) に対する資機材及び手順の説明です。

9ページ及び10ページの事象進展及び資機材及び手順の概要は、これまでの審査会合と同じでございます。

次の11ページをお願いします。11ページの炉心損傷防止措置の資機材につきましては、これまでの審査会合での御指摘を反映して記載を詳細化しており、前回からの変更箇所といたしまして、表の中央付近の1次補助冷却系の関連設備として、1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源、1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源、機器冷却ファン動力電源、制御電源、これらを追記しております。



また、その下の2次補助冷却系についても同様に、2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源等に関連設備として追記しております。

これらの資機材の詳細につきましては、後のページで個別に御説明をいたします。

12ページの安全容器による冷却材液位の確保機能に係る資機材は、これまでの審査会合と同じでございます。

次の13ページの原子炉停止後の補助冷却設備による強制循環冷却については、右側に設備の主要仕様を追記いたしました。具体的な仕様につきましては、設工認等の審査で御説明をいたしますが、ここでは補助冷却設備による崩壊熱除去に係る主要な機能といたしまして、主要仕様として冷却材の流量、熱交換器及び冷却機の熱交換容量を記載しております。

14ページには、これまでの審査会合でいただきました1次補助冷却系出口配管におけるカバーガスの巻込みの防止についての説明です。

まず、LORLが発生し、液位が低下した場合の液位は、図の上側の赤丸の通常運転時液位の-3,000mmになります。これに対しまして、1次補助冷却系出口配管の下端は下側の赤丸で示しておりますとおり、LORL時の液位よりも約1,000mm下方に設置しておりますので、1次補助冷却系配管からの有意なカバーガスの巻込みは防止されていると考えております。

次の15ページに1次補助冷却系の運転条件や設備仕様を踏まえた評価結果を示しております。

まず、下側の図に記載しておりますとおり、これまでの運転経験といたしまして、LORL時の液位を約400mm下回る液位までナトリウムをドレンいたしまして、1次補助冷却系を運転した経験がございます。その際にもこちらの下側の図に示しておりますとおり、安定したナトリウム流量で運転できることを確認しております。

また、上側に文章で記載しておりますが、1次補助冷却系の運転条件において、ガスの巻込み対策として推奨される液深は800mm以上となり、LORL時の原子炉容器内の冷却材液位が低下した状態にあっても1次補助冷却系配管にカバーガスが巻き込まれ、冷却材の循環機能に支障が生じることはないと評価をいたしました。

16ページの格納容器破損防止措置の資機材についても炉心損傷防止措置と同様に、関連設備の記載を詳細化しております。

具体的には、表の上側のコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスブロウ、補機系、ペDESTALブースタブロウ、これらに関しまして、ブロウポンプ等の動力電源、制御電源等を

追記いたしました。

17ページには、コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却についても補助冷却設備と同様に、右側に設備の主要仕様を追記しております。具体的な仕様につきましては、設工認等の審査で御説明いたしますが、ここではコンクリート遮へい体冷却系による安全容器の外面冷却機能に係る主要な仕様といたしまして、冷却材窒素ガスブロワの容量、ペDESTALブースタブロワの容量、窒素ガス冷却機の熱交換容量等を記載しております。

次の18ページには、コンクリート遮へい体冷却系の関連設備である補機冷却設備についての説明です。補機冷却設備の構成を概念図に示しております。右下の補機系揚水ポンプにより冷却水をくみ上げ、上の冷却塔ブロワにより補機系冷却水を冷却し、図の左側のコンクリート遮へい体冷却系冷却機に窒素ガスを冷却するための冷却水を循環させるものです。設備の主要仕様については右に記載のとおりになります。

19ページの手順は、これまでの審査会合資料と同じでございます。

20ページには、自主対策として整備する手動アイソレーションの説明を記載しております。格納容器内の温度、圧力、線量率等が設定値に達しますと、自動でアイソレーションする設計としておりますが、格納容器のアイソレーションが自動で作動しなかった場合に備え、自主対策として右側の図にありますとおり、手動アイソレーションボタンを整備しております。手動アイソレーションボタンによりアイソレーション信号を発信し、格納容器を隔離し、放射性物質の放出を抑制する手順として整備をいたします。

21ページからがLORL (ii) に対する資機材及び手順の説明です。

22ページには、炉心損傷防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。LORL (i) と概ね同様の事象進展となりますが、1次冷却材の漏えい箇所が異なりますので、液位確保に係る炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置が異なります。

まず、左上の1次冷却材漏えいが異常事象であり、本評価事故シーケンスが安全容器の外での1次冷却材の漏えいを想定しております。設計基準事故の範囲ではLORL (i) と同じ事象進展及び対策となります。

事象進展図の黒の破線の下で外管による漏えい量の抑制に失敗し、1次主冷却系の循環に必要な液位を下回る場合にbdbaに移行します。

炉心損傷防止措置は黄色塗り箇所であり、液位確保対策は主冷却系サイフォンブレイク、その後の崩壊熱除去は補助冷却設備による崩壊熱除去となり、崩壊熱除去についてはLORL (i) と同じ措置になります。

次の23ページには、格納容器破損防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。

格納容器破損防止措置は黄色塗りの箇所であり、右側のフローが炉心に対するコンクリート遮へい体冷却系の原子炉容器外面冷却に係るものです。黄色塗りの箇所を含みまして、緑色の破線で囲んだ箇所が格納容器破損防止措置の有効性評価の範囲であり、措置に使用する資機材及び手順を右の上側の緑の実線で囲んだ枠に記載しております。資機材は予熱室素ガス系及びコンクリート遮へい体冷却系であり、手順としては、これらの資機材による措置に係る手順を整備いたします。

また、事象進展図の左側のフローは格納容器バウンダリーの破損防止に係るものであり、格納容器破損防止措置を黄色塗りで示しております。本措置に使用する資機材及び手順は右の中段の緑の実線で囲んだ枠に記載しております。格納容器構造資機材としまして、手順として格納容器自動アイソレーション手順を整備いたします。

次の24ページには、措置に係る資機材を示しております。LORL (ii) が発生した場合には、主冷却系サイフォンブレイク配管により漏えいを抑制し、その後の補助冷却設備による崩壊熱除去に関しては、LORL (i) と同じ資機材を用います。

次の25ページには、原子炉の液位確保機能に係る資機材の概要としまして、主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材の保持について示しております。

まず、概念図の下側の赤色で示しましたとおり、1次主冷却系の入口配管の低所で内管及び外管が破損した場合には、図の右上の緑の矢印で示しました主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより、サイフォン現象による冷却材液位の低下を抑止し、補助冷却設備の循環に必要な液位を確保する措置となります。

