

**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」に関する  
過去の原子力規制委員会資料一覧**

- 令和3年5月26日 第10回原子力規制委員会 資料2「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況及び今後の審査方針案について」
- 令和3年度原子力規制委員会第10回会議議事録（抜粋）
- 令和3年6月23日 第15回原子力規制委員会 資料5「高速実験炉「常陽」における大規模損壊に対する対応等の整理」
- 令和3年度原子力規制委員会第15回会議議事録（抜粋）
- 令和4年2月24日 第68回原子力規制委員会 資料4「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況—有効性評価に用いる解析コードの妥当性—」
- 令和3年度原子力規制委員会第68回会議議事録（抜粋）
- 令和4年6月1日 第14回原子力規制委員会 資料3「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況—要素評価の結果報告と今後の審査の進め方について—」
- 令和4年度原子力規制委員会第14回会議議事録（抜粋）

# 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」の新規制基準適合性審査の状況及び 今後の審査方針案について

令和 3 年 5 月 2 6 日  
原子力規制庁

## 1．これまでの経緯

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から、平成 29 年 3 月 30 日付けで高速実験炉原子炉施設（以下「常陽」という。）の設置変更許可申請書が申請された。当該申請では、常陽の原子炉熱出力を既許可の 140MW から 100MW に変更するとしながらも、既設の設備及び安全評価は既許可から変更せず、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「bdba」という。）対策も不十分であったため、申請者に対して申請内容の補正を求めた（参考 1 及び参考 2）<sup>1</sup>。

その後、平成 30 年 10 月 26 日付けでなされた一部補正では、炉心燃料集合体の最大装荷体数の削減などにより設備設計と原子炉熱出力を整合させるとともに、深層防護の考え方に基づいた bdba 対策等を内容とする変更がなされたことから、審査を再開し、審査会合を通じて申請内容の確認を進めてきたところ。

## 2．これまでの審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

常陽の新規制基準適合性審査の進捗状況を別表に示す。

このうち、これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を別紙 1 のとおり整理した。

今後、常陽の新規制基準適合性審査を進めていくに当たり、整理した論点に基づき、審査チームとして、別紙 2 のとおり今後の審査方針案を作成したことから、原子力規制委員会にお諮りするものである。

## 3．今後の審査の進め方

今後の審査方針案をご了解いただいた場合には、審査会合で申請者に審査方針を伝達した上で、今後の審査を進めることとしたい。

<sup>1</sup> 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会にて説明。

別紙 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」の新規制基準適合性審査に係る審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

別紙 2 : 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

参考 1 : 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会議事録(抜粋)

参考 2 : 平成 29 年 5 月 22 日審査会合資料(審査チーム提示資料) 日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設(常陽)の新規制基準適合性審査について

参考 3 : 発電用原子炉施設と試験研究用等原子炉施設の要求事項の主な違い

別 表 : 審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和 3 年 5 月 26 日時点】

## 別紙 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」の新規制基準適合性審査に係る 審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を以下のとおり整理した。

なお、条番号については、断りのない限り「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)のものである。

#### 1. 耐震重要施設の地盤の支持・変形（第3条関係）

##### (1) 要求内容

第3条第1項及び第2項の規定では、耐震重要施設を設置する地盤に対して、基準地震動が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に設置すること

変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置すること

を要求している。

##### (2) 説明を受けた主な内容

申請者は、第3条第1項に関する基準地震動に対する基礎地盤の安定性評価のうち、基礎地盤のすべり安全率については、主冷却機建物に対して、地盤強度のばらつき等を考慮すると最小で1.3となり、評価基準値1.5を下回っているため、抑止杭を設置することによる補強対策をとることで、すべり安全率の評価基準値を満足する設計方針であるとしている。また、すべり安全率評価に当たって、地下水位はT.P.+6.7mを基本として設定し、その変動を考慮した地表面（約T.P.+38m）での設定についても評価している。

##### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

抑止杭<sup>1</sup>については、その耐震設計方針（第4条）を踏まえて審議、確認する必要がある。また、抑止杭を設置することは、周辺地盤の挙動にも影響を与え、基礎地盤に関する評価だけでなく、周辺地盤の変状（第3条第2項）についても影響を

<sup>1</sup> 抑止杭については、第305回審査会合（令和元年10月7日）において、耐震重要度分類Sクラス施設として耐震設計方針を示すことに説明された。



与える可能性がある。よって、抑止杭の耐震設計方針及び抑止杭の設置による地盤への影響の有無を説明すること。

地下水位については、耐震重要施設の地盤に関する評価（液状化影響を含む。）だけではなく、抑止杭及び主冷却機建物の耐震設計方針にも影響する可能性がある。解析用地下水位は、常陽における施設設置範囲南側での観測点1点による2年半という短期間での観測結果を基に設定（T.P.+6.7m）していることから、より広範に分布する複数の観測点による観測データをより長期間にわたって示し、地下水位設定の根拠について説明性の向上を図ること。また、隣接する夏海湖（人造湖：湖底位置で約T.P.+23m）による地下水位への影響の有無も説明すること。

これに対し、申請者は、については、今後審査会合において説明する旨を示しており、については審査会合において以下のとおり説明している。

大洗研究所敷地内における複数の観測点による長期間（合わせて約6年）の地下水位観測記録より、常陽の耐震重要施設の設置範囲における観測水位は平均してT.P.+6.0m程度であり、その変動量は年間で約1m程度であることを確認している。なお、夏海湖は他の原子炉施設（JMTR）の冷却水を主とした用水確保のために造成した人造湖であり、水位が約T.P.+29mとなるように取水及び排水を行うとともに、透水性の低い材料で覆われ遮水されているため、夏海湖が地下水位に影響するものではないとしている。

審査チームは、確認できた地下水の状況を踏まえ、抑止杭の耐震設計方針を確認するとともに、解析用地下水位の設定を含め第3条第1項及び第2項に対する要求内容については、今後の審査において確認していく。

## 2. 火災による損傷の防止（第8条関係）

### （1）要求内容

第8条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならないこと

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならないことを要求している。

### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、常陽の火災による損傷の防止に係る設計方針について、以下のとおりとしている。

原子炉の安全停止に必要な機器、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに必要な機器及び使用済燃料の冠水等に必要な機器等を安全機能の重要度分類に基づき選定し、当該機器を火災防護対象機器とする。また、火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを火災防護対象ケーブルとする。

一般火災（ナトリウム燃焼を除く。）に対する火災防護措置としては、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火、並びに火災の影響軽減の3つの防護措置のいずれかを組み合わせた火災防護措置を講じるとし、それぞれの措置は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定）に基づき実施する。

ナトリウム燃焼に対する火災防護措置としては、ナトリウムを内包する配管及び機器からのナトリウム漏えいを防止するため、耐震重要度Bクラス以下の配管及び機器については、基準地震動による地震力に対して損傷しない設計とする。その上で、ナトリウムの漏えい感知、ナトリウム燃焼の消火及び影響軽減を適切に組み合わせた防護措置を講じる。

### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

空気雰囲気へのナトリウム漏えいによるナトリウム燃焼については、一般火災と異なり、消火活動に水を用いることができないことから、窒息消火とその後のナトリウムの冷却が基本となる。ナトリウム燃焼には、一般火災と比べて、以下の特有の事象がある。

ナトリウム燃焼時の火炎は短く、爆発的な燃焼を生じるものではないが、化学的に活性で人体に有害な刺激性の酸化ナトリウム等のエアロゾルが多量に発生する。ナトリウムが燃焼した後に残る燃焼残渣は、表面に酸化ナトリウム等の燃焼生成

物を有し、内部に未燃焼の金属ナトリウムと燃焼生成物が混在した状態で存在するため、表面の燃焼生成物を除去した場合には、再燃焼の可能性がある。このため、燃焼残渣の再燃焼を防止するためには、ナトリウムの十分な温度低下及び表面の燃焼生成物の安定化や特殊化学消火剤の散布が必要となる。

酸化ナトリウム等のナトリウム化合物環境下においては、鋼製材料の構造材とナトリウムが複合酸化物を生成して鉄の溶融を生じることから、プラント健全性に対する影響が大きい。

以上のことから、ナトリウム燃焼は、発生防止が重要であり、仮に発生した場合でも極力小規模の段階で消火することが重要である。また、想定されるナトリウム燃焼に対しては、上記 から のナトリウム燃焼特有の事象に注目した措置が必要となる。

そこで、審査チームは、ナトリウム燃焼について、許可基準規則で要求している、火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災の影響軽減の3つの防護措置のいずれかの組合せでは不十分であり、3つの防護措置全てが必要と考えている。

### 3. 炉心等（第 32 条関係）

#### （1）要求内容

第 32 条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならないこと

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならないこと

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならないこと

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における試験研究用等原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする  
こと、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないこと

を要求している。

#### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から新たに MK- 炉心の 100MW に低減するに当たり、以下のとおり、原子炉熱出力を設備設計と整合させるとしている。

- a. 炉心燃料集合体の最大装荷体数を 85 体から 79 体に削減する。
- b. MK- 炉心の 140MW から最大過剰反応度を削減し、MK- 炉心の 100MW 炉心でサイクル運転（60 日）末期に過剰反応度がゼロとなることを想定し、燃焼補償、温度・出力補償及び運転余裕を積み上げ、最大過剰反応度（0.035 k/k（100 時））を設定する。
- c. 炉心燃料集合体の最大装荷体数、最大過剰反応度、反応度制御能力、反応度停止余裕、最大反応度添加率、反応度係数を核的制限値等として新たに設定する。  
また、これを遵守するため、炉心燃料集合体、照射燃料集合体、制御棒等の装荷範囲及び装荷体数の炉心構成要素配置等を制限する。

その上で、許可基準規則の要求内容に対して、以下のとおりとしている。

炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド反応度の各反応度係数が負となるように制限値として規定する。また、既許可の原子炉停止系（6 本）を、主炉停止系（4 本）及び後備炉停止系（2 本）に分けて多重化する。

定格出力時における熱的制限値として燃料最高温度（2350 ）及び被覆管最高温度（620 ） 燃料の許容設計限界（熱設計基準値）として燃料最高温度（2650 ） 被覆管最高温度（840 ）及び冷却材最高温度（910 ）を設定する。その上で、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、燃料の許容設計限界を超えないように、通常運転時における熱的制限値を満たすように設計する。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにするため、熱設計基準値を超えない設計とする。

燃料体の設計については、既許可から要求事項に変更はなく、基準要求に適合するものである。

### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、現時点において、第32条の要求内容についての論点はないと考えている。

なお、設備設計の変更だけでなく、運転サイクルごとに設置変更許可で定めた核特性主要目を満足する燃料体炉内配置を確実に行う必要があるため、保安規定の審査において、その運用を改めて審査することとする。

#### 4. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条関係）

##### （1）要求内容

第13条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする事  
設計基準事故時において、

- a. 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること
- b. 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること
- c. 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること

を要求している。

##### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、平成30年10月26日付けの一部補正において、当初、第13条の要求内容について、以下のとおりとしていた。

原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から MK- 炉心の 100MW に変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）の評価を実施する。

「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考にし、また、高速増殖原型炉もんじゅの審査知見も取り入れて設計基準事故等を選定する。具体的には、各審査指針に示される設計基準事故等を水冷却型研究炉、発電用軽水型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉の3者で比較し、常陽の設備上の特徴や類似設備との比較により、設計基準事故等を選定する。その結果、設計基準事故として、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取扱事故」を既許可から追加で選定する。

設計基準事故等の評価結果は、判断基準（被ばく評価を含む。）に適合する。

##### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

常陽の深層防護の考え方に基づく設計基準事故等の事象選定の考え方が不明確であったことから、発電用原子炉施設を参考とし、常陽における深層防護の全体像の中で設計基準事故等の位置づけを示すこと。

ナトリウム冷却型高速炉については、許可基準規則及びその解釈において、直接

適用できる審査指針が示されていないことから、申請者は、水冷却型試験研究用原子炉施設の審査指針等を部分的に適用することで設計基準事故等を選定しているが、施設を構成する機器の故障モードや故障影響を基に体系的に分析し（FMEA：故障モード影響解析）、設計基準事故等の事象を改めて見直し、抜け漏れがないか再確認すること。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽における深層防護の全体像を示し、深層防護の第2層として運転時の異常な過渡変化、第3層として設計基準事故を位置づけ、第2層又は第3層の防護措置が成立しない場合を想定し、第4層の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止措置を講じる。

常陽の施設を構成する機器を対象にFMEAにより分析し、設計基準事故等の事象選定を一から見直した結果、故障影響によって生じる施設への変動のうち、比較的発生頻度が高く、故障影響程度が小さいものは設計又は運転管理により対応し、比較的発生頻度が低く、故障影響程度が大きいものは設計基準事故等で対応することとし、施設の故障モードの影響は、選定した設計基準事故等により代表できる。

審査チームは、以上を確認できたことから、現時点において、第13条の要求内容についての論点はないと考えている。

## 5. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

### （1）要求内容

第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「BDBA」という。）が発生した場合において、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でなければならぬことを要求している。

また、同条の解釈において、

事故の想定に当たっては、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考慮すること

具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。

- a. 燃料体の損傷が想定される事故として、冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等
- b. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故及び冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

を要求している。

### （2）説明を受けた主な内容

BDBA 事象選定について

許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。

しかし、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究によれば、内の事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、申請者は、既往研究成果を取り入れ、以下のとおり BDBA の事象選定を行っている。

- a. 炉心の著しい損傷が、炉心からの発熱の増加又は除熱の減少に起因する炉心の昇温により生じることに着目し、炉心の昇温に至る具体的な異常事象とその影響として生じるパラメータ変動を考慮して、異常事象を網羅的に抽出する。
- b. 異常事象ごとに、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能及び冷却機能の喪失を重畳させるイベントツリーを展開し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを抽出する。各事故シーケンスは、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮して、以下の7つの事象グループに類型化する。

）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）



- ) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
  - ) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
  - ) 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)
  - ) 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)
  - ) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
  - ) 局所的燃料破損 (LF)
- c. イベントツリーの展開により抽出した炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスが、常陽の出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRA により得られた事故シーケンス全てを代表することを確認する。
- d. 諸外国のナトリウム冷却型高速炉で扱っている事象と比較、検討し、諸外国のナトリウム冷却型高速炉で考慮されている事象グループと共通性があることを確認する。また、一部の相違点についても検討し、常陽で想定した事象グループに反映する必要がないことを確認する。

#### BDBA 対策設備について

- a. 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に対応するため、設計基準事故対処設備の安全機能とは別に、原子炉停止機能、原子炉容器液位確保機能、冷却・除熱機能、放射性物質の閉じ込め機能に係る BDBA 対策設備を配備する (一部新設)。
- b. 原子炉停止機能喪失対策としては、既設の原子炉停止系制御棒 (6 本) について、主炉停止系制御棒 (4 本) 及び後備炉停止系制御棒 (2 本) に分けた多重化対策を講じることとし、後備炉停止系制御棒を BDBA 対策設備として位置づける。また、設計基準事故対処設備である主炉停止系に対して、後備炉停止系の原子炉トリップ信号及び論理回路は多様性を確保した設計とする。
- c. 原子炉容器液位確保機能喪失対策としては、原子炉容器の外側に設置している既設の安全容器により、原子炉容器及び接続配管からのナトリウムを保持することで原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とする。また、安全容器外での配管破損によるナトリウム漏えいに対しては、既設のサイフォンブレイク弁により破損系統を隔離し、原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- d. 冷却・除熱機能喪失対策としては、既設の補助冷却設備による強制循環冷却又は 1 次主冷却系による自然循環により炉心を冷却し、崩壊熱を除去できる設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- e. 放射性物質の閉じ込め機能としては、熔融炉心が 1 次主冷却系による強制循環で冷却可能な場合は、原子炉容器内に閉じ込める設計とする。熔融炉心が原子炉容器を損傷する場合には、安全容器内で閉じ込め、冷却する設計とする。ま

た、原子炉容器上部の回転プラグから放射性物質を含む1次冷却材ナトリウムが噴出する場合には、原子炉格納容器により閉じ込める設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。

#### 炉心損傷防止措置の有効性評価について

上記で選定した7つの事象グループから、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日原規技発第13061915号原子力規制委員会決定)を参考に、発電用原子炉施設と同様の着眼点により、評価事故シーケンスを選定して、炉心損傷防止措置の有効性を評価する。

#### 原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価について

- a. ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5PRA評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。
- b. 常陽においては、原子炉格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置で講じた対策機器のうち1つが機能しないことを仮定して、原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価する。

#### 解析コードの妥当性について

原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価するためには、全炉心溶融状態における炉心物質の配位の変化や出力履歴を取り扱える解析コードが必要になる。このため、申請者は、ナトリウム冷却型高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法としてSIMMERコードを開発し、体系的な検証及び妥当性確認を行った結果、常陽における原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。

#### BDBA対策の手順、要員、資機材の整備について

今後の審査において確認していく。

#### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者は、BDBAの事故シーケンスの抽出の過程において、炉心流量喪失と原子炉停止機能喪失の重畳や除熱源喪失と原子炉停止機能喪失の重畳のように、複数の安全機能喪失を重畳させた事故シーケンスを選定しているが、審査チームとして

は、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究や安全上の特徴を踏まえた事象が抜け漏れなく選定されていることを確認する必要があると考えている。

原子炉停止機能喪失(主炉停止系制御棒挿入失敗)時の炉心損傷防止措置として、後備炉停止系制御棒を用いるとしている。当該後備炉停止系制御棒は、原子炉トリップ信号及び論理回路は多様化しているものの、制御棒及びその急速挿入メカニズムは主炉停止系制御棒と同じ構造であるため、停止系としては多重化したものと考えられる。したがって、審査チームとしては、主炉停止系制御棒の挿入に失敗した状態において、同じ構造である後備炉停止系制御棒の動作に高い信頼性を期待できるかを確認する必要があると考えている。

また、炉心損傷後の炉内挙動と原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価において、解析コードによる解析結果を基に措置の有効性を評価しているが、一部の解析コード(特にSIMMERコード)については、小規模な模擬実験等による検証が行われているだけであり、実スケールに近い実機模擬の実験データによる検証がなされていない。したがって、審査チームとしては、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、措置の有効性を判断するために慎重な見極めと議論を要すると考えている。

## 6. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応について

### (1) 要求内容

試験研究用等原子炉施設には、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）に対する対応を要求していない。<sup>2</sup>

審査チームとしては、大規模損壊により炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、敷地外への放射性物質の放出を抑制する対策（以下「大規模損壊対策」という。）について、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において指摘事項（参考 2）を示した。

### (2) 説明を受けた主な内容

申請者は、当初、審査チームからの指摘事項について、以下のとおりとしていた。

BDBA 事象を超える複数の安全機能を喪失する損壊や、冷却材ナトリウムの大規模な漏えいが発生した場合等を仮想的に想定し、施設外への放射性物質の放出抑制対策を講じる。

具体的には、原子炉格納容器上部に仮設カバーシートを展開し、放射性物質の放出を抑制すること、可搬式放水設備による風下への放水により原子炉建物に放水がかからないようにして放射性物質の放散を抑制すること、及びナトリウム燃焼に対しては特殊化学消火剤の散布により消火することを計画している。

### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、大規模損壊対策を審査する前提として、常陽における核分裂生成物の炉内蓄積量及び大規模損壊時の放射性物質の環境への放出の考え方を整理するように求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽の炉内蓄積量を最大で見積もっても、発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較した場合<sup>3</sup>、希ガスは約 1/20、よう素や Cs-137 は約 1/30 と相対的に少ないと評価する。

<sup>2</sup> 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」において、大規模損壊に対する対応を要求しているが、試験研究用等原子炉施設には適用されない。

<sup>3</sup> 常陽については、全燃料が燃料要素最高燃焼度（90000MWd/t）に達するものとした保守的な炉内蓄積量としており、発電用原子炉については、平衡炉心で運転サイクル末期の炉内蓄積量と比較している。

大規模損壊における最大規模の Cs-137 の放出量を見積もるため、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061918 号原子力規制委員会決定)を参考に、Cs-137 の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したところ<sup>4</sup>、Cs-137 の放出量は約 83TBq であり、100TBq<sup>5</sup>を下回った。

さらに、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、大規模損壊時においても大気への放出量は、上記の放出量より更に小さくなると考えられる。

審査チームとしては、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において大規模損壊対策を求めたところではあるが、そもそも許可基準の要求事項として規定していないものであり、上記の確認内容も踏まえ、規制として大規模損壊対策の必要性を判断する必要があると考えている。

---

<sup>4</sup> 標準平衡炉心で運転サイクル末期における炉内蓄積量に対して、ガイドに示す Cs 類の大気放出割合(2.13%)を乗じて求めたもの。

<sup>5</sup> 「実用発電用原子炉施設に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめる」指標である、Cs-137 の放出量が 100TBq による。

## 別紙 2

### 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

#### 1. 火災による損傷の防止（第8条関係）

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)では、「必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有する」ことを要求している。すなわち、試験研究用等原子炉施設については、火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災の影響軽減の措置を、それぞれ「必要に応じて」組み合わせるという設計対応を許容している。この場合において、ナトリウム燃焼については、その特有の危険性を考慮すると、3つの防護措置の組み合わせでは不十分であることから、3つの防護措置全てが必要と考える。

常陽のナトリウム燃焼に対して、必要な3つの防護措置として、具体的に、以下の(1)から(8)を求めることとしたい。

##### (1) ナトリウム漏えいの防止

ナトリウムを内包する配管及び機器については、耐震設計上の重要度分類Sクラス又は基準地震動による地震力によって破損を生じない設計であること。ここで、「基準地震動による地震力によって破損を生じない設計」とは、耐震設計上の重要度分類B, Cクラスに分類される機器であっても、設計上の裕度を考慮することや設備の耐震補強等により、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。

##### (2) ナトリウム漏えいの検知

ナトリウムを内包する配管及び機器の一系統における単一の機器の破損(他の系統及び機器は健全なものと仮定)を想定し、ナトリウムの漏えいを早期に検知できる検出器(以下「漏えい検出器」という。)を設置すること。また、その設置に当たっては、以下を含めること。

漏えい検出器の誤作動を防止するための方策を講じること。

外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。

中央制御室で必要な監視ができる設計であること。

##### (3) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制

ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を抑制できる設計」とは、例えば、配管を二重構造にして漏えいしたナトリウムをその間隙に保持すること、ナトリウム漏えいが

発生する区画を窒素雰囲気等で維持する等の不活性化を行うこと、ナトリウム漏えいが発生した系統のナトリウムを緊急ドレンにより早期に排出してナトリウムの漏えい量を低減すること等の設計である。

#### (4) ナトリウム燃焼の感知

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に感知できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に感知できる設計」とは、火災防護対象機器（火災防護対象ケーブルを含む。以下同じ。）を設置する火災区域又は火災区画において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定。以下「火災防護基準」という。）の「火災感知設備」に要求される事項に適合する感知設備を設置することをいう。その際、当該感知設備は、(2)の漏えい検出器と兼用しても差し支えない。

また、火災防護対象機器を設置しない区画におけるナトリウム燃焼についても、早期に感知できるように、火災防護基準の「火災感知設備」を参考とした感知設備を設置すること。

#### (5) ナトリウム燃焼の消火

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に消火できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に消火できる設計」とは、火災防護基準の「消火設備」に要求される事項（ただし、「消火剤に水を使用する消火設備」は除く。）に適合する設備を設置することをいう。また、要員による消火活動に期待する場合は、ナトリウム燃焼の特殊性を踏まえ、要員の安全確保に必要な防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等必要な資機材の配備を行うこと。

#### (6) ナトリウム漏えい時の燃焼影響評価

ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量、及び漏えいしたナトリウム燃焼の影響を評価すること。評価に当たっては、以下によること。

破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。以下同じ。）とする。また、破損の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損（他の系統及び機器は健全なものと仮定）を想定する。

常陽の冷却材であるナトリウムは、低圧でサブクール度が大きいいため、配管の破損想定は低エネルギー配管相当と考え、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックからの漏えいとする。

漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、漏えい停止機能を考慮することができる。この漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの漏えい継続時間を考慮してナトリウムの

漏えい量を求める。

配管が二重構造設計である場合は、内管の損傷によるナトリウム漏えいを外管により保持する機能に期待することができる。

ナトリウムの漏えい区画が不活性ガス雰囲気である場合はナトリウム燃焼を防止できるが、漏えいしたナトリウムの除去の際など、当該区画の不活性化環境を解除する場合も考慮し、ナトリウム燃焼の影響を評価する。

#### (7) ナトリウム燃焼の影響軽減

上記(6)で評価したナトリウム燃焼の影響を考慮し、火災防護対象機器を設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画におけるナトリウム燃焼による影響に対し、火災の影響軽減のための措置を講じた設計であること。ここで、「火災の影響軽減のための措置を講じた設計」とは、火災防護基準の「火災の影響軽減」に要求される事項に適合する設計であることをいう。

#### (8) ナトリウムと構造材との反応の防止

高温のナトリウムとコンクリートが接触すると、当該ナトリウムとコンクリート中の水分及び反応生成物とコンクリート成分の反応が生じるため、これを防止する設計とすること。ここで、「これを防止する設計」とは、例えば、コンクリート床面に鋼製のライナを敷設することや、配管周辺に受樋を設置することにより、ナトリウムとコンクリートの接触を防止すること等の設計であることをいう。その際、鋼製ライナや受樋の設計にあっては、ナトリウム燃焼に伴い鋼製材料の腐食が生じることを考慮した厚さとする。



## 2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

許可基準規則では、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDBA」という。）について、試験研究用等原子炉施設に対して、「発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、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でなければならない」ことを要求し、その解釈において具体的な事故を例示している。

しかし、許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。また、許可基準規則及びその解釈には、炉心の損傷が想定される事故を防止するための措置の有効性を判断するための評価項目を規定していない。

一方、ナトリウム冷却型高速炉に関しては、内的事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、許可基準規則解釈で要求している事故の選定では不十分であると考えられる。

これを踏まえ、常陽における BDBA の選定及びその措置については、以下の（1）から（6）を求めることとしたい。

### （炉心の著しい損傷の防止）

#### （1）炉心の著しい損傷に至る可能性のある BDBA 事象の選定

常陽について、第53条の「発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器が、その安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の（a）～（c）の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。

#### （a）設計基準事故対処設備の安全機能喪失の組み合わせによる分類

想定する事故シーケンスグループは、施設に異常事象（運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を含む。）が発生した際に、常陽の安全機能として要求される以下の から の機能の成功/失敗の組み合わせによってイベントツリーを展開し、当該原子炉が到達すると考えられる状態として分類すること。

##### 原子炉停止機能

異常事象が発生した場合に、原子炉の停止に失敗すると、原子炉容器液位確保に成功した場合であっても、原子炉出力に対する炉心流量が確保できずに原子炉の冷却に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

#### 原子炉容器液位確保機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が、崩壊熱を除去するための機器に通じる配管高さを下回る場合、崩壊熱の除去が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

#### 原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉冷却及び崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

上記の分類の結果として得られる、常陽において想定する事故シーケンスグループには、ナトリウム冷却型高速炉において炉心の著しい損傷に至る可能性が考えられる、以下に示す5つの事故シーケンスグループを含めること。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）
- ・過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）
- ・除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）
- ・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）
- ・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）

#### (b) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・全交流動力電源喪失（SBO）

#### (c) ナトリウム冷却型高速炉の従来知見の反映

ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体は、燃料要素の線出力密度が高く、正三角格子状に稠密に配列していることから、燃料集合体入口あるいは内部で冷却材流路が閉塞すると局所的な冷却材沸騰や被覆管破損（以下「局所的燃料破損」という。）を引き起こすおそれがある。また、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（昭和55年11月6日原子力安全委員会決定）においても事故の一つとして示されている。このため、局所的燃料破損が生じた場合の破損拡大と検出性、万一損傷範囲が拡大した場合の影響と事象終息性を評価することを目的として、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・局所的燃料破損（LF）

#### (2) 炉心の著しい損傷を防止するための措置

第53条の「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」とは、以

下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 具体的な防止措置

原子炉停止機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、主炉停止系制御棒とは異なる停止系である後備炉停止系制御棒を整備することをいう。

後備炉停止系制御棒を整備する場合は、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

ここで、「異なる停止系」とは、代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系制御棒その他必要な設備を含め、設計基準事故対処設備の主炉停止系から独立した設備を整備することをいう。

原子炉容器液位確保機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器又は配管（補助冷却系を含む。）が損傷し、かつ1次冷却材の漏えいを防止するリークジャケット又は二重管の外管も損傷し、設計基準事故対処設備の原子炉容器液位確保機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・原子炉容器又は配管の外周に施設する安全容器により、系統から漏えいした冷却材ナトリウムを保持し、原子炉容器の液位を確保する
- ・安全容器外で発生した配管からの漏えいに対してサイフォンブレイク弁の開操作により系統からの漏えいを抑制し、原子炉容器の液位を確保する

等の設計である。

サイフォンブレイク弁の開操作に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能喪失事象

- 1 原子炉冷却機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、ポニーモータによる1次主循環ポンプによる強制循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の冷却機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・1次主冷却系の冷却材ナトリウムの自然循環により、原子炉を冷却する

・ 1次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、原子炉を冷却する等の設計である。

1次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

#### - 2 崩壊熱除去機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、2次主冷却系の自然循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の崩壊熱除去機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

・ 2次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、補助冷却器及び送風機を介して崩壊熱を除去する等の設計である。

2次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

#### (b) 原子炉格納容器の機能に期待することが困難な場合の措置

想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認すること。

#### (3) 炉心の著しい損傷を防止するための措置の有効性について

上記(2)(a)の「炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する」及び(b)の「炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的には、以下の要件を満たすものであること

燃料ペレットが溶融しないこと

事象発生時の急速な温度上昇により被覆管が破損しないこと

冷却材であるナトリウムが沸騰しないこと

(b) 原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力が、設計圧力又は限界圧力を下回ること

(c) 原子炉冷却材バウンダリにかかる温度が、設計温度又は限界温度を下回ること

(d) 上記(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

### (原子炉格納容器の破損の防止)

#### (4) 原子炉格納容器の破損に至る可能性のある BDBA 事象の選定について

ナトリウム冷却型高速炉では、炉心の著しい損傷に至り、燃料が移動した場合に、即発臨界を超過するポテンシャルを有するため、再臨界及び再臨界による機械的エネルギー放出に対する対策が必要である。

また、ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5PRA 評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。

このため、常陽については、上記(1)の想定する事故シーケンスグループを対象として、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する措置に有効性があることを確認することとする。

なお、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事象としては、以下の2類型が考えられる。

##### (a) 原子炉停止機能喪失型

後備炉停止系制御棒の挿入に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

##### (b) 崩壊熱除去機能喪失型

原子炉の自然循環冷却又は補助冷却設備による強制循環冷却に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

#### (5) 原子炉格納容器破損を防止する措置の有効性について

上記(4)の「有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 溶融炉心物質を原子炉容器内で安定的に冷却し、原子炉容器内に閉じ込めること。  
その際、原子炉容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

(b) (a)が成立しない場合には、原子炉容器外に漏えいした溶融炉心物質及びナトリウムが原子炉容器の外側に設置される安全容器により保持され、溶融炉心物質が安定的に冷却されること。その際、安全容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が、設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること
- (d) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。具体的には、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること
- (e) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- (f) 溶融炉心物質の集積により再臨界を生じたとしても、(a)又は(b)の要件を満足すること
- (g) 原子炉格納容器内の空気雰囲気中に漏れいしたナトリウムの燃焼が生じたとしても、(c)及び(e)の要件を満足すること
- (h) 上記(a)、(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

#### (6) 解析コードの取扱いについて

炉心の著しい損傷後の事象進展評価に用いる解析コードについては、実験等を基に検証され、適用範囲が適切な解析コードを用いる。ただし、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、感度解析により不確かさが解析結果に与える影響の範囲を確認することや、合理的に考えられる保守的な物理モデルにより解析対象とする事象を代表し、保守的な物理モデルから得られた解析結果を基に、防止措置の有効性を判断する。

### 3. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

常陽については、全炉内蓄積量が発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較しても相対的に少ないこと、長期的な環境影響の観点から Cs-137 に着目し、大気への放出割合として、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したとしても 100TBq を下回ること、また、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備を要しないこととしたい。

参考 1 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会議事録（抜粋）

田中委員長

予定した議題は以上ですけれども、ちょっと私の方から事務局に確認したいのですけれども、昨日かな、常陽の審査会合（第 197 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合）をインターネットで見ている、少し議論がかみ合っていないとかいうこともあって、審査を保留するという事になったかと思うのですが、その状況について、ちょっと御説明いただけますか。

青木長官官房審議官

原子力規制庁の核燃料サイクル施設、新型炉を担当しております審議官の青木です。

委員長から今御紹介いただきましたように、昨日、核燃料施設等の新規制基準適合性に関する審査会合を行いまして、その中で、今年の 3 月末に申請のありました常陽の設置変更許可について議論を行いました。

具体的には、原子力機構側から概要の説明を受けまして、概要ということで、今回は変更許可の 2 つの理由である、出力変更、それと、新規制基準対応の基本的考え方について確認を行いまして、我々の考え方を説明したところでございます。

まず最初に、出力変更ですが、申請では熱出力を 140 メガワットから 100 メガワットに変更するという申請でございました。この点を審査会合で確認したところ、熱出力の変更に伴って設備の改造は行わずに、運転条件によって出力を調整するという事。もう一つは、熱出力 140 メガワットというのを引き続き事故等の評価条件としているということでございました。

そういうことでありましたので、審査チームとしましては、140 メガワットの設備として審査を受けることを想定した申請書であれば、熱出力を 140 メガワットですべきでありまして、とにかく出力というのは、原子炉等規制法の中でも法律の中で記載事項として求められていることから、出力は設備の審査を行う上で重要な前提条件であるということで、出力と設備が整合的な資料と、こういうのをまず出してくださいとお願いしました。そういった資料が提出される、具体的には補正等になりますけれども、申請の補正等が提出されるまでは審査を保留するという事を明確に伝えました。

これに対して原子力機構側からは、その点は了解し、かつ、熱出力 100 メガワットとして本文や関連する添付資料を補正するという回答があったところでございます。

ほかにも議論いたしまして、出力につきましては、出力と設計の関係ですけれども、我々は議論の中で、当然、出力というのは設備の性能をあらゆる重要なものであるということ、また、出力が変更されるのであれば炉心等の設計変更が伴うと、そういうところを指摘したところでございます。

さらに、新規制基準の適合の基本的考え方として、いわゆる設計基準事故を上回る事象の対策につきましても、今の申請では炉心損傷に至らないことを確認しているのみなので、不

十分であるということ、具体的には、確率論により想定事象を除外するのではなく、厳しい事象を選定すべきというようなことを指摘したところでございます。

これらにつきましては、既に HTTR や JRR-3 の審査会合の中で公開で行っておりますし、その審査の中で我々の考え方を明確にしておりますので、今回、出力の関係での補正の中で反映するよう指示し、また、それらが不十分であれば、再度審査を保留することがある旨を伝えたとところでございます。

以上が先日の審査会合の概要でございますが、特に、深層防護の考え方、設計基準事故を上回る事象については、かなり議論いたしまして、先方は HTTR や JRR-3 の反映というのは不十分だったということは認めておりますが、更に理解をしていただきたいと考えているところでございます。

以上です。

田中委員長

田中知委員、お願いします。

田中知委員

今、青木審議官の方から話があったのですけれども、2点ほど追加させていただきたいと思えます。

1つは、単に熱出力と設計の整合性という問題のみではなくて、もし100メガとするのでしたら、そのときの炉心設計をどう考えるかというふうな大きな問題がありますし、また、深層防護対策の考え方など、基本的な問題点を昨日指摘したところでございます。これが1点目でございます。

また、ナトリウム冷却の高速炉であるという炉型とか、また、出力100メガワットというそれほど小さくない出力であるというふうなことの、すなわち、そういうふうなリスクを適切に考慮した安全対策を講じることが必要であり、言ってみれば、発電炉に準じた考え方が必要ではないかというふうなことも考えてございます。

以上です。

田中委員長

ありがとうございます。

私もインターネットで拝見していて非常に違和感がありました、正直言って。今、お2人から御指摘していただいたということですが、どうもその受け答えを聞いていると、指摘されていること、こちらは田中知委員からも青木審議官からもいろいろ発言されているのだけれども、何か理解が届かないようなところがあったように思うのですね。本当に言われている意味が分かっているのかいなというのは、正直言って、感じました。

ですから、口頭で言うと、言った、言わないということになるので、やはり本来、常陽というのは、研究炉といっても100メガワットです。140メガワットになるのかもしれないですけれども、そういう出力の大きな、ちょっと今までとは違いますよね。京大炉とか何かというのは4とか5メガワットクラスですから、そういうものと全然違うわけですから、そう



という意味で十分に安全上の配慮が要るし、先ほど田中知委員からもありましたように、ナトリウム炉であるということで、今までとは全く違ったタイプの炉ですから、そういう認識がどうもされていないなということ。それから、新規制基準の意図というか、意味がきちっと理解されていないのではないかという気がしました。

ですから、そういったことについて、どういった点が、審査は今、保留ですけれども、どういう形になるか分かりませんが、きちっとした申請書を出してもらうのに、どんな点に注意すべきかという、どういうことを検討すべきかということをまとめて相手に渡していただきたいと思うのですね。そうしないと、これ、いつまでも何か先日の、昨日ですか、繰り返しになるようなおそれを持っているのですけれども、いかがでしょうかね。

青木長官官房審議官

原子力規制庁の青木です。

了解いたしました。他の施設の審査会合でも行っておりますが、再度補正申請が行われた場合に、きちんとポイントが分かるように、我々が審査で見る視点といたしますか、ポイントをまとめて、審査会合で公開の場で原子力機構に示したいと考えております。

田中知委員

今、田中委員長がおっしゃったように、文書でもって示して、両者が本当によく理解していることが大事かと思しますので、そういうふうに対応します。

田中委員長

お願いします。

ほかにありますか。よろしいですか。

それでは、そういうふうにして、また文書を出すときにはまた少し御相談させていただきたいと思いますが、よろしくをお願いします。

そのほか議題がなければ、本日の会合はこれで終わりたいと思います。どうもありがとうございました。

**参考 2** 平成 29 年 5 月 22 日審査会合資料（審査チーム提示資料） 日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設（常陽）の新規制基準適合性審査について

日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設（常陽）の新規制基準適合性審査について

平成 29 年 5 月 22 日  
原子力規制庁  
新基準適合性審査チーム

新基準適合性審査チームは、平成 29 年 4 月 25 日の第 197 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合において、高速実験炉原子炉施設（以下「常陽」という。）の平成 29 年 3 月 30 日付け設置許可変更申請の概要の説明を受け、審査の前提条件である熱出力が設備と整合していないので、補正申請等により適切な資料が提出されるまで審査を保留することとした。また、平成 29 年 3 月 30 日付け設置変更許可申請は、先行する試験研究用等原子炉の審査で得られた知見の反映が不十分であることから、補正申請等はそれらの知見を反映することを求め、仮に補正申請等においてもそれらの反映が不十分であれば再度審査を保留することがある旨伝えた。

新基準適合性審査チームとして、補正申請等により提出される資料に含まれる必要があると考える事項は以下のとおりである。

**(1) 熱出力と設備の整合性**

熱出力は設備の審査を行う上で重要な前提条件であり、設置許可上の熱出力と、設備設計上の熱出力の整合を図り、燃料集合体や炉心構成等を含めた設備設計を示すこと。また、事故時評価等も設置許可上の熱出力を前提として行うこと。

**(2) 新規制基準への適合について**

先行する試験研究用等原子炉の審査内容を反映すること。

**① 多量の放射性物質等を放出する事故への対策**

- 新規制基準は、深層防護の考え方にに基づき、多量の放射性物質等を放出する事故への対策を求めている。事故の想定に当たっては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考慮し、以下に記載する措置を含むこと。

**1) 炉心損傷防止措置**

多量の放射性物質等を放出する事故に至るおそれがある事故が発生するものとして、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること。