アルゴンガスは、右の図の右上のオーバフローカラムの液位低下に伴い、自動的に導入されサイフォンブレイクいたします。

また、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値により、サイフォンブレイクの成否を確認できます。

文章の3点目にございますが、主冷却系サイフォンブレイク配管は、通常運転時に凝固・閉塞が生じることを防止するため、差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、配管内のナトリウムの流動を確認できるように電磁流量計を設置しまして、運転員が常時監視をしております。

なお、このサイフォンブレイク配管内の流量が異常に低下した場合には、中央制御室に

警報を発生し、異常を検知できる設計としております。

以上のとおり、液位確保対策につきましては、高い信頼性を確保しております。

26ページには、格納容器破損防止措置に係る資機材について示しております。表の上から2行目の主な資機材でありますコンクリート遮へい体冷却系はLORL ( i ) の格納容器破損防止措置と同じでございます。本措置では窒素ガス冷却材の流路を切り替えるため、除熱機能の一番下に書いております予熱窒素ガス系が必要となります。

27ページには、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の措置を示しております。本措置は、通常運転時には、図の右上のコンクリート遮へい体と安全容器の間隙を流通させている冷却用窒素ガスを黄色の線で分岐している予熱窒素ガス系を通じまして流路を原子炉容器外面に切り替えることにより、原子炉容器の外面を冷却し、炉心損傷を回避する措置です。

次の28ページには、コンクリート遮へい体冷却系の取扱いの整理を示しております。表の上の行の通常運転時には、コンクリート遮へい体及びペデスタル部を冷却し、制限温度以下に保持する機能を有しており、左下の第1図の状態にて運転をしております。

表の下の行の安全容器外面冷却による損傷炉心物質冷却時は、格納容器破損防止措置といたしまして、安全容器内での損傷炉心物質を安定冷却保持する機能を有しており、冷却材の窒素ガスの流路は通常運転時と同じ第1図の状態にて運転するものになります。

表の中段の原子炉容器外面冷却による崩壊熱除去運転時は、格納容器破損防止措置といたしまして、原子炉容器内の健全炉心の崩壊熱を除去し、炉心損傷を防止する機能を有しております。第1図の状態から窒素ガスの流路を原子炉容器外面に切り替えた第2図の状態にて運転をするものになります。

次の29ページには、LORL ( ii ) に係る手順の概要を示しております。炉心損傷防止措置に係る補助冷却設備による崩壊熱除去手順は、運転員の操作を介在しなくとも自動的に機能するように設計しておりますので、運転員が実施する手順は措置の作動状態の確認及び作動後の監視に係る手順となります。

格納容器破損防止措置に係るコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却についても基本的な手順は監視となりますが、給水流量の増大及び窒素ガス流路の切替えに係る手順を整備いたします。

30ページからが、LORL ( iii ) に対する資機材及び手順の説明です。

31ページに炉心損傷防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。本評価事

故シーケンスの1次冷却材の漏えい箇所は、1次補助冷却系配管ですので、ほかのLORLの評価事故シーケンスとは液位確保及び崩壊熱除去に係る措置が異なります。

まず、左上の1次補助冷却材漏えいが異常事象であり、設計基準事故の範囲ではLORL (i) と同じ事象進展及び対策となります。

事象進展図の黒の破線の下で外管による漏えい量の抑制に失敗した場合にBDBAに移行いたします。

炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所であり、液位確保対策は1次補助冷却系サイフォンブレイクです。この場合、主冷却系の循環に必要な液位が確保されますため、液位確保後の崩壊熱除去は主冷却系の自然循環による措置を講じます。

本措置の有効性評価の範囲は青い破線で囲んだ範囲であり、必要な資機材はその右の青い実線の枠に記載しております。資機材は1次補助冷却系サイフォンブレイク配管、弁、1次、2次主冷却系及び主冷却機であり、手順はこれらの資機材による措置に係る手順を整備いたします。

32ページには格納容器破損防止措置に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。格納容器破損防止措置は黄色塗りの箇所であり、右側のフローが炉心に対する主冷却系の自然循環冷却に係るものです。

黄色塗りの箇所を含みまして、緑色の破線で囲んだ範囲が格納容器破損防止措置の有効性評価の範囲であり、措置に使用する資機材及び手順は前のページの自然循環冷却による炉心損傷防止と同様となります。

また、事象進展図の左側のフローは、格納容器バウンダリーの破損防止に係るものであり、措置及び手順については、先ほどのLORL (ii) と同じとなります。

33ページには、措置に係る資機材を示しております。LORL (iii) が発生した場合には、表の上の1次補助冷却系サイフォンブレイクにより漏えいを抑制し、その後、主冷却系の自然循環による崩壊熱を除去しますので、主な資機材は1次補助冷却系サイフォンブレイク及び主冷却系自然循環に関するものとなります。

34ページには、液位確保機能に係る資機材の1次補助冷却系サイフォンブレイクについて示しております。

概念図の左下の赤で示しました1次補助冷却系配管の低所での内管及び外管が破損した場合に、図の左上の緑の矢印で示しました1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより、サイフォン現象による冷却材液位の低下を抑止し、

主冷却系の循環に必要な液位を確保する措置になります。

アルゴンガスは、図の左上のサイフォンブレイク弁の開動作により導入され、サイフォンブレイクいたします。また、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値によりサイフォンブレイクの成否を確認できます。

二つ目のポツの文章ですが、1次補助冷却系のサイフォンブレイク弁は、1次補助冷却系のナトリウム漏えいの検知、原子炉容器の冷却材液位の低下及びポンプ1台停止の条件が成立した時点で、自動で「開」となりアルゴンガスが導入されます。このため、主冷却系配管の破損に伴う漏えいによる液位の低下時には弁の開信号が発信されず、1次補助冷却系配管以外の箇所からの漏えい時の誤作動を防止しております。

1次補助冷却系サイフォンブレイク弁は、中央制御室での操作及び現場での直接操作を可能とするとともに、1次補助冷却系サイフォンブレイク失敗を仮想しましても、1次補助冷却系の出入口弁を「閉」とすることにより、1次主冷却系の循環に必要な液位の確保が可能な設計としております。

以上のとおり、こちらの液位確保に関しましても高い信頼性を確保しております。

35ページには、格納容器破損防止措置に係る資機材について示しております。表の上の主冷却系の自然循環に係る資機材は、炉心損傷防止の資機材と同じになります。

36ページには、LORL (iii) に係る手順の概要を示しております。炉心損傷防止措置に係るサイフォンブレイク及び主冷却系での自然循環による崩壊熱除去手順は、運転員の操作を介在しなくても自動的に機能するよう設計しておりますので、運転員が実施する手順は、措置の作動状態の確認及び作動後の監視に係る手順となります。

格納容器破損防止措置についても同様となります。

資料2-2の前半の説明は以上でございますので、説明を一旦ここで区切らせていただきまして、ここまでの範囲について御審査をお願い申し上げます。

○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。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

御説明ありがとうございました。私からはLORL (ii) とLORL (iii) について質問をさせていただきたいと思っております、スライドの34ページのほうがよろしいですかね。お願いいたします。

LORL (ii) 、LORL (iii) どちらもですけれども、安全容器外での1次冷却配管の破損と漏えいというようなところで、サイフォン現象により冷却材が漏れ出るということで、その液

位確保の機能として、今回、サイフォンブレイクを行うというふうなことで御説明をいただいたというふうに理解しているんですけども、このサイフォンブレイクを成立させるためにアルゴンガスを注入する、導入するというふうなことでですけども、これら、サイフォンブレイクの成立性を確認させていただきたいと思っております、サイフォンブレイクを成立させるためにはどれぐらいのアルゴンガスの容量が必要となってくるのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

アルゴンガスの容量といたしましては、正確な値は把握してございませんので、アルゴンガスの導入によるサイフォンブレイクの成立の条件について、こちらの設計仕様等も含めまして、資料に整理して次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○島田チーム員 承知いたしました。こちら辺について、次回の審査会合で説明していただくとともに、技術資料、まとめ資料のほうにもこちら辺の成立性の条件とかの部分とちゃんと御説明いただけたらというふうに思っております。

続けまして、LORL（iii）のほうのサイフォンブレイクについての確認になるんですけども、今回、1次補助冷却系のサイフォンブレイク弁が開となる条件として、ナトリウムの漏えい検知とか液位低とか、ポニーモータ1台の停止などの条件がございますけれども、これらですけれども、普通に常陽の原子炉が定格運転中にですけれども、信号系の誤作動とかでしたり、運転員の誤作動とかで誤ってサイフォンブレイク弁が開となって、サイフォンブレイクの事象自体が発生してしまうようなことというのはないのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

34ページの図の左側にございましたが、こちらのサイフォンブレイク弁については、多重化をしておりますので、万一の誤作動によっては誤ってサイフォンブレイクされるということはないというものになります。

○島田チーム員 多重化しているということで単一での発生とかはあり得ないということは、分かりました。

もしこういうふうに関実際に誤作動とかで1次補助冷却系のサイフォンブレイク弁が開となった場合ですけれども、もしですけれども、もし「開」となったときとして、どのような悪影響とかが運転中に考えられますか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

この1次補助冷却系のサイフォンブレイクが成立するためには、原子炉容器内の圧力が

一定程度低い状態になっているという必要がございますので、もし仮にサイフォンブレイク弁が開放したとしても、補助冷却系にアルゴンガスが導入されて、それで悪影響が生じるということはないというものになります。

○島田チーム員 御説明ありがとうございました。なので、もし誤作動とかでそういうことが起きたとしても、定格運転中ということであれば、悪影響はないというふうなことで理解はいたしました。ありがとうございます。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

同じく34ページ、続けさせていただきます。

これの上から3行目ぐらいですかね。要するに、インターロックでポンプモータ1台停止というのが入っているといたるところに疑問を持ちましていろいろ調べてみたんです。

「常陽」のことだから、きっと何か実際の試験をやっていないかと思って見たら、機構が公表している報告書で、番号を言いますと、JNCのTN9430-2004とあってMARK-IIIのときの総合機能試験、このときに試験をやられているといたことが、私、把握できました。

これを見るといろいろ経験しているようで、まず、ナトリウム固化というのでサイフォンブレイクが失敗したといったことが書いてあったんですけど、その対策というのはきちんとされていて、ここのサイフォンブレイクの失敗というのは、もう考えなくていいというレベルなんではないかといたところをお答えください。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本ですけども、そちらについては、ヒーターですとか保温材の対策を実施いたしまして、同様の事象が起らないような対策を実施しております。

○有吉チーム員 有吉です。

対策は分かりました。確かに報告書もそう書いてありましたけれど、万一、そういう固化してしまったらどうなるんですか、そこからまたヒーターを巻き直すというのもできないし、本当に大丈夫なんですかね。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

どこの系統がというところはございますけれども、本日も御説明しましたが、1次補助冷却系には出入口弁がついてございますので、万一、サイフォンブレイクに失敗したとしても、この出入口弁を閉めることによってサイフォン効果による液位低下というのは抑止することができますので、万一の失敗を想定しても液位は確保が可能な設計にし



ております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

それは分かりました。

もう一件質問がありまして、今のシートの上から3行目右のほう、ポニーモータ1台停止というのがあって、これもよく分からなくて、さっき山本さんが、原子炉内の圧力の関係といったことがあったので、恐らくポニーモータが関係しているということによろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

そのとおりでございまして、中を減圧しないとサイフォンブレイクできないというところがございまして、1台停止をさせてサイフォンブレイクをするというものになっております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

そのあたりは、これからの全体的にこのサイフォンブレイクの成立性といったところで全て整理をして、説明をしていただきたいと思いますと思っております。

ここでちょっと注意点がございまして、去年の5月11日の会合で、ULOFの議論をしたときに、「常陽」は小型炉心でボイド係数がマイナスであると。ポニーモータ流量をちょっと増やすと沸騰回避できるという議論をした記憶がございまして。

そこで、ポニーモータ流量を増やしてしまうと、今度は、こっちのサイフォンブレイクはしなくなると、そういうことではないかと思っておりますので、どういう対策がいいかというのは、バランスの取れた対策というのを検討していただいて、併せて説明していただきたいと思います。よろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございまして。

では、28ページのところで確認をさせていただきたいと思います。コンクリート遮へい体冷却系の話でして、前回の会合のときに、この遮へい体冷却系って、もともと「常陽」で使っていて、冷却にも使っているという話だったんですけど、今回の対策で何が通常運転と違ってくるんですかということでお聞きしたところ、今回、こういうふうに通常運転との違いがあるということで御説明をいただきました。