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進展事象として、影響の大きいものを想定すること。その際、必ず炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)、過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over Power)、除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)、局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)、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: Protected Loss of Heat Sink）、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: Loss of Reactor Level）を含めること。

## 2) 格納容器破損防止措置

1)の措置にもかかわらず、炉心の著しい損傷が生じるものとして、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込めるために必要な措置を講じること。

さらに原子炉容器内における放射性物質等の閉込めに失敗したものとして、原子炉容器外に流出したナトリウムや放射性物質等（熔融炉心物質を含む）の冷却に必要な措置、再臨界により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムによる火災や水素燃焼に対する格納容器の破損防止に必要な措置を講じること。

また、中間熱交換器等の破損による原子炉格納容器バウンダリ破損の防止に必要な措置を講じること。

## 3) 放射性物質の放出抑制措置

1)及び2)の措置にもかかわらず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機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原子炉格納容器の破損に至るものとして、事業所外への放射性物質の放出を抑制するために必要な措置を講じること。

- 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置に関しては、所要時間を含め、体制や手順等を具体的に示すこと。

## ② 自然現象

- 自然現象について、同一敷地にある高温工学試験研究炉（HTTR）（平成 26 年 11 月 26 日付け設置変更許可申請）の審査内容等を踏まえ、常陽の特徴に応じた対策を講じること。

## ③ 設計基準対象施設

- 常陽は、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準の規則で定義される高出力炉（熱出力 10MW 以上 50MW 以下の水冷却型研究炉）を上回る熱出力を有していることから、保安電源設備、全交流電源喪失時に必要な電源を供給するための電源設備、原子炉停止系統等の安全機能を有する施設の信頼性については、実用発電用原子炉の設置許可基準を最新知見として、その要求事項への適合性、又は常陽の特徴を考慮した他の設備によって同程度の安全性が確保されていることを示すこと。
- 常陽特有の設備（リークジャケット、安全容器等）の安全の重要度に応じた分類の考え方を示すこと。

参考3 発電用原子炉施設と試験研究用等原子炉施設の要求事項の主な違い

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
内 部 火 災 対 策	<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備(以下「火災感知設備」という。)及び消火を行う設備(以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能(火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減)を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(原規技発第1306195号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))に適合するものであること。</p>	<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>1 第8条については、設計基準において想定される火災により、試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、試験研究用等原子炉施設の安全上の特徴に応じて必要な機能(火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減)を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>ここでいう「安全機能を損なわない」とは、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、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ことをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p>	<p>試験研究用等原子炉施設に対しては、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火設備並びに火災の影響を軽減する機能の組合せで防護することを許容している。</p>



	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、試験研究用等原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、化学的に活性な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を考慮する必要がある。</p> <p>2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>ナトリウム燃焼に対する考慮を規定している。</p>
<p>運 転 時 の 異 常 な</p>	<p>（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。</p>	<p>（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>1 第1項については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関す</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム冷却型高速炉である常陽についても水炉指針を参考とする。</li> <li>・水炉指針では、熱出力50MWを超える場合は発電炉指針</li> </ul>

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
過渡変化及び設計基準事故	<p>一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。</p> <p>ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。</p> <p>ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。</p> <p>ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。</p> <p>二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p>	<p>る気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施し、以下の判断基準を満たすこと。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。</p> <p>第1号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <p>一、二（略）</p> <p>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合</p> <p>イ 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>ロ 冷却材は沸騰しないこと。</p> <p>ハ 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。</p> <p>二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。</p> <p>イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p>	<p>が参考になり得るとされているため、常陽では発電炉指針を適用する。</p> <p>・その他規則上明示されていないが、申請者は「高速増殖炉の安全性評価の考え方」も参考にしている。</p>

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。</p> <p>ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。</p> <p>ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>1 第1号に規定する「設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施すること。</p>	<p>ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。</p> <p>ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>3 第2号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <p>一、二（略）</p> <p>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合</p> <p>イ 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。</p> <p>ハ 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>上記一、二及び三の「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方による。</p>	

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
重大事故等	<p>( 重大事故等の拡大の防止等 )</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>( 炉心の著しい損傷の防止 )</p> <p>1 - 1 第 1 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ(以下「想定</p>	<p>( 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 )</p> <p>第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、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でなければならない。</p> <p>1 第 5 3 条の要求は、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えるもの)を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。</p> <p>2 事故の想定に当たっては、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考慮すること。</p> <p>3 , 4 ( 略 )</p> <p>5 第 5 3 条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、上記 3 及び 4 にかかわらず、以下によること。</p> <p>一 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。</p> <p>イ 燃料体の損傷が想定される事故</p> <p>冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等</p>	<p>・ 試験研究用等原子炉施設では、燃料体の損傷を想定した対策までを要求しており、原子炉容器破損や格納容器破損を想定した対策までは求めていない。</p>



発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>する事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA 時注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</li> </ul> <p>PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ ECCS 注水機能喪失</li> <li>・ ECCS 再循環機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)</li> </ul>	<p>□ 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>(2) 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>二 第53条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。</p> <p>イ 燃料の損傷が想定される場合</p> <p>代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策</p> <p>□ 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される場合</p> <p>(1) 代替注水設備 (注水ライン、ポンプ車等) 等による、使用済燃料等の破損防止対策</p>	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（P R A）及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又 はそれに代わる方法で評価を実施すること。 その結果、上記1 - 1 (a)の事故シーケンスグループに含ま れない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグル ープが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグル ープとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をも たらす事故シーケンスグループ」については、上記1 - 1 (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の 観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとす る。</p> <p>1 - 2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために 必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすも のであること。</p> <p>(a)想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷 後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、 炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画され ており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性がある ことを確認する。</p> <p>(b)想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷 後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの</p>	<p>(2)放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵施設にあつては、 代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</p> <p>(3)使用済燃料等の未臨界維持対策</p> <p>(4)使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射 性物質の放出を低減させる対策</p>	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1 - 3 上記1 - 2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a)炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1 - 4 上記1 - 2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1 - 5 上記1 - 3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただ</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>し、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a)燃料被覆管の最高温度が1,200 以下であること。</p> <p>(b)燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1 - 6 上記1 - 3 及び2 - 3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2 - 1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触(シェルアタック)</li> </ul>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード 個別プラントの内部事象に関するP R A及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 その結果、上記2 - 1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>2 - 2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a)想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>2 - 3 上記2 - 2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(b)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c)放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e)急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料 - 冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f)原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h)原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i)熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>2 - 4 上記 2 - 3 (f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3 - 1 第 3 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a)想定事故 1 : 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b)想定事故 2 : サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>3 - 2 第 3 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(a)燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c)未臨界が維持されていること。</p> <p>( 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 )</p> <p>4 - 1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉冷却材の流出</li> <li>・反応度の誤投入</li> </ul> <p>(b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>その結果、上記4 - 1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故</p>		



	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>4 - 2 第 4 項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a)燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c)未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)</p>		
大規模損壊	<p>実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(平成25年6月19日原規技発第1306197号 原子力規制委員会決定)</p> <p>2.大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における要求事項</p> <p>2.1 可搬型設備等による対応</p>	要求なし	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</li> <li>二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</li> <li>三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</li> <li>四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</li> <li>五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</li> </ul> <p>【解釈】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。</p> <p>2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。</p> <p>1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。</p> <p>2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備</p> <p>発電用原子炉設置者において、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 発電用原子炉設置者において、工場等において故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大</p>		

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する方針であること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援が受けられるまでの間（例えば、少なくとも7日間）、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する方針であること。</p>		

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和3年5月26日時点】

審査項目	ステータス	直近の審査会合	現時点における主な論点
地質 (第3、4条)	敷地の地質・地質構造	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、概ね議論が終了。現在、資料記載内容の確認及び適正化を求めている。
	敷地周辺の地質・地質構造	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
地震動 (第3、4条)	地下構造	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、資料の適正化への対応も確認済み。
	震源を特定して策定する地震動	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、論点はない。
	震源を特定せず策定する地震動	2021/3/5	標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う規則解釈の改正を踏まえ、補正申請が提出される予定。
	基準地震動	2021/3/5	同上
	地盤・斜面の安定性	2021/3/5	基礎地盤のすべり安全率評価の前提となる地下水位設定の考え方については概ね議論が終了。 主冷却機建物周辺の基礎地盤のすべり安全率が、地盤強度のばらつき等を考慮した際に基準値を下回るため、基礎地盤のすべりに対するせん断抵抗力を補うため、抑止杭による補強を行うとしており、抑止杭による地盤の安定性評価、抑止杭の構造成立性(補強効果及び仕様)について説明を求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。
	耐震設計方針	-	-
津波(第5条)	地震による津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	地震以外による津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	基準津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	耐津波設計方針	-	-
竜巻(第6条)		-	-
火山事象 (第6条)	火山事象	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	火山事象に対する設計方針	-	-
外部火災(第6条)		2020/9/29	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
その他自然現象と人為事象(第6条)		2020/9/29	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
不法な侵入(第7条)		-	-
内部火災(第8条)		2021/5/11	冷却材に液体ナトリウムを使用していることを踏まえ、火災防護対象機器(防護対象ケーブルを含む。)の選定の考え方、これにより選定された機器の火災防護対策をどのように達成するかを説明するよう求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。 ナトリウム漏えい火災の防止設計について、機器の故障影響評価に基づき想定漏えい箇所、想定漏えい量などを評価した上で、防護対策を説明するように求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。
内部溢水(第9条)		-	-
誤操作の防止(第10条)		-	-
安全避難通路(第11条)		-	ヒアリングにおいて、避難用照明の構成と配置、可搬型照明の配備について説明がなされたところ。第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
安全施設(第12条)		2020/2/3	安全施設の重要度分類の変更の考え方について、一通り説明がなされたところ。現時点において論点はないが、第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第13条)		2021/5/11	設置変更許可申請書において、原子炉熱出力をMK-炉心の140MWからMK+炉心の100MWに変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価している。 また、申請者は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に当たっては、水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針等を参考に、常陽の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定した上で、さらに、施設を構成する機器の故障モードや故障影響をもとに体系的に分析し(FMEA:故障モード影響解析)、事故事象の抜け漏れはないとしている。 内容について、現時点において論点はない。
安全保護回路(第18条)		2020/3/2	-
反応度制御系統(第19条)		-	現時点において論点はない。
放射性廃棄物の廃棄施設(第22条)		2020/2/3	-
保管廃棄施設(第23条)		2020/3/2	-
工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護(第24条)		2020/2/3	-
放射線からの放射線業務従事者の防護(第25条)		2020/2/3	-
保安電源設備(第28条)		2021/3/2	SBO対策として交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
実験設備等(第29条)		-	-
通信連絡設備等(第30条)		-	-
炉心等(第32条)		2021/5/11	設置許可申請書において、原子炉熱出力100MWに対する燃料集合体の最大装荷体数や最大過剰反応度等の核的制限値が適切に定められ、設置許可申請書上の原子炉熱出力と設備設計上の原子炉熱出力の整合を図られていることを確認した。内容について、現時点において論点はない。
外部電源を喪失した場合の対策設備等(第42条)		2021/3/2	SBO対策として交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
試験用燃料体(第43条)		-	まだ全体の説明がなされておらず論点は特定されていない。
燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備(第44条)		2020/2/3	-
原子炉制御室等(第50条)		2020/3/2	-
監視設備(第51条)		-	-
一次冷却系統設備(第55条)		2019/10/7	-
残留熱を除去することができる設備(第56条)		2019/11/18	-
最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備(第57条)		2019/11/18	-
計測制御系統施設(第58条)		2019/12/23	-
原子炉停止系統(第59条)		2021/5/11	後備炉停止系制御棒について、主炉停止系制御棒と異なる信号検出系、論理回路を整備する設計である説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、今後、内容を確認していく。
原子炉格納施設(第60条)		2020/3/2	原子炉格納容器隔離弁の動作設計、格納容器漏えい率の考え方について、申請者に説明を求めているところ。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。

審査に未着手(赤色)、一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、概ね審査済み(灰色)

(注1)チェックリスト的に用いるものではない、その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが であっても、審査の過程で追加の課題が出てくると、ステータスが例えば から へ変わることもあり得る。

(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。

(注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。

(注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

審査項目		ステイタス	直近の審査会合	現時点における主な論点	
多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の拡大の防止	事象選定	炉心損傷	2021/5/11	申請者から、BDBA事象選定の考え方について一通り説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。	
		格納容器破損	2021/5/11		
	事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス	2021/5/11			
	解析コード		2021/5/11	炉心の著しい損傷後の事象進展評価に用いる解析コードについては、実験等を基に検証され、適用範囲が適切な解析コードを用いる必要があると考える。ただし、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、解析手法の適用性について、申請者からの説明を受け、内容を確認していく。	
	限界温度、限界圧力		2021/5/11	現時点では、限界温度、限界圧力を判断基準として用いることはない。	
	炉心	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)		2021/5/11	事象選定の審査進捗を踏まえ、それぞれの事故事象に必要な措置及び手順が、必要な機能を有効に発揮するものであることを確認していく。
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)		2021/5/11	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)		2021/5/11	同上
		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)		2021/5/11	同上
		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)		2021/5/11	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)		2021/5/11	同上
		局所的燃料破損(LF)		2021/5/11	同上
	CV	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)		2021/5/11	同上
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)		2021/5/11	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)		2021/5/11	同上
		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)		2021/5/11	同上
		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)		2021/5/11	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)		2021/5/11	同上
		局所的燃料破損(LF)		2021/5/11	同上
	SFP	冷却機能喪失事故		2020/2/3	同上
冷却水喪失事故			2020/2/3	同上	
技術的能力	BDBA対策設備		2021/5/11	今後、有効性評価の審査の中で確認していく。	
	BDBA対策手順、要員		2021/5/11	今後、有効性評価の審査の中で確認していく。	
	大規模損壊		2021/5/11	発災時に想定される放射性物質の放出量や対策について説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。	

審査に未着手(赤色)、一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、概ね審査済み(灰色)

(注1)チェックリストに用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステイタスが であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステイタスが例えば から へ変わることもあり得る。

(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。

(注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。

(注4)ステイタス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

令和3年度原子力規制委員会  
第10回会議議事録

令和3年5月26日（水）

原子力規制委員会



令和3年度 原子力規制委員会 第10回会議

令和3年5月26日

10:30～11:50

原子力規制委員会庁舎 会議室A

議事次第

議題1：令和2年度原子力規制委員会年次報告について（案）

議題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」の新規制基準適合性審査の状況及び今後の審査方針案について

議題3：令和2年度第4四半期における専決処理について

○更田委員長

御意見、御質問はありますか。

山中委員。

○山中委員

既に運転を開始している、あるいは許可をされている試験研究炉というのは幾つかあるのですけれども、今回審査を行っております高速実験炉「常陽」というのは、ナトリウム冷却の高速炉であるということ、熱出力も100MWと比較的大きい試験研究炉であるという特徴を持っております。

報告にございましたように、これまでに施設の耐震性、火災防護、異常な過渡変化、設計基準事故、BDBA(多量の放射性物質等を放出する事故)への対応などの説明を設置者JAEA(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)から一通り受けて、議論を進めているところでございます。

今後、議論すべき論点、あるいは審査の進め方の方針を、本日、原子力規制庁から提案いただきましたけれども、本日、御議論を進めていただければと思っております。

私自身、様々な論点について、今後、議論を進めていく必要があると思っておりますけれども、中でもBDBA事象の中での再臨界の問題、大規模損壊を含めて、施設のナトリウム火災が重要であると認識しております。

御議論をお願いいたします。

○田中委員

個別のところについては、何点か質問、確認したいところがあるのですけれども、その前に、一般的なこととして、今の論点について、たくさんの論点があるということは理解したのですけれども、この背景にあるのは、今の許可基準規則あるいは解釈で記載していない、あるいは不十分な点があるということもその背景にあるのかなとも思うのですけれども、また同時に、一部のところについては、許可基準規則解釈に書かれていないことを要求するようなことが書かれているのですけれども、それは要求しても問題ないのか。こ

の二つの点について、どのように考えればいいのか教えてください。

○更田委員長

むしろ事務局が決めるというより、原子力規制委員会が決める話だと思いますけれども。試験研究炉の場合、炉型が独特であるので、それに対する規制がテーラーメイドになるのはおのずと明らかなことですし、1基しかない炉のために基準や解釈を設けるといっては全く現実的ではないので、当然、炉型に合わせて、これは常陽に限らず、HTTR(高温工学試験研究炉)等でも同じだと思いますけれども、その炉ごとに妥当であるかというのを考えると。

それから、田中委員もよくおっしゃっているように、グレーデッドアプローチ、グレーデッドアプローチというのは、必ずしも緩める方だけではなくて、炉型を捉えて、特に懸念すべきところがあれば、そこをしっかりと要求するなり、審査をするということになるだろうと思いますので、であるからこそ、常陽の審査は、独自のものを判断していく必要があるでしょうし、審査に当たっている原子力規制庁が、メルクマールというか、判断基準に悩むところがあれば、こういった形で原子力規制委員会に諮ってもらって、具体的に決めていく必要があるのだろうと思っています。

ですから、山中委員からも再臨界、これは結局、炉心が最大反応度になっていない炉というのは、ほかで審査しているわけではないので、当然、炉心の変形や熔融燃料の移動によって再臨界が考えられると。それで、SIMMERコード以外に、では、原子力規制庁がSIMMERコードに相当するようなものを持っていてチェックするかというと、そういうものではなくて、あくまで事業者側がそういったコードを持っている。

その状況の中でどう審査をするかというのは、今後もこれでいいかというのは個々に出てくると思いますし、都度、原子力規制委員会が判断することになると思います。

○田中委員

分かりました。私も常陽の審査に初めにちょっと関与していたので、その辺のところは気になっていて、今、確認させていただきました。

○更田委員長

ほかにありますか。

○田中委員

これは大きな今後の審査方針として、火災のところと53条関係と大規模損壊と三つに分かれているのですけれども、これは何か順番に議論した方がいいのか、あるいは順番はどうでもいいのかは、どうなのですか。

○更田委員長

必ずしも順番どおりということはないだろうと思いますし、これからなのでしょうけれども、ちょっと話が出たので申し上げますけれども、大規模損壊のところ最後に菅原企画調査官から説明があったけれども、これは炉心の出力は100MWに抑えますと。140MWまで行っていたのも100MWにしますということで、防災上の防護措置は変わってくるわけですよ

ね。PAZ(予防的防護措置を準備する区域)なし・UPZ(緊急防護措置を準備する区域) 5kmになるだけでしたか。

PAZなし・UPZ5kmになることと、大規模損壊で100TBqを下回るからという論理というのは、矛盾しないかというのをよく議論してほしいと思うのです。100TBqを一つの、つまり、どんなことになっても、100TBqを超えるようなことはできるだけ抑え込んでくださいということで、大規模損壊の議論をしているわけですね。その炉というのは、全部PUZは5kmを目安、UPZは30km目安の炉なのです。いわゆる実用の発電炉です。

出力を100MWにするからPUZなし・UPZ5kmですよと言っている炉に対して、大規模損壊はそもそも炉心のインベントリが小さいから、100TBqに達しないからいいよねというのは、山中委員、矛盾していませんか。

○山中委員

御指摘のとおり、矛盾というよりは、相互に関係がないというか、関係付けられないという。だから、いいというわけではないという。

○更田委員長

「矛盾」という言葉はすんなり腑に落ちないかもしれないですけども、ただ、実用発電炉で100TBqを一つの判断の目安として使っているのはいいけれども、それが炉心出力を100MW以下にしたので、何がそれに表れてくるかといったら、防災上の防護措置に出てくるわけですね。

取りあえず防災上の防護措置を置いておいたとしても、こういった炉に対して、100TBqを下回るからという考え方は、原子力規制委員会は少なくとも議論していませんよね。

つまり、炉心の出力が100MWを下回るから、これは別の話だけれども、防災上の防護措置はこうなるといいよという判断は、原子力規制委員会、同じ主体がしているわけですけども、では、そういった炉に対して100TBqを持つてくるというのは、議論していないですね、少なくとも。

ここでいきなりすぐ議論しろと言われても、本日、結論が出るとは思えないのだけれども、これはしっかり原子力規制委員会が決める必要があるのだと思っています。

○田中委員

その点は議論しなくてはいけないと思うのだけれども、あのとき初めは140MWだったのを100MWにしたのも、防災との関係があつてそうだったのですけれども、そもそも100MWを超えるものというか、PAZなし・UPZ等々という、あの概念のときに、出力というのはどのように考えてなったのか、そもそも整理しておかないといけないと思うのですけれども。

○更田委員長

それは原子力災害対策指針の議論をするときに、PAZ、UPZのそれぞれの目安ですよ。あくまで目安とする距離の議論のときに、元々あつた炉型の炉出力の区分を持ってきたわけですけども、それによって100MWが一つの線になったと。それとこれとは話が違うのだからこそ、なぜここで100TBqが急に引っ張り出されたのかなというのは不思議ですけど

もね。

伴委員。

○伴委員

今、既に更田委員長から説明があったとおり、原子力災害対策の重点区域を決めるに当たって、要は、炉の出力が問題になるであろうということで、100MWのところの一つの仕切りになっていて、100MWを超える場合には、PAZ5km、UPZ30kmというIAEA（国際原子力機関）の最大のところを取っているわけですが、100MWを下回れば、PAZはなしでUPZは5kmにすると決めたわけですね。

それを決めたときに、常陽は、要は、大きくしたくないという意識が働いたのかどうか分かりませんが、100MWに落としますということで、では、PAZなし・UPZ5kmでいいですねということになった。だから、それはある意味、合理的な判断ではあるのでしょうけれども、100TBqは、実際、そこに全然登場してなくて、我々も100TBqまではいいですよと言ったことはないで、このロジックをここに持ってくるというのは、確かに違和感があります。

○更田委員長

私は、大規模損壊の要求をしないということ自体の議論をしているわけではなくて、その理由として100TBqを引っ張ってくるというのはいかがなものかというのが一つです。

それから、山中委員の御指摘があったように、繰り返しになりますけれども、炉心が最大反応度体系になっていないという非常に大きな特徴ですね、高速炉の。ですから、熔融燃料の移動に伴って再臨界の発生を仮定する。

そのときに、機械的エネルギー転換率等によって発生する破壊力が許容可能なものかという話だけでも、これ自身も、要するに、およそFSI（Fuel Sodium Interaction）については、炉外実験等々の蓄積はあるのでしようけれども、内部発熱を伴う熔融燃料のナトリウムとの反応によって、どこまでの機械的エネルギーを考えれば、転換率を考えれば、十分な安全性が確保できるかと言えるのかというのは、立証するのが、そもそもベストエスティメートを求めるのは非常に難しいので、どうなっていれば保守的な想定かというのは、審査で大きなポイントになるのだらうと思います。

その上で、SIMMERコードでこうなっているのですというのはなかなか難しいよね。そのところが一つの審査のチャレンジだらうと思います。

それから、もう一つ、これは本日の説明にはなかったのだと思うのだけれども、あったのだらう私聞き漏らしたのだけれども、設置許可段階で、概略ではあっても、廃止措置計画について聞くというのは、新たな要求として、しているわけですが、常陽の廃止措置計画で最も特徴的なのは、使用済燃料は一体どこへ行くのかと。

軽水炉であっても、それは計画ではあるかもしれないけれども、物によっては中間貯蔵されるものもあるし、冷却が進んだものは乾式のキャスクへ行くという中間段階を経て、行く行くは再処理工場が引き受けるということになっていると。

それから、シリサイドみたいな代表的な研究炉に関しては、米国が引き取りをしているので、米国へ帰っていくと。

TRIGA(トリガ型原子炉)なんかも恐らくは米国や海外の使用例があるのだけれども、これは一体どういう扱いになるのか、これから聞いてもらわなければいけない。

それから、使用済燃料プールの、もちろん新燃料も入れなければならないだろうから、余裕部分というのはあるのだけれども、これはあと何サイクル分なのですか。

○大島原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

研究炉等審査部門の大島でございます。

まず、使用済燃料の処分については、事実関係として、現行の申請書におきましては、国内又は原子力協定を結ぶ海外での再処理ということになっておりまして、これの詳細については、まだ審査会合で聞いておりませんので、今後の課題だと我々も思っております。

それから、使用済燃料の貯蔵施設、プールについてでございますけれども、都合3か所ございまして、全体の保有容量といたしましては1,150体、これまで756体使用済が出ておりますので、保管容量といたしましては394体あるとなっております。

1サイクルにおいて使用済燃料、大体燃焼によって大きく違いますので、ここも詳細には審査会合でまだ聞いておりませんが、多分、実績としては1サイクル10数体ぐらい出るのかなということなので、使用済燃料の容量という意味では、当分の間、大丈夫だろうと思っております。

以上です。

○更田委員長

ただ、新燃料も入れなければいけないでしょう。394体全部がSF（使用済燃料）で埋まるわけではないですよ。それから、1サイクル当たり10数体、常陽というのは年間何サイクル運転なのですか。

○大島原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

研究炉等審査部門の大島でございます。

先ほど資料6ページですかね、1サイクル60日の運転と聞いております。具体的にまだ運転計画は聞いておりませんが、基本1年間1サイクルの運転と聞いてございます。

使用済燃料につきましては、現在75体ありまして、これは新燃料の方の保管場所に保管をしているという状況でございます。新燃料は75体でございます。

○更田委員長

年1サイクル、そうですね。そうであれば、年1サイクルだったら、プールには余裕があるのです。ただ、プールにあるものがどこへ行くか。国内外と言われても、国内にはないからね。その辺りは、ですから、一定程度、余りに絵空事でない計画というのは、審査の中で聞いてもらいたいと思います。

田中委員。

○田中委員

別件で、53条関係で後備炉停止系の話が若干あったのですけれども、これは論理回路とかは別のものを作るということを事業者は言っているのだけれども、メカニカルなところは一緒なのですけれども、本当にこのメカニカルなところは、一緒のものが動作に十分に信頼性があるかどうかは、どのようにこれから確認していくことによってこれを見ることができるのかについて、結構気になるところではあるのですけれども、その辺はいかがなのですか。

○有吉原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門上席安全審査官

研究炉等審査の有吉です。

1つは、信頼性のデータということで、これまでの動作実績、設計上のフェールセーフの考え方、部品の信頼性と、そういったものを総合的に考えて妥当性を確認していくと考えております。

○田中委員

多分それぐらいしかできないのかも分からないのだけれども、本当に後備炉停止系が、信号が行っても、炉停止系メカニカルか何かの問題があって落ちないということがないということを確認しなくてはいけないのですけれども、もし落ちないときには、何か対策までも、こういう回路は説明するのでしょうか。

○有吉原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門上席安全審査官

研究炉等審査の有吉です。

高速炉の特徴で非常に速い事象がありますけれども、それは制御棒が入らないと、炉心はすぐ損傷してしまうと。そういった点ではもうリカバリーのしようがなく、それはあくまでも後備系の信頼性を追求するしかないということになります。

高速炉の特徴なのですけれども、制御棒の挿入位置が運転中もそんなに出ているわけではなくて、ほとんど入っている状態で、電磁石で制御棒を切り離しますけれども、その信頼性がしっかりしていれば、余り心配することではないかなと思うのです。

もう一方、除熱失敗系はすごく事象の進展が遅い事象になりますので、そこは、例えば、制御棒の故障をリカバリーする時間がありますと。そういったときは現場に行って何とかするといった対策を考えております。

○更田委員長

よろしいですか。

ナトリウム冷却炉は、低圧系であるという、考える上での有利というか、そういった点もあるので、そういった点は含めて考える必要があるのだらうと思いますけれども、制御棒挿入性にしてもそうですけれども。

ほかにありますか。

石渡委員。

○石渡委員

地盤関係では、通しの3ページに書いてあるように、このサイトはいわゆる軟岩サイトでありまして、地盤が軟らかくてすべり安全率が評価基準値を下回っているということがございまして、事業者側は、杭を打って、抑止杭を建屋の周りに打って、それで、すべりを防止するという方針なのですけれども、これが十分かどうかという点、抑止杭だけがその対策ではなくて、ほかにもいろいろ、例えば地盤改良をするとか、やり方はいろいろあるので、その辺はしっかり審査をしていきたいと思っております。

以上です。

○更田委員長

これは審査の途中において、この方針でいいですかと問われているので、いいものはいい、駄目なものは駄目と。先ほど私が申し上げたのは、大規模損壊に限らず、原子炉格納容器破損を防止する措置の有効性のところにも100TBqと出てくるけれども、ここに100TBqを基準というか、判断の目安として使うことに関しては、私は了承しないし、これは追って原子力規制委員会で議論しなければいけないと思います。

それから、溶融炉心による再臨界についての審査方針、これはやはり少し説明を受けてから、どういう確認をするかというのは改めて諮ってもらった必要があるだろうと思います。

ナトリウムについては、活性が高いもので、一定程度以上のナトリウムとなると、消火の実効性を、これももう少し審査というか、説明を受けてからということになるのだろうけれども、どう立証するかというのは、それもまた最後の判断の前に諮ってもらって、確認をすることになるだろうと思います。

それから、あと、使用済燃料の件も同じね。これから説明を受けるということだろうと思いますが。

ほかにありますか。

伴委員。

○伴委員

大規模損壊を考慮しないということになれば、これは関係しなくなるのかもしれませんが、15ページの真ん中のところで気になったのですが、要は、そういう大規模損壊のような事態に至ったときに、風下に放水することで原子炉建物に放水がかからないようにして、放射性物質の放散を抑制しますというのですけれども、これは途中で風向きが変われば、当然、かかるのですよね。だから、これは余りに安易にすぎないかと、ちょっとそこは気になります。

○更田委員長

山中委員。

○山中委員

更田委員長がおっしゃられたように、100TBqを何か一つの目安に用いるというのが問題であるというのは、私も、そこを基準にして、低いからいいとか悪いとかというような判断に使うのはやはり問題かなと思いますし、どれぐらいの量、環境に影響を与えるかとい



うのはきちんと評価をして、比べるということはいいかなと思うのですが、低いからいいよという話にはならないかなと私も思います。現時点で比べてはいますけれども、だから、いいという評価の表現になっているところがあれば、そこはやはり直さないといけないかなと。

大規模損壊については、考えなくていいという話になっているのですが、私自身は、やはり一定程度の何か対策をきちんと打つ必要があるかなと。特に冷却材はナトリウムですので、ナトリウムの火災がそのままにされていいというわけではないですし、伴委員の御指摘のように、環境に放出されるFPの量を減らすにはどうしたらいいのかというのを、具体的な策としてどういう策があるのかという、そこについても審査の中でもう少しきちんと見ていきたいなと思っています。

それから、再臨界については、やはり解析コードの信頼性というところもありますけれども、もしそれに不確かさがあるのであれば、何らか別の方法で保守性が担保できるような何かの評価が審査の中で確認できるといいかなと思っています。まず、解析コード等を用いているSIMMERコードの信頼性というのを見ていく必要はあるかと思えますけれども、それ以外の何か評価法があるかどうかというのは審査の中でもきちんと見ていきたいなと思っています。

それから、使用済燃料あるいは新燃料の問題を御指摘いただきましたけれども、この辺については、まだ審査の中で見ていませんので、ここについては、きちんと方針を確認していきたいと思っています。

○更田委員長

ナトリウム冷却炉なので、いわゆるCDF(炉心損傷頻度)は小さいのだと思うのですね。低圧の炉で冷却性能に優れているから、一般に高速炉というのは、どこまで評価に信頼性があるかの議論は置いておいて、一般にCDFは小さいのだけれども、であるから、では、後段の事故を考えないかということ、後段の事故の想定の方は同じなのか。

ここは、要するに、CDFが小さいから、後段で考えていく事故の想定はこれでいいという議論を私たちはしているわけではないので、DBAもBeyond DBAも発生を前提として対策がどうなっているかというのを見る必要があるのだろうとは思いますが。

それから、また話が戻るけれども、セシウム137換算で100TBqというのは、念頭に私は軽水炉ソースタームがあるのだろうと思っています。結局、ソースターム、セシウム137に換算してしまうというのは、高速炉の場合、ウラン・プルトニウム炉心の高速炉の場合でどうなのかというのは、私は詳しく知りませんが、ソースタームに特徴があるのだと思うのです。CDA(炉心崩壊事故)時の高速炉のソースタームというのは、機会があったら教えてほしいと思いますけれども。

○山中委員

そういう研究もされておりますので、もちろん軽水炉とは違うソースタームを持っているというのは確かですけれども、その辺りも資料をまた原子力規制委員会の方に御提出す

るということも可能かと思っております。

○田中委員

今、山中委員も言われたように、大規模損壊等の関係のところでは、やはりナトリウムの大規模火災をどのように考えるのかまでしっかりと確認する必要があると思います。

あと、初めのところで火災関係でいろいろなことを書いているのですが、これはどの部分でその対応を考えるのかは一般的に書いているので、もう少し重要なところはどこであって、それはどのような対策を要求するのだと、もう少しそこを分かった方が、いろいろと議論が分かりやすく、確認しやすいかなと思うのですが。

○更田委員長

どうこれをまとめようかなと思って。要するに、方針案を了承ではないのだよね。示された方針案に対して出たコメント等も踏まえて、今、了承を受けなくたって、では、これでどうですかと聞いてもらえばいいわけなので、まだ審査の途中段階なので、審査方針案を了承というのではなくて、審査方針案に対するコメントも考えて、コメントの出なかったところも必ずしも今後出ないとも限らないですから、本日の時点では、説明を受けてコメントしたというところをしたいと思っておりますけれども、よろしいですか。

大島安全規制管理官。

○大島原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

研究炉等審査部門の大島でございます。

いろいろコメントを本当にありがとうございます。我々として、まず、議論の出発点として方針案というものを作成させていただきましたけれども、幾つかコメントの出たところがありまして、そこについて御説明できる場所があると思っておりますので、その部分を早めにまず整理をさせていただいて、特に大規模損壊とか、それから、再臨界のところのエネルギー変換効率のところはどういう審査をしているのかというところについて説明をさせていただいて、必要に応じて、今ある審査方針案の改定案、同時にさせていただくのか、更にもう一回なのかは、我々の準備も含めて考えさせていただきますけれども、改めてできる限り整理をして、原子力規制委員会に諮らせていただければと思っておりますけれども、いかがでしょうか。

○更田委員長

大規模損壊なんかは、早く結論が出ないとなかなか審査の見通しが立てにくいだろうと思うというところまで、まだ審査は進んでいないのかもしれないけれども、それはむしろ、山中委員、審査の都合ですよね。これについて原子力規制委員会の判断を受けられなかったら、前へ進めないというのだったら、聞いてもらう必要があるだろうし、それは審査チームとしての判断をしていただければと思っております。

○山中委員

了解いたしました。幾つか、これから審査を進めていく上で、原子力規制委員会にお諮りしながら進めていった方がいいようなコメントも本日頂きましたので、できれば何回か

区切って原子力規制委員会の方に報告させていただきたいと思います。

加えて、ソースタームの関係も、できればきちんとまとめて原子力規制委員会に報告していただければと思います。

○更田委員長

それでは、本件は以上とします。ありがとうございました。

## 高速実験炉「常陽」における大規模損壊に対する対応等の整理

令和 3 年 6 月 23 日

原子力規制庁

### 1. これまでの経緯

令和 3 年 5 月 26 日の第 10 回原子力規制委員会で審議した「高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案」(参考)について、原子力規制委員会から、常陽の多量の放射性物質等を放出する事故(いわゆる「BDDBA」)の過程において発生すると考えられる再臨界とその機械的影響、規制として大規模損壊対策の要否を判断するための考え方、使用済燃料の処分の方法の実現可能性、について意見があり、原子力規制庁において再度検討して報告するよう指示を受けた。

今般、上記 について整理したことから、報告する。

なお、上記 及び については、今後、審査会合で申請者の考えを聴取し、改めて報告する。

### 2. 常陽の格納容器破損防止対策の有効性評価及び大規模損壊対策の要求の考え方

発電用原子炉及び試験研究用等原子炉については、現状、放射性物質の放出影響に関する要求事項は表 1 のとおりとなっている。

#### (1) 格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準

発電用原子炉では、格納容器破損防止対策の有効性評価<sup>1</sup>において、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、「Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。」という判断基準としている。試験研究用等原子炉である常陽については、

- 燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物<sup>2</sup>を使用しており、発電用原子炉よりもウラン及びプルトニウムの濃縮度が大きいこと
- 炉心での核分裂反応には、軽水炉では熱中性子が支配的であるが、ナトリウム冷却型高速炉である常陽では高速中性子が支配的であること

といった相違があるが、炉内蓄積量は概ね発電用原子炉と常陽の原子炉出力の比に応じたものになっており、特異な構成及び量とはなっていない(別添)。

このため、常陽の格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準は、発電用原子炉の判断基準を参照とし、「Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」とすることに問題はないと考える。

<sup>1</sup> 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061915 号原子力規制委員会決定)

<sup>2</sup> ウラン濃縮度 18wt%、プルトニウム富化度 16wt%(内側燃料)及び 21wt%(外側燃料)

## (2) 大規模損壊対策の考え方

発電用原子炉では、審査基準<sup>3</sup>において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、放射性物質の放出を低減するための対策等に関する手順書やそれに従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていることを求めている。

常陽においては、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を踏まえ、大規模損壊対策に当たって、以下を考慮する必要があると考えられる。

- 炉内蓄積量は、別添に示すとおり、原子炉出力の比に応じており、発電用原子炉に比べて少ない
- 常陽の冷却材であるナトリウムは Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の凝集・沈降挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できる
- 解析コードの妥当性や、炉心損傷後に生じると考えられる再臨界等の現象の不確実性から、格納容器破損防止対策における有効性評価には不確かさが残る可能性があり、その不確かさをどのように考えるか。その不確かさを格納容器破損防止対策のみで対応するのか、格納容器破損防止対策に加えて大規模損壊対策を求めるのか
- 大規模なナトリウム火災への対応が必要

以上を踏まえ、常陽に対して大規模損壊対策を要求すべきか否か、決定する必要がある。

---

<sup>3</sup> 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306197 号原子力規制委員会決定）

表1 放射性物質の放出影響に関する要求事項

発電用原子炉	設計基準事故	重大事故（炉心損傷防止）	重大事故（格納容器破損防止）	大規模損壊
	<p><b>【要求事項】</b></p> <p>許可基準規則第13条第2項            水 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針解説            周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ、「リスク」は小さいと判断する。</p>	<p><b>【要求事項】</b></p> <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲            (6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する。</p>	<p><b>【要求事項】</b></p> <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲            (6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p>	<p><b>【要求事項】</b></p> <p>实用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準</p> <p>2.1 可搬型設備等による対応            以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。            一～四 略            五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p>

試験研究	設計基準事故	多量の放射性物質等を放出する事故 (BDBA)	大規模損壊
用等原子 炉	<p>【要求事項】</p> <p>許可基準規則第 13 条第 2 号</p> <p>八 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>許可基準規則解釈第 13 条 3</p> <p>周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ、「リスク」は小さいと判断する。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>許可基準規則解釈第 53 条 1</p> <p>設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5 ミリシーベルトを超えるもの）を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。</p>	-

### 3 . 常陽の PAZ、UPZ の考え方

原子力災害事前対策等に関する検討チーム会合の資料<sup>4</sup>では、原子力施設のハザード分類及び原子力災害対策重点区域の目安は、表2のとおり、その原子力施設の熱出力によることが示されている。ここで、一般に、原子炉を一定の条件下で長時間運転した場合における当該原子炉内のヨウ素インベントリはその熱出力に概ね比例するとされ、核分裂によって生じるヨウ素が一定量までビルドアップするのに十分な期間にわたって当該熱出力で運転を継続している原子炉について、同表を適用するとしている。

表2 熱出力に応じた PAZ、UPZ の目安 (IAEA / GS-G-2.1)

分類	当該原子炉の熱出力	PAZ の目安	UPZ の目安
	1000MW を超える原子炉	3 ~ 5km	5 ~ 30km
	100MW を超え、1000MW 以下の原子炉	0.5 ~ 3km	5 ~ 30km
	10MW を超え、100MW 以下の原子炉	-	0.5 ~ 5km
	2MW を超え、10MW 以下の原子炉	-	0.5km
	2MW 以下の原子炉	-	-

PAZ：予防的防護措置を準備する区域 / UPZ：緊急防護措置を準備する区域

現行の原子力災害対策指針（平成30年原子力規制委員会告示第8号）では、「試験研究用等原子炉施設に係る原子力災害対策重点区域の範囲の目安は、次のとおり定めるものとし、当該原子力災害対策重点区域の全てをUPZとする。」としている。ここで、「原子力災害対策重点区域の範囲は、試験研究用等原子炉を一定の熱出力で継続して運転する場合におけるその熱出力の最大値に応じ、当該試験研究用等原子炉施設からおおむね次の表に掲げる距離を目安とする。」としている。

表3 試験研究用等原子炉の原子力災害対策重点区域の範囲の目安(半径)

熱出力の最大値	原子力災害対策重点区域の範囲の目安(半径)
熱出力が10MWを超え、100MW以下の試験研究用等原子炉	5km
熱出力が2MWを超え、10MW以下の試験研究用等原子炉	500m

常陽の原子力災害対策重点区域については、2.(1)で述べたとおり、常陽の炉内蓄積量が、発電用原子炉との出力の比に応じたものとなっており、原子力災害対策指針にあるとおり、熱出力の最大値に応じた距離を適用することに問題はない。

<sup>4</sup> 試験研究用等原子炉施設に係る原子力災害対策について（平成28年5月原子力規制庁）



**別添** 発電用軽水型原子炉とナトリウム冷却型高速炉「常陽」の炉内蓄積量の比較  
(令和3年6月15日面談資料から抜粋)

第1表 炉内インベントリの比較

核種 Gr	主な核種	炉内インベントリ		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」 / 実用発電 用原子炉 *3
Xe 類	Kr, Xe	$3.0 \times 10^{19}$	$1.3 \times 10^{18}$	0.042
I 類	Br, I	$3.1 \times 10^{19}$	$1.2 \times 10^{18}$	0.039
Cs 類	Rb, Cs	$1.2 \times 10^{19}$	$4.4 \times 10^{17}$	0.037
Te 類	Sb, Te	$1.9 \times 10^{19}$	$7.5 \times 10^{17}$	0.039
Ba 類	Sr, Ba	$1.8 \times 10^{19}$	$6.9 \times 10^{17}$	0.038
Ru 類	Mo, Tc, Ru, Rh	$3.6 \times 10^{19}$	$1.4 \times 10^{18}$	0.038
Ce 類	Ce, Np, Pu	$6.6 \times 10^{19}$	$1.5 \times 10^{18}$	0.022
La 類	Y, La, Pr, Am	$6.6 \times 10^{19}$	$2.4 \times 10^{18}$	0.036
Na	Na	—	$2.4 \times 10^{12}$ (Bq/kg_Na)	—

\*1: 安全性向上評価届出書 (高浜発電所第3号機 (2,705MW (=2,652MWt×1.02))、平成30年1月10日)より集計

\*2: FPGS-3による計算値 (燃料組成及び中性子スペクトルは「常陽」の値を使用)

\*3: 「常陽」 / 実用発電用原子炉の出力比  $100/2705=0.037$

## 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」の新規制基準適合性審査の状況及び 今後の審査方針案について

令和 3 年 5 月 2 6 日  
原子力規制庁

### 1. これまでの経緯

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から、平成 29 年 3 月 30 日付けで高速実験炉原子炉施設（以下「常陽」という。）の設置変更許可申請書が申請された。当該申請では、常陽の原子炉熱出力を既許可の 140MW から 100MW に変更するとしながらも、既設の設備及び安全評価は既許可から変更せず、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「bdba」という。）対策も不十分であったため、申請者に対して申請内容の補正を求めた（参考 1 及び参考 2）<sup>1</sup>。

その後、平成 30 年 10 月 26 日付けでなされた一部補正では、炉心燃料集合体の最大装荷体数の削減などにより設備設計と原子炉熱出力を整合させるとともに、深層防護の考え方に基づいた bdba 対策等を内容とする変更がなされたことから、審査を再開し、審査会合を通じて申請内容の確認を進めてきたところ。

### 2. これまでの審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

常陽の新規制基準適合性審査の進捗状況を別表に示す。

このうち、これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を別紙 1 のとおり整理した。

今後、常陽の新規制基準適合性審査を進めていくに当たり、整理した論点に基づき、審査チームとして、別紙 2 のとおり今後の審査方針案を作成したことから、原子力規制委員会にお諮りするものである。

### 3. 今後の審査の進め方

今後の審査方針案をご了解いただいた場合には、審査会合で申請者に審査方針を伝達した上で、今後の審査を進めることとしたい。

<sup>1</sup> 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会にて説明。

別紙 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」の新規制基準適合性審査に係る審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

別紙 2 : 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

参考 1 : 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会議事録(抜粋)

参考 2 : 平成 29 年 5 月 22 日審査会合資料(審査チーム提示資料) 日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設(常陽)の新規制基準適合性審査について

参考 3 : 発電用原子炉施設と試験研究用等原子炉施設の要求事項の主な違い

別 表 : 審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和 3 年 5 月 26 日時点】

## 別紙 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」の新規制基準適合性審査に係る 審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を以下のとおり整理した。

なお、条番号については、断りのない限り「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)のものである。

#### 1. 耐震重要施設の地盤の支持・変形（第3条関係）

##### (1) 要求内容

第3条第1項及び第2項の規定では、耐震重要施設を設置する地盤に対して、基準地震動が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に設置すること

変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置すること

を要求している。

##### (2) 説明を受けた主な内容

申請者は、第3条第1項に関する基準地震動に対する基礎地盤の安定性評価のうち、基礎地盤のすべり安全率については、主冷却機建物に対して、地盤強度のばらつき等を考慮すると最小で1.3となり、評価基準値1.5を下回っているため、抑止杭を設置することによる補強対策をとることで、すべり安全率の評価基準値を満足する設計方針であるとしている。また、すべり安全率評価に当たって、地下水位はT.P.+6.7mを基本として設定し、その変動を考慮した地表面（約T.P.+38m）での設定についても評価している。

##### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

抑止杭<sup>1</sup>については、その耐震設計方針（第4条）を踏まえて審議、確認する必要がある。また、抑止杭を設置することは、周辺地盤の挙動にも影響を与え、基礎地盤に関する評価だけでなく、周辺地盤の変状（第3条第2項）についても影響を

<sup>1</sup> 抑止杭については、第305回審査会合（令和元年10月7日）において、耐震重要度分類Sクラス施設として耐震設計方針を示すことに説明された。

与える可能性がある。よって、抑止杭の耐震設計方針及び抑止杭の設置による地盤への影響の有無を説明すること。

地下水位については、耐震重要施設の地盤に関する評価（液状化影響を含む。）だけではなく、抑止杭及び主冷却機建物の耐震設計方針にも影響する可能性がある。解析用地下水位は、常陽における施設設置範囲南側での観測点1点による2年半という短期間での観測結果を基に設定（T.P.+6.7m）していることから、より広範に分布する複数の観測点による観測データをより長期間にわたって示し、地下水位設定の根拠について説明性の向上を図ること。また、隣接する夏海湖（人造湖：湖底位置で約T.P.+23m）による地下水位への影響の有無も説明すること。

これに対し、申請者は、については、今後審査会合において説明する旨を示しており、については審査会合において以下のとおり説明している。

大洗研究所敷地内における複数の観測点による長期間（合わせて約6年）の地下水位観測記録より、常陽の耐震重要施設の設置範囲における観測水位は平均してT.P.+6.0m程度であり、その変動量は年間で約1m程度であることを確認している。なお、夏海湖は他の原子炉施設（JMTR）の冷却水を主とした用水確保のために造成した人造湖であり、水位が約T.P.+29mとなるように取水及び排水を行うとともに、透水性の低い材料で覆われ遮水されているため、夏海湖が地下水位に影響するものではないとしている。

審査チームは、確認できた地下水の状況を踏まえ、抑止杭の耐震設計方針を確認するとともに、解析用地下水位の設定を含め第3条第1項及び第2項に対する要求内容については、今後の審査において確認していく。

## 2. 火災による損傷の防止（第8条関係）

### （1）要求内容

第8条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならないこと

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならないことを要求している。

### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、常陽の火災による損傷の防止に係る設計方針について、以下のとおりとしている。

原子炉の安全停止に必要な機器、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに必要な機器及び使用済燃料の冠水等に必要な機器等を安全機能の重要度分類に基づき選定し、当該機器を火災防護対象機器とする。また、火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを火災防護対象ケーブルとする。

一般火災（ナトリウム燃焼を除く。）に対する火災防護措置としては、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火、並びに火災の影響軽減の3つの防護措置のいずれかを組み合わせた火災防護措置を講じるとし、それぞれの措置は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定）に基づき実施する。

ナトリウム燃焼に対する火災防護措置としては、ナトリウムを内包する配管及び機器からのナトリウム漏えいを防止するため、耐震重要度Bクラス以下の配管及び機器については、基準地震動による地震力に対して損傷しない設計とする。その上で、ナトリウムの漏えい感知、ナトリウム燃焼の消火及び影響軽減を適切に組み合わせた防護措置を講じる。

### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

空気雰囲気へのナトリウム漏えいによるナトリウム燃焼については、一般火災と異なり、消火活動に水を用いることができないことから、窒息消火とその後のナトリウムの冷却が基本となる。ナトリウム燃焼には、一般火災と比べて、以下の特有の事象がある。

ナトリウム燃焼時の火炎は短く、爆発的な燃焼を生じるものではないが、化学的に活性で人体に有害な刺激性の酸化ナトリウム等のエアロゾルが多量に発生する。ナトリウムが燃焼した後に残る燃焼残渣は、表面に酸化ナトリウム等の燃焼生成

物を有し、内部に未燃焼の金属ナトリウムと燃焼生成物が混在した状態で存在するため、表面の燃焼生成物を除去した場合には、再燃焼の可能性がある。このため、燃焼残渣の再燃焼を防止するためには、ナトリウムの十分な温度低下及び表面の燃焼生成物の安定化や特殊化学消火剤の散布が必要となる。

酸化ナトリウム等のナトリウム化合物環境下においては、鋼製材料の構造材とナトリウムが複合酸化物を生成して鉄の溶融を生じることから、プラント健全性に対する影響が大きい。

以上のことから、ナトリウム燃焼は、発生防止が重要であり、仮に発生した場合でも極力小規模の段階で消火することが重要である。また、想定されるナトリウム燃焼に対しては、上記 から のナトリウム燃焼特有の事象に注目した措置が必要となる。

そこで、審査チームは、ナトリウム燃焼について、許可基準規則で要求している、火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災の影響軽減の3つの防護措置のいずれかの組合せでは不十分であり、3つの防護措置全てが必要と考えている。

### 3. 炉心等（第 32 条関係）

#### （1）要求内容

第 32 条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならないこと

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならないこと

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならないこと

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における試験研究用等原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする  
こと、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないこと

を要求している。

#### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から新たに MK- 炉心の 100MW に低減するに当たり、以下のとおり、原子炉熱出力を設備設計と整合させるとしている。

- a. 炉心燃料集合体の最大装荷体数を 85 体から 79 体に削減する。
- b. MK- 炉心の 140MW から最大過剰反応度を削減し、MK- 炉心の 100MW 炉心でサイクル運転（60 日）末期に過剰反応度がゼロとなることを想定し、燃焼補償、温度・出力補償及び運転余裕を積み上げ、最大過剰反応度（0.035 k/k（100 時））を設定する。
- c. 炉心燃料集合体の最大装荷体数、最大過剰反応度、反応度制御能力、反応度停止余裕、最大反応度添加率、反応度係数を核的制限値等として新たに設定する。  
また、これを遵守するため、炉心燃料集合体、照射燃料集合体、制御棒等の装荷範囲及び装荷体数の炉心構成要素配置等を制限する。

その上で、許可基準規則の要求内容に対して、以下のとおりとしている。

炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド反応度の各反応度係数が負となるように制限値として規定する。また、既許可の原子炉停止系（6 本）を、主炉停止系（4 本）及び後備炉停止系（2 本）に分けて多重化する。



定格出力時における熱的制限値として燃料最高温度（2350 ）及び被覆管最高温度（620 ） 燃料の許容設計限界（熱設計基準値）として燃料最高温度（2650 ） 被覆管最高温度（840 ）及び冷却材最高温度（910 ）を設定する。その上で、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、燃料の許容設計限界を超えないように、通常運転時における熱的制限値を満たすように設計する。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにするため、熱設計基準値を超えない設計とする。

燃料体の設計については、既許可から要求事項に変更はなく、基準要求に適合するものである。

### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、現時点において、第32条の要求内容についての論点はないと考えている。

なお、設備設計の変更だけでなく、運転サイクルごとに設置変更許可で定めた核特性主要目を満足する燃料体炉内配置を確実に行う必要があるため、保安規定の審査において、その運用を改めて審査することとする。

#### 4. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条関係）

##### （1）要求内容

第13条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする

設計基準事故時において、

- a. 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること
- b. 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること
- c. 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること

を要求している。

##### （2）説明を受けた主な内容

申請者は、平成30年10月26日付けの一部補正において、当初、第13条の要求内容について、以下のとおりとしていた。

原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から MK- 炉心の 100MW に変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）の評価を実施する。

「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考にし、また、高速増殖原型炉もんじゅの審査知見も取り入れて設計基準事故等を選定する。具体的には、各審査指針に示される設計基準事故等を水冷却型研究炉、発電用軽水型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉の3者で比較し、常陽の設備上の特徴や類似設備との比較により、設計基準事故等を選定する。その結果、設計基準事故として、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取扱事故」を既許可から追加で選定する。

設計基準事故等の評価結果は、判断基準（被ばく評価を含む。）に適合する。

##### （3）審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

常陽の深層防護の考え方に基づく設計基準事故等の事象選定の考え方が不明確であったことから、発電用原子炉施設を参考とし、常陽における深層防護の全体像の中で設計基準事故等の位置づけを示すこと。

ナトリウム冷却型高速炉については、許可基準規則及びその解釈において、直接

適用できる審査指針が示されていないことから、申請者は、水冷却型試験研究用原子炉施設の審査指針等を部分的に適用することで設計基準事故等を選定しているが、施設を構成する機器の故障モードや故障影響を基に体系的に分析し（FMEA：故障モード影響解析）、設計基準事故等の事象を改めて見直し、抜け漏れがないか再確認すること。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽における深層防護の全体像を示し、深層防護の第2層として運転時の異常な過渡変化、第3層として設計基準事故を位置づけ、第2層又は第3層の防護措置が成立しない場合を想定し、第4層の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止措置を講じる。

常陽の施設を構成する機器を対象にFMEAにより分析し、設計基準事故等の事象選定を一から見直した結果、故障影響によって生じる施設への変動のうち、比較的発生頻度が高く、故障影響程度が小さいものは設計又は運転管理により対応し、比較的発生頻度が低く、故障影響程度が大きいものは設計基準事故等で対応することとし、施設の故障モードの影響は、選定した設計基準事故等により代表できる。

審査チームは、以上を確認できたことから、現時点において、第13条の要求内容についての論点はないと考えている。

## 5．多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

### （1）要求内容

第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「BDBA」という。）が発生した場合において、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でなければならぬことを要求している。

また、同条の解釈において、

事故の想定に当たっては、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考慮すること

具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。

- a. 燃料体の損傷が想定される事故として、冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等
- b. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故及び冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

を要求している。

### （2）説明を受けた主な内容

BDBA 事象選定について

許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。

しかし、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究によれば、内の事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、申請者は、既往研究成果を取り入れ、以下のとおり BDBA の事象選定を行っている。

- a. 炉心の著しい損傷が、炉心からの発熱の増加又は除熱の減少に起因する炉心の昇温により生じることに着目し、炉心の昇温に至る具体的な異常事象とその影響として生じるパラメータ変動を考慮して、異常事象を網羅的に抽出する。
- b. 異常事象ごとに、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能及び冷却機能の喪失を重畳させるイベントツリーを展開し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを抽出する。各事故シーケンスは、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮して、以下の7つの事象グループに類型化する。

）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

- ) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
  - ) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
  - ) 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)
  - ) 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)
  - ) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
  - ) 局所的燃料破損 (LF)
- c. イベントツリーの展開により抽出した炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスが、常陽の出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRA により得られた事故シーケンス全てを代表することを確認する。
- d. 諸外国のナトリウム冷却型高速炉で扱っている事象と比較、検討し、諸外国のナトリウム冷却型高速炉で考慮されている事象グループと共通性があることを確認する。また、一部の相違点についても検討し、常陽で想定した事象グループに反映する必要がないことを確認する。

#### BDBA 対策設備について

- a. 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に対応するため、設計基準事故対処設備の安全機能とは別に、原子炉停止機能、原子炉容器液位確保機能、冷却・除熱機能、放射性物質の閉じ込め機能に係る BDBA 対策設備を配備する (一部新設)。
- b. 原子炉停止機能喪失対策としては、既設の原子炉停止系制御棒 (6 本) について、主炉停止系制御棒 (4 本) 及び後備炉停止系制御棒 (2 本) に分けた多重化対策を講じることとし、後備炉停止系制御棒を BDBA 対策設備として位置づける。また、設計基準事故対処設備である主炉停止系に対して、後備炉停止系の原子炉トリップ信号及び論理回路は多様性を確保した設計とする。
- c. 原子炉容器液位確保機能喪失対策としては、原子炉容器の外側に設置している既設の安全容器により、原子炉容器及び接続配管からのナトリウムを保持することで原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とする。また、安全容器外での配管破損によるナトリウム漏えいに対しては、既設のサイフォンブレイク弁により破損系統を隔離し、原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- d. 冷却・除熱機能喪失対策としては、既設の補助冷却設備による強制循環冷却又は 1 次主冷却系による自然循環により炉心を冷却し、崩壊熱を除去できる設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- e. 放射性物質の閉じ込め機能としては、熔融炉心が 1 次主冷却系による強制循環で冷却可能な場合は、原子炉容器内に閉じ込める設計とする。熔融炉心が原子炉容器を損傷する場合には、安全容器内で閉じ込め、冷却する設計とする。ま

た、原子炉容器上部の回転プラグから放射性物質を含む1次冷却材ナトリウムが噴出する場合には、原子炉格納容器により閉じ込める設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。

#### 炉心損傷防止措置の有効性評価について

上記で選定した7つの事象グループから、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日原規技発第13061915号原子力規制委員会決定)を参考に、発電用原子炉施設と同様の着眼点により、評価事故シーケンスを選定して、炉心損傷防止措置の有効性を評価する。

#### 原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価について

- a. ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5PRA評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。
- b. 常陽においては、原子炉格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置で講じた対策機器のうち1つが機能しないことを仮定して、原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価する。

#### 解析コードの妥当性について

原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価するためには、全炉心溶融状態における炉心物質の配位の変化や出力履歴を取り扱える解析コードが必要になる。このため、申請者は、ナトリウム冷却型高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法としてSIMMERコードを開発し、体系的な検証及び妥当性確認を行った結果、常陽における原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。

#### BDBA対策の手順、要員、資機材の整備について

今後の審査において確認していく。

#### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者は、BDBAの事故シーケンスの抽出の過程において、炉心流量喪失と原子炉停止機能喪失の重畳や除熱源喪失と原子炉停止機能喪失の重畳のように、複数の安全機能喪失を重畳させた事故シーケンスを選定しているが、審査チームとして

は、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究や安全上の特徴を踏まえた事象が抜け漏れなく選定されていることを確認する必要があると考えている。

原子炉停止機能喪失(主炉停止系制御棒挿入失敗)時の炉心損傷防止措置として、後備炉停止系制御棒を用いるとしている。当該後備炉停止系制御棒は、原子炉トリップ信号及び論理回路は多様化しているものの、制御棒及びその急速挿入メカニズムは主炉停止系制御棒と同じ構造であるため、停止系としては多重化したものと考えられる。したがって、審査チームとしては、主炉停止系制御棒の挿入に失敗した状態において、同じ構造である後備炉停止系制御棒の動作に高い信頼性を期待できるかを確認する必要があると考えている。

また、炉心損傷後の炉内挙動と原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価において、解析コードによる解析結果を基に措置の有効性を評価しているが、一部の解析コード(特にSIMMERコード)については、小規模な模擬実験等による検証が行われているだけであり、実スケールに近い実機模擬の実験データによる検証がなされていない。したがって、審査チームとしては、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、措置の有効性を判断するために慎重な見極めと議論を要すると考えている。

## 6. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応について

### (1) 要求内容

試験研究用等原子炉施設には、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）に対する対応を要求していない。<sup>2</sup>

審査チームとしては、大規模損壊により炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、敷地外への放射性物質の放出を抑制する対策（以下「大規模損壊対策」という。）について、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において指摘事項（参考 2）を示した。

### (2) 説明を受けた主な内容

申請者は、当初、審査チームからの指摘事項について、以下のとおりとしていた。

BDBA 事象を超える複数の安全機能を喪失する損壊や、冷却材ナトリウムの大規模な漏えいが発生した場合等を仮想的に想定し、施設外への放射性物質の放出抑制対策を講じる。

具体的には、原子炉格納容器上部に仮設カバーシートを展開し、放射性物質の放出を抑制すること、可搬式放水設備による風下への放水により原子炉建物に放水がかからないようにして放射性物質の放散を抑制すること、及びナトリウム燃焼に対しては特殊化学消火剤の散布により消火することを計画している。

### (3) 審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、大規模損壊対策を審査する前提として、常陽における核分裂生成物の炉内蓄積量及び大規模損壊時の放射性物質の環境への放出の考え方を整理するように求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽の炉内蓄積量を最大で見積もっても、発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較した場合<sup>3</sup>、希ガスは約 1/20、よう素や Cs-137 は約 1/30 と相対的に少ないと評価する。

<sup>2</sup> 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」において、大規模損壊に対する対応を要求しているが、試験研究用等原子炉施設には適用されない。

<sup>3</sup> 常陽については、全燃料が燃料要素最高燃焼度（90000MWd/t）に達するものとした保守的な炉内蓄積量としており、発電用原子炉については、平衡炉心で運転サイクル末期の炉内蓄積量と比較している。



大規模損壊における最大規模の Cs-137 の放出量を見積もるため、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061918 号原子力規制委員会決定)を参考に、Cs-137 の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したところ<sup>4</sup>、Cs-137 の放出量は約 83TBq であり、100TBq<sup>5</sup>を下回った。

さらに、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、大規模損壊時においても大気への放出量は、上記の放出量より更に小さくなると考えられる。

審査チームとしては、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において大規模損壊対策を求めたところではあるが、そもそも許可基準の要求事項として規定していないものであり、上記の確認内容も踏まえ、規制として大規模損壊対策の必要性を判断する必要があると考えている。

---

<sup>4</sup> 標準平衡炉心で運転サイクル末期における炉内蓄積量に対して、ガイドに示す Cs 類の大気放出割合(2.13%)を乗じて求めたもの。

<sup>5</sup> 「実用発電用原子炉施設に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめる」指標である、Cs-137 の放出量が 100TBq による。

## 別紙 2

### 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

#### 1. 火災による損傷の防止（第8条関係）

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)では、「必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有する」ことを要求している。すなわち、試験研究用等原子炉施設については、火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災の影響軽減の措置を、それぞれ「必要に応じて」組み合わせるといった設計対応を許容している。この場合において、ナトリウム燃焼については、その特有の危険性を考慮すると、3つの防護措置の組み合わせでは不十分であることから、3つの防護措置全てが必要と考える。

常陽のナトリウム燃焼に対して、必要な3つの防護措置として、具体的に、以下の(1)から(8)を求めることとしたい。

##### (1) ナトリウム漏えいの防止

ナトリウムを内包する配管及び機器については、耐震設計上の重要度分類Sクラス又は基準地震動による地震力によって破損を生じない設計であること。ここで、「基準地震動による地震力によって破損を生じない設計」とは、耐震設計上の重要度分類B, Cクラスに分類される機器であっても、設計上の裕度を考慮することや設備の耐震補強等により、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。

##### (2) ナトリウム漏えいの検知

ナトリウムを内包する配管及び機器の一系統における単一の機器の破損(他の系統及び機器は健全なものと仮定)を想定し、ナトリウムの漏えいを早期に検知できる検出器(以下「漏えい検出器」という。)を設置すること。また、その設置に当たっては、以下を含めること。

漏えい検出器の誤作動を防止するための方策を講じること。

外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。

中央制御室で必要な監視ができる設計であること。

##### (3) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制

ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を抑制できる設計」とは、例えば、配管を二重構造にして漏えいしたナトリウムをその間隙に保持すること、ナトリウム漏えいが

発生する区画を窒素雰囲気等で維持する等の不活性化を行うこと、ナトリウム漏えいが発生した系統のナトリウムを緊急ドレンにより早期に排出してナトリウムの漏えい量を低減すること等の設計である。

#### (4) ナトリウム燃焼の感知

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に感知できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に感知できる設計」とは、火災防護対象機器（火災防護対象ケーブルを含む。以下同じ。）を設置する火災区域又は火災区画において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定。以下「火災防護基準」という。）の「火災感知設備」に要求される事項に適合する感知設備を設置することをいう。その際、当該感知設備は、(2)の漏えい検出器と兼用しても差し支えない。

また、火災防護対象機器を設置しない区画におけるナトリウム燃焼についても、早期に感知できるように、火災防護基準の「火災感知設備」を参考とした感知設備を設置すること。

#### (5) ナトリウム燃焼の消火

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に消火できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に消火できる設計」とは、火災防護基準の「消火設備」に要求される事項（ただし、「消火剤に水を使用する消火設備」は除く。）に適合する設備を設置することをいう。また、要員による消火活動に期待する場合は、ナトリウム燃焼の特殊性を踏まえ、要員の安全確保に必要な防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等必要な資機材の配備を行うこと。

#### (6) ナトリウム漏えい時の燃焼影響評価

ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量、及び漏えいしたナトリウム燃焼の影響を評価すること。評価に当たっては、以下によること。

破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。以下同じ。）とする。また、破損の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損（他の系統及び機器は健全なものと仮定）を想定する。

常陽の冷却材であるナトリウムは、低圧でサブクール度が大きいいため、配管の破損想定は低エネルギー配管相当と考え、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックからの漏えいとする。

漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、漏えい停止機能を考慮することができる。この漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの漏えい継続時間を考慮してナトリウムの

漏えい量を求める。

配管が二重構造設計である場合は、内管の損傷によるナトリウム漏えいを外管により保持する機能に期待することができる。

ナトリウムの漏えい区画が不活性ガス雰囲気である場合はナトリウム燃焼を防止できるが、漏えいしたナトリウムの除去の際など、当該区画の不活性化環境を解除する場合も考慮し、ナトリウム燃焼の影響を評価する。

#### (7) ナトリウム燃焼の影響軽減

上記(6)で評価したナトリウム燃焼の影響を考慮し、火災防護対象機器を設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画におけるナトリウム燃焼による影響に対し、火災の影響軽減のための措置を講じた設計であること。ここで、「火災の影響軽減のための措置を講じた設計」とは、火災防護基準の「火災の影響軽減」に要求される事項に適合する設計であることをいう。

#### (8) ナトリウムと構造材との反応の防止

高温のナトリウムとコンクリートが接触すると、当該ナトリウムとコンクリート中の水分及び反応生成物とコンクリート成分の反応が生じるため、これを防止する設計とすること。ここで、「これを防止する設計」とは、例えば、コンクリート床面に鋼製のライナを敷設することや、配管周辺に受樋を設置することにより、ナトリウムとコンクリートの接触を防止すること等の設計であることをいう。その際、鋼製ライナや受樋の設計にあっては、ナトリウム燃焼に伴い鋼製材料の腐食が生じることを考慮した厚さとする。

## 2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

許可基準規則では、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDBA」という。）について、試験研究用等原子炉施設に対して、「発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、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でなければならない」ことを要求し、その解釈において具体的な事故を例示している。

しかし、許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。また、許可基準規則及びその解釈には、炉心の損傷が想定される事故を防止するための措置の有効性を判断するための評価項目を規定していない。

一方、ナトリウム冷却型高速炉に関しては、内的事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、許可基準規則解釈で要求している事故の選定では不十分であると考えられる。

これを踏まえ、常陽における BDBA の選定及びその措置については、以下の（1）から（6）を求めることとしたい。

### （炉心の著しい損傷の防止）

#### （1）炉心の著しい損傷に至る可能性のある BDBA 事象の選定

常陽について、第53条の「発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器が、その安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の（a）～（c）の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。

#### （a）設計基準事故対処設備の安全機能喪失の組み合わせによる分類

想定する事故シーケンスグループは、施設に異常事象（運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を含む。）が発生した際に、常陽の安全機能として要求される以下の から の機能の成功/失敗の組み合わせによってイベントツリーを展開し、当該原子炉が到達すると考えられる状態として分類すること。

##### 原子炉停止機能

異常事象が発生した場合に、原子炉の停止に失敗すると、原子炉容器液位確保に成功した場合であっても、原子炉出力に対する炉心流量が確保できずに原子炉の冷却に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

#### 原子炉容器液位確保機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が、崩壊熱を除去するための機器に通じる配管高さを下回る場合、崩壊熱の除去が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

#### 原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉冷却及び崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

上記の分類の結果として得られる、常陽において想定する事故シーケンスグループには、ナトリウム冷却型高速炉において炉心の著しい損傷に至る可能性が考えられる、以下に示す5つの事故シーケンスグループを含めること。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）
- ・過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）
- ・除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）
- ・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）
- ・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）

#### (b) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・全交流動力電源喪失（SBO）

#### (c) ナトリウム冷却型高速炉の従来知見の反映

ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体は、燃料要素の線出力密度が高く、正三角格子状に稠密に配列していることから、燃料集合体入口あるいは内部で冷却材流路が閉塞すると局所的な冷却材沸騰や被覆管破損（以下「局所的燃料破損」という。）を引き起こすおそれがある。また、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（昭和55年11月6日原子力安全委員会決定）においても事故の一つとして示されている。このため、局所的燃料破損が生じた場合の破損拡大と検出性、万一損傷範囲が拡大した場合の影響と事象終息性を評価することを目的として、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・局所的燃料破損（LF）

#### (2) 炉心の著しい損傷を防止するための措置

第53条の「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」とは、以

下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 具体的な防止措置

原子炉停止機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、主炉停止系制御棒とは異なる停止系である後備炉停止系制御棒を整備することをいう。

後備炉停止系制御棒を整備する場合は、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

ここで、「異なる停止系」とは、代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系制御棒その他必要な設備を含め、設計基準事故対処設備の主炉停止系から独立した設備を整備することをいう。

原子炉容器液位確保機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器又は配管（補助冷却系を含む。）が損傷し、かつ1次冷却材の漏えいを防止するリークジャケット又は二重管の外管も損傷し、設計基準事故対処設備の原子炉容器液位確保機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・原子炉容器又は配管の外周に施設する安全容器により、系統から漏えいした冷却材ナトリウムを保持し、原子炉容器の液位を確保する
- ・安全容器外で発生した配管からの漏えいに対してサイフォンブレイク弁の開操作により系統からの漏えいを抑制し、原子炉容器の液位を確保する

等の設計である。

サイフォンブレイク弁の開操作に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能喪失事象

- 1 原子炉冷却機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、ポニーモータによる1次主循環ポンプによる強制循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の冷却機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・1次主冷却系の冷却材ナトリウムの自然循環により、原子炉を冷却する

・ 1次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、原子炉を冷却する等の設計である。

1次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

#### - 2 崩壊熱除去機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、2次主冷却系の自然循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の崩壊熱除去機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

・ 2次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、補助冷却器及び送風機を介して崩壊熱を除去する等の設計である。

2次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

#### (b) 原子炉格納容器の機能に期待することが困難な場合の措置

想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認すること。

#### (3) 炉心の著しい損傷を防止するための措置の有効性について

上記(2)(a)の「炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する」及び(b)の「炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的には、以下の要件を満たすものであること

燃料ペレットが溶融しないこと

事象発生時の急速な温度上昇により被覆管が破損しないこと

冷却材であるナトリウムが沸騰しないこと

(b) 原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力が、設計圧力又は限界圧力を下回ること

(c) 原子炉冷却材バウンダリにかかる温度が、設計温度又は限界温度を下回ること



(d) 上記(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

### (原子炉格納容器の破損の防止)

#### (4) 原子炉格納容器の破損に至る可能性のある BDBA 事象の選定について

ナトリウム冷却型高速炉では、炉心の著しい損傷に至り、燃料が移動した場合に、即発臨界を超過するポテンシャルを有するため、再臨界及び再臨界による機械的エネルギー放出に対する対策が必要である。

また、ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5PRA 評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。

このため、常陽については、上記(1)の想定する事故シーケンスグループを対象として、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する措置に有効性があることを確認することとする。

なお、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事象としては、以下の2類型が考えられる。

##### (a) 原子炉停止機能喪失型

後備炉停止系制御棒の挿入に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

##### (b) 崩壊熱除去機能喪失型

原子炉の自然循環冷却又は補助冷却設備による強制循環冷却に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

#### (5) 原子炉格納容器破損を防止する措置の有効性について

上記(4)の「有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 溶融炉心物質を原子炉容器内で安定的に冷却し、原子炉容器内に閉じ込めること。  
その際、原子炉容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

(b) (a)が成立しない場合には、原子炉容器外に漏えいした溶融炉心物質及びナトリウムが原子炉容器の外側に設置される安全容器により保持され、溶融炉心物質が安定的に冷却されること。その際、安全容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が、設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること
- (d) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。具体的には、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること
- (e) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- (f) 溶融炉心物質の集積により再臨界を生じたとしても、(a)又は(b)の要件を満足すること
- (g) 原子炉格納容器内の空気雰囲気中に漏れいしたナトリウムの燃焼が生じたとしても、(c)及び(e)の要件を満足すること
- (h) 上記(a)、(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

(6) 解析コードの取扱いについて

炉心の著しい損傷後の事象進展評価に用いる解析コードについては、実験等を基に検証され、適用範囲が適切な解析コードを用いる。ただし、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、感度解析により不確かさが解析結果に与える影響の範囲を確認することや、合理的に考えられる保守的な物理モデルにより解析対象とする事象を代表し、保守的な物理モデルから得られた解析結果を基に、防止措置の有効性を判断する。

3. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

常陽については、全炉内蓄積量が発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較しても相対的に少ないこと、長期的な環境影響の観点から Cs-137 に着目し、大気への放出割合として、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したとしても 100TBq を下回ること、また、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備を要しないこととしたい。

【参考、別表添付省略】

令和3年度原子力規制委員会  
第15回会議議事録

令和3年6月23日（水）

原子力規制委員会

令和3年度 原子力規制委員会 第15回会議

令和3年6月23日

10:30～12:50

原子力規制委員会庁舎 会議室A

議事次第

- 議題1：中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査の結果の案の取りまとめ（案）
- 議題2：日本原燃株式会社濃縮・埋設事業所第二種廃棄物埋設事業変更許可申請書に関する審査の結果の案の取りまとめ（案）
- 議題3：審査実績を踏まえた規制基準等の記載の具体化・表現の改善のための関係規則解釈等の整備について
- 議題4：日本原子力学会標準「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順」に係る技術評価の実施
- 議題5：高速実験炉「常陽」における大規模損壊に対する対応等の整理
- 議題6：国際原子力機関（IAEA）による「2020年版保障措置声明」の公表

○更田委員長

御意見はありますか。順番に行きますか。

まず、2. の「(1) 格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準」ですけれども、山中委員、私、実用炉の有効性評価だって、議論のほとんどは、100TBqを下回っているかどうかなんていうことは議論のほんの一部。確かにこれは掲げてはいるのかもしれないけれども、議論のほとんどは、まともな有効性評価になっているか、そして、実際、その評価で取っている手順というのがやれるかどうかという議論をしているのであって、実際、

初期の審査、川内（川内原子力発電所）の審査や大飯（大飯発電所）の審査でもそうだけれども、成功パスの結果ですからね、そこで示されるソースタームというのは。

ですから、それが5.6TBqであったり、6.2TBqだったという説明を受けるわけだけれども、成功パスでのソースタームのたかが、悪い言い方ですけれども、5TBqだとか10TBqだとかというのは、そんなことを私たちは見ていませんよね。それよりも、十分なきちんとした成功パスが描けているかどうかというところを有効性評価で見ているのだと思うので、（1）は別に問題はないも何もないというのが私の意見なのですけれども。

○山中委員

そのとおりだと思います。更田委員長の言われたような表現を付け加えるか、直すかしていただいた方がいいかもしれないですね。

○更田委員長

重大事故ですので、重大事故で起こり得る現象について、十分きちんとした検討ができているのか、それに対する対策が考えられているかという。有効性評価は、具体的な評価結果を目の前にすることによって、議論を深めることができるというところに意味があるのであって、その結果の数値にはほとんど余り、私は意味があるとは思っていないので、そもそもこちらの投げかけが、こんな投げかけをしていないというような気はします。

問題は（2）で、これはオープンクエスチョンで書いてきているのですけれども、要するに、大規模損壊対策と呼ぶかどうかなんていうことは、また原子力規制委員会にとってというか、実質に関しては、それをどう呼ぼうかという話なのですけれども、設計基準事象に対する対処と、それから、重大事故等対処、この二点を見ていった上で、更に、実用炉ではそれを、実用炉ではたまたま、たまたまというのは、決めているからそうではないのだろうけれども、大規模損壊対策と称して考慮を求めている。

では、ナトリウム冷却炉である常陽でDB(DBA＝設計基準事故)とSA(シビアアクシデント(重大事故))を見たら、その先は要らないかといったら、実用炉はインベントリが大きいというのが、ほかの施設に比べれば、特徴というか、当たり前だけれども、あると。では、常陽だったら何だろう。冷却材はナトリウムだよねと。その特徴に対しては見ないでいいのかというと、そうではないのではないかとというのが前回申し上げたところなのです。

ですから、大規模ナトリウム火災の対応が必要と。私が先に意見を言って申し訳ないけれども、私はしっかりした議論をしてほしいと思いますし、どう対処するのかというのは、説明を受けて、対応について、設備についても聞くべきだと思います。

もう一つの常陽の特徴は、発電用原子炉と違って、発電会社が運用しているわけではないというのが特徴ですね。サイト内に、原子力発電所だったら、みんな発電に関わる人たちがいるのですけれども、大洗研究所は学生も出入りするし、研究者の方が、多分、数は分からないけれども、様々な施設があってではない。

そういったサイトでの事故対応というのはどうなのだと。それがソフトで補えないものだったら、ハードはどうなるのかというところは、審査でしっかり聞かれるべきだと思う

し、繰り返しますけれども、それを大規模損壊と呼ぶかどうかは別として、大規模なナトリウム火災だとか、SAの想定を超えるような事態が起きたときに、一体どういう対処がなされるのかというのは、私は、常陽に関しては、聞いた方がいいのではないかと思いますけれども、いかがでしょうか。

山中委員。

○山中委員

私も、基本的に要求する根拠として、大規模損壊と呼ぶのか、Beyond DBA（多量の放射性物質等を放出する事故）を更に超えたという、そういう事象を考えるということに対応するのかというのは、考えないといけないところかも知れませんが、格納容器の破損の程度、あるいはそれに伴ってナトリウムが大規模に漏えいして火災を起こしたと。そういう事象というのは、やはり考えなければならぬと考えます。対策と体制、その二つはきちんと審査の中で見ていくべきだろうと思っています。

また、更田委員長長の御指摘のとおり、実際に運用しているのがJAEA、設置者ですし、大洗には試験研究炉がほかにもございますので、きちんと大洗地区で対応できるような体制になっている、あるいは対策になっていると。ハード、ソフト面、両方ともそういう対策が取られているということを審査の中で確認すべきであると考えます。

○更田委員長

ほかにありますか。

田中委員。

○田中委員

この資料の2ページ目の下のところに、質問というか、ありましたので、私なりにも考えました。試験炉等でJRR-3は20MWで水冷却ですかね。高温ガス炉はガス冷却で30MWで、これに対しては大規模損壊。大規模損壊という言葉がいいかどうかは別にして、そういうことは余り対策を要求されていないと思いますが、それに対して常陽は100MWでナトリウム冷却だということがあって、大規模損壊ということは別にして、Beyond DBAを超えるというか、あるいはBeyond DBAをどのように幅広に見るかということはやはり必要かなと思います。