これを見ますと、やっぱり流路を切り替えるという操作、特に外面冷却をしようとしています、原子炉容器の外面冷却をしようとしている場合は、流路の切替え操作が発生するとか、あるいは、冷却水の流量を増大させる操作があるということで、このBeyondDBA対策として見たときの特別な操作がやっぱり発生するということがここを見るとよく分かるんですけども、こういうことをやろうとしたときに、実際、どのくらい操作というのが大変なものなのかと、運転員が事故時に、これ、きっと自動ではなくて運転員が操作をされるということになるんでしょから、手順とか時間というのがどのくらいのものでできるのかというのは、今後、説明をしていただきたいと思いますんですけども、今でお答えできるようなものがあれば、ちょっとお答えいただいて、最終的には技術資料の中に入れていただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

窒素ガス流路の切替え、それから流量の増大に係る操作につきましては、中央制御室でできる操作でございます、数か所のバルブの操作ということになりますので、およそ30分程度あればできるというふうに手順では考えてございます。

一方で、こういった事象につきましては、事象進展が非常に緩やかな事象に、崩壊熱除去機能喪失型の事象になりますので、十分な猶予時間を確保して操作ができるというふうに考えております。

今申し上げた内容につきましては、技術資料に手順書において説明をさせていただきます。

○片野チーム員 ありがとうございます。今、関係でもう少し確認をしたいと思っております、18ページですかね。今、許可の議論をしていると、今の設置変更許可の申請書ですね。補正のほうを見ても、大体このぐらいの系統図ぐらいしか示されていなくて、ここよりも詳細な話となると、今のところ見られていないということなんですけど、今回、審査会合の資料ということで、いろいろ容量ですとか除熱量というのを書いていただいているというところなんです。

ここの部分ですけども、系統を見ますと、補機系のポンプというのは、これ、上にあるのは冷却塔ということですよ。冷却塔に水をくみ上げているということをやっているんですけど、冷却塔から各冷却機ですよ、こう、配管がつながっていますけど、この水を供給するのは、これは何かポンプか何かで送っているんですかね。図面上はちょっと見えてなくて、どういう水の供給の仕方をしているのかというのをちょっと確認してお

きたいんですけれども、どうでしょう、ここは。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） こちらにつきましては、この右下の補機系の揚水ポンプでくみ上げを行いまして、あとは、屋上にあります冷却塔から自重でそれぞれの冷却機に流下するという設備でございます。

○片野チーム員 ありがとうございます。そうすると、上のタンクのヘッドで重力的に落下させるということだとすると、流量の操作をする、さっきの切替えですとか、冷却機の流量を増やすという話がありましたけど、これはそれぞれ使わない冷却機を切り離すとか、何かそういうことをして流量を増やすとか、そういうことになるんでしょうか。ポンプとかを使っていないということは、そういうやり方ですかね、ここは。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 冷却機に通じております流路のバルブを操作することによって、こちらの流量を増大させるという操作になります。

○片野チーム員 分かりました。これも現状の申請書の中だと、系統がこれ以上詳しく見えていないので、操作とか手順を加えていただくときに、この系統ですとか、もう少し詳しく補足をいただいて、資料化してもらえればと思います。よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

片野に引き続き、コンクリート遮へい体冷却系のところを御質問させていただきたいと思っております。

スライドの27をお願いいたします。スライドの27ですけれども、一つ目の丸で、1次冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する場合を除く事故時に使用可能というようなことで御説明がありますけれども、この窒素ガスが流路を喪失する場合を除くというようなところなんですけれども、これは確かにナトリウムの漏えいによって窒素ガスの流路が喪失した場合は、確かに冷却ガスを通すことができないかなというふうなことで使えないというのは理解できるんですけれども、これって、漏れているのは片側だけというようなことなので、もう片側に通すことによって冷却は可能なのかなというふうにも思うんですけれども、これ、やはり両方とも流路として確保されていないと、冷却能力としては足りないということなんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

この1次主冷却系の予熱窒素ガス系と呼んでおります、この27ページで黄色で示している分岐してから原子炉容器に行くラインになりますけれども、このラインというのは、基本的にコンパートメント化されているということで区画化をされてございます。

この区画を使用するというので、この区画、今回この原子炉容器の外面冷却をするための区画というのは、この原子炉容器とリークジャケットの間のギャップ部に窒素ガスを流すということで、この区画においてナトリウムの漏えいが発生した場合には、原子炉容器とリークジャケットのギャップをナトリウムが埋めますので、そういった場合には、遮へいコンクリート冷却系による原子炉外面冷却ができないというものになります。

一方で、主冷却系の配管側で漏えいが発生した場合におきましては、そちらを經由せずに、今は原子炉容器周囲の区画のみの使用をしておりますので、Aループ側、Bループ側、それぞれで発生した場合には、こちらの遮へいコンクリート冷却系による原子炉外面冷却が使用できるというものになります。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

趣旨としては理解いたしました。確かに容器がリークジャケット側で漏れてしまう、そこを通すときに埋まっていたら確かに通らないなというようなところで理解できましたし、ループ側のほうでもというようなところで、片側通っていれば問題ないというところは分かりましたので、ここら辺についても技術説明資料とかで、先ほど山本さんがおっしゃられたところとかを明文化して御説明いただきたいなというふうに思いますので、よろしく願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

何度も同じ話題になって、原子炉容器の外面冷却について、お話があります。

32ページを開けていただきたいんですけど、ありがとうございます。こちらなんですけれども、このコンクリートの遮へい体の冷却系というのは、今までも何回か議論になっていますけれども、この冷却系というのは普段から動いていると。コンクリートを冷やしていると。

当然、BeyondDBAの状態になったら、流量を増大させて冷却能力がアップさせなきゃいけないという点はあるものの、普段から動いているというところで、こういった

BeyondBDA対策としては有効なものなんじゃないかなというふうに考えています。

ここで、ちょっと位置づけについて確認したいんですけれども、LORL (ii) というものではBeyondDBA対策として位置づけている。LORL (iii) は事象が違うというのもあるんですけども、ここは自主対策として、この冷却方法について位置づけているということなんですけれども、先ほど私、申し上げたように、この冷却の方法は非常に有効で期待しなきゃいけないような設備だと思いますので、主たるBeyondDBA対策として位置づけるべきなのかなというふうに考えています。

ここのLORL (ii) と (iii) で位置づけが違うということに関して、説明をお願いしたいんですけれども、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

今、御指摘をいただきましたとおり、LORL (ii) におきましては、格納容器破損防止対策といたしまして、原子炉容器外面冷却の炉心損傷回避、LORL (iii) では、こちら、32ページにありますとおり、自主対策として原子炉容器外面冷却を講じるということにしております。