そういう観点では、やはりFP(核分裂生成物)、放射性物質を含んだナトリウムが火災を起こすときに、それを消火するということは必要かと思うのです。それによって、ナトリウム中に含まれているFPの放出が若干減るでしょうし、そのようなことを要求して、考えさせているのかなと思います。

具体的にどの部分の火災をどうするかは、これは別の話かと思いますがけれども、やはりナトリウム火災を消す。それを大規模なナトリウム火災と見るか、あるいは一次ループの火災と見るかどうか、それは別にして、やはりナトリウム火災を消火剤をまくことによって消して、それに伴って、そこからのFPの放出も減るのだということは要求していいのかなと思いました。

以上です。

○更田委員長

ほかにありますか。

その上で、2ページ目の(2)の②で書かれている上から三つ目の▶は、これは格納容器破損防止対策が成立するかどうか、きちんと見ようとしている有効性評価の中で、不確かさが残る可能性があるのか、どのように考えるか。過度な不確かさは否定されるべきであって、そこでバツなのです。

だから、CV(原子炉格納容器)の破損防止対策として有効性評価をやったのだけれども、結果を見て、どうもこれは不確かさが大きくて何やら分からんとなって、格納容器破損防止対策としては対応できないから、では、それを超えて何らかの、大規模損壊と呼ぶかどうかは別として、やるからいいのですと、そういうふうに議論が流れない。

CV破損防止対策として求める有効性評価は、不確かさも含めて、その中の議論で格納されるべきであって、別途対策を取るからいいのですとは絶対にならないので、これは、要するに、バツなものはバツですということを何かごにやごにや書いているだけで、余りこの三つ目の▶は、私は意味がないと思っています。

ちょっと整理は必要かもしれないです。どのように呼ぶかということなんかは、呼び方というのは整理が必要だろうと思うし、それから、具体的にどういう議論をするのかというのは、これはその他の部分について、1.の①③についても、今後、事業者から説明を聴取するという事なので、それと併せて、今回議論した部分についても、更に、どういう方針で臨むかというのは、本日の議論を受けて方針の案を考えて、原子力規制委員会にまた諮ってもらいたいと思います。よろしいでしょうか。

(首肯する委員あり)

○更田委員長

ありがとうございました。



## 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」の新規制基準適合性審査の状況 －有効性評価に用いる解析コードの妥当性－

令和 4 年 2 月 2 4 日  
原子力規制庁

### 1. 経緯

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から、平成 29 年 3 月 30 日付けで高速実験炉原子炉施設「常陽」（以下「常陽」という。）の設置変更許可申請書が申請された（平成 30 年 10 月 26 日付け、及び令和 3 年 12 月 2 日付けで一部補正）。当該申請については、これまで審査チームにおいて、審査会合等を通じて申請内容の確認を進めてきており、申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について取りまとめ、今後の審査方針案とともに、令和 3 年 5 月 26 日及び 6 月 23 日に原子力規制委員会に報告し、指摘を受けた。

当該指摘を踏まえ、令和 3 年 7 月 26 日の審査会合において、審査チームとして、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDDB」という。）等に係る当面の審査において確認すべき事項を申請者に示し<sup>※1</sup>、審査を進めてきた。

### 2. BDDB の有効性評価に用いる解析コードの妥当性

審査チームは、申請者から、BDDB の有効性評価に用いる解析コードについては、検証実験の試験解析等により妥当性を確認していること、また、解析コードの不確かさ影響については、感度解析により不確かさの影響範囲を確認する、若しくは、解析条件を保守的に設定することで解析結果の保守性を確保していることを、審査会合等を通じて一通り説明を受けた。

審査チームとしては、申請者が BDDB の有効性評価に使用している解析コードについては、SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードを除いて、現時点において概ね論点はなく、有効性評価に用いることに問題はないと考える。

一方、原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用している SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードについては、

- ・炉心損傷後の再臨界や燃料－冷却材相互作用（FCI）といった、不確かさが大きい現象を取り扱う
- ・検証実験において実際の炉心物質を用いていない、又は、炉心物質を用いているものの小規模体系である、といった制約があることから、直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界がある

といった課題がある。

このため申請者は、SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードの解析条件として大きな保守性を想定することにより、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約を包絡す

<sup>※1</sup> 令和 3 年 7 月 26 日審査会合資料（審査チーム提示資料） 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」の新規制基準に係る設置変更許可申請に対する当面の審査の進め方

る保守的な評価を実施したとしているが、審査チームにおいて申請者の有効性評価結果が不確かさを包絡しているかを確認するため、原子力規制庁長官官房技術基盤グループによる追加の検討（個別の物理現象を要素ごとに分けて、再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに応じたナトリウム噴出量を評価する検討。以下、これを「要素評価」という。）を行うこととしたい。

以上の内容を審査チームの見解及び対応方針として別紙のとおり取りまとめたので、これを審議いただくものである。

### 3. 今後の進め方

2. の追加の検討については、要素評価の結果がとりまとめ次第、原子力規制委員会に報告する。

また、令和3年5月26日及び6月23日の原子力規制委員会で指摘を受けた、BDBAを超えた事象の想定及び対応については、「常陽」の施設の特徴を踏まえ、大規模なナトリウム火災を想定することとし、今後の審査において申請者の対策を確認し、原子力規制委員会に報告する。

別 紙：高速実験炉原子炉施設「常陽」のBDBAの有効性評価に用いる解析コードの妥当性

添 付 1：申請者が有効性評価に使用する解析コード

添 付 2：「常陽」の有効性評価に使用する解析コード（SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳ）の妥当性確認一覧

添 付 3：SIMMERコードによる有効性評価解析結果の要素評価による検討

別 表：審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請（新規制基準適合性）に係る審査状況【令和4年2月24日時点】

## 高速実験炉原子炉施設「常陽」のBDDBの有効性評価に用いる解析コードの妥当性

これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第21号）第53条に規定する多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止において、申請者が有効性評価に用いる解析コードの妥当性について審査チームの見解及び対応方針を整理した。

### 1. 要求内容

第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「BDDB」という。）が発生した場合において、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でなければならないことを要求している。

また、同条の解釈において、

- (1) 事故の想定に当たっては、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考慮すること
- (2) 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。
  - ① 燃料体の損傷が想定される事故として、冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等
  - ② 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故及び冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

を要求している。

### 2. 申請者が有効性評価に使用する解析コード

審査チームは、BDDBの拡大を防止するための措置のうち、上記1.(2)①の「燃料体の損傷が想定される事故」に対して講じる炉心損傷防止措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合にその拡大を防止する又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に講じる原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コードの妥当性を確認した。

申請者が、「高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方

針案」<sup>※1</sup>を踏まえ、審査会合において説明した有効性評価に使用する解析コードの妥当性についての概略、及び審査チームの見解を以下の表に示す。（詳細は添付1及び添付2のとおり。）

---

<sup>※1</sup> 令和3年5月26日 第10回原子力規制委員会にて事務局から説明した資料。（[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」の新規制基準適合性審査の状況及び今後の審査方針案について 別紙2](#)）

(1) 炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する解析コード

解析コード	概要	有効性評価で使用する事象過程※2	適用実績、検証実績	審査チームの見解
Super-COPD	ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである。 (開発元：日本原子力研究開発機構)	・炉心損傷防止措置 (ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS)	・前身の解析コード (炉心過渡解析コード「HARHO-IN」及びプラント動特性解析コード「COPD」) により常陽及びもんじゅの安全設計及び安全評価に適用された実績あり。 ・国際ベンチマーク解析において EBR-II の自然循環試験データとの比較を行い、冷却材温度の全体的挙動が再現できていることを確認。 ・常陽及びもんじゅで実施した自然循環試験等を対象とした試験解析により検証を実施。	・試験解析により妥当性を確認している。 ・解析結果に影響するパラメータの感度解析を実施し、不確かさの影響が限定であることを確認している。 ⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。
ASFRE	ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内に三角配列された燃料要素間の流路又は燃料要素とラッパ管で囲まれる流路を1つの流路 (サブチャンネル) としてモデル化できる単相サブチャンネル解析コードである。 (開発元：日本原子力研究開発機構)	・炉心損傷防止措置 (LF)	・常陽及びもんじゅの試作模擬燃料集合体を用いて実施した水流動試験により検証を実施。 ・模擬燃料集合体を用いて実施されたナトリウム熱流動試験により検証を実施。	・試験解析により妥当性を確認している。 ・解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることを確認している。 ⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。

※2 「常陽」のBDDB (炉心損傷防止措置及び原子炉格納容器破損防止措置) で想定する事故シーケンスグループは、以下の7事象。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF) (事象の概要は図6参照)
- ・過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) (事象の概要は図7参照)
- ・除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS) (事象の概要は図8参照)
- ・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) (事象の概要は図9参照)
- ・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) (事象の概要は図10参照)
- ・局所的燃料破損 (LF) (事象の概要は図11参照)
- ・全交流動力電源喪失 (SBO) (事象の概要は図12参照) (SBOの事象進展はPLOHSと同じとしている。)

(2) 原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

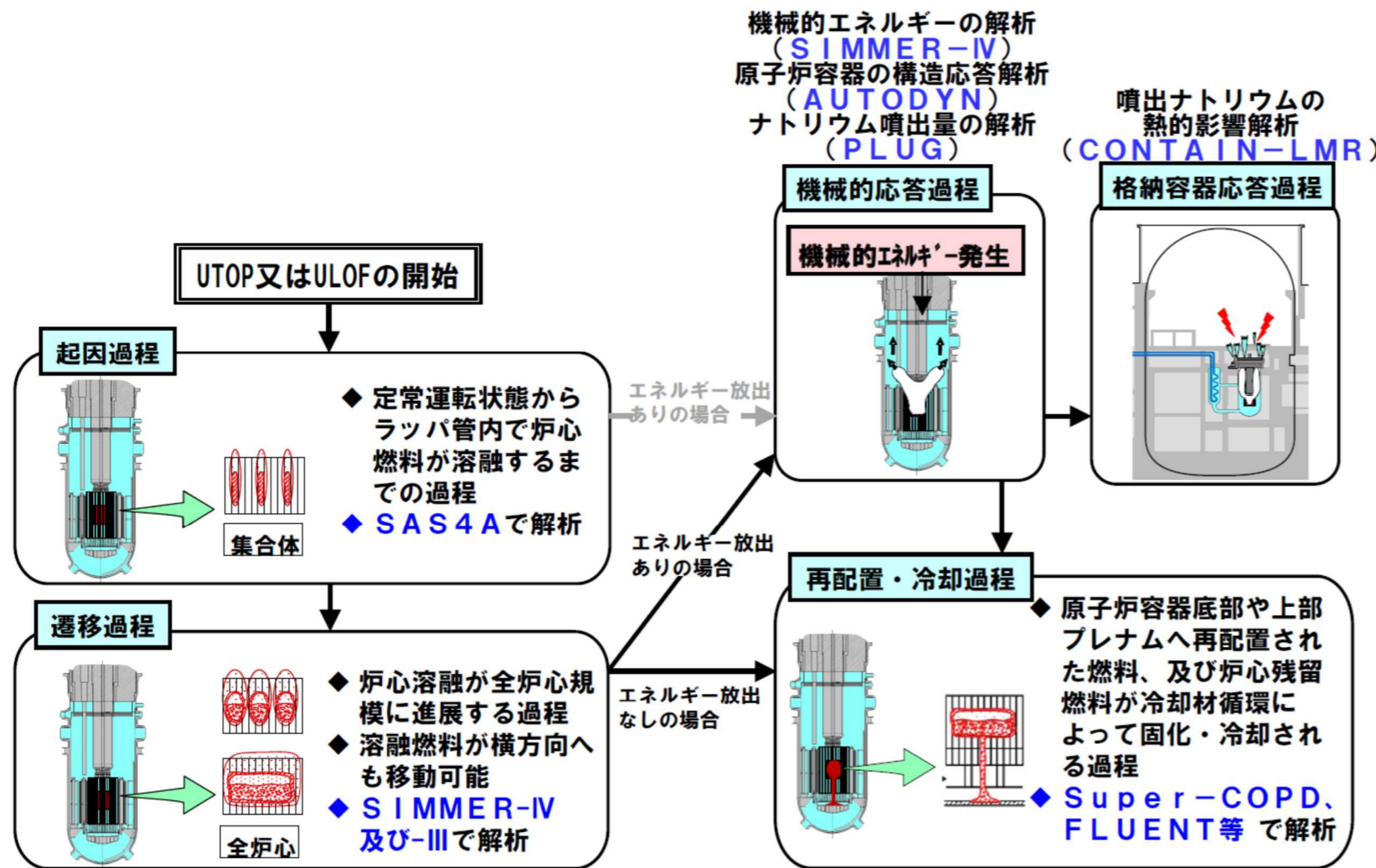


図 UTOP 又は ULOF の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

出典：第403回核燃料物質等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料1  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf> から抜粋

解析コード	概要	有効性評価で使用する事象過程※2	適用実績、検証実績	審査チームの見解
Super-COPD	「(1) 炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する解析コード」に同じ。 そのほか、Super-COPD のデブリベッド熱計算モジュールにより、原子炉容器下部プレナム底部に堆積したデブリベッド冷却を解析する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の再配置・冷却過程 (ULOF、UTOP)</li> <li>原子炉格納容器破損防止措置 (ULOHS)</li> <li>原子炉格納容器破損防止措置の原子炉容器外面冷却 (LORL、PLOHS)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>「(1) 炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する解析コード」に同じ。</li> <li>デブリベッド熱計算モジュールについては、ACRR 炉の D10 試験を対象とした試験解析により検証を実施。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>「(1) 炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する解析コード」に同じ。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。ただし、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却状態の評価に用いている、堆積する粒子径、空隙率等のパラメータに関する不確かさが、冷却に及ぼす影響を今後有効性評価の中で確認する必要がある。(3. 項 参照)</li> </ul>
SAS4A	炉心を構成する燃料集合体をグループ化し、炉心全体を複数の燃料集合体チャンネルで代表して解析する。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合し、1点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。 (開発元：米国アルゴンヌ国立研究所にて開発、その後、日本原子力研究開発機構が酸化燃料版のモデル改良を実施)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の起因過程 (ULOF、UTOP)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CABRI 炉内試験等の個別の要素試験解析により検証を実施。</li> <li>BDBA 事象及び評価指標 (措置の有効性を判断するための指標) に影響を及ぼす可能性のある物理現象 (以下「重要現象」という。) に対して影響度が高いと考えられるパラメータの感度解析を実施し、影響程度を確認。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認している。</li> <li>解析結果に影響するパラメータの感度解析を実施し、起因過程で生じる不確かさの影響が限定で、後続の遷移過程には殆ど影響しないことを確認している。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。</li> </ul>



解析コード	概要	有効性評価で使用する事象過程※2	適用実績、検証実績	審査チームの見解
SIMMER-IV及びSIMMER-III	<p>損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する解析コードで、それぞれ3次元直交座標及び2次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。</p> <p>(開発元: 日本原子力研究開発機構(元々のSIMMER-IIは米ロスアラモス国立研究所))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の遷移過程、機械的応答過程(SIMMER-IVのみ)(ULOF、UTOP)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>個別の要素試験解析により検証を実施している。</li> <li>ただし、燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)及び損傷炉心物質(燃料及びブスチール(被覆管、ラッパ管等)を含む放射性物質等。以下同じ。)のスロッシング挙動については、現象そのものの不確かさもあるため、試験結果を直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界がある。(添付2)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>不確かさを包絡する保守的条件で有効性評価を行っているが、検証実験に制約があり、実炉心規模へのスケールアップ適用性に不確かさがある。</li> <li>⇒当該コードが解析対象とする原子炉格納容器破損防止措置の遷移過程及び機械的応答過程の事象進展について、保守性の想定に合理性があるかを確認する必要がある。(3.項参照)</li> </ul>
FLUENT	<p>様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の解析コードの一つである。</p> <p>(開発元: ANSYS社(米国))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の再配置・冷却過程(ULOF、UTOP)</li> <li>原子炉格納容器破損防止措置の炉外事象過程、原子炉容器外面冷却(LORL、PLOHS)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一般産業分野でも使用実績あり。</li> <li>開発元にて基本性能確認が行われている他、個別の要素試験解析を実施。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認している。</li> <li>解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることを確認している。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。</li> </ul>
AUTODYN	<p>種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用の解析コードである。流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与える事象にも適用でき、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。</p> <p>(開発元: ANSYS社(米国))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の機械的応答過程(ULOF、UTOP)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>BWRの構造応答解析でも使用実績あり。</li> <li>開発元にて基本性能確認が行われている他、個別の要素試験解析を実施。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認している。</li> <li>解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることを確認している。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。</li> </ul>
PLUG	<p>原子炉容器の回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた原子炉格納容器床上(空気雰囲気)へのナトリウムの噴出量を解析する。</p> <p>(開発元: 日本原子力研究開発機構)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の機械的応答過程(ULOF、UTOP)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単純な体系を用いて基本的な機能が確認できる解析条件を設定し、理論解と解析結果との比較により妥当性を確認。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認している。</li> <li>解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることを確認している。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。</li> </ul>
CONTAIN-LMR	<p>シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で生じるナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等の個別現象解析コードを統合したモジュラー型のコードシステムである。解析体系をセルと呼ぶ単位に分割し、各セルの圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等を解析する。環境に放出される放射性物質の種類と量(ソースターム)を評価できる。</p> <p>(開発元: 米国サンディア国立研究所にて開発、その後、日本原子力研究開発機構が独自のモデル改良を実施)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器破損防止措置の格納容器応答過程(ULOF、LORL、PLOHS)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>コード内の個別の解析モジュールの一部は安全審査で使用した実績あり。</li> <li>個別の要素試験解析により検証を実施。</li> <li>重要現象に対して影響度が高いと考えられるパラメータの感度解析を実施し、保守的な条件を設定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認している。</li> <li>解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることを確認している。</li> <li>⇒有効性評価に用いることに特段の論点はない。</li> </ul>

### 3. 審査チームからの指摘事項及びその回答並びに審査チームとしての見解

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

#### (1) 損傷炉心物質の大規模な凝集に伴う即発臨界超過の妥当性

申請者から受けた説明では、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳにおいて、即発臨界超過によるエネルギー放出に直接影響する重要現象として炉内 FCI 及び損傷炉心物質のスロッシングを挙げているが、これら重要現象については、現象としての不確かさが大きいことや、検証実験において実際の炉心物質を用いていない又は炉心物質を用いているものの小規模体系であるといった制約があり、不確かさを包絡する保守的な想定として、炉内 FCI 圧力を検証実験結果よりも大きく与える又は損傷炉心物質の流動方向を制限して凝集を促進する評価を実施するとしている。

このため、審査チームからは、以下を指摘し、対応を求めた。

- ① 未熔融の固体状の燃料物質の移行挙動を大きくとる想定や、損傷炉心物質の流動方向を制限する想定が、損傷炉心物質の流動性から見ても、「常陽」の炉心の特徴を考慮して、保守的な想定であるか説明すること。
- ② 損傷炉心物質を凝集させる駆動力としては FCI、スチールの蒸気圧力、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス圧力が考えられるが、損傷炉心物質の凝集には、圧力の大きさのみでなく、圧力が発生する場所や発生時期にも依存すると考えられるので、これらの影響を感度解析により確認すること。
- ③ 2次元軸対象解析体系による炉心損傷評価では、炉心中心に向けた燃料凝集が発生しやすくなるようにし、炉心径方向及び炉心下部への損傷炉心物質の流出を無視することにより保守的な条件設定とする説明をしているが、保守的な条件設定の積み上げだけでなく、上記②のように、炉心内の流動状態の差が炉心平均燃料温度に与える影響についても確認すること。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

- ① 起因過程後、遷移過程初期から損傷炉心物質が凝集して即発再臨界によるエネルギーを放出するまでの期間における炉心損傷状態は、現実的には、炉心損傷の進展とともに崩落した燃料ペレットが長時間にわたり緩慢な加熱速度により昇温されるため、実験的知見に基づけば、大規模なスエリングが発生し、スエリングした未熔融の燃料ペレットとその間隙を熔融スチールが満たしている炉心熔融プールを形成した状態となり、少なくとも炉心高さの約 70%程度が占められると予想され、この炉心熔融プールは流動性が極めて低い状態（全炉心規模のスロッシングが起こりにくい状態）にあると考えられる。この場合の現実的な遷移過程の事象推移としては、核発熱による炉心中心付近の熔融で引き起こされる限られた範囲でのスロッシングや燃料凝集に留まり、その結果発生する即発臨界超過に伴う発生エネルギーは限定されることが考えられる。



- ② 上記①で考えられる現実的な遷移過程の事象推移を踏まえ、SIMMER-Ⅲ又はSIMMER-Ⅳによる解析においては、損傷炉心物質が形成する炉心溶融プールが全炉心規模でスロッシングし、燃料凝集による即発再臨界超過に伴う発生エネルギーを現実よりも大きく見積もるため、
- a) 現実的には固体状態で炉心底部に沈降すると考えられる未溶融の固体状の燃料物質に対しても、溶融スチールと同様に流動性を持たせ、損傷炉心物質が粘性率ゼロで流動する、
  - b) 燃料ペレットのスエリングを考慮せず、100%製造時密度で沈降するものとして、炉心内の自由空間を大きくとる、
- 想定とするケースを基本ケースとして選定する。
- ③ 上記②を前提条件として、SIMMER-Ⅳによる3次元解析体系においては、損傷炉心物質の対角位置において、1箇所又は2箇所同時の炉内FCIの発生により損傷炉心物質の移動・凝集を考慮し、その発生タイミングを変えて即発再臨界超過に伴う炉心平均燃料温度に関する感度解析を実施し、最も炉心平均燃料温度が高く評価されたケースを不確かさケース1として選定する。
- ④ 上記②を前提条件として、損傷炉心物質の凝集を促進させるための流動性の想定については、SIMMER-Ⅲによる2次元軸対象解析体系として損傷炉心物質の周方向流れを無視し、損傷炉心物質の移動方向を径方向及び鉛直方向の流れに制限することで損傷炉心物質を凝集しやすくする保守的なケースを不確かさケース2として選定する。
- ⑤ 上記④の不確かさケース2において最大の炉心平均燃料温度を評価しているが、常陽の溶融炉心挙動は、損傷炉心物質の流動が出力変動を生起し、その出力変動がその後の損傷炉心物質の流動に影響を与えるという自己再帰的な現象である。このため、損傷炉心物質が凝集して即発再臨界を超過すれば指数関数的に出力が上昇するため、損傷炉心の初期状態の微少な違いで出力変動が生じるといった鋭敏性を有する非線形性挙動であることを踏まえ、その影響を評価するために、初期状態の微少な違いを与えた多数の解析を実施し、統計的な検討により炉心平均燃料温度が最も高い解析ケースの結果を採用した。

以上を確認できたが、審査チームとしては、申請者が考えるSIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳによる損傷炉心物質の凝集を促進するための想定に保守性があることを確認するため、原子力規制庁において、損傷炉心物質の凝集挙動及び即発再臨界に伴うエネルギー放出といった、個別の物理現象の要素ごとに評価（以下「要素評価」という。）を実施し、申請者の解析結果と比較及び考察を行うこととしたい。

## (2) 損傷炉心の核的挙動の妥当性

申請者から受けた説明では、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳにおいて、損傷炉心の核的挙動の妥当性確認として、FCAでの試験結果と比較しているが、当該試験は燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象（燃料スランピング）を模擬したもので、損傷炉心としての形状は比較的単純である。

このため、審査チームからは、ナトリウム冷却型高速炉の炉心崩壊事故における即発臨界超過時のように、炉心物質の配位が空間的に大きく変化する状況では、燃料凝集量と凝集速度に応じた正反応度とフィードバック反応度に依存して放出エネルギーや放出速度が決まり、原子炉出力が急速に変化するため、こういった炉心状況に対しても、適切に核的挙動を評価できるかを指摘し、対応を求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

- ① ULOF 遷移過程における損傷炉心の核的挙動を評価する改良準静近似に関して、大きく損傷した炉心の物質配位に応じた中性子束分布が評価できること、また、その中性子束分布に基づき物質配位の変動を考慮した空間依存動特性が適切な時間ステップで評価できることを、適用性検討のためのベンチマーク体系を他の解析手法と比較すること等により確認した。
- ② また、空間依存動特性における動特性パラメータには核データ等に起因する誤差が含まれるが、即発再臨界に伴う放出エネルギーに対しては、燃料凝集量と凝集速度に依存する出力上昇効果と燃料分散等の負のフィードバック効果が支配的であり、その効果に比べ、動特性パラメータの誤差の影響は小さいものであることを確認した。

以上を確認できたことから、審査チームとしては、現時点において、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳにより、損傷炉心の核的挙動を評価することは合理的であり、特段の論点はないと考えている。

## (3) 即発臨界超過による熱エネルギーの機械的エネルギーへの変換過程の妥当性

申請者から受けた説明では、即発臨界超過により発生する機械的エネルギーが、不確かさを考慮した最も厳しい評価結果を与える場合で 3.6MJ 程度<sup>※3</sup>であること、また、機械的エネルギーの不確かさ影響については、機械的応答過程初期の熱エネルギーの影響が最も大きいとしている。

このため、審査チームからは、本申請における最も厳しい機械的エネルギーの評価結果が、既許可においてこれに相当する仮想事故における機械的エネルギー（既許可では「有効破壊エネルギー」と表現）に比べて大きく低減されていることから、本申請における機械的エネルギーの評価に当たって、熱エネルギーが散逸する過程

<sup>※3</sup> 外部電源喪失を起因とした ULOF 事象のうち、不確かさ影響評価を実施したケース。

及び機械的エネルギーへ変換される過程を示し、当該過程における主要な物理現象の不確かさ影響に比べ、初期の熱エネルギーの影響が十分に大きいことを示すよう指摘し、対応を求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

- ① 従来のナトリウム冷却型高速炉の安全評価として、1970年代の米国 FFTF (1980年臨界) 及び仏国 Phénix (1973年臨界) の2事例については、熔融燃料の熱エネルギーが瞬時に冷却材ナトリウムに移行し、ナトリウム蒸気を大気圧まで膨張させることで、原子炉容器等に機械的負荷を与える機械的エネルギーを評価する手法が採用されていた。その後、米国クリンチリバー増殖炉 (CRBR) (計画中断) 及びもんじゅ (1994年臨界) においては、より現実的な想定とするため、解析コードを用いた評価を行うことにより、従来よりも過度な保守性を排除して燃料蒸気を大気圧まで膨張させることで、機械的エネルギーを評価する手法が採用されていた。こういった一連の機械的エネルギーの評価手法の高度化、精緻化の研究知見を取り入れ、常陽の本申請においては、炉心熔融後の機械的応答過程で実際に起きると考えられる現象を、SIMMER コードによって機構論的に解析できるようになり、既往の評価手法に比べ、機械的エネルギーをより現実的に評価した結果、発生量が小さくなったと考えている。
- ② SIMMER コードによる機械的エネルギーの評価においては、機構論的な解析を実施しており、原子炉容器等に機械的負荷等を与える、冷却材ナトリウム中における原子炉容器径スケールの固気液混相の蒸気泡 (いわゆる「CDA 気泡」) の生成については、1989年以降に実施された一連の THINA 試験等に基づき妥当性を確認した。
- ③ 即発臨界超過に伴い発生する熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換過程では、即発臨界直後の炉心内における圧力平坦化、燃料からスチールへの熱伝達、及び損傷炉心物質が炉心部から上部プレナムに放出される際に通過する炉心上部構造によるエネルギー低減の効果が大きい。これを確認するため、それぞれの効果の不確かさを見込んだ感度解析を実施した結果、基本ケース及び不確かさケース2の機械的応答過程初期におけるエネルギーの相違による差を超えることはないことを確認した。

以上を確認できたが、機械的エネルギーに影響する重要現象の一つである FCI については、既往研究における理論的考察から、熔融燃料と液単相状態のナトリウムとの接触により生じる熱膨張による圧力上昇 (いわゆる「Phase A 現象」) の重要性の議論がなされているため、審査チームとしては、Phase A 現象に関する実験的及び理論的検討の結果も踏まえ、Phase A 現象が原子炉容器等に与える機械的負荷等の影響について説明するように申請者に求めた。その結果については、今後有効性評価の中で確認する。

また、審査チームとしては、申請者が考える即発臨界超過に伴い発生する熱エネ

ルギーから機械的エネルギーへの変換過程の想定が妥当であることを確認するため、原子力規制庁において、CDA 気泡の発生、膨張及び凝縮、その結果回転プラグ底面に発生する圧力、並びに圧力により駆動されるナトリウム噴出といった、要素評価を実施し、申請者の解析結果と比較及び考察を行うこととしたい。

#### (4) デブリベッド冷却解析の妥当性

申請者から受けた説明では、溶融した残留炉心物質の一部は、炉心内に存在する制御棒駆動機構下部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管を通じて下部プレナムへ流出し、液体ナトリウム中で固化・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するとし、その冷却状態を Super-COPD に組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールで評価するとしている。

このため、審査チームからは、原子炉容器内での損傷炉心物質の閉じ込め成立性については、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積する際に微細化してデブリベッドが形成されることが前提となることから、デブリベッド形成のメカニズム、粒子径や空隙率の根拠、及びその不確かさとデブリ安定冷却に関する解析評価の妥当性について説明するよう指摘し、対応を求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

- ① デブリベッド熱計算モジュールで採用しているモデルは、MAAP コードの MCCI モデルによるデブリ冷却性評価と同じであり、MAAP コードにおいて当該モデルの試験解析にデブリの粒径分布の質量中央値を用いていることを踏まえ、常陽の有効性評価でもこれに準じている。
- ② 損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積して形成されたデブリベッドについては、海外実験データに基づいて粒子径や空隙率の範囲、デブリベッドの等価熱伝導率を設定し、実験で得られたデータ範囲を踏まえて不確かさ影響を確認する。

以上を確認できたが、

- ① 常陽のデブリベッド熱計算モジュールについては、ACRR 炉の D10 試験を対象とした試験解析により妥当性を確認しており、その際、デブリの粒径分布の Sauter 平均値を解析における粒子径として採用していることから、有効性評価での解析における粒子径の考え方とは異なること、
  - ② 一般に粒径分布の Sauter 平均値は質量中央値よりも小さな値を与える傾向にあり、小さな粒子径はデブリベッド最高温度を高め評価すること、
- から、審査チームとしては、有効性評価での解析における粒子径の考え方及び粒子径、空隙率等のパラメータに関する不確かさが、デブリベッドの安定冷却に及ぼす影響について整理し、説明するように申請者に求めた。その結果については、今後有効性評価の中で確認する。

#### 4. 有効性評価に用いる解析コードに対する今後の審査の進め方

審査チームは、申請者が「常陽」の有効性評価に使用するとしている解析コードについては、重要現象に対して試験解析により一定の妥当性確認を行っていること、評価指標に影響が大きいと考えられる解析条件等については感度解析を行いその影響を確認するとしていること、実際の炉心物質を用いていない又は炉心物質を用いているものの小規模体系である等の制約があり、試験結果を直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界がある重要現象については、原子炉の安全性の評価に重要と考えられる、即発再臨界に伴う放出エネルギーを大きく評価するため、あえて保守的な条件設定により想定される事象進展の不確かさを包絡する解析を実施するとしていることを確認した。

審査チームとしては、申請者が「常陽」の有効性評価に使用するとしている解析コードについては、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳコードを除いて、現時点において概ね論点はなく、これらの解析コードを有効性評価に用いることに問題はないと考えている。

一方、申請者は、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳコードについて、解析条件として大きな保守性を想定することにより、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約を包絡する保守的な評価を実施したとしているが、審査チームにおいて申請者の有効性評価結果が不確かさを包絡しているかを確認するため、原子力規制庁において、以下の要素評価を実施し、追加の検討を行うこととしたい。(添付3参照)

##### (1) 熔融炉心の凝集による即発再臨界に伴う放出エネルギー評価

炉心構成物である MOX 燃料及び炉心構造材（スチール）を対象に、損傷炉心物質の代表的な凝集挙動（重力による炉心崩壊、スロッシングによる揺動等）を仮定して、モンテカルロコードにより「反応度挿入率」を評価する。得られた反応度挿入率を基に、1点炉近似動特性解析により、即発再臨界に伴う「放出エネルギー」を評価する。

##### (2) 放出エネルギーをもとにしたナトリウム噴出量評価

(1) で得られた放出エネルギーを基に、1次元評価体系により冷却材ナトリウム中の CDA 気泡（燃料、ナトリウム、炉心構造材の混合蒸気）の膨張及び凝縮の過程を経て変換された「機械的エネルギー」及び「機械的エネルギーへの変換割合」、並びに原子炉容器上部構造及び回転プラグ底面に発生する圧力及び変位を評価するとともに、原子炉容器から原子炉格納容器内に放出される「ナトリウム噴出量」を評価する。

今後、要素評価の実施結果を取りまとめ、原子力規制委員会に報告する。

## 申請者が有効性評価に使用する解析コード

審査チームは、BDBA の拡大を防止するための措置のうち、「燃料体の損傷が想定される事故」に対して講じる炉心損傷防止措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合にその拡大を防止する又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に講じる原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コードの妥当性を確認した。

申請者が、「高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案」を踏まえ、審査会合において説明した有効性評価に使用する解析コードの妥当性についての内容、及び審査チームの見解を以下に示す。

### 1. 解析コードで取り扱う重要現象の特定

炉心損傷防止措置又は原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に対して、BDBA 事象の推移を踏まえて、注目する評価指標に対して影響すると考えられる、解析上必要な物理現象を抽出した。当該物理現象については、プラントシステムの階層構造分析<sup>※4</sup>を参考に、有効性評価で解析対象とする「常陽」の物理領域を展開して階層化して評価を行い、当該物理現象が階層構造分析結果に含まれていることを確認した。

当該物理現象に対して、重要現象を抽出するために、物理現象ごとに BDBA 事象推移に対する影響が大きいと考えられる順に、「H」、「M」及び「L」のランク付けを行い、「H」及び「M」に分類される物理現象を重要現象として抽出した。

### 2. 申請者が使用している解析コード

#### (1) 炉心損傷防止措置の有効性評価

事故シーケンスグループのうち、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS (SBO の事象進展は PLOHS と同じとしている。) に対しては、主炉停止系制御棒又は代替措置である後備炉停止系制御棒の挿入により原子炉の停止に成功する状況における炉心の冷却状態を解析するため、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能及び炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである Super-COPD を使用している (図 1)。

LF については、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の局所的な閉塞に伴う燃料要素の冷却状態の悪化を解析するため、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラッパ管で囲まれる流路を 1 つの流路 (サブチャンネル) としてモデル化し、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することが可能な単相サブチャンネル解析コードである ASFRE を使用している (図 2)。

<sup>※4</sup> 米国 NRC の RG1. 203 及び日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準:2008」で用いている EMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析手法

## (2) 原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価

- ① ULOF 及び UTOP については、炉心損傷防止措置で整備した後備炉停止系制御棒の挿入に失敗し、炉心損傷に至った後、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象を解析する。LF については、燃料集合体内流路の閉塞により燃料要素が破損し、炉心損傷に至った後、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象となるが、炉心損傷後の事象進展は ULOF に包絡される。このため、ULOF 及び UTOP を代表として、炉心燃料の溶融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器や原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、これを5つの過程に分けて解析を行っている（図3）。具体的には、以下のとおりとしている。
  - a. 定格運転状態からラッパ管内で炉心燃料が溶融するまでの「起因過程」については、炉心を構成する燃料集合体を複数のチャンネルで模擬し、炉心全体の事故進展挙動を解析できる SAS4A を使用している。
  - b. ラッパ管の溶融から炉心溶融が全炉心規模に進展し、損傷炉心物質がラッパ管外の水平方向へも移動可能となる「遷移過程」については、損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析できる SIMMER-Ⅲ 又は SIMMER-Ⅳ を使用している。
  - c. 遷移過程において即発再臨界によるエネルギー放出があった場合に、原子炉容器本体の損傷や原子炉容器上部からのナトリウム噴出の可能性のある「機械的応答過程」には、炉心で発生する熱エネルギーによる冷却材等の沸騰、膨張等により発生する機械的エネルギーを解析できる SIMMER-Ⅳ、原子炉容器内の圧力変化による原子炉容器の機械的な変形等を解析できる AUTODYN、原子炉容器と回転プラグの隙間から原子炉格納容器床上（空気雰囲気）に噴出するナトリウム量を解析できる PLUG を使用している。
  - d. 損傷炉心物質が炉心部から原子炉容器底部又は上部プレナムを經由して材料照射ラック底部若しくは炉心支持台上面へ移行し、再配置された後、冷却材循環によって長期的に冷却される「再配置・冷却過程」において、炉心部に残留する損傷炉心物質の冷却状態には、多次元熱流動挙動や流体と構造材の伝熱等を解析することが可能な汎用計算流体力学コードである FLUENT、損傷炉心物質の一部が炉心部から流出し、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部に堆積した粒子状のデブリベッドの冷却状態の解析には Super-COPD（デブリベッド熱計算モジュール）を使用している。
  - e. 原子炉容器から原子炉格納容器床上（空気雰囲気）にナトリウムが噴出し燃焼する「格納容器応答過程」については、原子炉格納容器に生じる圧力及び温度、ナトリウム-コンクリート反応に伴い発生する水素、及び燃焼等の結果生じるエアロゾルの挙動を解析することが可能な CONTAIN-LMR を使用している。

- ② LORL 又は PLOHS については、炉心損傷防止措置で整備した安全容器又はサイフォンブレイク弁操作による原子炉容器内のナトリウム液位確保に成功したとしても、崩壊熱除去に失敗した場合には炉心損傷に至るため、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象を解析する。このため、炉心燃料の熔融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器や原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、事象の進展が複雑となることから、事故シーケンス全体を2つの過程に分けて解析を行っている（図4）。具体的には、以下のとおりとしている。
- a. 炉心が露出し損傷に至った場合、原子炉容器底部に堆積した損傷炉心物質により原子炉容器はクリープ破損する可能性を考慮した上で、損傷炉心物質が安全容器内に移行する「炉外事象過程」を想定し、安全容器外面冷却の熱流動挙動を解析することが可能な FLUENT を使用している。
  - b. 原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止するために1次アルゴンガス系に設置する安全板の開放又は安全容器外での配管の破損（内管及び外管破損の重畳）により、原子炉冷却材バウンダリから原子炉格納容器床下（窒素雰囲気）にナトリウムが漏れいする「格納容器応答過程」については、原子炉格納容器床下（窒素雰囲気）のナトリウムの熱的影響やナトリウム蒸気から生じるエアロゾルの挙動を解析することが可能な CONTAIN-LMR を使用している。
- ③ UL0HS については、炉心損傷防止措置で整備した後備炉停止系制御棒の挿入失敗による原子炉の停止失敗を想定するが、1次主循環ポンプにより炉心の循環流量が維持され、負の反応度係数等原子炉固有の特性により原子炉出力が低下し、炉心損傷に至ることはない。本事象の進展は、「① 炉心損傷防止措置の有効性評価」と同様であり、事象の解析には、Super-COPD を使用している。

以上の有効性評価に使用する解析コードの一覧を表1に、概要を表2に示す。

### （3）解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

#### ① Super-COPD

- a. Super-COPD は、その前身の解析コード<sup>※5</sup>により「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績がある。また、Super-COPD としては、国際ベンチマーク解析に使用した実績がある。
- b. 炉心損傷防止措置及び原子炉格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - b. - 1 炉心及び原子炉容器における冷却材熱流動、炉心流量再配分等の重要

<sup>※5</sup> 「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」及び「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」



現象のモデルについては、「常陽」MK-II 自然循環試験<sup>※6</sup>、「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験<sup>※7</sup>及びEBR-II 自然循環試験<sup>※8</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