この違いといいますのは、LORL (iii) におきましては、1次補助冷却系の配管からのナトリウムの漏えい事象で内外管破損、サイフォンブレイクをするという事象でございますので、主冷却系2ループによる自然循環除熱機能が維持されるというものになります。

ですので、その前のページの31ページがございますとおり、炉心損傷防止措置につきましては、2ループによる自然循環冷却、それから1ループでの炉心損傷防止措置の失敗、機能喪失を想定いたしまして、残る1ループでの自然循環冷却を格納容器破損防止措置としております。

一方で、LORL (ii) につきましては、1次主冷却系の内外管破損が起因異常事象、BDBA事象の想定事象になりますので、主冷却系の自然循環については機能喪失しているという状態で補助冷却設備が炉心損傷防止措置としてございます。この補助冷却設備の機能喪失を想定した場合に、このLORL (iii) のように主冷却系は機能が維持されておられませんので、その場合に使用できるBDBA措置といたしまして、この原子炉容器外面冷却を格納容器破損防止に適用しているという違いでございます。

基本的な考え方といたしましては、それぞれの評価事故シーケンスに対しまして、炉心損傷防止措置を整備し、その炉心損傷防止措置の機能を喪失を想定しまして、格納容器破損防止措置を整備すると。その格納容器破損防止措置について、機能を喪失することを想

定した場合には自主対策を準備すると、そのような考え方で整備をしているというものになります。

ですので、LORL (iii) については、原子炉容器の外面冷却が自主対策に位置づけられるというものになります。

ちょっと分かりづらいところがあるかもしれませんので、詳細については資料に整理をして説明をさせていただきます。

○小舞チーム員 今、御説明、ありがとうございます。LORL (iii) では、確かに1ループでも冷却系が生きていれば、崩壊熱除去できるということで、事情が違うというところは理解しているつもりなんですけれども、この辺、整理というか、後で分かるような形にしておいていただけたらというふうに思っております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構 (山本主幹) 原子力機構の山本です。

承知いたしました。資料に整理して御説明させていただきます。

○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、引き続き資料の説明をお願いいたします。2-2の残りですね。

○日本原子力研究開発機構 (山本主幹) 原子力機構の山本でございます。

引き続きまして、資料2-2の37ページから御説明をいたします。

37ページからがPLOHS (i) に対する資機材及び手順の説明でございます。

38ページに事象進展と資機材及び手順を示しております。

左上の外部電源喪失が異常事象であり、設計基準事故の範囲では原子炉自動停止及び停止後の冷却は、右の枠内の設計基準事故対処設備により達成されます。

これに対しまして、事象進展図の黒の破線の下に移行し、強制循環冷却に失敗しますと、BDDBAに移行します。本評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置は、上側の黄色塗りの箇所であり、主冷却系2ループによる自然循環冷却が措置となります。

色塗りの箇所を含みまして青い破線で囲んだ範囲が炉心損傷防止措置の有効性評価の範囲であり、措置に係る資機材は右の青枠に示しておりますとおり、2ループの1次主冷却系、2次主冷却系、主冷却機になります。

手順といたしましては、これらの資機材による措置に係る手順を整備いたします。

格納容器破損防止措置は下側の黄色塗りの箇所であり、主冷却系1ループの自然循環冷却の失敗を想定し、主冷却系1ループの自然循環冷却が措置となります。

本措置に係る資機材は右の緑の枠に示しておりますとおり、1ループの1次主冷却系、2次主冷却系、主冷却機になります。

39ページには、措置に係る資機材を示しております。PLOHS ( i ) に対しては、表の上にあります主冷却機による自然循環に必要な機器及び関連設備が資機材となります。

本資機材のほかに原子炉停止後の除熱に関する自主対策といたしまして、39ページの下部の強制循環機能の復旧に係る資機材、手順を整備いたします。

また、40ページに記載のとおり、自主対策といたしまして、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る資機材、手順を整備いたします。

41ページには、格納容器破損防止措置に係る資機材について示しております。1ループの自然循環冷却に必要な機器及び関連設備が資機材となります。

次の42ページには、PLOHS ( i ) に係る手順を示しております。炉心損傷防止措置に係る自然循環冷却による崩壊熱除去手順は、運転員の操作を介在しなくとも、自動的に自然循環に移行するように設計しておりますので、運転員が実施する手順については基本的にこれらの措置の作動状態の確認及び作動後の監視に係る手順となります。

下側の格納容器破損防止措置についても同様になります。

43ページからがPLOHS ( ii ) に対する資機材及び手順の説明です。

44ページに炉心損傷防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。

左上の2次冷却材漏えいが異常事象であり、設計基準事故の範囲ではPLOHS ( i ) と同じ対策になります。

事象進展図の黒の破線の下で強制循環冷却に失敗した場合にbdbaに移行いたします。炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所であり、本評価事故シーケンスでは異常事象により1ループの除熱機能を喪失しておりますので、1ループの主冷却系の自然循環による崩壊熱除去が措置となります。

本措置に使用する資機材、手順については、PLOHS ( i ) と同様になります。

45ページには、格納容器破損防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。格納容器破損防止措置は黄色塗りの箇所であり、右側のフローが炉心の著しい損傷に対する安全容器内での損傷炉心物質の冷却保持に係るものです。本措置については、LORL ( i ) の格納容器破損防止措置と同じ措置であります。

また、事象進展図の左側のフローは格納容器バウンダリーの破損防止に係るものであり、当該措置についてもLORL ( i ) の格納容器破損防止措置と同じ措置になります。

46ページには、措置に係る資機材を示しております。PLOHS (ii) に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系1ループの自然循環による崩壊熱の除去であり、資機材及び手順はPLOHS (i) と同様です。

また、PLOHS (i) と同様に本資機材のほかに原子炉停止後の除熱に関する自主対策として、46ページの下部の強制循環冷却機能の復旧に係る資機材、手順を整備いたします。

また、次の47ページに記載のとおり、自主対策としてコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る資機材、手順を整備いたします。

48ページの格納容器破損防止措置に係る資機材はLORL (i) の格納容器破損防止措置と同じものになります。

49ページには、PLOHS (ii) に係る手順を示しております。こちらは炉心損傷防止措置はPLOHS (i) と、格納容器破損防止措置についてはLORL (i) と同様の手順となります。