- b. - 2 1次主冷却系及び2次主冷却系における冷却材の強制循環及び自然循環、主中間熱交換器熱交換、主冷却機除熱等の重要現象のモデルについては、「常陽」MK-II 自然循環試験、「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験、「もんじゅ」1次主冷却系自然循環予備試験<sup>※9</sup>、「もんじゅ」冷却系自然循環模擬試験<sup>※10</sup>、「もんじゅ」空気冷却器自然循環通風測定試験<sup>※11</sup>及びEBR-II 自然循環試験を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 原子炉格納容器破損防止措置における重要現象のうち、原子炉容器下部プレナム底部に堆積したデブリベッド冷却におけるデブリベッド伝熱モデルについては、ACRR 炉のD10 試験<sup>※12</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
- d. - 1 炉心損傷防止措置に係る有効性評価解析において、有効性評価における評価項目（以下「評価項目」という。）である燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度への影響が大きいと考えられるドップラ係数、燃料温度係数等の各種反応度係数、制御棒引抜反応度、崩壊熱及び原子炉トリップ信号設定値の不確かさの影響を考慮して感度解析を実施し、各種反応度係数の最高温度への影響は限定的であることを確認

※6 「常陽」MK-II 炉心の100MW 出力運転状態から原子炉をスクラムさせるとともに、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを同時に停止させ、1次主冷却系及び2次主冷却系を自然循環状態、主冷却機を自然通風状態として、崩壊熱除去を確認した試験で、温度、流量を計測したもの。

※7 「もんじゅ」の電気出力40%状態においてタービンがトリップし、1次主冷却系及び2次主冷却系はポニーモータによる強制循環、補助冷却設備の空気冷却器は送風機による強制通風による崩壊熱除去運転を行った試験で、温度、流量を計測したもの。

※8 米国の高速増殖実験炉「EBR-II」において、原子炉をトリップさせ、1次主冷却系に設置する補助電磁ポンプを起動せずに、自然循環とした試験で、温度、流量を計測したもの。

※9 「もんじゅ」で1次主冷却系及び2次主冷却系が約325℃の等温保持状態から、補助冷却設備からの除熱により1次主冷却系に温度差を付加し、1次主冷却系内で自然循環を発生させた試験で、温度、流量を計測したもの。

※10 1次主循環ポンプを定格運転、2次主冷却系をポニーモータ運転、補助冷却設備を自然通風除熱モードとし、系統内のナトリウム温度を325℃に保持した状態から、2次主冷却系ポニーモータを停止し、補助冷却設備の空気冷却器出口のナトリウム温度設定値を315℃から240℃にステップ状に変化させた状態で、2次主冷却系に機器及び配管の高低差と温度差により自然循環流量を発生させた試験で、温度、流量を計測したもの。

※11 「もんじゅ」の炉心確認試験時に、空気冷却器が自然通風状態の空気冷却器周りの温度、流量を計測したもの。

※12 米国サンディア国立研究所のACRR 炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験のうち、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象とし、デブリ粒子（100% UO<sub>2</sub> 粒子）を液体ナトリウムに浸した冷却試験で、デブリベッド内に設置された熱電対により温度分布を計測したもの。

している。

- d. - 2 原子炉格納容器破損防止措置に係る有効性評価解析において、炉心部から流出する損傷炉心物質の流出量を保守的に多く設定することにより、原子炉容器下部プレナム底部に堆積するデブリベッドの冷却評価の保守性を確保していることを確認している。また、デブリベッドは実機では半球形状の原子炉容器底部に堆積し、厚さは非均一と考えられ、デブリベッドの厚さが異なることにより、デブリベッド内冷却材の自然対流が発達すると考えられるが、解析では、最大厚みを均一厚みとしたデブリベッドモデルとしており、温度を高め評価するモデルであることを確認している。

## ② ASFRE

- a. ASFRE は、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内熱流動挙動に係る研究に適用した実績がある。
- b. 炉心損傷防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のよう  
に試験解析により妥当性の確認を行っている。
- b. - 1 燃料集合体内における被覆管温度変化、冷却材温度変化の重要現象のモデルについては、PLANDTL-37 試験（ナトリウム試験）<sup>※13</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 2 燃料集合体内における速度分布の重要現象のモデルについては、「常陽」燃料集合体試験（水試験）<sup>※14</sup>、「もんじゅ」燃料集合体試験（水試験）<sup>※15</sup>及び PLANDTL-37 試験（ナトリウム試験）を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、炉心損傷防止措置に係る有効性評価解析において、評価項目である被覆管最高温度及び冷却材最高温度に影響を及ぼすと考えられる、閉塞部の厚さ、流路閉塞の形状等の解析条件を保守的な設定とするとともに、FP ガスジェット放出時の熱伝達率については実験結果<sup>※16</sup>を基に設定した保守的な値とすることにより、被覆管最高温度及び冷却材最高温度評価の保守性を確保していることを確認している。

※13 高流量の燃料集合体内熱流動特性を把握することを目的に、模擬燃料集合体（37 本燃料要素バンドル（電気ヒータ加熱））2 体を用いて実施したナトリウム熱流動試験で、集合体内の冷却材温度分布を計測したもの。

※14 高流量時の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「常陽」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験で、燃料要素バンドル区間の出入口圧力差を計測したもの。

※15 定格運転時の高流量から燃料交換時や自然循環時の低流量までの広い流量領域の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験で、燃料要素バンドル区間の出入口圧力差を計測したもの。

※16 R. E. Wilson ら（ANL）の FP ガス放出模擬実験によって取得された実験データ。

### ③ SAS4A

- a. SAS4A は、その前身の解析コードである SAS3D を「もんじゅ」の原子炉設置許可申請書等において、「技術的には起こるとは考えられない事象」（「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象、いわゆる「5項事象」）における起因過程の評価に適用した実績がある。また、SAS4A 自身は、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書の安全審査において参考評価として使用している。
- b. ULOF 及び UTOP 起因過程における原子炉格納容器破損防止措置の重要現象に関する解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - b. - 1 燃料定常照射挙動の重要現象のモデルについて、燃料の再組織化や FP ガスの生成と移動等の挙動に関して Phénix 炉における燃料要素の照射試験<sup>※17</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 2 冷却材熱流動挙動、燃料要素の熱的及び機械的挙動の重要現象のモデルについては、冷却材流量変化による燃料要素の温度変化、燃料の熔融挙動等について、CABRI 炉内試験（BI3 試験）<sup>※18</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 3 冷却材沸騰挙動の重要現象のモデルについては、冷却材流量減少や原子炉の出力上昇によって冷却材の昇温が生じ、部分的又は広範囲な沸騰（ボイド化）に至る挙動について、CABRI 炉内試験（EFM1 試験）<sup>※19</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 4 被覆管の熔融と移動挙動の重要現象のモデルについては、冷却材の沸騰及びドライアウトにより被覆管からの除熱が低下した状態で被覆管が熔融し、ナトリウム蒸気流からの摩擦又は熔融被覆管の自重により移動する挙動について、CABRI 炉内試験（BI1 試験）<sup>※20</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 5 燃料の破損挙動及び軸方向移動挙動の重要現象のモデルについては、燃料の熔融等によって被覆管が破損し冷却材流路内に燃料が放出される挙動及び燃料の崩壊に伴って燃料が軸方向に移動する挙動について、

※17 Phénix 炉で照射された燃料要素の中から、過渡試験に供する燃料要素と同等の特性を有する燃料要素を選定し、X 線・中性子線ラジオグラフィや断面金相写真、溶解法による燃料保持ガス分布測定等の詳細な照射後試験を実施したもの。

※18 ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 5.1 秒で過出力をかけた過渡試験で、過出力をかける前に被覆管の熔融が生じていたと考えられており、LOF 中の昇温が比較的大きい。

※19 ナトリウム流量の減少による沸騰及び被覆管の熔融が生じた後に過出力をかけた過渡試験で、十分なナトリウム流量の減少に伴い被覆管が昇温し、被覆管の強度が低下した状態で破損している。

※20 原子炉出力を変化させることなくナトリウム流量を減少させた過渡試験で、ナトリウムの沸騰が広がった後、被覆管が広く熔融し、熔融した被覆管の上下方向への分散が確認されている。

CABRI 炉内試験 (B14 試験) <sup>※21</sup> を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

- b. - 6 FCI 挙動の重要現象のモデルについては、燃料が破損した際に、冷却材が高温の燃料と直接熱交換することにより急速にボイド化が進む挙動について、CABRI 炉内試験 (E6 試験) <sup>※22</sup> を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、原子炉格納容器破損防止措置に係る有効性評価解析において、起因過程の事象推移に影響を与える入力条件に対し、その影響を考慮した感度解析を実施し、不確かさの影響を考慮した場合においても基本ケースと同様に、ULOF の場合では未臨界状態であること、また、UTOP の場合には即発臨界を超えないことから、起因過程における評価項目に係る重要なパラメータである FP ガス圧力、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料密度反応度、制御棒の引抜き反応度及び燃料破損条件については、起因過程後の遷移過程における事象進展に有意に影響しないことを確認している。

#### ④ SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳ

- a. SIMMER-Ⅲは、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書において、安全審査において参考評価として使用した実績がある。
- b. ULOF 又は UTOP の遷移過程又は機械的応答過程における原子炉格納容器破損防止措置の重要現象に関する解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - b. - 1 損傷炉心の核的挙動の重要現象のモデルについては、中性子輸送計算を空間に強く依存する形状関数と時間依存性の強い振幅関数に分離する改良準静近似法を用いており、形状関数については、FGA のⅧ-2<sup>※23</sup> を対象とした試験解析により妥当性を確認している。そして動特性解析機能については、SIMMER コードでは階層化した時間ステップを用いており、形状関数の算出に使用する中性子形状時間ステップを反応度の算出に使用する反応度時間ステップより粗くすることで計算コストの削減を図っているが、典型的な高速炉の損傷炉心に対する急激な反応度挿入を想定した STN テスト問題 (炉心径方向中心部において、熔融燃料の塊

<sup>※21</sup> ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 1.5 秒で過出力をかけた過渡試験で、沸騰直後に過出力をかけたことにより、早期の被覆管の機械的な破損と熔融燃料の放出が確認されており、マイクログフォンによる音響測定と中性子ホドスコープにより破損時刻と破損位置を計測したものである。

<sup>※22</sup> ナトリウム流量を変化させることなく過出力をかけた過渡試験で、被覆管の機械的な破損と熔融燃料の放出が生じ、これにより FCI が生じたことが確認されている。

<sup>※23</sup> 旧日本原子力研究所の高速臨界集合体施設 FGA で 1979 年に実施された臨界試験で、高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象 (燃料スランピング) を模擬したものであり、基準体系からの反応度変化や核分裂反応率分布を計測したものである。

が炉心下部から 100m/s の速度で炉心上部へ移動する、急激な反応度挿入を想定したベンチマーク) により、核計算時間ステップ幅の制御が適切に行われていることを確認している。

- b. - 2 構造壁の溶融・破損の重要現象モデルについては、本現象が、燃料集合体及び制御棒下部案内管の管壁が高温の損傷炉心物質からの熱輸送により溶融破損する現象であり、損傷炉心領域の拡大を引き起こすことから、炉心溶融物質による熱負荷で制御棒下部案内管を模擬した内部ダクトに開口が形成されるまでの壁面破損時刻に注目し、EAGLE 炉内試験<sup>※24</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 3 FCI の重要現象のモデルについては、冷却材と損傷炉心物質の接触により熱が伝達されて冷却材の急激な蒸発によって圧力が上昇し、圧力ピークが発生する FCI 現象を適切に評価できることを THINA 試験<sup>※25</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。ただし、燃料凝集を引き起こす FCI 現象は、損傷炉心物質とナトリウムが接触・混合する状況の不確かさが大きく、また、炉心周辺での FCI による損傷炉心物質のスロッシング現象は、実験的に模擬することは難しく、現象としての不確かさが大きい。このため、有効性評価では、その不確かさを保守的に包絡する条件を用いた評価が必要である。
- b. - 4 損傷炉心物質のスロッシング挙動の重要現象のモデルについては、流体密度が  $10^4\text{kg/m}^3$  程度の高密度の流体が核発熱を伴いながら流動する現象であることから、水によるスロッシング挙動試験<sup>※26</sup>、鉛ビスマス二相流動試験<sup>※27</sup>及び SCARABEE 炉の BF2 試験<sup>※28</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。これにより SIMMER は、損傷炉心物質のスロッシング現象を定性的に再現できているが、対象としたそれぞれの検証実験は、実際の炉心物質を用いていない、又は炉心物質を用いているも

※24 中心に燃料流出経路となる冷却材を内包した内部ダクトを設置し、その周囲を燃料ピンで囲んだ体系を持つ試験体を格納したカプセルをパルス試験炉 (IGR) の円柱状の中心空孔に装荷し、IGR をパルス運転し中性子照射することで燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを模擬することで、溶融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損し、内部ダクトが早期の燃料流出経路として有効であることの確認を目的としたもの。

※25 テルミット反応で生成した高温融体 ( $\text{Al}_2\text{O}_3$  と Fe との混合溶融物) をナトリウムプール中に下方から流入させることで FCI を模擬したものの。

※26 半径 22.2cm の円筒容器内の中心から 14.5cm 位置に幅 7.5cm、高さ 1cm の円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径 5.5cm、高さ 20cm の円柱状の水柱を崩壊させることで、溶融燃料と燃料粒子が混合した流動状態を観察したものの。

※27 溶融燃料の密度に近い鉛ビスマス (密度約  $10\text{g/cm}^3$ ) のプール内に底部から窒素ガスを吹き込み、二相流動挙動を中性子ラジオグラフィで可視化し、窒素ガスの体積率空間分布の変動パターンを計測したものの。

※28 仏国カダラッシュ研究所にある試験炉 SCARABEE 炉において、Nb 製のるつぼ内の二酸化ウラン燃料 ( $\text{UO}_2$ ) を核加熱により溶融・沸騰させ、沸騰による液面の振動、るつぼ側面への熱負荷を計測したものの。

のの小規模体系である等の制約があり、試験結果を直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界があることから、有効性評価においては、これらの不確かさを包絡する保守的な想定を用いる必要がある。

- b. - 5 損傷炉心物質の流出挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過によって発生する圧力によって損傷炉心物質が、反射体、遮へい集合体ギャップ及びピン束流路を通じて流出する挙動について、GEYSER 試験<sup>※29</sup>及び THEFIS 試験<sup>※30</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 6 燃料からスチールへの熱移行挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過により燃料物質で生じた熱エネルギーによってスチールの蒸気が発生する挙動について、CABRI TP-A2 試験<sup>※31</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 7 炉心上部構造による熱及び圧力損失挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過によって炉心外に放出される損傷炉心物質のエネルギーが炉心上部構造によって低減される挙動について、VECTORS 試験<sup>※32</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 8 蒸気泡の成長挙動の重要現象のモデルについては、上部プレナムの液体ナトリウムプールの中に放出された高温の損傷炉心物質による蒸気泡の生成と原子炉容器上端のカバーガスの圧縮挙動について、Omega IV-12 試験<sup>※33</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
  - c. - 1 遷移過程の炉心において、溶融した燃料及びスチールと未溶融の燃料粒子が混在した損傷炉心物質が、大きく移動する過程で燃料物質が集中すると即発再臨界により大きなエネルギーを放出する。この現象は、原子炉容器本体の変形・損傷や原子炉容器上部からのナトリウム噴出を

※29 溶融二酸化ウラン (UO<sub>2</sub>) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験で、3000°Cの溶融 UO<sub>2</sub> プールと試験部出口との差圧を推進力として溶融 UO<sub>2</sub> を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を模擬したもの。

※30 粒子状の固化閉塞物への溶融アルミナの浸入挙動を模擬した試験で、圧力ベッセル内に上下可動式のるつぼを設置し、るつぼ内で生成した溶融アルミナ (2300K) を圧力ベッセルへの空気供給 (ベッセル内の昇圧) とるつぼの上方移動によって内側直径 6mm の試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を定量化したもの。

※31 ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスチール蒸気圧を計測したもの。

※32 高温の水と水蒸気の混合物を、ピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験で、ピン束の出口に置かれた重さ約 80g のピストンの運動エネルギーへの変換割合を計測したもの。

※33 OMEGA 試験は、高温の水と水蒸気の混合物を室温水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験で、Omega IV-12 試験は、圧力約 2.136MPa、温度約 215°C 蒸気体積率約 16.7%の高温水を圧力源としている。

生じさせる機械的エネルギーに対して重要となる。このため、損傷炉心物質の凝集を促進させるための流動性の想定と、損傷炉心物質に対する駆動力を過大にすることで、燃料スロッシングにより過剰に燃料凝集を生じさせ、即発臨界に伴うエネルギー放出評価の保守性を確保していることを確認している。

- c. - 2 前項の内容に加えて、解析体系を2次元軸対象解析体系とすることにより炉心中心に向けた燃料凝集が発生しやすくなるようにし、炉心径方向及び炉心下部への損傷炉心物質の流出を無視することによりエネルギー放出評価が更に保守側になることを確認している。
- c. - 3 即発臨界超過により発生した熱エネルギーが原子炉容器に影響を与える機械的エネルギーに変換されるための主要なメカニズムであるFCIと蒸気泡の生成に関して、スチールの蒸気発生挙動に係る損傷炉心物質とスチールの熱伝達率の感度解析や、炉心上部構造物によるエネルギー損失の影響確認を実施し、これらの不確かさ影響は基本ケースに対して限定的であることを確認している。

## ⑤ FLUENT

- a. FLUENTは、一般産業分野の熱流動解析において広く利用される汎用計算流体力学コードであり、ナトリウム冷却型高速炉の熱流動評価に適用した実績がある。
- b. 原子炉格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - b. - 1 乱流のモデルについては、LSTF試験装置におけるECCS水注入時低温側配管内温度成層化試験<sup>※34</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 2 原子炉容器内の自然循環崩壊熱除去については、PLANDTL-1試験（ナトリウム試験）<sup>※35</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. - 3 輻射伝熱モデルについては、実績のある輻射伝熱用解析コード（S-FOKS）による解析結果との比較により妥当性を確認している。
  - b. - 4 圧力損失相関式及び熱伝達相関式については、相関式の実験データベースの参照及び検証問題との比較により、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。
- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
  - c. - 1 再配置・冷却過程においては、炉心領域に残存する損傷炉心物質量を

※34 大型非定常試験装置LSTFにおいて、ECCS配管からコールドレグ配管に低温水を100秒間注入した試験で、配管内の冷却水温度分布を計測したもの。

※35 ループ型ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器を含む1次主冷却系、中間熱交換器、2次主冷却系及び崩壊熱除去系を模擬したもの。

保守的に多く設定することにより、炉心から熱的負荷に対する原子炉容器の冷却評価の保守性を確保していることを確認している。

- c. ー 2 炉外事象過程においては、炉心部から流出する溶融した損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積し、長期間高温に維持され、クリーブ破損が生じる可能性を考慮し、原子炉容器底部の破損を想定する。その際、損傷炉心物質の全量が原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、崩壊熱については、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱とすることにより、原子炉容器破損後、安全容器内に堆積する損傷炉心物質の冷却評価の保守性を確保していることを確認している。

## ⑥ AUTODYN

- a. AUTODYN は、水素爆発による BWR 原子炉本体基礎（ペDESTアル）の構造応答評価に使用した実績がある。
- b. 原子炉格納容器破損防止措置における原子炉容器の機械的応答過程での蒸気泡の生成に伴う流体圧力による原子炉容器変形の重要現象のモデルについては、FV102 試験<sup>※36</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、遷移過程において即発再臨界超過に伴うエネルギー放出に大きな影響を与える燃料凝集挙動の不確かさの影響を考慮したケースにおいて、SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析結果として得られるナトリウム蒸気泡の膨張特性（圧力及び体積）を包絡するよう保守的に設定することにより、原子炉容器に発生する歪み及び変位の構造応答評価の保守性を確保していることを確認している。

## ⑦ PLUG

- a. PLUG は、これまでに安全審査やベンチマーク解析等に使用した実績はない。
- b. 原子炉格納容器破損防止措置における原子炉容器の機械的応答過程での回転プラグ固定ボルトの変形及びプラグ間隙内のナトリウム流動挙動の重要現象のモデルについては、単純な体系を用いて基本的な機能が確認できる解析条件を設定し、理論解と解析結果との比較により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、遷移過程において即発再臨界超過に伴うエネルギー放出に大きな影響を与える燃料凝集挙動の不確かさの影響を考慮したケースにおいて、SIMMER-IVによる機械的エネルギーを保守的に大きく評価した圧力履歴を設定することにより、炉心上部機構及び各回転プラグ間隙か

<sup>※36</sup> 流体-構造連成解析を行う解析コードの検証データ取得を目的として、1970年代に米国 SRI インターナショナルによって実施され、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の 1/30 スケールの単純な容器モデルに機械的負荷を与えた場合の応力、ひずみ及び変形を計測したもの。



らのナトリウム噴出量評価の保守性を確保していることを確認している。

⑧ CONTAIN—LMR

- a. CONTAIN—LMR は、これまでの安全審査等で使用した実績はない。なお、当該コードを構成する個別現象解析コードのうち、プール燃焼解析コード SOFIRE—II はその一部改良コード（プール燃焼解析モデル自体は基本的に同じ。）が、「もんじゅ」の安全審査で使用された実績がある。また、エアロゾル挙動解析コード MAEROS は、実用発電用原子炉において使用実績のある MELCOR に内蔵されているものである。
- b. 原子炉格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - b. — 1 格納容器応答過程におけるナトリウムスプレイ燃焼挙動の重要現象のモデルについては、スプレイ燃焼実験 (RUN-E1)<sup>※37</sup> を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. — 2 格納容器応答過程におけるナトリウムプール燃焼挙動の重要現象のモデルについては、プール燃焼実験 (RUN-D1)<sup>※38</sup> 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3)<sup>※39</sup> を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. — 3 格納容器応答過程における原子炉格納容器雰囲気及び構造材への熱移行挙動の重要現象のモデルについては、スプレイ燃焼実験 (RUN-E1)、プール燃焼実験 (RUN-D1) 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. — 4 格納容器応答過程における原子炉格納容器雰囲気及び構造材へのガス・エアロゾル移行挙動の重要現象のモデルについては、プール燃焼実験 (RUN-D1) 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
  - b. — 5 格納容器応答過程におけるナトリウム—コンクリート反応の重要現象のモデルについては、ナトリウム—コンクリート反応実験 (Ⅲ-1M)<sup>※40</sup>

※37 空気雰囲気における大規模・長時間のナトリウムスプレイ燃焼実験であり、ナトリウム燃焼解析コードの検証を目的として 1985 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、容器内圧力、温度、酸素濃度等を計測したものである。

※38 空気雰囲気における大規模・長時間のナトリウムプール燃焼実験であり、ナトリウム燃焼解析コードの検証を目的として 1985 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、雰囲気、ナトリウム、コンクリートの各温度履歴、圧力履歴、エアロゾル濃度等を計測したものである。

※39 ナトリウムプール燃焼の隣接する部屋への影響（熱及び物質の移行挙動）を調べるための実験で、1994 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、エアロゾル濃度測定（焼結金属フィルターによる捕集）を行うとともに、各種温度（ガス、壁ライナ、燃焼皿ライナ）を計測したものである。

※40 ナトリウム—コンクリート反応に対するスケール効果の解明（コンクリート試験体の厚さとナトリウム液深の影響解明）を目的として 1984 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したものである。

及び大規模ナトリウム-コンクリート反応実験(LSC-1)<sup>※41</sup>を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
- c. - 1 スプレイ燃焼については、最も影響のある因子であるスプレイの液滴径を評価項目に対して厳しい結果となるような入力値に設定している。
- c. - 2 プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応に影響のあるプール広がり面積は、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み(約1cm)に対してプール厚みを1/2倍(プール面積を2倍)とした場合の感度解析を実施し、ナトリウム-コンクリート反応によって生じる水素の量がほとんど変わらないことを確認している。
- c. - 3 PLOHS 及び LORL において原子炉格納容器床下(窒素雰囲気)に漏えいしたナトリウムによるエアロゾル移行と格納容器応答について、評価項目に対して厳しい結果となるよう、PLOHS ではナトリウム蒸気の漏えいを、また、LORL ではナトリウムプールの広がり面積(最大値)を設定している。

なお、エアロゾル移行挙動については、ナトリウムのみでなく長期的な環境影響の観点から、セシウムの移行評価も必要であるため、審査チームからその妥当性について説明を求めた。申請者は、CONTAIN-LMR では、ナトリウム燃焼時のナトリウムエアロゾル挙動について、ナトリウム化合物をエアロゾルの代表物質とした再現解析により妥当性を検証しており、ナトリウムよりも密度の大きいセシウムに対してもナトリウムエアロゾル挙動を適用して評価していることから、セシウムの重力沈降の効果を過小評価し、セシウムの浮遊エアロゾル濃度を過大評価しているため、セシウムの環境放出評価に対しては保守側の結果になることを確認したとしている。

#### (4) 解析コード間のデータの引継ぎの妥当性

常陽では、ULOF 及び UTOP において、原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、これを複数の事象過程に分けて解析を行っており、それぞれの事象過程を扱うことができる解析コードを使用している。このた

---

で、ナトリウム温度、コンクリート内の温度分布、試験装置内に供給する不活性ガス量、排気ガス中の水素濃度を計測するほか、コンクリート内の温度変化・上昇により実験中におけるコンクリートの侵食状況を推定するとともに、実験後にコンクリート試験体を解体して、最終的なコンクリート侵食量の調査・測定を行ったもの。

※41 大規模・長時間のナトリウム-コンクリート反応実験であり、1980年に米国のハンフォード技術開発研究所(HEDL)にて実施したもので、ナトリウム温度、コンクリート内の温度分布、水素発生量を計測するほか、コンクリート内の温度変化・上昇により実験中におけるコンクリートの侵食状況(周方向の違いを含む)を推定するとともに、実験後にコンクリート試験体を解体して、最終的なコンクリート侵食量の調査・測定を行ったもの。

め、評価事故シーケンスの事象進展に沿った解析を実施するには、先行する過程の解析コードの結果を後続する過程の解析コードへ引き継ぐ必要がある。

原子炉格納容器破損防止措置に関する評価の中で重要となる即発臨界超過とエネルギー放出挙動に関して、ULOF 及び UTOP の事象進展に沿って解析するためには、起因過程を解析する SAS4A の解析結果を後続する遷移過程の SIMMER へ引き継ぐ必要がある。これらの解析コードでは、扱う物質成分や物理量、状態方程式等の物理モデルと解析体系が異なることから、全ての物理量を連続に接続することはできない。このため、事象進展への影響の大きさを考慮して保存すべき物理量を決定しており、物質の動きと核的な挙動への影響の大きさから、基本的な保存性の優先順位を設定し、事象進展の連続性を確保している。

SAS4A のチャンネル体系から 3次元解析体系である SIMMER-IV の水平方向座標位置への割当てについては、解析体系の各水平方向メッシュに割り当てられる SAS4A チャンネルは一意に決まる。一方、SAS4A のチャンネル体系から 2次元軸対象解析体系の SIMMER-III の水平方向座標位置への割当てについては、ひとつの径方向セルに対して複数の SAS4A チャンネルを割り当てる必要がある。ここで、ULOF の起因過程の解析で損傷する燃料集合体は、外側炉心の最内周に位置する燃料集合体の中で燃焼サイクルの関係で最も出力が高くなる燃料集合体であるが、SIMMER-III の 2次元円筒座標ではこの燃料集合体を炉心の中心位置に設定し、炉心に形成される熔融燃料プールのスロッシングによる炉心中心に向かう燃料集中挙動が発生しやすくしている。これにより、即発臨界超過に伴うエネルギー放出の観点からは保守的な想定としている。

原子炉格納容器破損防止措置に関する評価の中で、遷移過程から機械的応答過程への解析結果の引継ぎについては、原子炉容器の機械的な変形を解析する AUTODYN 及びナトリウム噴出量を解析する PLUG に対して、SIMMER-III 又は SIMMER-IV の解析結果から得られる圧力及び体積変化の結果を基に入力条件を設定している。

原子炉格納容器破損防止措置に関する評価の中で、遷移過程から再配置・冷却過程及び炉外事象過程への解析結果の引継ぎについては、損傷炉心物質の冷却を評価する Super-COPD 及び FLUENT に対して、遷移過程終了後に最終的な損傷炉心物質の再配置状態を想定した上で解析条件を設定しており、SIMMER-III 又は SIMMER-IV の結果を直接引き継いでいない。

原子炉格納容器破損防止措置に関する評価の中で、機械的応答過程から格納容器応答過程への解析結果の引継ぎについては、SIMMER-IV 及び PLUG の解析結果から原子炉格納容器床上(空気雰囲気)へのナトリウム噴出量をゼロと評価しているため、有効性評価においては保守的に、あえてナトリウムが噴出するものと想定してナトリウムの噴出量を入力条件として設定し、CONTAIN-LMR により、原子炉格納容器の温度上昇、圧力及び放射性物質の挙動を評価している。

#### (5) 審査チームとして確認した事項

炉心損傷防止措置の有効性評価で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同様な妥当性確認方法が適用可能であると考えられる。よって、これらの解析コードに対しては、発電用原子炉施設の有効性評価ガイドを参考に、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切な解析コードを用いているかという観点を主とし、不確かさの幅が大きいと思われる場合には感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点で確認した。

原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による妥当性の確認が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価への適用に際しては、実験による妥当性確認が困難な重要現象に係る解析モデルについて、一部過剰に保守的な解析条件も含めて検討し、その場合であっても解析結果が評価項目を満足することを確認した。

審査チームとしては、申請者が有効性評価で使用する解析コードについて、現時点において、以下のとおり判断している。

- ① 炉心損傷防止措置に使用する Super-COPD 及び ASFRE については、試験解析により妥当性を確認していること、Super-COPD については、解析結果に影響するパラメータの感度解析を実施し、不確かさの影響が限定的であること、ASFRE については、解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることから、当該解析コードを有効性評価に用いることに特段の論点はないと考えている。
- ② 原子炉格納容器破損防止措置に使用する SAS4A、AUTODYN、PLUG、FLUENT 及び CONTAIN-LMR については、試験解析又は理論値との比較により妥当性を確認していること、SAS4A については、解析結果に影響するパラメータの感度解析を実施し、起因過程で生じる不確かさの影響が限定的で、後続の遷移過程には殆ど影響しないこと、AUTODYN、PLUG、FLUENT 及び CONTAIN-LMR については、解析条件を保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していることから、当該解析コードを有効性評価に用いることに特段の論点はないと考えている。
- ③ 原子炉格納容器破損防止措置に使用する SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳ、並びに Super-COPD デブリベッド熱計算モジュールについては、申請者から受けた説明に対して、審査チームからは、本文 3. に示す論点と考えられる事項を指摘し、対応を求めた。

表1 「常陽」の各事故シーケンスグループ<sup>※1</sup>の有効性評価に使用する解析コード

(1) 炉心損傷防止措置

原子炉停止機能喪失型			崩壊熱除去機能喪失型		SB0	LF
ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS		
Super-COPD					※2	ASFRE

※1: 「常陽」の事故シーケンスグループは以下のとおり。

- ・ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
- ・ 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
- ・ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
- ・ 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)
- ・ 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)
- ・ 全交流動力電源喪失 (SB0)
- ・ 局所的燃料破損 (LF)

※2: SB0の事象進展はPLOHSと同じとしている。

(2) 原子炉格納容器破損防止措置

原子炉停止機能喪失型			崩壊熱除去機能喪失型		SB0	LF	
ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS			
起因過程: SAS4A			Super-COPD	炉外事象過程: FLUENT		※3	※4
遷移過程: SIMMER-IV、SIMMER-III				原子炉容器外面冷却: Super-COPD FLUENT			
再配置・冷却過程: Super-COPD、FLUENT				格納容器応答過程: CONTAIN-LMR			
機械的応答過程: SIMMER-IV、AUTODYN、PLUG							
格納容器応答過程: CONTAIN-LMR							

※3: 全交流動力電源喪失 (SB0) については、炉心損傷防止措置に係る設備として自然循環冷却が2ループあり、1ループが機能しないことを仮定したとしても、炉心損傷に至ることがない。

※4: 炉心損傷後の事象進展はULOFに包絡される。

表 2 解析コードの概要

解析コード	概要
Super-COPD	<p>ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。</p>
ASFRE	<p>ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素間の流路又は燃料要素とラッパ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化できる単相サブチャンネル解析コードである。</p> <p>各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル及びサブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができる。</p>
SAS4A	<p>炉心を構成する燃料集合体を出力一流量比等の条件によりグループ化し、炉心全体を10～33程度の燃料集合体チャンネルで代表して解析する。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。燃料の破損後の冷却材流路中の熔融燃料等の挙動については、軸方向1次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解くことにより、冷却材が沸騰したチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による熔融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては、FCI 挙動と燃料の移動挙動を計算する。</p>
SIMMER-IV及びSIMMER-III	<p>SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する解析コードで、それぞれ3次元直交座標及び2次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。</p> <p>SIMMERコードは、多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存動特性を含む核計算モジュール、並びに固体の燃料要素及びラッパ管を扱う構造材モジュールから構成される。</p> <p>流体力学モジュールでは、多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換が計算され</p>

解析コード	概要
	<p>る。固体粒子は、流動性を持つものとして扱うが、液体成分と区別して扱われる。</p> <p>構造材モジュールでは、燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動が計算される。また、集合体壁の存在により流体の対流が制約される。</p> <p>核計算モジュールでは、炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び準静近似の動特性により反応度と出力が計算される。</p>
FLUENT	<p>様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の解析コードの一つである。</p> <p>その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程及びクリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。また、同解析コードは、ナトリウム冷却高速炉プラントについてもこれまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。</p>
AUTODYN	<p>種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い解析コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。</p> <p>本コードは、BWR プラントの原子炉圧力容器外での FCI に対するペDESTALの構造健全性の参考解析に適用実績がある。</p>
PLUG	<p>原子炉容器の回転プラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた原子炉格納容器床上（空気雰囲気）へのナトリウムの噴出量を解析するための解析コードである。</p>
CONTAIN-LMR	<p>シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼及びナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための解析コードである。</p>

「常陽」の有効性評価に使用する解析コード（SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳ）の妥当性確認一覧

重要現象の検証解析			申請者における不確かさの検討※1	審査チームとして追加検討の判断
考慮すべき重要現象	検証解析	検証結果		
遷移過程	損傷炉心の核的挙動	・FCA VIII-2 試験 鉛直方向の燃料スランピング（高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象）の反応度変化は、実験と整合する。 遷移過程のように損傷炉心の物質配位が大きく変化する場合でも核的挙動は評価可能かを検証する必要がある。	適用性検討のため、炉心崩壊事故における損傷炉心を模擬したベンチマーク体系を他の解析手法と比較すること等により確認した。また、核データ等に起因する動特性パラメータの誤差の影響は小さいものであることを確認した。	検証解析で妥当性が確認できていると判断し、追加検討不要とする。
	構造壁の熔融破損	・パルス試験炉(IGR)EAGLE 炉内試験 燃料ピンを発熱・熔融させて熔融炉心プールを模擬し、熔融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損する時間を測定している。SIMMER コードにおける標準的な熱伝達率を用いれば、内部ダクトの壁面破損時間は実験と整合する。	標準的な熱伝達係数から±25%変えた解析を実施し、標準的な熱伝達率を用いれば、破損時刻を大きな不確かさを伴わず評価可能であることを確認した。	検証解析で妥当性が確認できていると判断し、追加検討不要とする。
	燃料－冷却材相互作用（FCI）	・THINA 試験 高温融体（Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> とFeとの混合溶融物）をナトリウムプール中に下方から流入させることでFCIを模擬する。カバーガス圧及びナトリウムプール中の圧力のピークや時間変化が実験と整合する。	炉内FCI圧力を実験結果よりも大きく与え、2箇所同時の炉内FCIの発生により損傷炉心物質の移動・凝集を考慮し、その発生タイミングを変えて即発臨界超過に伴う炉心平均燃料温度を高く評価するケースを選定した。（ULO <i>F</i> （ <i>i</i> ）炉心平均燃料温度 約4070℃）	申請者が考える SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳによる損傷炉心物質の凝集を促進するための想定に保守性があることを確認するため、損傷炉心物質の凝集挙動及び即発再臨界に伴うエネルギー放出といった、個別の物理現象の要素評価を実施し、追加の検討を行う。
	燃料スロッシング	・水によるスロッシング挙動試験 ・密度の異なる2流体分離試験 ・鉛ビスマス二相流動試験 ・SCARABEE BF2 試験 SCARABEE 試験は、るつぼに入れたUO <sub>2</sub> 燃料を核加熱によって熔融・沸騰させ、沸騰による液面の振動、るつぼ側面への熱負荷を測定したもので、プール側面への熱流束分布等が実験と整合する。 水によるスロッシング、密度の異なる2流体分離、鉛ビスマス二相流動は定性的な流動挙動が実験と整合する。	SIMMER-Ⅲによる2次元軸対象解析体系として損傷炉心物質の周方向流れを無視し、損傷炉心物質の移動方向を径方向及び鉛直方向の流れに制限することで損傷炉心物質を凝集しやすくし、即発臨界超過に伴う炉心平均燃料温度を高く評価するケースを選定した。（ULO <i>F</i> （ <i>i</i> ）炉心平均燃料温度 約5110℃）	
	燃料流出	・GEYSER 試験 ・THEFIS 試験 GEYSER 試験は、熔融UO <sub>2</sub> の円管内における固化閉塞挙動を模擬した試験、THEFIS 試験は、粒子状の固化閉塞物への熔融アルミナの浸入挙動を模擬した試験で、最終的な融体浸入長は試験結果と整合する。	高温融体の種類（アルミナ、UO <sub>2</sub> ）により、粘性係数と熱抵抗の大きさにより、壁面摩擦及び熱・質量移行に伴う固化物の形成しやすさが異なるが、最終的な融体浸入長の誤差は、5%未満であることを確認した。	検証解析で妥当性が確認できていると判断し、追加検討不要とする。