次の50ページからがSBOに対する資機材及び手順の説明です。

51ページに事象進展と資機材及び手順を示しております。

左上の外部電源喪失が異常事象であり、設計基準事故の範囲では原子炉自動停止及び停止後の冷却は右の枠内の設計基準事故対処設備により達成されます。

これに対しまして、事象進展図の黒の破線の下に移行し、ディーゼル発電機2基の起動に失敗し、SBOに至るとBDDBAに移行します。

本評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置は、上側の黄色塗りの箇所であり、主冷却系2ループによる自然循環冷却が措置です。

格納容器破損防止措置は下側の黄色塗りの箇所であり、主冷却系1ループによる自然循環冷却が措置になります。

これらの措置は、仮設発電機または仮設計器による監視を用いた手動による崩壊熱除去手順を除いてPLOHS (i) と同じになります。

52ページには、SBOの措置に係る資機材を示しております。

SBOに対しましては、表の上にあります主冷却系による自然循環に必要な機器及び関連設備が資機材となります。また、本資機材のほかに下側の仮設発電機及び仮設計器がSBO特有の資機材となり、これらは手動による崩壊熱除去運転に必要な監視機能を確保するための容量及び仕様のもを整備いたします。

53ページには、SBO時の主冷却系による自然循環冷却について示しております。

上側の自然循環冷却につきましては、これまでの審査会合で説明してきたとおりでござ



います。

SB0時の自然通風除熱の制御は、下側に文章で記載しておりますとおり、SB0時の原子炉停止直後は、無停電電源系により機能する温度制御系及びタンクに蓄えられている圧縮空気により駆動するインレットベーン等により、冷却材温度は自動で制御され、自然循環により崩壊熱を除去します。この際、インレットベーンの開度は、自動的に9.5%を上限に制御され、過冷却は防止されます。

SB0が長期間続いた場合には、無停電電源系による自動制御機能を喪失しますので、仮設発電機からの給電、または仮設計器により冷却材温度等を監視し、手動でインレットベーン等の開度を調整する手順を整備いたします。

本手順では、自動制御機能の喪失前に運転員を必要箇所に配置することにより、自動制御機能の喪失直後に手動操作への引継ぎを可能なものといたします。

また、手動操作時にあってもインレットベーンの開度は、9.5%を上限とし、過冷却を防止する手順といたします。

これらの手順につきましては、右の写真に示しておりますとおり、夜間も含めて訓練を実施してございます。

54ページには、SB0に係る手順を示しております。炉心損傷防止措置に係る自然循環冷却による崩壊熱除去手順はPLOHSと同じですが、SB0に対する手順として二つ目のポツの仮設発電機または仮設計器による監視を含む手動による崩壊熱除去手順を整備いたします。

次の55ページからが局所的燃料破損（LF）に対する資機材及び手順の説明です。

56ページには、事象進展と資機材及び手順を示しております。

設計基準事故は1サブチャンネルの冷却材流路閉塞事故であり、BDBAは破線の下に記載のとおり、千鳥格子状の冷却材流路閉塞事故になります。

炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所であり、燃料破損検出系により燃料の破損を検知し、運転員が原子炉を手動スクラムすることを措置としております。

本措置に使用する資機材は燃料破損検出系及び原子炉手動スクラムであり、手順としては燃料破損検知時、原子炉手動スクラム手順を整備いたします。

57ページには、格納容器破損防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。LF、局所的燃料破損から破損が伝播することは考えがたいのですが、破損が伝播した場合の措置はULOFと同じとしております。

58ページは措置に係る資機材を示しております。表の一番上の燃料破損検出系につつま

して、これまでの審査会合資料ではカバーガス法検出設備を資機材としておりました。

また、LFの事故シーケンスに関しまして地震を想定しますと、原子炉は地震加速度により自動停止するため、LFに対する原子炉手動スクラムに係るカバーガス法検出設備の検知機能は地震時に要求されないと考え、カバーガス法検出設備はSs機能維持としない方針でした。しかしながら、審査会合における指摘も踏まえまして、機構内で再検討いたしました結果、炉心の著しい損傷の監視機能としてSs機能維持とする計画であった一番上に記載しております遅発中性子法検出設備を炉心損傷防止措置に係る資機材とすることにより、地震時においても炉心損傷防止措置に係る燃料破損検出機能を維持することといたしました。

本変更により、遅発中性子法検出設備を資機材とし、カバーガス法検出設備は自主対策設備に変更いたしました。

59ページに、燃料破損検出に係る資機材を示しております。1ポツの遅発中性子法（DN法）燃料破損検出設備は、右の概念図に記載のとおり、検出器等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置いたします。

DN法は、燃料要素1本で破損が生じれば、保安規定に定める運転上の制限を超過する検出感度を有することを確認しております。

また、燃料破損発生約1分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を發しますので、運転員が燃料破損と判断し、原子炉を手動スクラムまでに要する時間は約10分となります。

これに対しまして、EBR-II等で行われました100例を超える破損燃料継続照射では、破損燃料を継続照射した場合に、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はございません。「常陽」において、燃料破損が生じ、仮に、破損伝播が生じることを想定した場合にあっても、長期的な時間を要する破損伝播が想定すべき事象であり、この場合には、破損伝播が生じる前に、運転員は原子炉を手動スクラムすることができます。この時間は約10分であり、上記の照射試験で得られている最大継続照射期間で320日の期間と比較して十分な猶予時間が確保されると考えております。

2ポツのカバーガス法（CG法）燃料破損検出設備は、検出器等から構成し、カバーガス中の核分裂生成物の娘核種の放射能を測定いたします。

CG法も燃料要素1本に蓄積されるFPの放出が生じれば、保安規定に定める運転上の制限を超過する検出感度を有することを確認しております。

燃料破損時には、これらの燃料破損検出設備により、破損を検知し、適切な措置を講じることができる設計としております。

60ページの格納容器破損防止措置に係る資機材はULOFの格納容器破損防止措置と同じになります。

61ページ、最後ですけれども、こちらは審査会合における指摘への回答になります。

No.288の御指摘に関しましては、後備炉停止系用論理回路の耐震設計に関して、Ss機能維持としておりましたが、高速炉の停止系の重要性を十分に踏まえまして、既にSクラスとしております後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系に加え、後備炉停止系用論理回路もSクラスとすることといたしました。

No.268の御指摘に関しましては、LFの資機材で御説明しましたとおり、遅発中性子法検出設備を資機材とし、遅発中性子法検出設備をSs機能維持とすることにより、全ての資機材については、第424回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合の資料1-1の設計方針に基づくものとなります。

こちらの資料の説明は以上でございます。御審査をお願い申し上げます。

○山中委員 それでは質疑に移ります。質問、コメント、ございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