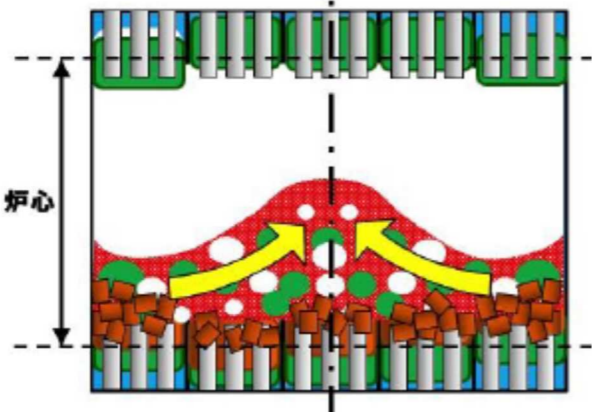
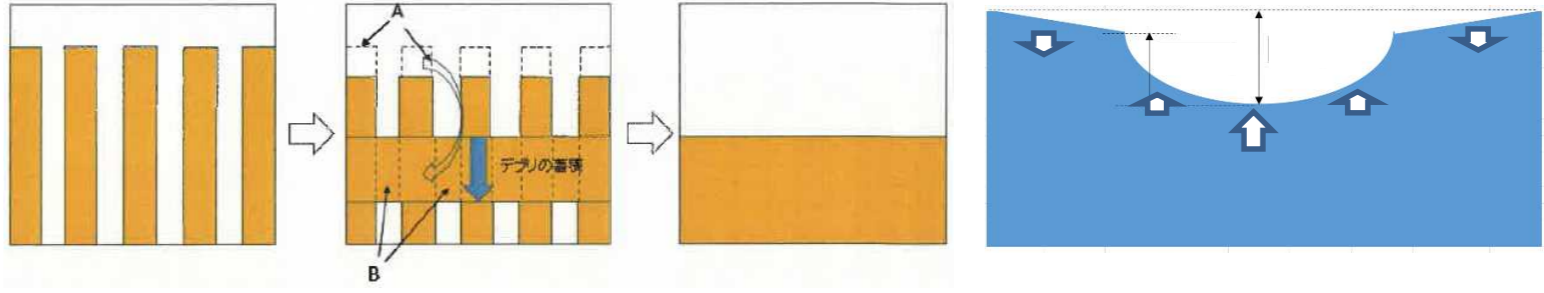
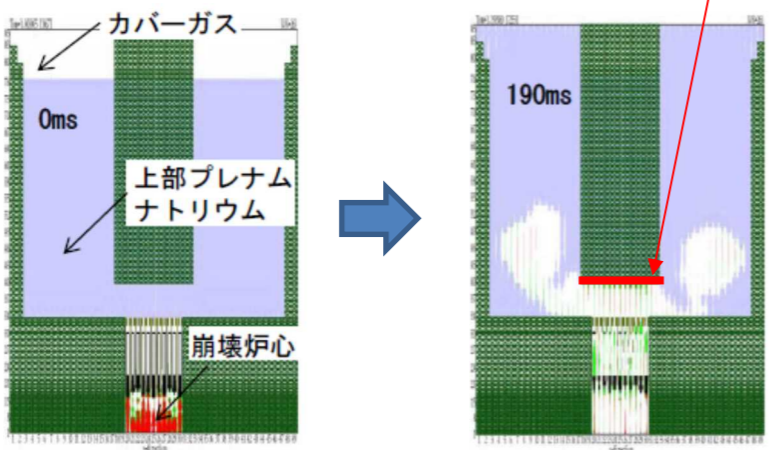
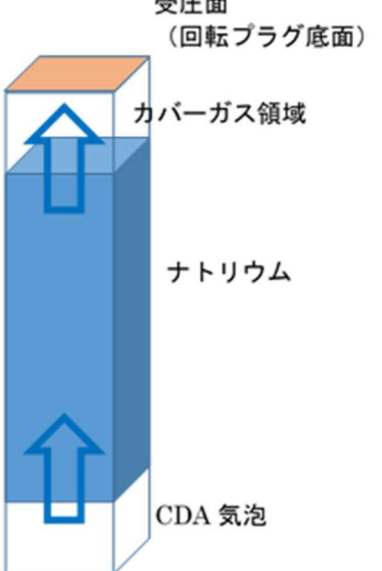
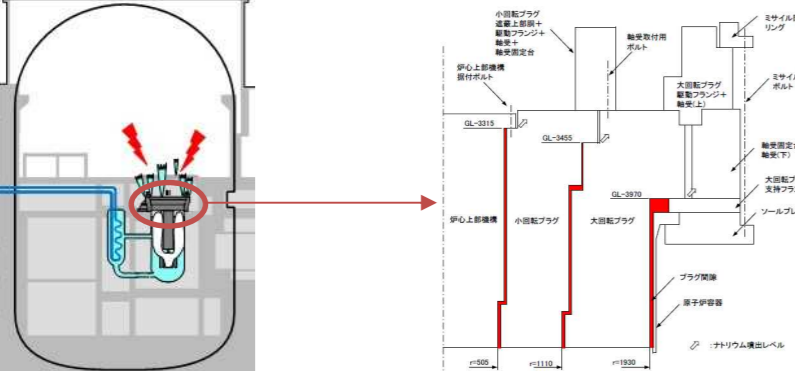


重要現象の検証解析			申請者における不確かさの検討※1	審査チームとして追加検討の判断	
考慮すべき重要現象	検証解析	検証結果			
機械的応答過程	燃料から炉心構造材への熱伝達	・ CABRI TP-A2 試験	ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により熔融し、発生するスチール蒸気圧を測定した炉内試験で、SIMMER コードとの比較の結果、スチール蒸気層による伝熱抑制効果を適切にモデル化することはできないため、スチール蒸気層による伝熱抑制の効果を、燃料からスチール液滴への伝熱速度を調整することで模擬することとした。	試験解析の結果、スチール蒸気層によって燃料からスチールへの伝熱速度を約1/200倍とすることで試験結果を適切に再現できることを確認した。 通常のSIMMERコードの熱伝達モデルでは、実験結果に比べて燃料からスチールへの熱移行を過大に評価するので、スチール蒸気発生観点から保守的なモデルであると考えられる。	検証解析で妥当性が確認できていると判断し、追加検討不要とする。
	燃料－冷却材相互作用 (FCI)	・ THINA 試験	遷移過程 FCI と同じ	遷移過程 FCI と同じ	溶解燃料と液単相状態のナトリウムとの接触により生じる熱膨張による圧力上昇 (Phase A 現象) に関する実験的及び理論的検討の結果も踏まえ、Phase A 現象が原子炉容器等に与える機械的負荷等の影響について、今後有効性評価の中で確認する。 申請者が考える即発臨界超過に伴い発生する熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換過程の想定が妥当であることを確認するため、CDA 気泡の発生、膨張及び凝縮、その結果回転プラグ底面に発生する圧力、並びに圧力により駆動されるナトリウム噴出といった、個別の物理現象の要素評価を実施し、追加の検討を行う。
	炉心上部構造物による熱、圧力損失	・ VECTORS 試験 (H0、H60、H121※2 試験)	高温の水と水蒸気の混合物を、ピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験で、圧力の時間変化、運動エネルギーへの変換割合を測定している。水試験では実験と整合する結果が得られているが、水とナトリウムでは熱伝達率が大きく異なるので蒸気泡界面への蒸気の凝縮挙動の不確かさを確認する必要がある。	実機条件への外挿性の不確かさを考慮して、炉心上部構造での蒸気泡の凝縮量を 1/2、1/5 とした感度解析を実施し、機械的エネルギーへの影響は限定的であり、遷移過程における即発再臨界による熱エネルギーの影響を超えることはないことを確認した。	
	蒸気泡の成長	・ OMEGA 試験 (IV-12 試験)	高温水と水蒸気の混合物を水プール下端から放出し、蒸気泡の膨張、凝縮を模擬した。水試験では実験と整合する結果が得られているが、水とナトリウムでは熱伝達率が大きく異なるので蒸気泡界面への蒸気の凝縮挙動の不確かさを確認する必要がある。	実機条件への外挿性の不確かさを考慮して、上部プレナムでの蒸気泡の凝縮量を 1/2、1/5 とした感度解析を実施し、機械的エネルギーへの影響は限定的であり、遷移過程における即発再臨界による熱エネルギーの影響を超えることはないことを確認した。	

※1：解析コードに組み込まれた計算モデルの不確かさ、入力データの不確かさ、検証実験結果のスケールアップ適用性、模擬物質の適用性等が考えられる。

※2：H121 試験は、機械的エネルギーへの変換割合が極めて小さな値となっているが、各地点の圧力計の測定結果からは、ピストンと試験体内壁間を通して二相水が漏れいたものと推察される。

SIMMER コードによる有効性評価解析結果の要素評価による検討

	申請者の有効性評価	原子力規制庁の要素評価
遷移過程	<p>不確かさケース2 SIMMER-IIIによる2次元軸対象解析体系 ⇒即発再臨界による発生エネルギーを評価</p>  <p>出典：第413回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料1 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf</a>) から抜粋</p>	<p>重力による炉心崩壊、スロッシングによる揺動といった燃料凝集挙動を仮定して、モンテカルロコードにより反応度挿入率を評価する。得られた反応度挿入率をもとに、1点炉近似動特性解析により、即発再臨界に伴う放出エネルギーを評価する。</p>  <p>(左) 重力による炉心崩壊モデル (右) スロッシングによる揺動モデル</p>
機械的応答過程 (機械的エネルギー)	<p>不確かさケース2 SIMMER-IVによる原子炉容器上部プレナムの解析 ⇒機械的エネルギーを評価、ここから、回転プラグ下面に発生する圧力履歴を評価</p>  <p>出典：第413回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料1 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf</a>) から抜粋、一部加筆</p>	<p>放出エネルギーをもとに、1次元評価体系により冷却材ナトリウム中のCDA気泡の膨張、凝縮を解析し、回転プラグ底面に発生する圧力(他、機械的エネルギー、機械的エネルギーへの変換割合)を評価する。</p> 
機械的応答過程 (噴出量)	<p>不確かさケース2 PLUGによる回転プラグの浮き上がり、ナトリウム噴出量解析 ⇒回転プラグ等のシール部への圧力応答で隙間ができた場合の噴出量評価</p>  <p>出典：第419回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-2 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000368627.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000368627.pdf</a>) から抜粋、一部加筆</p>	<p>回転プラグ底面に発生する圧力をもとに構造解析によりプラグ最大変位を評価する。プラグ応答からナトリウム噴出量を評価する。</p>

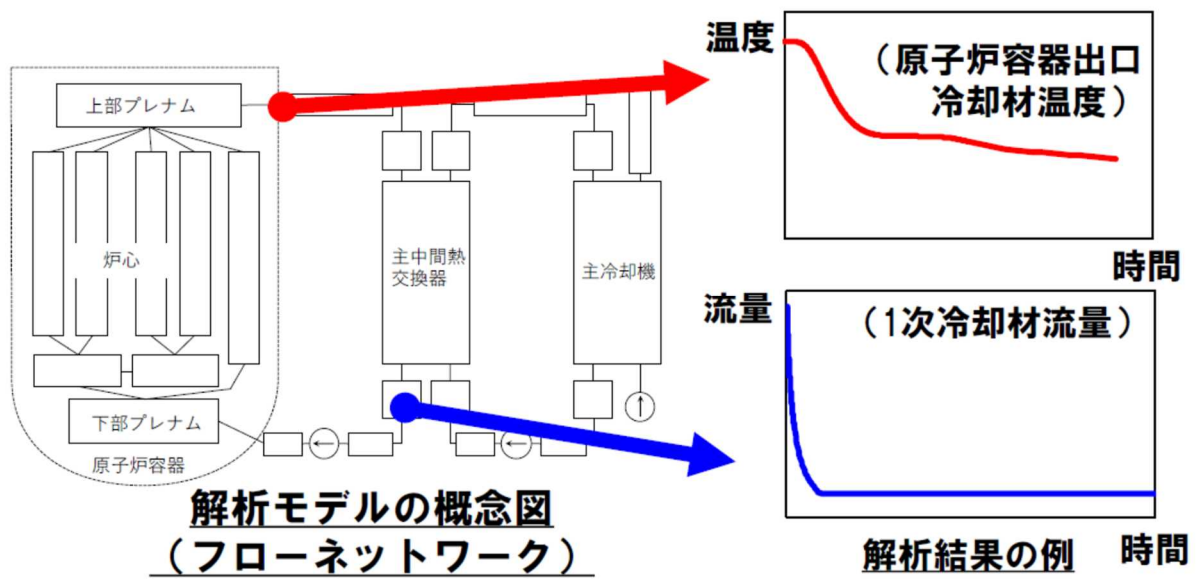


図1 ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する Super-COPD

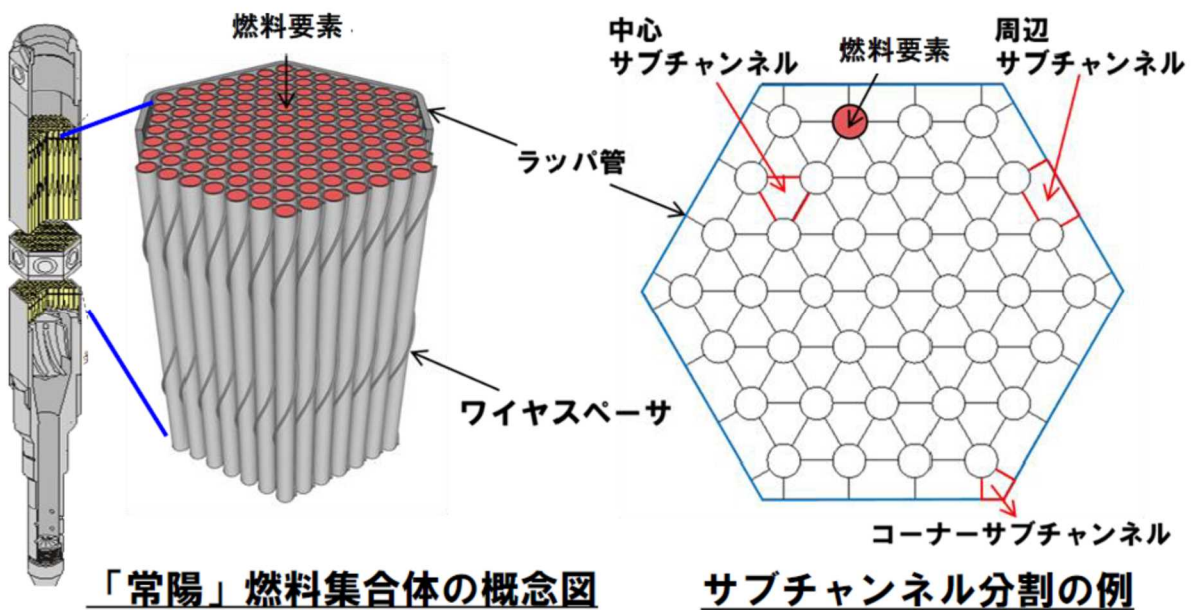


図2 LF の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する ASFRE

出典：第417回核燃料物質等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料1  
(<https://www2.nsr.go.jp/data/000366424.pdf>) から抜粋



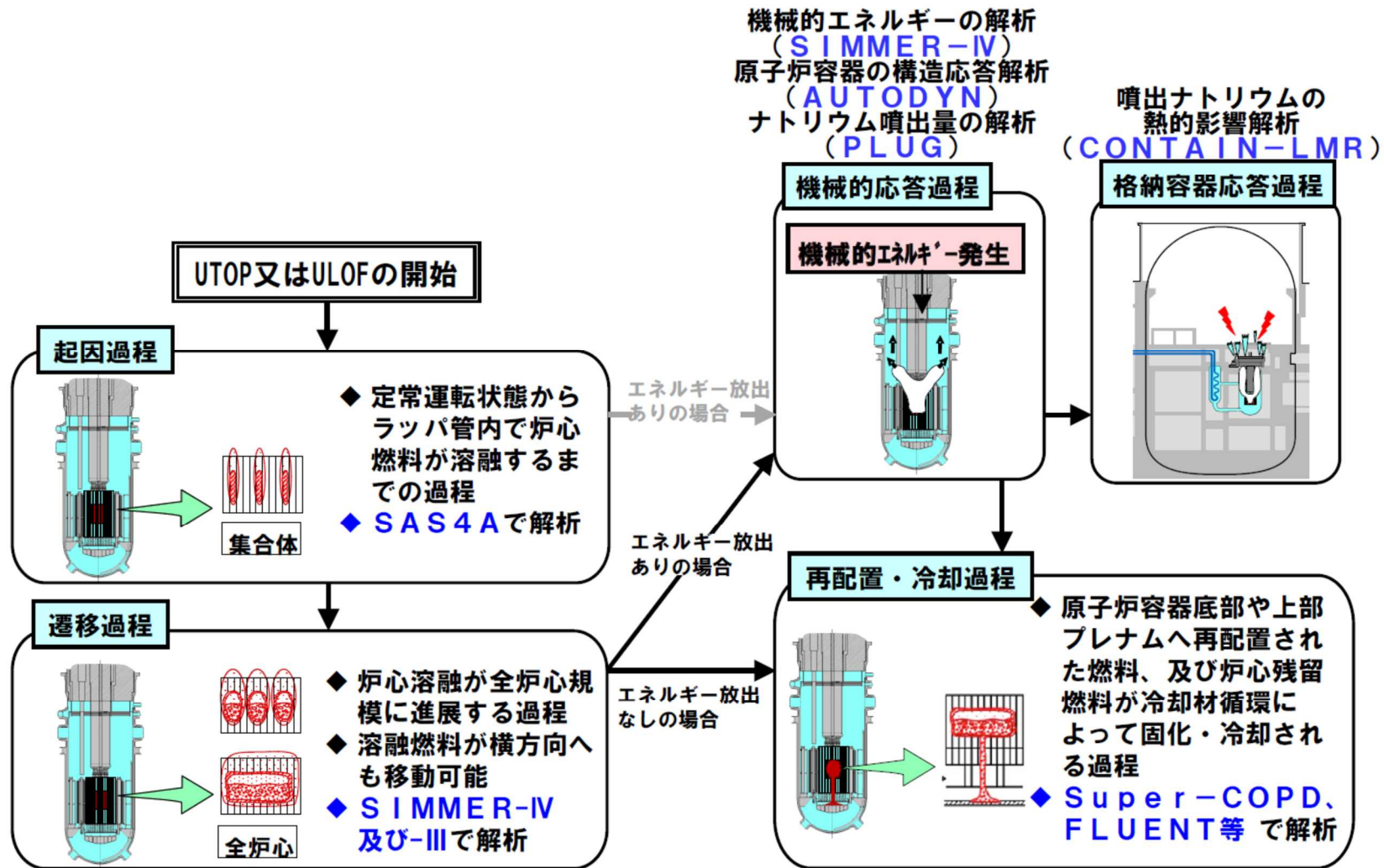


図3 UTOP 又は ULOF の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋

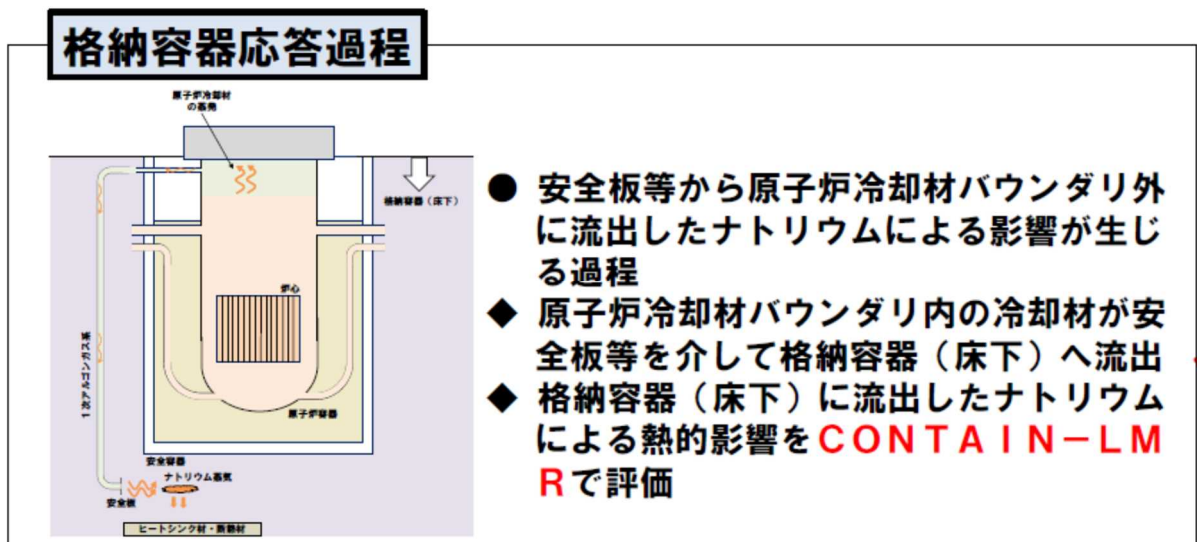
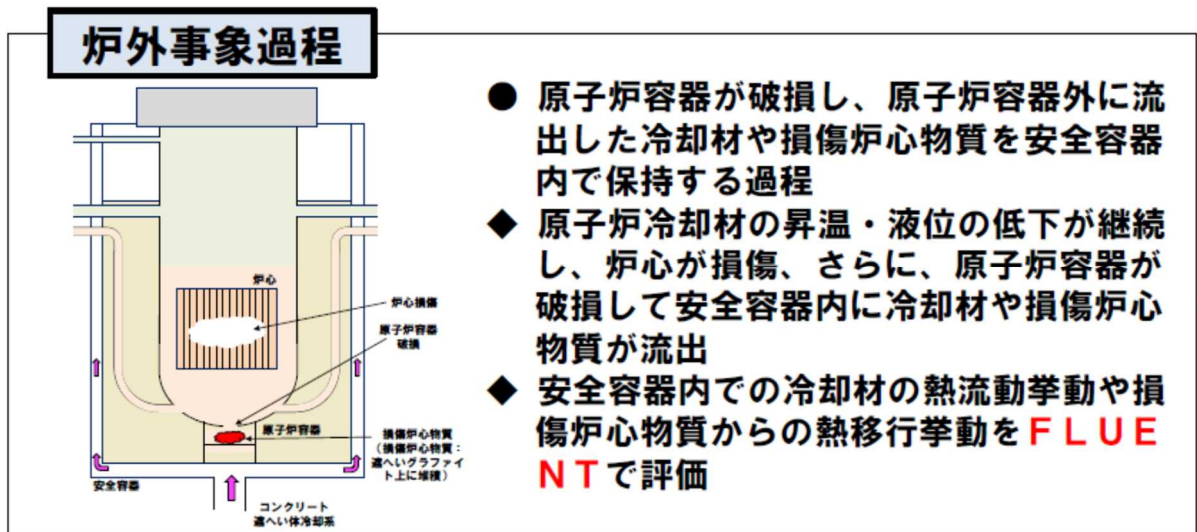


図 4 LORL 又は PLOHS の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

出典：第 4 1 7 回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 1  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000366424.pdf> から抜粋

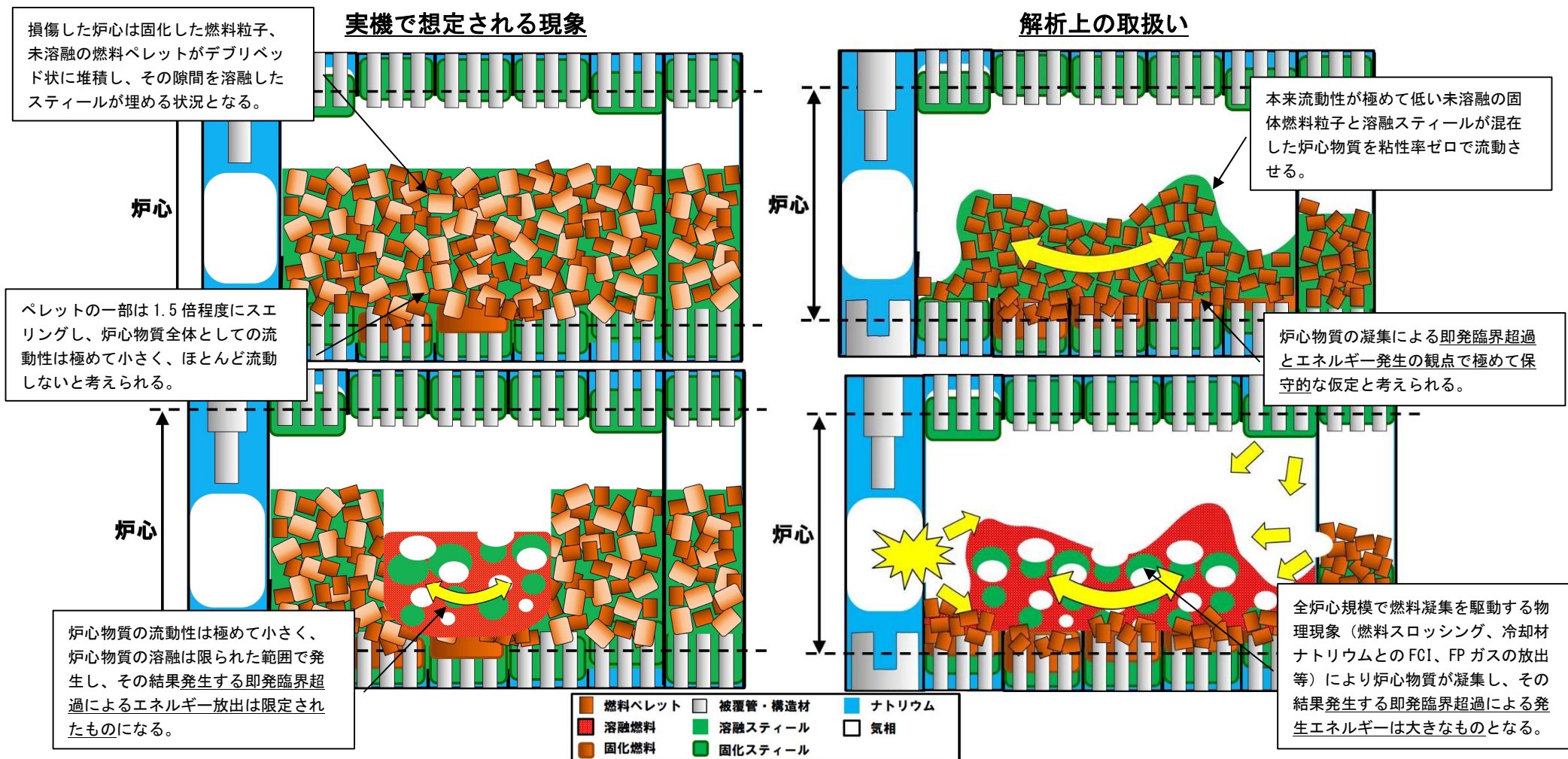
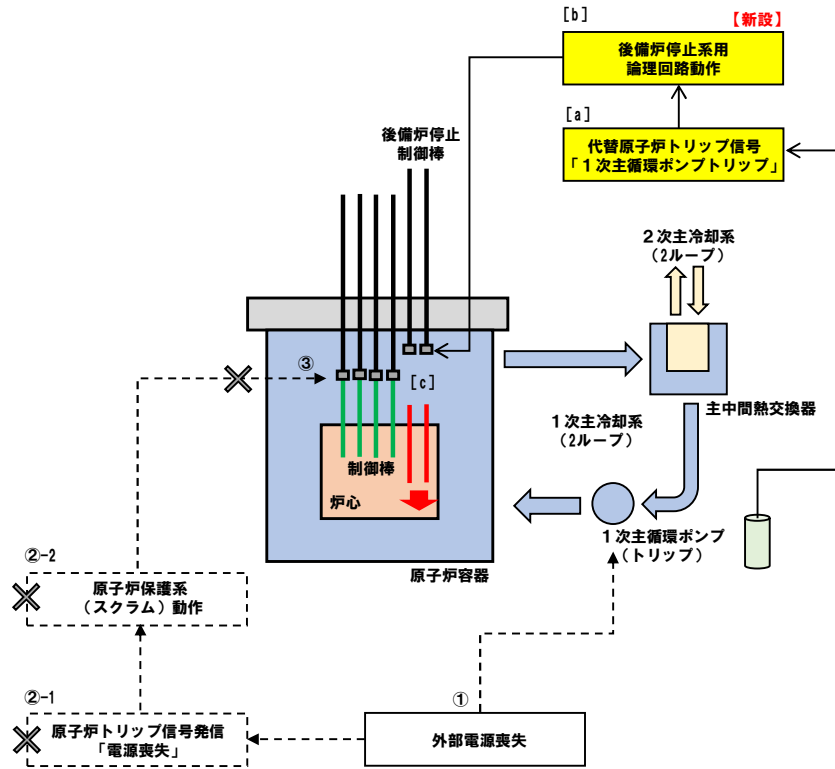


図5 ULOF及びUTOP炉心損傷後の遷移過程における「常陽」実機で想定される現象と解析上の取扱いの比較

出典：第427回核燃料物質等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料1-1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000378579.pdf>) から抜粋、一部加除筆

【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

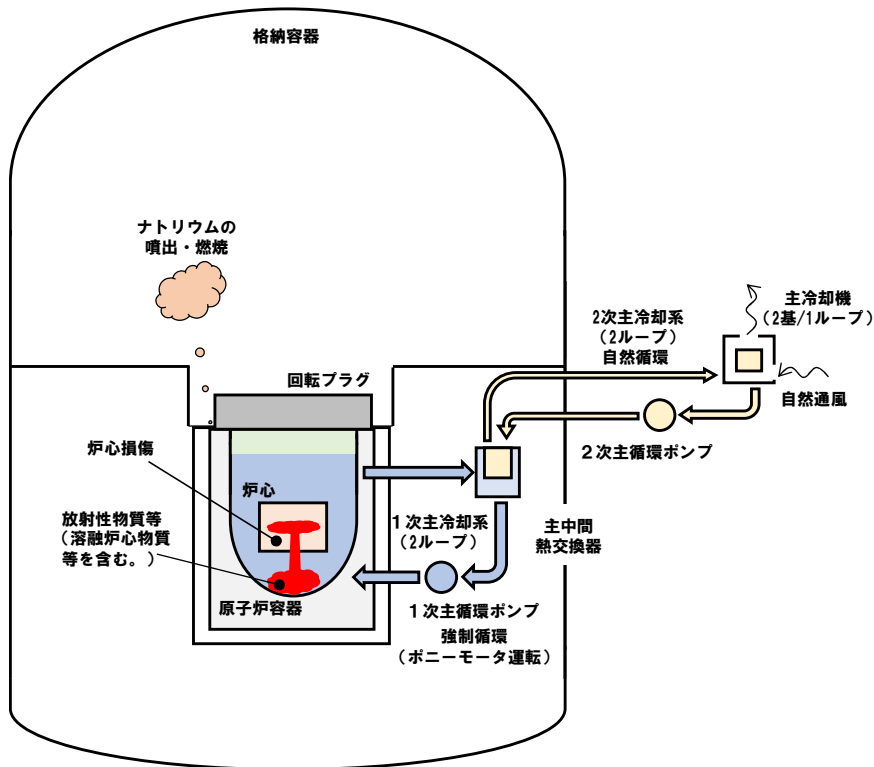


図6 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

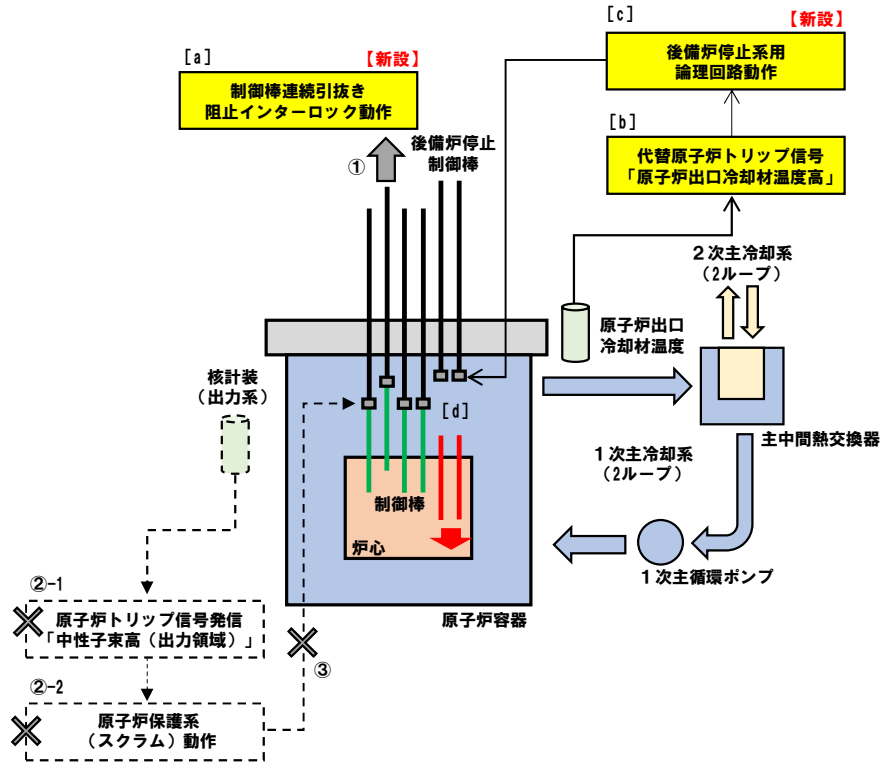
（外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故）

出典：第403回核燃料物質等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋



【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

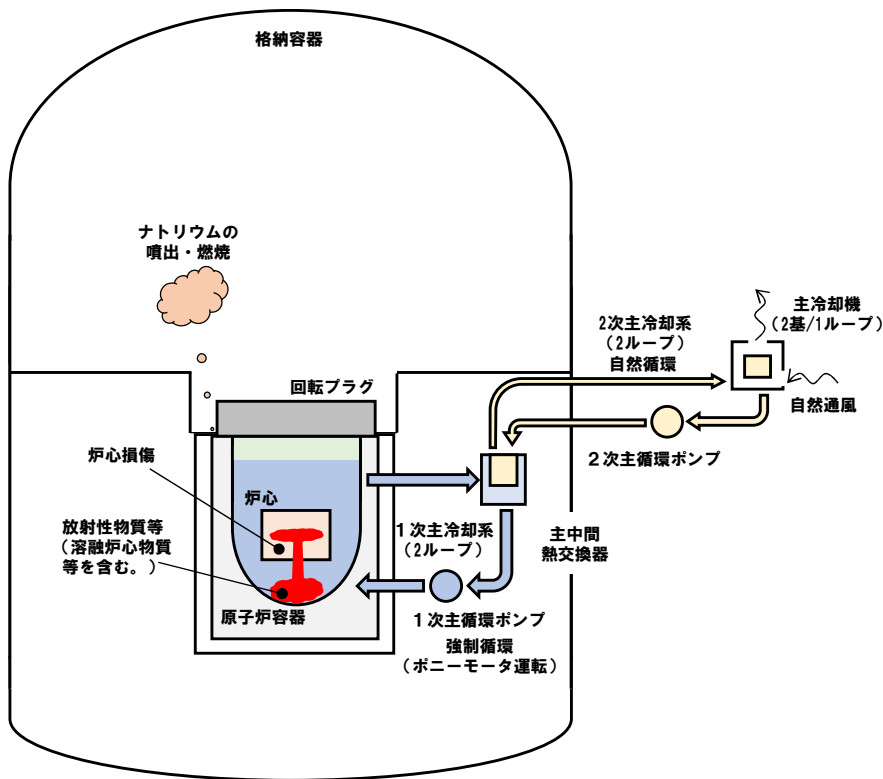


図7 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

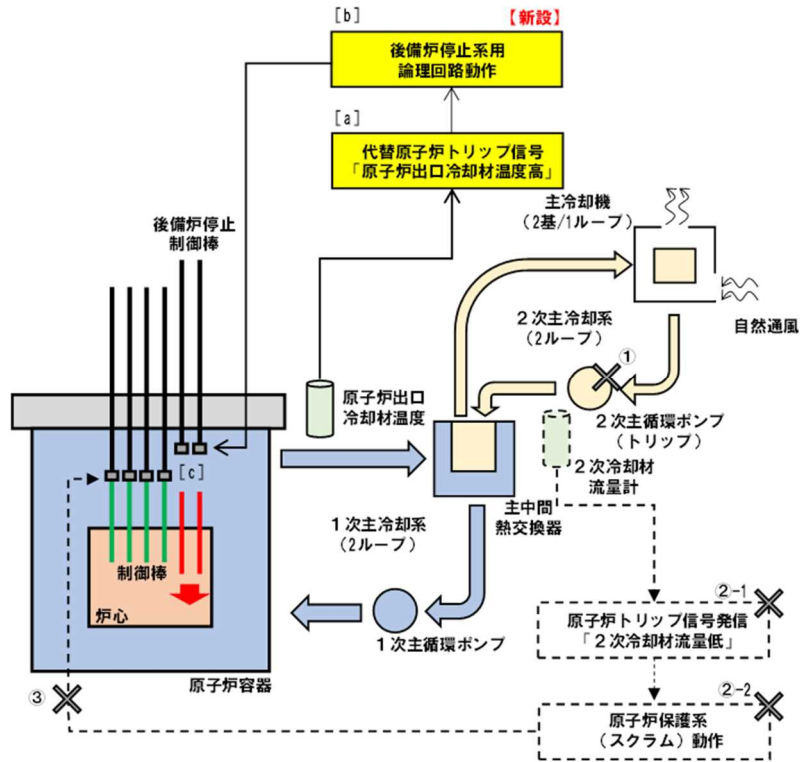
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋



【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

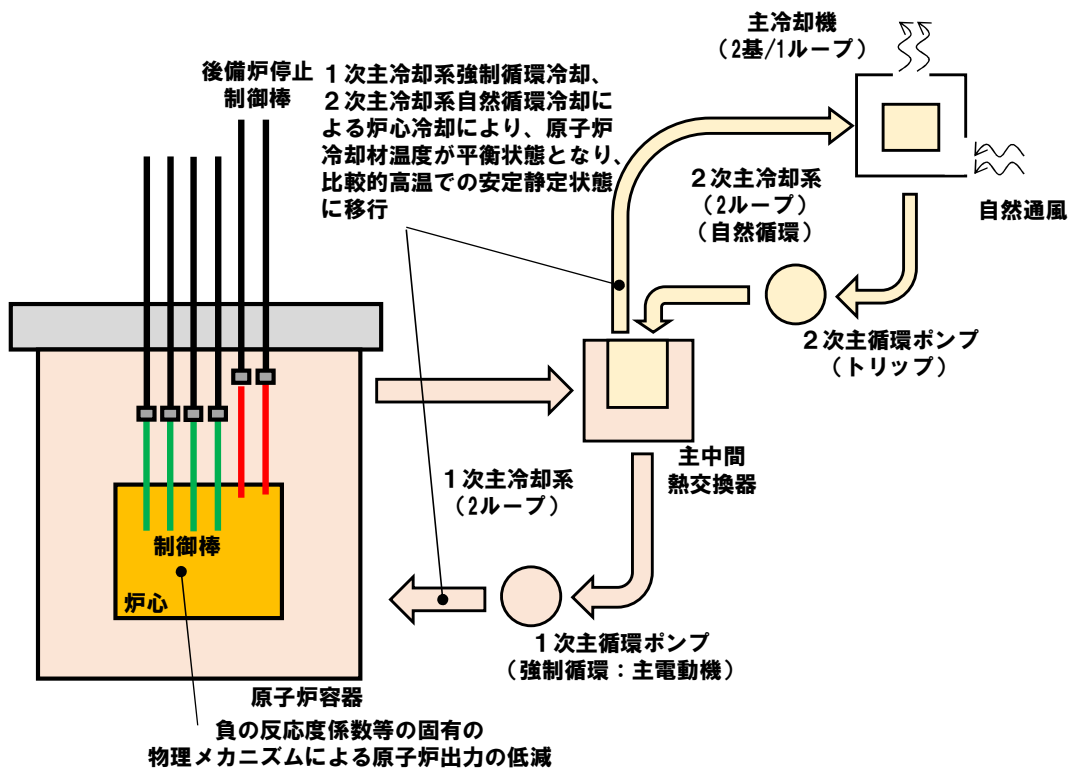
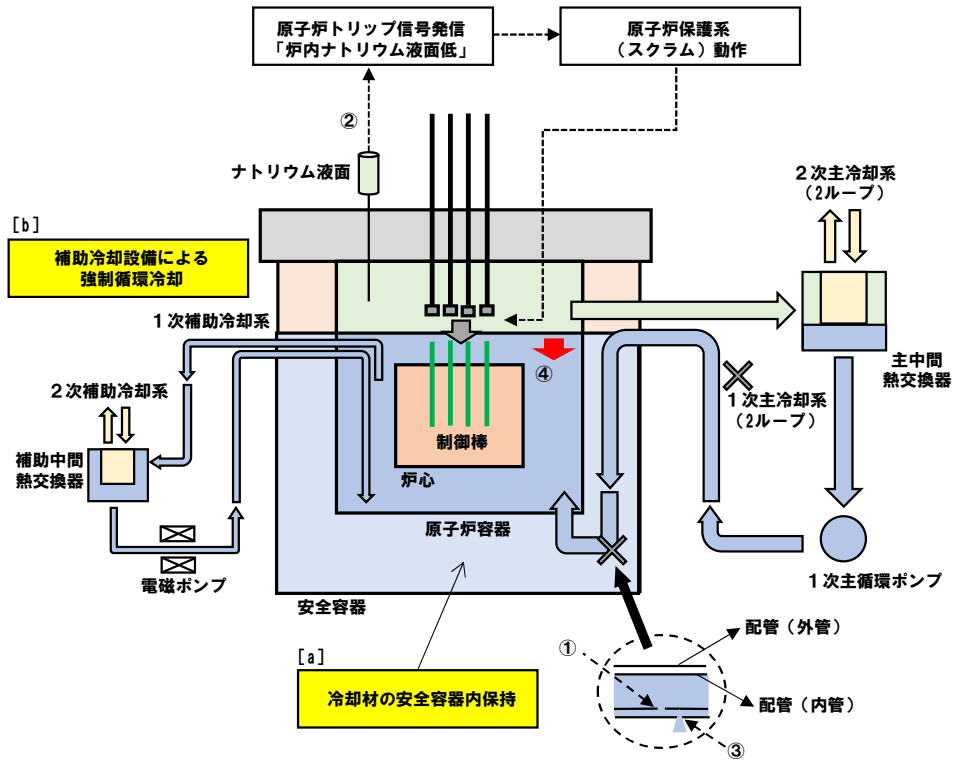


図8 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)  
(2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋

【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

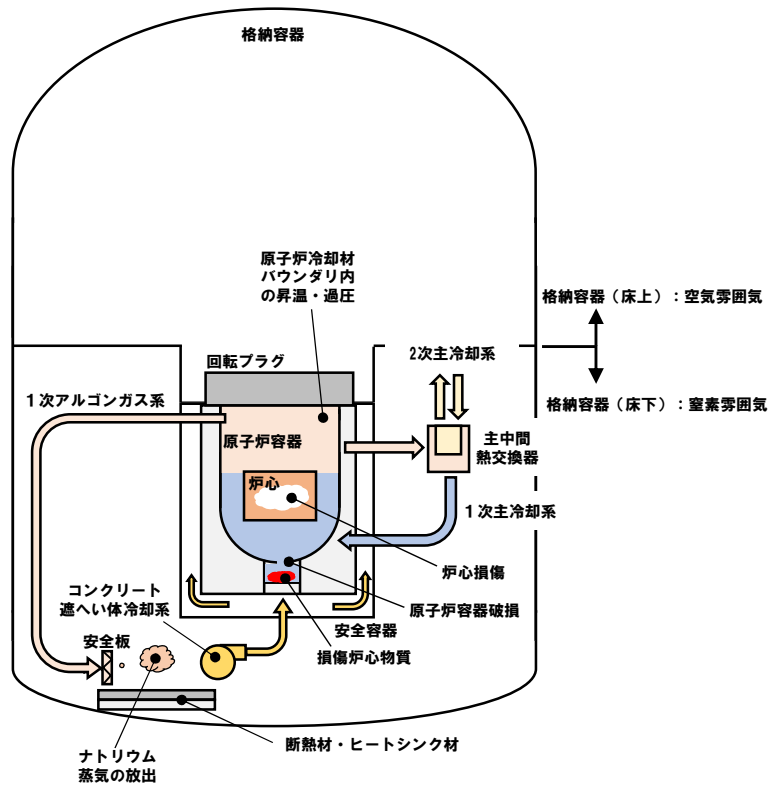
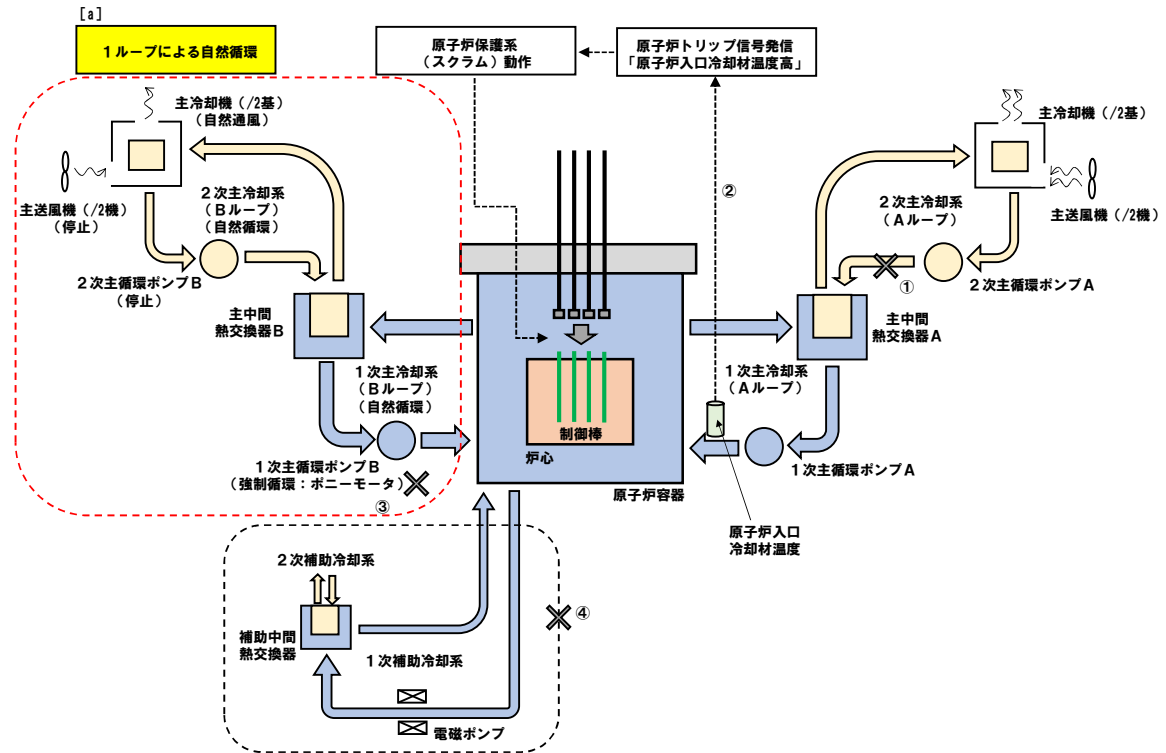


図9 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)  
(1次冷却材漏えい(安全容器内の内管及び外管破損)の重畳事故)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋

【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

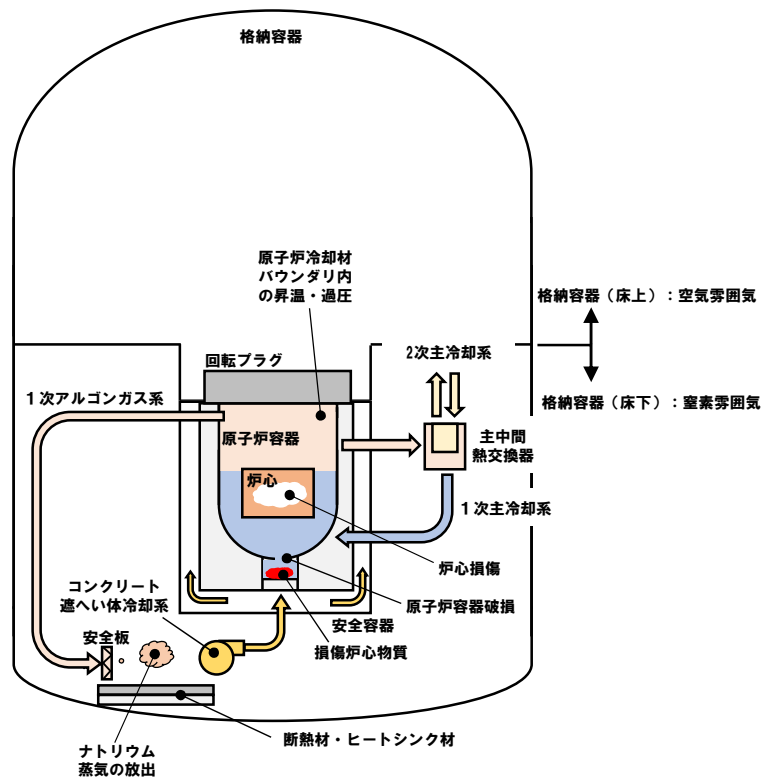
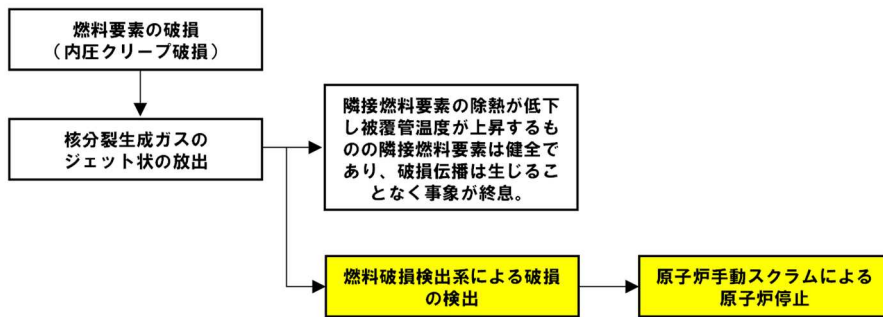
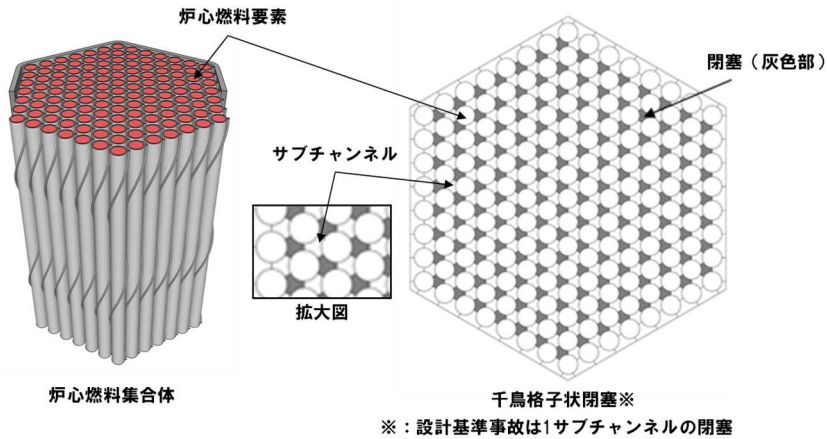


図 10 原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)  
 (2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1  
 (<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋

【炉心損傷防止措置】



【原子炉格納容器破損防止措置】

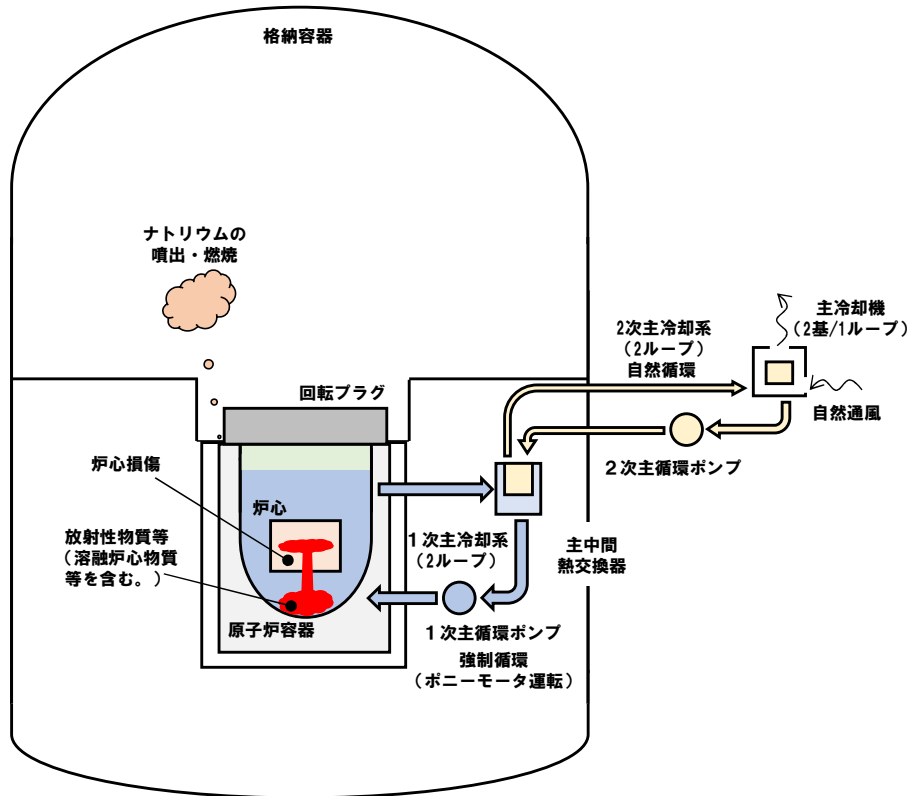


図 11 局所的燃料破損 (LF)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf> から抜粋

【炉心損傷防止措置】

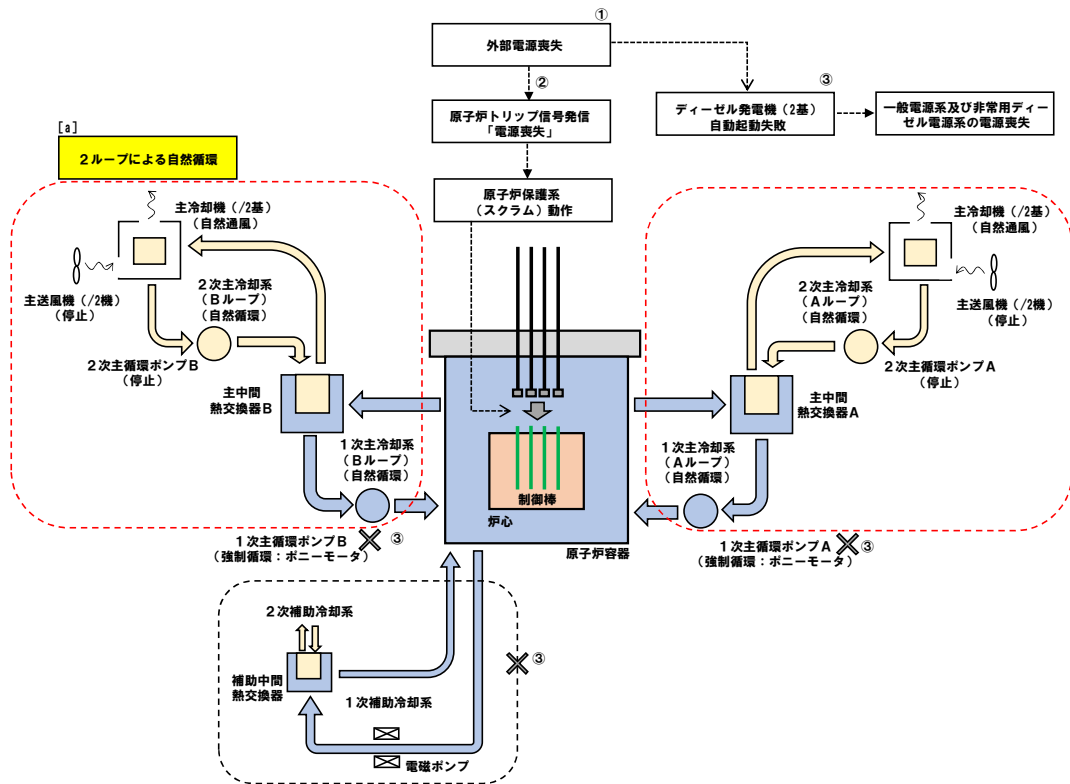


図12 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf> から抜粋

審査進捗状況表

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」設置変更許可申請(新規規制基準適合性)に係る審査状況【令和4年2月24日時点】

審査項目	ステータス*	直近の審査会合	現時点における主な論点
地質 (第3、4条)	敷地の地質・地質構造	③	2021/3/5 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、概ね議論が終了。現在、資料記載内容の確認及び適正化を求めている。
	敷地周辺の地質・地質構造	②	2020/9/4 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
地震動 (第3、4条)	地下構造	④	2021/3/5 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、資料の適正化への対応も確認済み。
	震源を特定して策定する地震動	④	2021/3/5 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、論点はない。
	震源を特定せず策定する地震動	②	2021/3/5 ●標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う規則解釈の改正を踏まえ、補正申請がR3.12.2に提出された。今後申請者から説明を受け、内容を確認していく。
	基準地震動	②	2021/3/5 ●同上
	地盤・斜面の安定性	②	2022/1/28 ●基礎地盤のすべり安全率評価の前提となる地下水位設定の考え方については概ね議論が終了。 ●主冷却機建物周辺の基礎地盤のすべり安全率が、地盤強度のばらつき等を考慮した際に基準値を下回るため、基礎地盤のすべりに対するせん断抵抗力を補うため、抑止杭による補強を行うとしていたが、抑止杭による地盤の安定性評価、抑止杭の構造成立性(補強効果及び仕様)について技術的に十分な検討がなされていないため、地盤補強の工法選定を再検討し説明することを求めた。 ●申請者から、地盤のすべり対策については、これまでの抑止杭工法から周辺地盤改良工法へ見直しを行うとの方針変更に係る説明がなされたところ。今後、申請者から詳細なすべり安全率の考え方について説明を受け、内容を確認していく。
	耐震設計方針	①	—
津波(第5条)	地震による津波	②	2020/9/4 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	地震以外による津波	②	2020/9/4 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	基準津波	②	2020/9/4 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	耐津波設計方針	①	—
竜巻(第6条)	①	—	—
火山事象 (第6条)	火山事象	②	2020/9/4 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	火山事象に対する設計方針	①	—
外部火災(第6条)	④	2020/9/29 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。	
その他自然現象と人為事象(第6条)	④	2020/9/29 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。	
不法な侵入(第7条)	①	—	—
内部火災(第8条)	②	2021/7/26 ●冷却材に液体ナトリウムを使用していることを踏まえ、火災防護対象機器(防護対象ケーブルを含む。)の選定の考え方、これにより選定された機器の火災防護対策をどのように達成するかを説明するよう求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。 ●ナトリウム漏えい火災の防止設計について、機器の故障影響評価に基づき想定漏えい箇所、想定漏えい量などを評価した上で、防護対策を説明するよう求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。	
内部溢水(第9条)	①	—	—
誤操作の防止(第10条)	①	—	—
安全避難通路(第11条)	②	—	●ヒアリングにおいて、避難用照明の構成と配置、可搬型照明の配備について説明がなされたところ。第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
安全施設(第12条)	③	2020/2/3 ●安全施設の重要度分類の変更の考え方について、一通り説明がなされたところ。現時点において論点はないが、第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。	
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第13条)	④	2021/5/11 ●設置変更許可申請書において、原子炉熱出力をMK-Ⅲ炉心の140MWからMK-Ⅳ炉心の100MWに変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を評価している。 ●また、申請者は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に当たっては、水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針等を参考に、常陽の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定した上で、さらに、施設を構成する機器の故障モードや故障影響をもとに体系的に分析し(FMEA:故障モード影響解析)、事故事象の抜け漏れはないとしている。 ●内容について、現時点において論点はない。	
安全保護回路(第18条)	④	2020/3/2	—
反応度制御系統(第19条)	③	2022/1/18 ●通常運転時における反応度変化の想定等について説明を受けたところ。第29条(実験設備等)及び第43条(試験用燃料体)の審査進捗を踏まえ、今後、内容を確認していく。	
放射性廃棄物の廃棄施設(第22条)	④	2020/2/3	—
保管廃棄施設(第23条)	④	2020/3/2	—
工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護(第24条)	④	2020/2/3	—
放射線からの放射線業務従事者の防護(第25条)	④	2020/2/3	—
保安電源設備(第28条)	③	2021/12/21 ●SBO対策としてディーゼル発電機、交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。外部電源については、1回線に対する信頼性が確保されており、現時点において概ね論点はない。 ●第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。	
実験設備等(第29条)	①	—	—
通信連絡設備等(第30条)	③	2021/12/21 ●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、複数施設の同時発災を想定した際の通信連絡設備の員数の考え方について、申請者に説明を求めているところ。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。	
炉心等(第32条)	④	2021/5/11 ●設置許可申請書において、原子炉熱出力100MWに対する燃料集合体の最大装荷体数や最大過剰反応度等の核的制限値が適切に定められ、設置許可申請書上の原子炉熱出力と設備設計上の原子炉熱出力の整合を図られていることを確認した。内容について、現時点において論点はない。	
外部電源を喪失した場合の対策設備等(第42条)	③	2021/12/21 ●SBO対策としてディーゼル発電機、交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。外部電源については、1回線に対する信頼性が確保されており、現時点において概ね論点はない。 ●第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。	
試験用燃料体(第43条)	②	2021/12/13 ●照射燃料集合体の安全設計の考え方について説明を受けたところ。今後、申請者から各燃料要素の設計について説明を受ける予定であり、引き続き内容を確認していく。	
燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備(第44条)	④	2020/2/3	—
原子炉制御室等(第50条)	④	2020/3/2	—
監視設備(第51条)	①	—	—
一次冷却系統設備(第55条)	④	2019/10/7	—
残留熱を除去することができる設備(第56条)	④	2019/11/18	—
最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備(第57条)	④	2019/11/18	—
計測制御系統施設(第58条)	④	2019/12/23	—
原子炉停止系統(第59条)	②	2022/1/18 ●後炉停止系制御棒について、主炉停止系制御棒と異なる信号検出系、論理回路を整備する設計である説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、今後、内容を確認していく。	
原子炉格納施設(第60条)	③	2020/3/2 ●原子炉格納容器隔離弁の動作設計、格納容器漏えい率の考え方について、申請者に説明を求めているところ。申請者からヒアリングにおいて事実関係の説明がなされ、現時点において概ね論点はない。ヒアリングで確認した内容は、今後、審査資料として提出される。	

※①審査に未着手(赤色)、②一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、③一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、④概ね審査済み(灰色)  
(注1)チェックリストに用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが④であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステータスが例えば④から②へ変わることもあり得る。  
(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。  
(注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。  
(注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。



審査項目		ステータス※	直近の審査会合	現時点における主な論点	
多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の拡大の防止	事象選定	炉心損傷	③	2021/5/11	●申請者から、BDBA事象選定の考え方について一通り説明を受けたところ。現時点において概ね論点はない。
		格納容器破損	③	2021/5/11	
	事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス		③	2021/5/11	
	解析コード		③	2022/1/18	●申請者から、BDBA対策の有効性評価に用いる解析コードについて一通り説明を受けたところ。 ●解析コードについては、重要現象に対して検証実験の試験解析により一定の妥当性を確認し、評価指標に対し影響が大きいと考えられる解析条件（入力パラメータ等）については感度解析を行いその影響を確認するとしている。 ●また、実際の炉心物質を用いていない又は炉心物質を用いているものの小規模体系である等の制約があり、試験結果を直ちに実炉心規模へ適用するには限界がある重要現象については、原子炉の安全性の評価に重要と考えられる即発臨界に伴う放出エネルギーを評価するため、あえて保守的な条件設定により想定される事象進展を包絡する解析を実施するとしていることを確認した。 ●内容について、SIMMERコード以外については現時点において概ね論点はない。SIMMERコードについては、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約があることから、原子力規制庁において、追加の検討（個別の物理現象を要素ごとに分けて、再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに応じたナトリウム噴出量を評価する検討。これを「要素評価」という。）を実施する。
	限界温度、限界圧力		③	2021/5/11	●現時点では、限界温度、限界圧力を判断基準として用いることはない。
	炉心	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)	③	2021/10/28	●申請者から、それぞれの事故事象に必要な措置及び手順が、必要な機能を有効に発揮するものであることについて、一通り説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)	③	2021/10/28	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)	③	2021/10/28	同上
		局所的燃料破損(LF)	③	2021/11/29	同上
	CV	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)	③	2022/1/18	同上
過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)		③	2022/1/18	同上	
除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)		③	2021/10/28	同上	
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)		③	2021/10/28	同上	
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)		③	2021/10/28	同上	
全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)		③	2021/10/28	同上	
局所的燃料破損(LF)		③	2021/10/28	同上	
SFP	冷却機能喪失事故	③	2021/11/29	同上	
	冷却水喪失事故	③	2021/11/29	同上	
技術的能力	BDBA対策設備		②	2022/1/18	●申請者から、想定事故シーケンスのうち、ULOF、UTOP、UOHS及びLORLの一部まで、説明を受けたところ。引き続き、申請者から説明を聴取するとともに、今後、有効性評価の審査と合わせて内容を確認していく。
	BDBA対策手順、要員		②	2022/1/18	●申請者から、想定事故シーケンスのうち、ULOF、UTOP、UOHS及びLORLの一部まで、説明を受けたところ。引き続き、申請者から説明を聴取するとともに、今後、有効性評価の審査と合わせて内容を確認していく。
	大規模損壊 (大規模ナトリウム火災)		②	2021/7/26	●発災時に想定される放射性物質の放出量や対策について説明を受けたところ。 ●また、BDBAを超える事象への対応のうち、想定すべき事象の選定として大規模ナトリウム火災を想定することを求め、当該事象に対処するための手順を説明するように求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。
その他	使用済燃料の処分の方法		①	2021/7/26	●使用済燃料の処分の方法が一定程度実現可能な計画となることの説明を求めている。今後、申請者から説明受け、内容を確認していく。

※①審査に未着手(赤色)、②一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、③一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、④概ね審査済み(灰色)

(注1)チェックリスト的に用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが④であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステータスが例えば④から②へ変わることもあり得る。

(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。

(注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。

(注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

令和3年度原子力規制委員会

第68回会議議事録

令和4年2月24日（木）

原子力規制委員会



令和3年度 原子力規制委員会 第68回会議

令和4年2月24日

10:30～12:00

原子力規制委員会庁舎 会議室A

議事次第

- 議題1：建物・構築物の免震構造に係る関係規則解釈の改正等（案）（2回目）
- 議題2：放射線審議会委員の任命（案）
- 議題3：基準地震動等審査ガイドの改正案について
- 議題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」の新規制基準適合性審査の状況－有効性評価に用いる解析コードの妥当性－
- 議題5：令和3年度第3四半期における専決処理（報告）

○更田委員長

御意見、御質問はありますか。

山中委員。

○山中委員

高速実験炉「常陽」についての審査方針については、昨年度から議論をしていただいているところでございますけれども、その中で重要な事象としては、再臨界とナトリウム火災であるという御判断をいただいたところです。

また、BDBA (Beyond DBA) についての審査の中で用いる解析コードの妥当性について評価をしていきますということで、これについてもお認めいただいたところなのですが、幾つかのコードについて有効性の評価、妥当性の評価をしたところ、本日説明がありましたように、その中でSIMMERコードと呼ばれる炉心損傷後の再臨界の挙動あるいは機械的エネルギーの発生量を求めるコードについては、現在、設置者からの説明では、妥当性について判断するには少し不確かな部分があるということで、改めてそのコードで評価される重要な物理量、再臨界挙動並びにそのときに発生するエネルギーの放出量、それから機械的なエネルギーに変換される量並びに炉心の上部に発生する機械的なエネルギー、ナトリウムの噴出量等については、原子力規制庁の中で別途要素ごとに評価をして比較するという

ことをさせていただきたいという提案でございます。

改めて、そのコードによって求められた制限値と要素評価によって求められた値がどういものであるかということについては、原子力規制委員会の方で別途、後日報告をさせていただきたい。その後に、今後の審査の方針について、この部分について詳細に議論をさせていただきたいという御提案でございます。

本日は、要素評価を行って比較をするということを行っていかどうかという御提案でございます。御審議のほど、よろしく申し上げます。

○更田委員長

御意見はありますか。

田中委員。

○田中委員

私はまだ十分分からないので教えていただきたいのですけれども、34ページにA3の添付3があって、左の方が申請者の有効性評価、右の方が原子力規制庁の要素評価ということで、今、山中委員からあったのですけれども、申請者の有効性評価の中で、いろいろな大きな保守性を想定して評価しているのだと思うのですけれども、それに対して原子力規制庁の方では、個別の物理現象を要素ごとに分けて評価して追加の検討を行うということだと思うのですけれども、まだよく分かっていないのですが、個別の物理現象を要素ごとで評価というのは、申請者が保守性を想定して行っているのですけれども、個別の要素ごとで行うということは、更なる保守性を想定して行う評価、特別の現象の評価と何か違うのですか。

○山中委員

事業者はSIMMERコードという解析コードを用いて再臨界あるいはそのときに発生する機械的なエネルギーの評価を行って、ナトリウムの噴出量を評価している。それを、そういうコードを用いずに個別の事象について幾つかの条件でどのような制限値が得られるかということについて別途、原子力規制庁の中で評価をしたいということでございます。

○田中委員

そうすると、個別の評価をするときもそれなりの不確かさとか保守性を考えないといけないのですけれども、そのときに考える保守性というのは、あり得ないような保守性までは考えないでの保守性ですね。

○菅原原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門 企画調査官

原子力規制庁の菅原でございます。

あり得ないような保守性というところまでは考えておりませんで、「常陽」の設計条件あるいは申請者解析における初期条件、物質分布、圧力、温度や保守性の考え方、こちら辺は申請者解析における初期条件を前提とした評価を行って、「常陽」の炉心における工学的特徴も考慮した上で要素評価の方を実施していくことを考えております。

○更田委員長

ちょっと気の毒な反応だけれども、答えになっているようで、本人も分かっていると思うけれども、答えになっていない部分はあって、起き得ないという説明が十分にされているものもあえて否定して起きるものとして考えるというのは、段階に応じて使われているわけです。異なる防護層だとして考えたときは、前段で十分な確からしさをもって回避されている現象も、別の独立した層で護ると考えるのであれば、次の層では起きるものとして考える。

これは「常陽」に関してどこかで割り切りが必要なのだと思います。はるかに運転経験が豊富な軽水型の動力炉のケースでも、例えば高圧シークエンスで、P (PWR) で言えば1次系が高圧のまま推移して、その状態で1次バウンダリーから熔融炉心が噴出するというような事象は、減圧することの確からしさをもって、私が言っているのは格納容器直接加熱という言い方ですけれども、DCHなんかは、その確からしさをもってDCHが起きたらどうしようと考えているわけではない。これはIAEA（国際原子力機関）の基準も盛んに触れてはいるけれどもプラクティカル・エリミネーション、そうではなくて全てのもの、想像の産物も全部確認しますと言っていたら工学的な議論にはならないので、どこかでここまでの事態は起きるものとして考える。これについては考えないというのが審査の中で、難しいのは「常陽」の場合は個別に示してあげなければいけないというところなのだと思います。

一方で、「常陽」はもんじゅとは違ってずっと運転してきて、目立ったトラブルというところとMARICO（計測線付実験装置）ぐらいで、MARICOは燃料交換装置を引っ掛かっているのに強引に回したら余計に傷ついてしまったというところはあるけれども、燃料交換装置のトラブルぐらいであって、タンク型でガードベッセルがあって、しかも今回の申請は1世代前という言い方をすると申請者に悪いかもしれないけれども、実質的に1世代前の炉心に戻っていくという感じの申請なので、では新規制基準は何が違うのかといたら、以前は想定しないと書いていた事故が起きると仮定したときにどうなるかというところを見ているのが新規制基準なので、では何が起きると考えるのか。これは考える、これは考えないという、その見極めなのだろうと思います。

あとはコードと言われると、コードのベリフィケーションが何をもって十分か、十分でないかというのは、実際にインパイルで見ているものは少ないですし、フランスのCABRIとかSCARABEEといっても、私がこの道に入った頃にもうほとんど終わっていたような実験です。昔、SLSFとかありましたね。それから、米国のTREATでも燃料に対しては試験がされているし、ロシアのIGR（黒鉛減速型パルス型試験炉）は確かJAEAの一部がサポートしたのではないかと思いますけれども、黒鉛型のパルス炉で実験したりしているような気がします。

それにしても、こういったある程度のスペースのあるもので再臨界が起きたときにうんぬんというのをカバーし切るような実験はなかなか難しいので、どうしても最終的には工学的な判断が入るのだろうと思います。また、工学的判断が入らない限り、開発途上の炉の審査は多分できないですね。

保守性という観点からしたら、SIMMERコード、SIMMER-Ⅲ、SIMMER-Ⅳを使つての立証とは別に、ここで要素評価と言われているものは、保守性という点では大きな保守性をどんと置いてという見方になる。やり方、進め方にもよるのだけれども、保守性としては大きいのだらうと思います。

いずれの判断をするにしても、説明がどこまでを考えるとということを示せるかということが「常陽」の審査の難しいところだらうと思います。ただ、要素評価を進めることに関しては、むしろSIMMERコードをいじり倒すとか問い倒していったら審査は終わらないのではないかと思うので、私はアプローチとしては正しいのではないかと思います。

石渡委員。

○石渡委員

専門ではないので言葉の問題なのですけれども、資料4の1ページ、2ページで不確かさを包絡するという言葉が何回か出てくるのですが、これは正しい表現なのか。不確かさというのは、例えば数値で表すとすれば確率で表すのだと思うのですが、そうだとしたら、それを包絡するというのはなかなか難しいように思うのです。例えば基準地震動などで、グラフの上で、これはこの基準地震動が実際の地震動を包絡していますと。完全に上にあれば、これは包絡していますねと図の上で分かるわけですが、こういう言い方はどうなのですか。例えば十分に考慮しているとかであれば分かりますけれども、この分野では包絡という言い方をするので、

○更田委員長

しないでしょね。不確かさは包絡できない。十分に考慮してとか、ガウス分布でも何でもいいですが、どうしても裾切りはあるわけで、不確かさというのはむしろ統計的な方で使われる言葉なので、それを包絡するという言い方はしないでしょね。

ただ、筆者が言いたかったのはきつこうなのだらうというのは分かります。十分な不確かさが考慮されているということなのだと思います。

伴委員。

○伴委員

実は私も同じ指摘をしようと思つていたので、不確かさという言葉の使い方がかなり乱用気味なので、そこは注意した方がいいのかなと。例えば7ページの表になっているところの色がついている一番右上のところ、今、石渡委員が問題にされた不確かさを包絡するという文章で始まって、適用性に不確かさがあると来るのですが、これは結局スケールアップをするということが、言わば外挿するような世界なので、どこまでそれが通用するか分からないという意味だと思うのですが、それをスケールアップ適用性に不確かさがあると言うのは、ちょっとどうなのかなと思います。

さらに言うと、9ページ辺りで不確かさケース1、不確かさケース2とか、これはよく分からないし、10ページの下の方の(3)の最初の段落の最後のところ、機械的エネルギーの不確かさ影響についてはと書いてあるのですが、これは要はアンサーティンテ

ニアナリシスなりセンシティブティアナリシスをやって、このファクターの不確かさのインパクトが一番大きいということを言っているだけだと思うのです。

趣旨は分かりますが、不確かさという言葉が余りにも安易にいろいろな意味で使われているような気がします。

○山中委員

私が担当しながら、ばらつきと不確かさの言葉の表現が非常に正しくなかったかなど。包絡するのはばらつきの方で、不確かさを包絡するものではないので、不確かさというのはこれから気を付けて用いたいと思いますので、そこは慎重に言葉の表現を選びたいと思います。

○更田委員長

私はどちらかという山中委員の方に近いのかもしれないけれども、分かるからいいよねとなっている部分があるのは事実で、記述が厳密ではないのだろうと思います。例えば何々がないというのであっても、すごく大げさなことを言うのであれば、熱力学の第二法則なんかだって、ないと言うのか、実際はないのではなくて統計的に極めて小さな確率ということはないと言っているのであって、それがゼロではないですねと言い出したら、熱力学の講義で習うときにはないと習うわけだけれども、統計力学の講義に行ったら、第二法則はゼロだと言っているわけではないからねという説明になるので、原子力規制委員会資料としては少し御容赦いただいて、一方で、処分に関わる審査書などを整える際にはきちんとした記述を心がけてもらいたいと思いますが、いかがでしょうか。

「常陽」はほかの審査に比べると随分原子力規制委員会に諮られているのです。途中段階で、これでいいでしょうと。要素評価はいつ頃原子力規制委員会に聞きに来ようと思っていますか。

○菅原原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門企画調査官

3月いっぱいでは基盤グループにおける検討をやりまして、その後、考察とか、あと必要だと思えますから早く4月、5月というイメージを持っております。

○更田委員長

途中段階で盛んにというのは、審査としては異例ですね。それは山中委員の御判断だと思いますけれども、最終的な判断を仰いでもらうまでの間、審査チームの裁量である部分との間の加減の仕方は山中委員に御判断いただきたいと思えます。

○山中委員

了解しました。

○更田委員長

どうぞ。

○田中委員

今後の進め方の二つ目のナトリウム火災の審査は今どんな状況なのですか。

○菅原原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門企画調査官

こちらの方は、まだ審査会合で聞けてはいない状態でございます。こちらもこれからになります。

○更田委員長

あと、「常陽」が置かれているサイトというのは、いわゆる電力事業者のサイト等とは違って、非常に人の出入りがあるところなので、火災とかそういったとき、これは許可段階ではなくて保安規定等々かもしれないけれども、サイトの特性はある程度踏まえてもらいたいと思います。

それでは、この進め方については、このように進めてもらうということによろしいでしょうか。

(首肯する委員あり)

○更田委員長

それでは、考え方を了承します。ありがとうございました。

## 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」の新規制基準適合性審査の状況 —要素評価の結果報告と今後の審査の進め方について—

令和4年6月1日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）の高速実験炉原子炉施設「常陽」（以下「常陽」という。）における設置変更許可申請について、申請者が SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードにより実施した溶融炉心の凝集による即発再臨界に伴う放出エネルギー評価、その放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価の結果（以下「申請者評価結果」という。）に対して、原子力規制庁が実施した個別の物理現象の要素ごとの評価（以下「要素評価」という。）による検討結果を報告するとともに、本件に係る「4. 今後の審査の進め方（案）」の了承について諮るものである。

### 2. 経緯

申請者から、平成29年3月30日付けで常陽の設置変更許可申請書が申請された（平成30年10月26日付け、及び令和3年12月2日付けで一部補正）。当該申請については、これまで審査チームにおいて、審査会合等を通じて申請内容の確認を進めてきており、申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について取りまとめ、今後の審査方針案とともに、令和3年5月26日、6月23日及び令和4年2月24日に原子力規制委員会に報告し、審議された。

これらのうち、審査チームは、令和4年2月24日の原子力規制委員会において、原子力規制庁による要素評価を実施し、申請者の解析結果と比較、考察する旨を報告し、その検討を進めてきた。

### 3. 要素評価の検討結果の報告

常陽における、溶融炉心の凝集による即発再臨界に伴う放出エネルギー評価及びその放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価に対して、原子力規制庁の要素評価による検討結果を別紙のとおり報告する。

原子力規制庁の要素評価は、申請者が実施した保守的な解析条件を基本とし、さらに現実的に考えられる範囲において保守的な条件を解析条件として設定するとともに、損傷炉心評価に係る物理現象を原理的に模擬し、確実に保守的と言える解析モデルを構築し、原子炉格納容器の健全性を評価するための条件を求めることを目的として実施した。その結果、常陽における、溶融炉心の凝集による即発再臨界に伴う放出エネルギー評価及びその放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価は、申請者評価結果と概ね整合する結論が得られた。



#### 4. 今後の審査の進め方（案）

3. の結果を踏まえ、以下の方針で審査を進めることについて了承いただきたい。

審査チームとしては、原子力規制庁が独自に実施した要素評価の結果によって得られた、即発再臨界に伴う放出エネルギー及び炉心温度や、原子炉容器内から原子炉格納容器床上へのナトリウム噴出がないという結果は、申請者評価結果と概ね整合するものであることから、この申請者評価結果は妥当であると判断した。

したがって、審査チームとしては、申請者が申請者評価結果に基づけば、原子炉容器内から原子炉格納容器床上へナトリウムが噴出することはないが、原子炉格納容器の頑健性を確認するために、あえて従来通りナトリウムが噴出すると仮定<sup>※1</sup>し、多量の放射性物質等を放出する事故（いわゆる BDBA）の対策を講じるとしていることは、保守的な想定であると考えられるので、これを認め、今後の審査において、申請者の同対策に係る資機材、体制及び手順を確認することとしたい。

なお、今回の判断は、申請者評価結果について、要素評価で比較及び検討を行った範囲に限って妥当と認めるものであり、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳコードそのものの妥当性を判断していない。

引き続き、常陽に対する新規規制基準適合性に係る審査を進め、審査書案がとりまとめ次第、原子力規制委員会に諮る。

別 紙：高速実験炉原子炉施設「常陽」のSIMMERコードによる有効性評価解析結果に対する要素評価による検討結果

参考1：審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請（新規規制基準適合性）に係る審査状況【令和4年6月1日時点】

参考2：令和3年度第68回原子力規制委員会（令和4年2月24日）資料4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況 —有効性評価に用いる解析コードの妥当性—（抜粋）