今、御説明いただいた内容に限った話ではないんですけど、全体的な話として一つリクエストがありまして、例えば前のほうになりますけれども、17ページとかを見ていただくと、今回資料の中で対策に使う設備というか、そういうものの仕様ですね。容量ですとか流量みたいなのを書いていただいているということなんですけど、これ、今回、審査会合資料としては出ているんですけど、実際、これ、確認しようと思うと、今、申請書とかを見ても、ここ必ずしも全部ここら辺の情報があるわけではなくて、対策の一つとして今回提示いただいているということになります。

今回の会合までに一とおりの各事象シーケンスの対策というのでは出してきたんでしようけれども、これが事象それぞれ見たときに十分なものかというのは今後詳しく見ていくことになりますので、容量の設定根拠みたいなものは技術資料化してまとめていただきたいと思いますので、今後そこら辺の説明もよろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 承知いたしました。こちら、代表的な主要な仕様を記載させていただきましたが、容量の設定根拠等につきまして技術資料にまとめて今後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。

○菅原チーム員 規制庁の菅原でございます。

61ページ、指摘の268に対する回答の部分のこの最後の2行のところなんですけれども、ここの意味するところの確認ですが、424回の資料1-1の設計方針というところなんですけれども、今日の資料にはついてはいないんですけれども、何が書いてあったかというところ、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材は、原則として以下の方針で設計するとして、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するとか、4点ほど書かれていたわけです。

この最後の2行の意味するところは、先ほど私、読み上げましたけど、「原則として」という記述をなくして、全てこの設計方針に従うと、そういう理解でよいか、まず確認させてください。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本でございます。

今、菅原様から御理解をお示しいただきましたとおり、こちら、第424回の資料では、「原則として」で書いておりましたが、これが削除されて全てこちらの資料に書きました設計方針で資機材を整備するという趣旨でございます。

○菅原チーム員 ありがとうございます。その上で確認というか、お願いなんですけれども、先ほど片野のほうの指摘とも重複するんですけれども、今後、個別の資機材がこの設計方針を満足するか、あるいは、有効性評価の代表的な評価事故シーケンスに対して十分対処できるものであるかというのは、今後資機材の基本設計の審査の中で確認していきたいと思っていますので、また必要があれば、質問、指摘とかをさせていただきますので、対応をお願いしたいと思います。よろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほかございますか。よろしいですか。

それでは、資料2-3の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 原子力機構、内藤です。

では、続きまして、第43条（試験用燃料体）の指摘回答について説明をさせていただきます。

資料2-3の1ページを御覧ください。今回の会合では、質問管理表の266番、許可段階の燃料仕様範囲では制限を逸脱する組合せが存在するが、設工認段階及び運転段階で制限を

逸脱しないことを担保する方法を明確にするとともに、申請書に記載することについて回答させていただきます。

まず、熱設計及び燃料設計では、設置変更許可申請の段階では想定される照射試験を踏まえて燃料要素の仕様を一定の範囲に限定すること及び設工認申請の段階で、確定した燃料要素の仕様を用いて制限を設定し、照射燃料集合体の健全性を確保することを設置変更許可申請書に明確に記載します。こちら、現在、申請しているものには記載しておりませんので、今後補正にて対応をいたします。

次に、運転段階の管理方法を保安規定に定めることを設置変更許可申請書に記載します。

また、保安規定には、運転計画書の確認事項として燃料集合体の熱的制限値を確認することを明確に記載します。

詳細につきまして次ページ以降で説明させていただきます。

では、めくっていただきまして1ページ飛んで3ページを御覧ください。設置変更許可申請書の記載について説明させていただきます。

まず、3.3、炉心のところに、炉心構成の運用手続については保安規定に定めるということを確認に明記しております。

なお、この保安規定の記載につきましては、後ほど説明させていただきます。

続きまして、3.5、熱設計のところですけれども、設計方針でここに記載しておりますように、熱設計基準値や熱的制限値、設計計算手法や物性係数、工学的安全係数について設工認段階で詳細を定めることを記載いたします。

続きまして、4ページ、3.5.2、熱設計基準値と熱的制限値のところにも設工認申請の段階にあつては製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に定めるということを確認いたします。

そして、3.7、燃料集合体のところでは、設工認申請の段階で確定した燃料要素の仕様を踏まえて制限を設定し、照射燃料集合体の健全性を確保する。また、機械設計に使用するSm値や設計疲労曲線についても、設工認申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めることを記載します。

この3.5、熱設計と、3.7、燃料集合体に係る部分につきましては、先ほど申しましたとおり、今後このように補正をしたいと考えてございます。

最後、5ページを御覧ください。こちらに保安規定の記載について説明をさせていただきます。

保安規定の第100条、運転計画のところですがけれども、下に示すような(1)～(8)の事項を記載した運転計画書をサイクル運転の開始前に作成し、確認を受けることというふうにしております。

運転計画書に記載する事項では、(3)に炉心構成、そして(6)に燃料最高温度と被覆管最高温度のほうを追加しております。

こちら、第4項のほうで燃料最高温度と被覆管最高温度は照射燃料集合体については設工認申請書に定める設計条件、つまり、熱的制限値を満たすことというふうにしております。

このように炉心構成のところでは照射燃料集合体の装荷数や装荷位置、熱的制限値として燃料最高温度、溶けるものにあつては最大熔融割合にはなりますけれども、そして被覆管の最高温度、こちらを確認することを保安規定に明確にします。

こちらの資料2-3の説明は以上です。

○山中委員 それでは質疑に移ります。質問、コメント、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。

1ページ目のところですね。許可での設工認とか後段規制との関係ということで記載いただいている、書いていただいている内容として異論があるわけではないんですけれども、許可の段階ではちゃんと仕様を一定の範囲に制限をしますと宣言をして、設工認段階で詳細な仕様を決めて、制限も決めていくと、そういう段階的な話をしておられるんだと思うんですけれども、ただ一方で、試験用燃料体というのは、やっぱりいわゆる運転に使っているドライバーの燃料とは随分扱いが違って、これは前回審査会合のときに、前回といいますのは昨年12月13日のときに審査会合でも御説明いただいて、そのときの資料は概念的に非常によく分かる感じで書いていただいていたんですけど、ドライバーの燃料というのは結構、詳細な仕様をある程度許可の段階で決めていて、設工認はそのとおりちゃんとつくられていますかというのを見るわけなんですけれども、試験用燃料体は実験の目的ですとか計画とかいろいろあって、全部許可では決め切れませんと。概念的なところは許可で押さえて、結構、中身といいますか、詳細は設工認に落としているというのがあって、従来こういうやり方でやってきているというのは分かるんですけれども、その区分けですよ。許可段階で縛れるところはちゃんと縛っておくというのは結構重要な考えだと思っていて、どこまで後段で許容するのかというのは、少し議論が要るのかなと思っています。

例えばですけど、今回はスライドで説明いただいていますけど、別途提示いただいている資料2-4なんかを見ますと、映りますかね。資料2-4で、例えば通しの7ページとかを見ていただくと、このところですね。今回書いていただいていたりしますけれども、規定なしとか制限なしとか、こういうワーディングが結構見えるのであって、本当に決められないんですかというところを、ここ、確認したくて、ある程度計画の目途はあるのであれば、範囲なり上限値なりというのは決めておくことってできないのかなというところで、実験の性格もあるんでしょうから、何でも許可で決めるというのは確かに難しいのは理解はするんですけども、ここら辺、もうちょっとどこまで書けるのかとか、議論が要るのかなと思っていまして、今日、問いかけさせていただきたいと思います。

ただし、従来はこういうやり方でよかったというのは分かったとしても、今までどおりというだけじゃなくて、許可と設工認の分担というか、許可の役割というのも考えて、ここは値を決めるとか上限を決めるとかしていければなと思っていまして、今日お話ししました。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 原子力機構、内藤です。

確かに照射燃料集合体の場合には、詳細がドライバーほど決まっていないということがございまして、今、片野様のほうからおっしゃられたように、7ページですと確かに核分裂性プルトニウムなどのほうは「規定なし」としております。こちら、必ずしも何でもいいかというわけではなく、例えば横にプルトニウム同位体組成比が原子炉級というふうには規定しておりますので、当然制限が全くないというわけではなく、当然上限値とか存在するということにはなります。

ウラン濃縮度につきましても、先行試験用要素とかは一部制限なしにしておりますけれども、このあたりもいろいろなものは、燃料の種類としてもいろいろなものが入りますし、プルトニウム含有率もいろいろありますので、当然、臨界に持っていくためにいろいろなウラン濃縮度を設定するということになります。こちらも必ずしも全く制限がないかと言われると、ちょっと制限が、上限が設けられないか、また別の問題ではありますので、そこはどのよう説明するか少し、また別途資料をまとめて別途説明させていただきたいと思えます。

○片野チーム員 分かりました。今のお話にもありますとおり、多分、もう本当に何でも決められるというわけじゃ多分ないんですよ、きっと。やっぱり実験目的なり考えている照射計画なりがあつて、多分、ある程度の目途ってあるんだろうと思うんです。なので、

そこら辺は書けるところは書いてもらうというのも必要なのかなと思っていますし、どうしても後段に行かないと決められないというのがあるのであれば、そこはちゃんと議論した上で残しておくということなのかなと思っていますので、ここはもう少し議論していきたいなと思っています。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） 原子力機構、内藤です。

承知しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今日の資料2-3のNo.266のコメントのところに「制限を逸脱する組合せが存在」と書いているんですけど、これ、例えば具体的にどんな組合せが制限を逸脱するんですか。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） まず、炉心構成ですと、当然、中に装荷するというのがあるかもしれないんですが、燃料の集合体ですと、一定の範囲に制限をしております。被覆管ですと厚みとか幅を持たせたり、また、燃料の大きさも幅を持たせたりといったことがございます。

当然、広い、燃料が大きいものに対して一番燃料級を最大にして被覆管径を最小にしたりすると、設計は成立しないというようなことも当然あり得ますので、許可だけでなくしっかりと設工認段階で安全を確認するということになります。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

今の話だと、まだ全部つかんでいるわけではないんですけど、燃料は燃料で熱的制限値を決めているでしょう。MOXとか、あるいは窒化物、炭化物、たしか決めるという話で理解していたので、それはそれで決まるし、被覆管の材料によってたしか肉厚中心か何かで最大値ですか、熱的制限値を決めていると思うんです。

今の説明で、それが制限を逸脱するという話になりますかね。そこが分からないんですけど。

○日本原子力研究開発機構（内藤副主幹） すみません、今の話だと機械設計の成立性といったことでちょっと勘違いしてお話ししたかもしれませんが、ここは保安規定でたしか制限を逸脱しないことということでありまして、最初にちらっと言いました炉心構成とかも含めて熱的制限値とか定めたとおりであることを確認するといったことになります。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松ですけれども、少し補足させ



ていただきます。

詳細については、今、これ、まだ設計の概要というか、一番頭のところを御説明させていただいているところです。

今後、各試験要素、燃料要素について御説明させていただく予定なので、そこの中で細かくはお話しさせていただきたいとは思いますが、先ほど内藤から話があったように、被覆管であったり燃料であったり、その径であったり組成であったり、組合せによっては、当然、流量を絞って温度が上がれば、壊れるパターンもありますし、その組合せによっては壊れるでしょう。ただ、設置許可の中で我々、枠を決めています。

先ほど片野様からお話がありましたけれども、今回の制限というのは、基本的にはドライバーとは違って43条の要求要件を満足するために、どの仕様を制限するべきかというような議論になってくるのかなとは思っています。その制限をする中で、今度は個別具体的な話、試験になったときに設工認段階できちっと仕様を決めて評価し、それが設置許可で定めた設計方針を満足するというようなところを体系として考えているというようなところになります。

なので、すみません、今のどんなケースだとどんなふうになるのという話は、個別の話で御紹介させていただければなというふうに思います。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

高松さん、説明ありがとうございました。我々もこれだけでは雲をつかむようなところがございまして、具体的な例をもってできたら議論したいんですけど、許可でこう縛っています、でもこうすると制限を超えます、だからこういうふうに縛っていきますといったところを少し具体的な議論はできますか。例えばで結構ですけど。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

12月の資料で目次で御説明させていただきましたけれども、まず、その段階では全体方針として全体の概要を説明させていただきました。この後、個別の要素についてそれぞれ説明させていただく予定なので、今お話しいただいた件、ぜひ説明させていただきたいと思しますので、よろしくお願ひします。

○有吉チーム員 よろしくお願ひします。

○山中委員 そのほか何かございませうか。よろしいですか。

それでは、JAEAにおかれましては、本日審査チームからの指摘を踏まえて対応をお願ひ

します。よろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（山本主幹） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか何かございますか。よろしいですか。

それでは、本日予定していた議題は以上です。

以上をもちまして第433回審査会合を終了いたします。