<sup>※1</sup> 申請者は、既許可におけるナトリウム噴出量 230kg を引き続き使用し、原子炉格納容器の健全性評価を実施したとしている。

## 高速実験炉原子炉施設「常陽」の SIMMER コードによる有効性評価結果 に対する要素評価による検討結果

令和4年6月1日

### 1. はじめに

令和3年度原子力規制委員会（令和4年2月24日）において了承された対応方針に基づき、原子力規制庁は、申請者が SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードにより実施した、熔融炉心の凝集による即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価及びその放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価に対して、原子力規制庁独自の解析方法及び解析モデルを用いた要素評価を実施し、申請者の解析結果と比較、考察による検討結果を取りまとめた。

### 2. 要素評価の考え方

申請者は、常陽が小型のナトリウム冷却型高速炉でその炉心は負のボイド反応度特性を有することから、冷却材が沸騰して燃料要素が破損したとしても、燃料ペレットは熔融せずに固体の状態で炉心底部に堆積するとしている。この状態で燃料ペレットは流動しないが、冷却材の沸騰が継続し、炉心損傷範囲が拡大した場合には、燃料ペレットが大規模に炉心底部に堆積することで、核発熱により堆積中心から熔融し、熔融燃料のスロッシングによる部分的な燃料凝集により即発臨界超過に至る可能性があるとしている。

そのため、本要素評価では、即発臨界超過による出力逸走、それに伴う放出熱エネルギー発生量と大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部構造物（以下「回転プラグ」という。）に対する機械的エネルギーへの最大変換割合を評価することを目的とする。

これらの評価において、即発臨界超過に伴う放出熱エネルギーは、事象の初期条件や事象の推移に依存して結果が異なるランダムな特性を有し、偶発的な原因に伴う不確かさが大きい。また、炉心損傷事象に対しては実験による実証が難しく、評価手法の検証が確立されていないため、認識論的不確かさも大きい。

これらの事情を鑑みて、申請者の評価では、(1)燃料要素破損時に燃料ペレットは固体状態の燃料粒子（粒径 1mm 程度）に破損するとし、燃料粒子にあえて流動性を持たせる、(2)燃料粒子が 100%製造時密度で沈降し、短時間で燃料凝集が起きる、(3)ラッパー管等の構造物は融点（凝固点）を超えると即座に流動する等、明らかに保守側な想定を置いている。

本要素評価ではこの想定を引き継ぐとともに、申請者が炉心の約 90%が流動すると仮定するところを全炉心燃料が流動するとみなす等、申請者の条件より更に保守側な想定を置いている。

本要素評価では、申請者が実施した保守的な解析条件を基本とし、さらに現実的に考えられる範囲において保守的な条件を解析条件として設定するとともに、損傷炉心評価に係る溶融炉心プールの流動と燃料凝集、核的挙動、熱エネルギーの発生、炉心物質の蒸発・膨張等の物理現象を原理的に模擬し、確実に保守的と言える解析モデルと解析条件の組み合わせを用いて求めた計算値を原子炉格納容器の健全性を評価するための条件とする。

### 3. 要素評価の実施手順

要素評価を以下の二つの段階に分けて実施した。

#### (1) 遷移過程

当該事象においては、炉心損傷範囲の拡大により燃料ペレットが大規模に炉心底部に堆積し、核発熱により燃料粒子が溶融して形成された燃料溶融プールのスロッシングに伴う燃料凝集によって発生する即発臨界超過により最大エネルギーが放出されることから、この事象を基点とした解析を実施し、反応度挿入率と放出エネルギーを評価した。

#### (2) 機械的応答過程

上記(1)で求めた放出エネルギーを用いて、原子炉容器等に機械的負荷等を与える、冷却材ナトリウム中の原子炉容器径に匹敵する規模(原子炉容器径スケール)の固気液混相の蒸気泡(以下「CDA気泡」という)の膨張挙動を解析し、ナトリウム運動エネルギーとカバーガス圧縮エネルギーの和から機械的エネルギーとエネルギー転換率を評価した。さらに、CDA気泡の膨張挙動に伴い回転プラグ底面へかかる圧力変化から、格納容器床上へ噴出するナトリウム量を評価した。

### 4. 要素評価の着目点(判断基準)

SIMMERコードによる評価結果の妥当性を確認するに当たっては、以下の観点から判断する。

#### (1) 遷移過程

申請者が計算した反応度挿入率、放出エネルギーの評価結果の妥当性を確認するため、要素評価において想定条件に現実的な範囲で考えうる保守的設定を置いた評価を実施し、申請者の解析結果を上回るかについて確認する。(感度解析)

#### (2) 機械的応答過程

上記(1)に加え、現象の不確かさが大きいことから、独立した評価による申請者結果の妥当性確認のほか、既往試験の評価値と比較等を行い、格納容器の損傷を生じることがないことを確認する。具体的には以下を行う。

- ・大規模な蒸気爆発をもたらすエナジェティックな溶融燃料・冷却材相互作用(以下「FCI」という。)は、燃料・冷却材の接触温度が自発核生成温度以上で

発生するとされている[1]。この温度条件に基づき比較を行う。(図 12)

- ・機械的エネルギーについては、既往試験における機械的エネルギー転換率(0.1～1%程度) [2]と乖離していないことを確認する。
- ・ナトリウムが格納容器床上へ噴出する場合、回転プラグ流路中に確保できるナトリウム量を超えた噴出量(既許可では 230kg)を超過しないかについて確認する。

## 5. 要素評価における解析条件

解析に使用した常陽炉心の設計仕様及び解析条件を表 1 に示す。

## 6. 要素評価の結果

### (1) 遷移過程

図 1 にスロッシングにより即発臨界超過に至る過程を示す。スロッシングは炉心中央で核熱反応による昇圧で液面が押し下げられた後、周囲からの揺り戻しで液面が上昇する挙動である。初期状態として最も液面の揺動振幅が最大となるよう設定すれば液面の上昇速度が最大になる。その結果、液面の上昇速度は 350cm/sec となり、その時点で即発臨界超過に至った時の反応度挿入率は 100\$/sec となった。

図 2 に反応度フィードバック・モデルを示す。反応度フィードバックは、以下の 3 つの過程によって起こると仮定した。

- ①炉心燃料の膨張により周辺のボイドが消失(時定数～3msec)
- ②炉心燃料の膨張により炉心全体の体積が増加(時定数～5msec)
- ③炉心燃料からの伝熱により周囲の構造材が膨張(時定数～10msec)

このうち、③の構造材膨張については、出力変化の時定数数 msec に比べて熱伝達に要する時間が長く、検討結果にほとんど影響を及ぼさないことから、考慮しないこととした。

図 3 に一点炉近似動特性による反応度及び発生エネルギーの推移を示す。放出エネルギーは約 1.3GJ、炉心燃料の平均温度は約 6000K となった。

なお、発生エネルギーに対する反応度挿入率への感度は小さいことを確認した(別添資料 2)。これは、反応度挿入率の上昇によって出力の立ち上がり急峻になり、急激な燃料膨張によりボイドの消失が早まることで反応度添加の効果が相殺されるためである。発熱エネルギーに対するボイド率の感度は大きい、ボイド率が小さくなると液面揺動による反応度挿入率が小さくなること、逆になる場合にはまた実効増倍率が低下することで再臨界事象そのものが起こりにくくなることから、ボイド率を 20%と設定することは妥当であると考えられる。

## (2) 機械的応答過程

炉心内の燃料に放出エネルギーが与えられると、炉心領域の燃料及び構造材が昇温して気液混合状態になると考えられる。炉心物質は高温高圧の蒸気・液体となり、燃料集合体内で炉心の上に位置する上部炉心構造（以下「UCS」という。）を經由して、燃料集合体の外に流出する。燃料集合体の上部にはナトリウムで満たされた空間（以下「上部プレナム」という。）へ移行する。上部プレナムに移行した燃料は、単相状態の冷却材ナトリウムに接触して FCI を引き起こし、CDA 気泡を発生させる。CDA 気泡は上部プレナム内で急激に膨張し、上部プレナムのナトリウムを押し上げてカバーガス領域を圧縮することにより、原子炉容器や回転プラグ等に機械的影響を及ぼす。

上記で発生する機械的エネルギーをナトリウムの運動エネルギーとカバーガスの圧縮エネルギーの和として評価した。また、CDA 気泡の膨張に伴うカバーガスの圧力変化に基づき、回転プラグにおけるギャップ部から噴出するナトリウム量を評価した。

以下では、指標となる機械的エネルギーとナトリウム噴出量のそれぞれについて、評価した結果について記載する。

### A. 機械的エネルギーの評価

機械的エネルギー及びエネルギー転換率を以下の手順により評価した。

- 1) 燃料温度低下効果の評価
- 2) FCI による CDA 気泡圧力の評価
- 3) CDA 気泡膨張による機械的エネルギーとカバーガス圧力変化の評価

#### 1) 燃料温度低下効果の評価

CDA 気泡の発生に関する支配要因はナトリウムと炉心物質が接触する際の温度であるため、CDA 気泡の挙動を評価するに当たり、炉心燃料が炉心から上部プレナムへ移行するまでの温度低減効果が最も重要である。前章において、炉心燃料温度は 6000K で（炉内の構造材温度は 3000K）と評価されたことを踏まえ、初期混合と断熱膨張によって温度低下する効果を評価した。

ここでは CDA 気泡の発生を保守側に評価するためナトリウムと接触する際の炉心物質の温度を高く評価するよう、以下の仮定を用いた。

- a. 炉心燃料内で発生する熱エネルギーは構造材へは移行せず、すべて炉心燃料の膨張に使われるものとした。
- b. 炉心燃料については、燃料集合体出口まで断熱膨張により温度が低下するものとした。

c. 炉内の構造材は炉心燃料の膨張によって生じた圧力により均一に混合し、平均温度に達するものとした。

なお、ここでは燃料を  $UO_2$  で近似した。図 4 に  $UO_2$  の状態図と断熱膨張による温度低下効果の概念図を示す。膨張前の  $UO_2$  の圧力は、 $UO_2$  の飽和蒸気圧(約 20MPa, 6000K)であり、状態図上の等エンタルピー曲線上を移動して温度と圧力が推移するものとした。参考文献[4]に記載された  $UO_2$  の蒸発曲線上の状態量から、等エンタルピー曲線を作成した結果を図 5 に示す。断熱膨張により、 $UO_2$  の密度は  $6500\text{kg/m}^3$  から  $2400\text{kg/m}^3$  に希釈されるため、図 5 の結果から燃料集合体出口部における  $UO_2$  の温度は約 4566K まで低下する。

燃料集合体出口では、混合前の  $UO_2$  と構造材のいずれも沸点を超過しており、いずれも気相と液相の相平衡状態にあると考えられる。このような状態においてはラウールの法則が成立し、液相と気相のモル分率から平均圧力が一意的に決まる。混合前の  $UO_2$  と構造材のモル分率から平均圧力を求めると、1.31MPa を得た。混合後もボイド率が不変だと近似して、温度をパラメータとしてラウールの法則で混合後の平均圧力  $P$  を計算し、これが 1.31MPa と一致する点を求めた結果、平均温度は約 3825K となった(図 6)。

## 2) FCI による CDA 気泡圧力の評価

上記で評価した燃料温度に基づき、CDA 気泡の圧力を評価した。CDA 気泡の分圧は、炉心領域近傍では主に燃料蒸気及びスチール蒸気により構成されるが、上部プレナム中では FCI によって発生するナトリウム蒸気圧が主体的となり、その圧力はナトリウム飽和蒸気圧曲線に従う。FCI が生じるときの燃料とナトリウムとの接触界面温度[1]は、以下の式に示されるように熱流束と熱拡散厚さのバランスにより両者の物性値のみで決定される。

$$T_i = \frac{\sigma T_f + T_c}{\sigma + 1} \quad \dots (2)$$

$$\sigma = \frac{\sqrt{\kappa_f C_p \rho_f}}{\sqrt{\kappa_c C_p \rho_c}} \cong 0.5 \quad \dots (3)$$

ここで、 $T_i$  は接触界面温度、 $T$  は温度、 $\kappa$ 、 $C_p$ 、 $\rho$  はそれぞれ熱伝導度、比熱、密度を表し、添え字の  $f$ 、 $c$  は燃料及び冷却材を表す。 $T_c$  に燃料集合体出口部の冷却材温度として  $550^\circ\text{C}$  を代入すると、(2) 式は燃料温度と接触界面温度の関係式となる。図 7 に、接触界面温度は FCI 発生時の温度とし、ナトリウム飽和蒸気圧曲線を燃料温度との関係で整理した結果を示す。同図から、前項 1) で求めた燃料温度に対応するナトリウム蒸気圧は約 4MPa と評価された。

### 3) CDA 気泡膨張による機械的エネルギーとカバーガス圧力変化の評価

CDA 気泡が上部プレナム中で膨張することによって生じる機械的エネルギーとカバーガスが圧縮される挙動を評価した。CDA 気泡の膨張とカバーガスの圧縮挙動の概念図を図 8(1)に示す。ここでは以下の仮定を用いた。

- a. 炉心物質が炉心領域から上部プレナムに流入して FCI が発生することにより CDA 気泡が生成される。本評価では、カバーガスの圧縮に十分に必要となる CDA 気泡を生成させるため、CDA 気泡生成開始後、飽和蒸気圧一定で成長すると仮定した。
- b. CDA 気泡の膨張を保守的に見積もるために、ナトリウム蒸気の凝縮による緩和効果をあえて無視した。CDA 気泡内のナトリウム蒸気を理想気体とし、モル数が維持されたまま断熱変化すると仮定した（ポリトロップ指数は 1.66）。
- c. CDA 気泡に駆動されたナトリウムは、カバーガスを圧縮しつつ上昇するが、カバーガスの圧力を保守的に評価するため、CDA 気泡体積はカバーガス体積と同程度まで膨張するとし、その時の CDA 気泡の圧力は 1 気圧まで減少するとした。

上記の想定条件に基づき、圧力源である CDA 気泡は図 8(2)に示す PV 曲線に従って膨張するとした。

カバーガスの圧力変化は、気泡が球状に膨張するとした Rayleigh 方程式と、上部プレナムのナトリウムの運動方程式とを連立させることにより求めた。CDA 気泡は膨張して周囲のナトリウムを加速し、カバーガスを圧縮する。当該ナトリウムの速度がゼロとなる時、カバーガス圧力は最大値に達し、その後 CDA 気泡は凝縮し熱エネルギーが散逸するので、カバーガス圧力ピークに着目した。その結果、カバーガスの圧力変化については、図 9 に示すように圧力の最大値は約 14MPa、回転プラグの自重を上回る加圧（約 0.24MPa 以上）が継続する時間（以下、「加圧時間」という。）は約 22msec と評価した。

また、ナトリウムの運動エネルギーとカバーガス圧縮エネルギーの和として定義される機械的エネルギーは約 6.7MJ となった。機械的エネルギー転換率は、即発臨界超過後の炉心の総エンタルピーである約 2.3GJ との比をとり、約 0.3%となった。

なお、申請者によれば、回転プラグに対して固定ボルトの破断圧力(5.25MPa)を超える圧力が作用したとしても、圧力ピークの時間幅が短く、ひずみが増大する前に除荷されることから、固定ボルトに生じるひずみは破断伸びである 15%より十分小さく抑制されれば、健全性は維持されるとしている。

## B. ナトリウム噴出量の評価

回転プラグの下面に図 9 のカバーガス圧力がかかることによってギャップ部から格納容器床上雰囲気へ噴出するナトリウム量を評価した。常陽における回転プラグのギャップ部は、以下の 3 領域を考える。( ) 内にそれぞれの領域で保持可能なナトリウム量を示す。

- ① 炉上部機構（以下「UIS」という。）外周部のギャップ(113kg)
- ② 小回転プラグ外周部のギャップ(334kg)
- ③ 大回転プラグ外周部のギャップ(529kg)

上記 3 領域のギャップを対象に、回転プラグが垂直に持ち上がるとして、回転プラグの上下面に作用する圧力の差により各ギャップ領域に流入するナトリウム流量をギャップ部の摩擦損失と位置損失を考慮して求め、単位時間当たりのナトリウム量を求める評価式を構築した。

各ギャップ領域に流入するナトリウム量の計算結果の例を図 10 に示す。図 10 は、回転プラグの下面における加圧時間が 10msec 継続した場合のギャップ部へのナトリウム流入量をギャップ領域ごとに示している。図中に、各ギャップ領域の保持可能なナトリウム量（質量）を破線で示す。

ここでは、当該評価式を用いて、図 9 のカバーガス圧力の変化に応じた各ギャップ部へのナトリウム流入量を時間積分により算出し、図 11 のように評価した。図に示すように、ナトリウムのギャップ流入量は 3 領域の合計で約 700kg となるが、上述の各ギャップ部での保持可能な範囲に納まることから、ナトリウムは格納容器床上に流出しない結果となった。

## 7. 申請者解析結果との比較（表 2）

### （1）遷移過程

スロッシングによる反応度挿入率、総熱出力及び最高燃料温度については、申請者評価値と概ね一致する結果が得られた。なお、反応度挿入率に対する不確かさ要因としては、初期状態を表すパラメータのうち、燃料内のボイド率の感度が大きいことがわかった。

### （2）機械的応答過程

機械的エネルギー及びエネルギー転換率については、申請者評価値よりもやや大きい結果となるものの、概ね一致する結果が得られた。また、ナトリウム噴出量については、回転プラグギャップへの流入量は申請者の評価より大きくなるものの、格納容器床上空気雰囲気への噴出は生じない結果となった。

## 8. 要素評価結果（判断基準との比較）

SIMMER コードによる評価結果の妥当性を以下のとおり確認した。



### (1) 遷移過程

即発臨界超過による出力逸走において発生するエネルギーは、炉心燃料の凝集挙動に伴う反応度挿入率に依存する。この挙動は負のフィードバックが大きい特徴があり、今回の要素評価で現実的な想定を置いたところ、常陽の小型高速炉炉心体系では約 6000K がほぼ上限と考えて良いことを確認した。一方、申請者の SIMMER コードによる評価の結果では、最大値を約 5400K と評価していることから、妥当な評価であると考えられる。

### (2) 機械的応答過程

出力逸走で炉心部にエネルギーが発生すると、炉心物質が蒸発・膨張して上部プレナムに流出し、ナトリウムを急激に蒸発させることにより原子炉構造の変形や回転プラグの浮上りによるナトリウムの噴出を生じさせる。実際の現象では、燃料、構造材、ナトリウムの相変化を伴う複雑な流動挙動となるが、今回の要素評価では、各物質の飽和蒸気状態と断熱膨張による簡略かつ保守側な評価とした。

ナトリウムが急激に蒸発する挙動は、炉心物質とナトリウムの接触温度が支配要因となる。本評価の結果、燃料集合体出口の炉心物質の温度は約 3825K となり、既往研究に基づいて蒸気爆発（エナジェティックな FCI、図 12 参照）は生じないことを確認した。したがって、以下では FCI で発生するナトリウム蒸気の膨張から機械的エネルギーを評価することに問題はないと考えられる。

そして、炉心物質と接したナトリウムが瞬時に飽和蒸気となって断熱膨張し、上部プレナムのナトリウムを押し上げることによるカバーガスの圧縮挙動を評価したところ、カバーガスの最高圧力は約 14MPa となった。このときの機械的エネルギー（ナトリウム運動エネルギーとカバーガス圧縮エネルギーの和）及びエネルギー転換率を評価すると、それぞれ約 6.7MJ、約 0.3% となり、THINA 試験[3]を含む既往試験での機械的エネルギー転換率（0.1~1%）と乖離していないことを確認した。

この結果は、ナトリウムプール底面から高温物質を注入した試験であり、かつ最も本評価で対象とする体系等の条件が類似する THINA 試験のエネルギー転換率（0.1~0.3%）と概ね合致している。また、申請者が計算した機械的エネルギー、エネルギー転換率の評価結果に対しては約 1.5 倍の結果となった。

さらに、上記のカバーガス圧力変化に対するナトリウム噴出量を評価したところ、約 700kg となるが、回転プラグの側面に構成されるギャップ内に収まり、格納容器床上には噴出しないことを確認した。

### (3) まとめ

常陽の小型高速炉体系における出力逸走挙動を評価する観点で十分保守側と考えられる条件を共通とし、物理現象を原理的かつ簡易なモデルとして要素評価を実施したところ、申請者の SIMMER コードによる評価結果とほぼ整合する結果を得た。

## 参考文献

- [1] H.K. Fauske, "Role of Core Disruptive Accidents in Design and Licensing of LMFBR's," Nuclear Safety, 17 (1976) 550-567.
- [2] 秋山守「溶融燃料と冷却材の熱的相互作用」、日本原子力学会誌、Vol.20, No.6, (1978), p.3-8.
- [3] F. Huber, A. Kaiser, and W. Pepler, "Experiments on the Behaviour of Thermite Melt Injected into Sodium -Final Report on the THINA Tests Results," Proceedings of IAEA/IWGFR Technical Committee Meeting on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in Liquid Metal Fast Reactors, 167-198, Oarai, Japan, (1994)
- [4] C. Ronchi, I. L. Iosilevski and E. S. Yakub, "Equation of State of Uranium Dioxide Data Collection", Springer-Verlage, Berlin Heidelberg (2004).
- [5] L. Leibowitz (chairman), et al., "Properties for LMFBR Safety Analysis", ANL-CEN-RSD-76-1, Argonne National Laboratory (1976).
- [6] 2021年10月4日審査会合資料 資料2「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炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて」3.3.6 ナトリウムの凝縮・蒸発 (CONTAIN-LMRのナトリウム飽和蒸気圧曲線)
- [7] Morita K. et. al, "SIMMER-III Analytic Equation-of State Model," JNC TN9400 2000-005, 1999.
- [8] Morita K. et. al, "SIMMER-III Analytic Thermophysical Property Model," JNC TN9400 2000-004, 1999.

表1 解析で使用了した主要パラメータの設定根拠

(1) 共通項目

パラメータ	入力値	設定根拠
炉心インベントリ	燃料 813 kg 構造材 391 kg	ノミナル値 (平衡炉心初期)

(2) 遷移過程

パラメータ	入力値	設定根拠
スロッシングする燃料の割合	100%	別添資料1参照
燃料の組成 (体積比)	燃料 : 構造材 =4:6	液面平坦時にほぼ臨界となる組成を選定
構造材ポイド率	20%	同上
液面の揺動形状	Bessel 関数 (軸対称モード)	Bessel 関数は、タンク内のスロッシング解析モデルとして適用例多数あり。反応度挿入への効果が大きい軸対称モードを選定
スロッシング駆動力	重力 (自由落下)	燃料の粘性を無視することで液面上昇速度が保守側評価となる
炉心体積膨張による反応度効果	$-1.90 \times 10^{-6}$ dk/k/°C	体積膨張はすべて軸方向に起こると仮定。径方向よりも保守側評価となる
炉心体積膨張への寄与	UO <sub>2</sub> のみに限定	時定数の差から、構造材の熱膨張については考慮しない (本文参照)
ドップラー反応度係数	$-1.10 \times 10^{-3}$ Tdk/dT	ノミナル値
即発中性子寿命	$3.56 \times 10^{-7}$ sec	ノミナル値
実効遅発中性子割合	0.00429	ノミナル値

(表1つづき)

## (3) 機械的応答過程

パラメータ	入力値	設定根拠
<b>機械的エネルギーの評価</b>		
即発臨界直後の燃料温度	6000K	放出エネルギー評価結果 (1.3 GJ) に基づく。
即発臨界直後のスチール温度	3000K	同上
UCS 初期温度	1700K	UCS は固相で残存しているものとし、その最高温度である融点とした。
燃料集合体出口ナトリウム温度	550°C (823K)	上部プレナム冷却材温度に対し、50K の温度上昇を見込んだ。
ポリトロープ指数	1.66	断熱変化を仮定した。
CDA 気泡の膨張挙動	ナトリウムの運動方程式及び Rayleigh 方程式に基づく	CDA 気泡は球状を仮定した。
物性値	----	[4] [5] [6] [7] [8]
<b>ナトリウム噴出量の評価</b>		
回転プラグ下面に作用する圧力	各部位共通	機械的エネルギー評価結果に基づく。
ギャップ部の摩擦損失	ギャップ形状に応じて設定	PLUG コードの評価方法と同様
ギャップ部の位置損失	水頭圧	
ギャップ部に流入するナトリウム温度	500°C	上部プレナム温度と同じと仮定した。

表 2 主な解析結果と申請者評価との比較

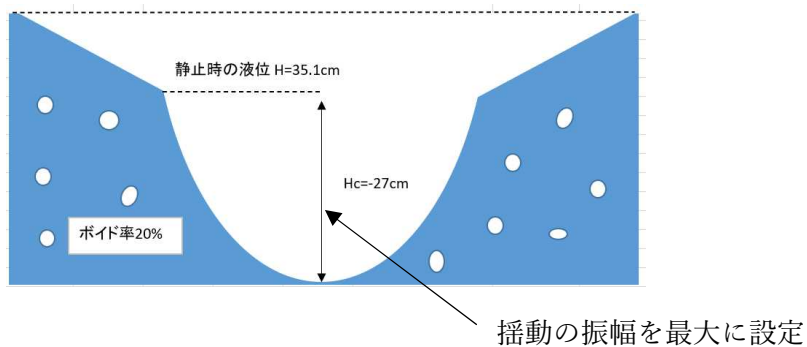
(1) 遷移過程

	本解析結果	申請者評価
最大反応度挿入率	100\$/sec	80\$/sec
総発熱量	約 1.3GJ	1.3GJ
燃料最高温度	約 6000K	5382K

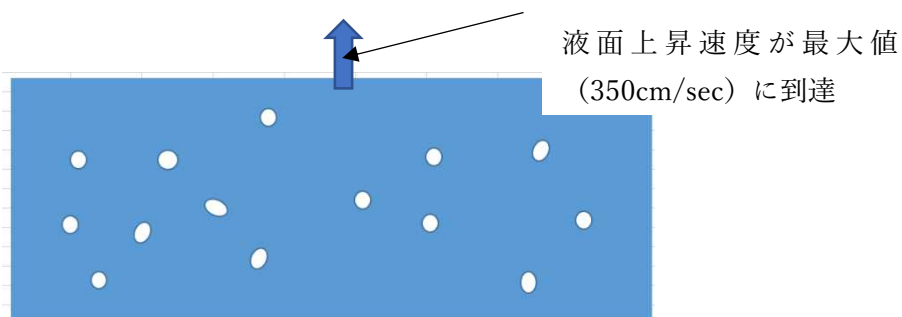
(2) 機械的応答過程

	本解析結果	申請者評価
最大 CDA 気泡圧力	約 4MPa	約 2MPa
最大機械的エネルギー	約 6.7MJ	約 3.6MJ
エネルギー転換率	約 0.3%	約 0.16%
ナトリウム噴出量	0kg	0kg
回転プラグギャップへのナトリウム流入量	約 700kg	約 245kg

(a) 初期状態 (未臨界、 $t=0$  s)



(b) 液面が平坦状態に戻り臨界に到達 ( $k=1$ ,  $t=0.156$  s)



(c) 即発臨界超過が発生 ( $k=1+\beta$ ,  $t=0.167$  s)

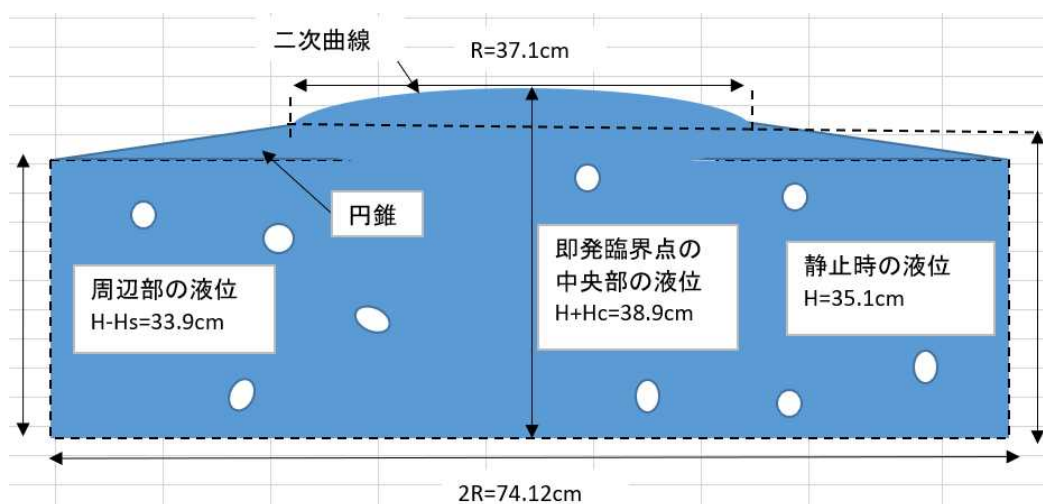
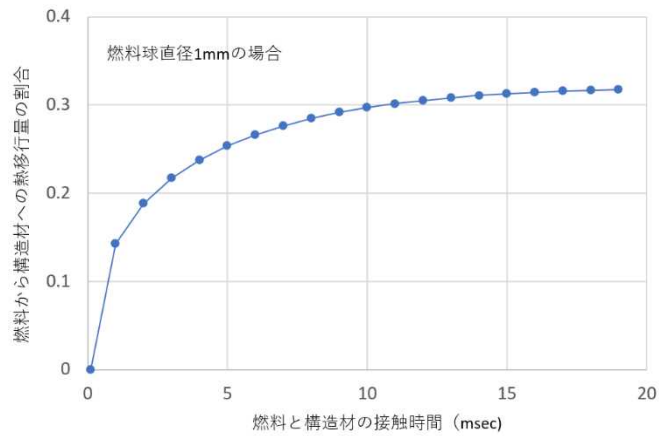
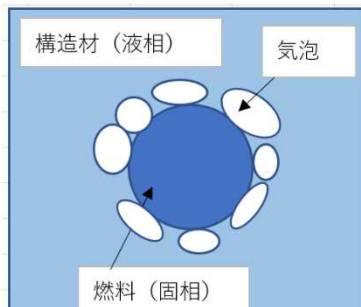


図1 スロッシング事象を模擬した解析モデル

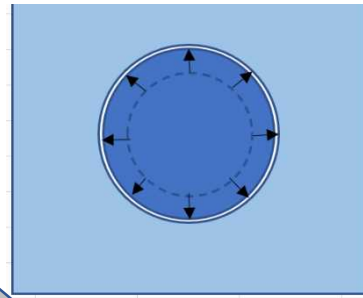


(a) 初期状態 ( $t=0$ )

(b) 燃料膨張による構造材ポイドの消失 ( $t=3$  msec)



(c) 燃料膨張による構造材の排除 (炉心体積の膨張、 $t=5$  msec)



(d) 構造材への熱伝達により構造材ポイド発生 ( $t>10$  msec)

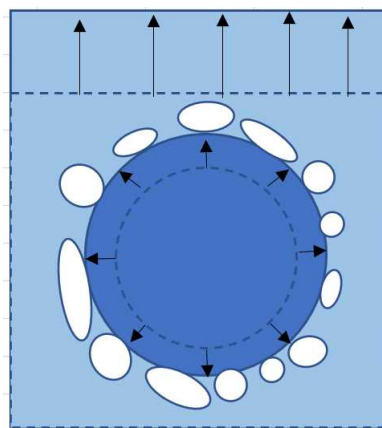
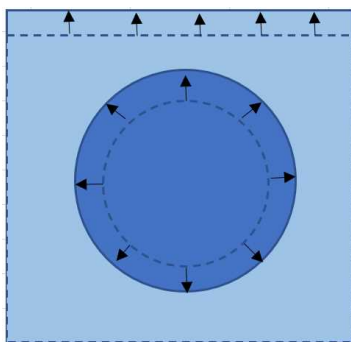


図2 反応度フィードバック・モデル (解析では a~c までを考慮)

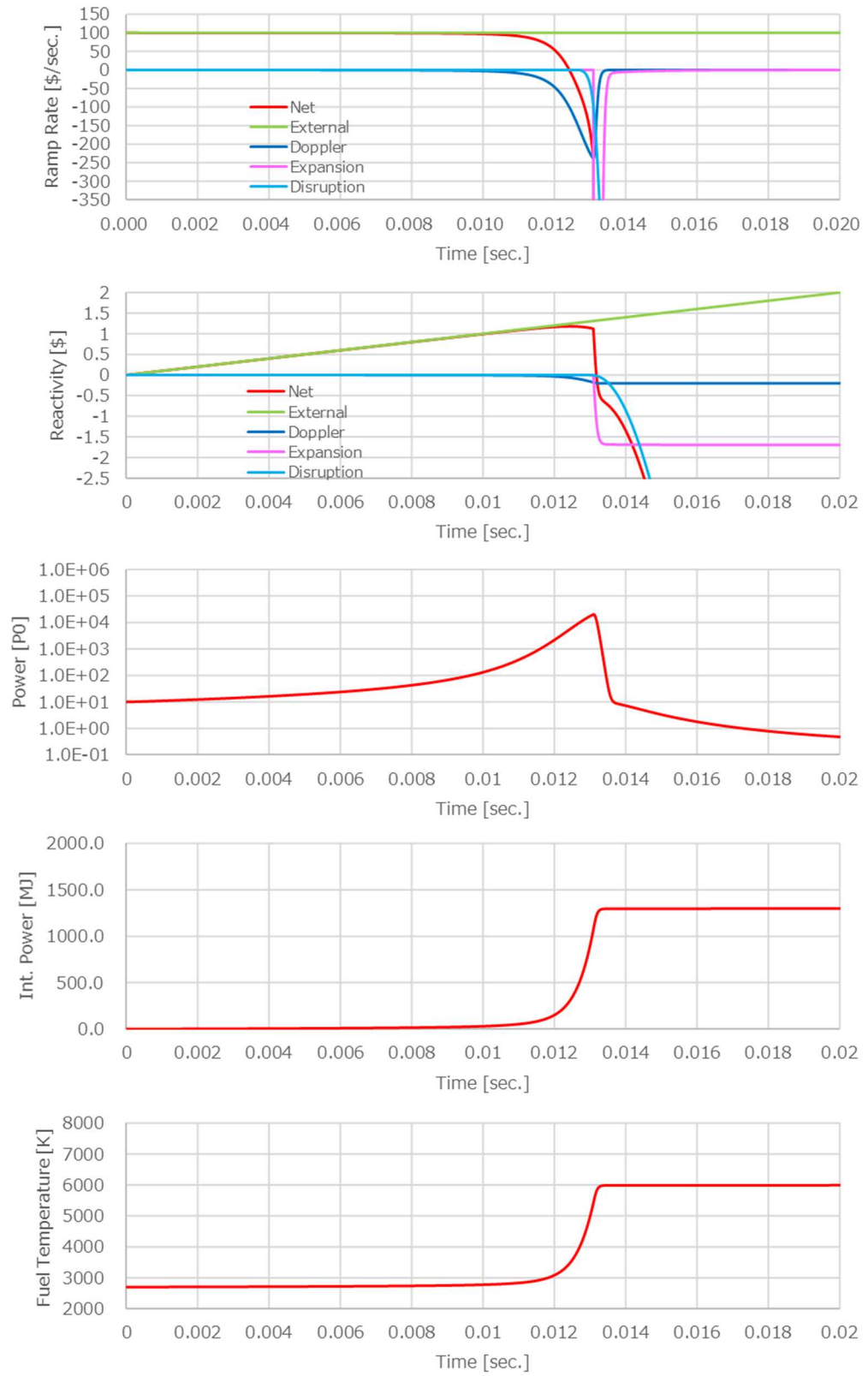


图3 動特性解析結果（基準解析）



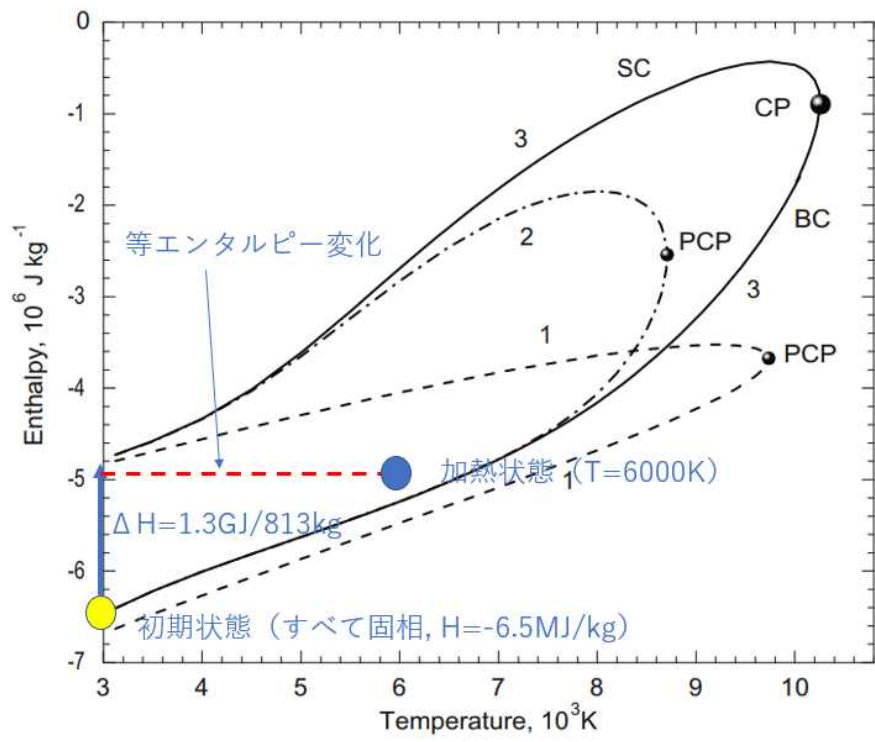


図4 断熱膨張による燃料温度低下効果の概念図  
 (CP: 臨界点、BC: 沸騰曲線、SC: 飽和曲線、文献[4]の原図に加筆したもの)

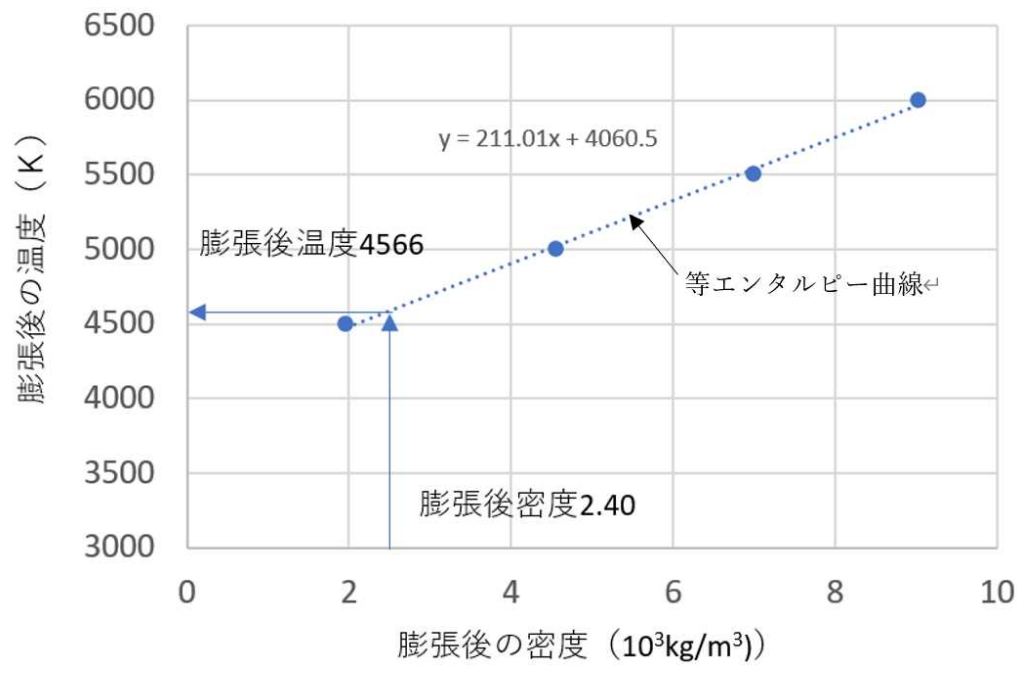


図5 等エンタルピー曲線を用いた断熱膨張後の密度からの温度推定

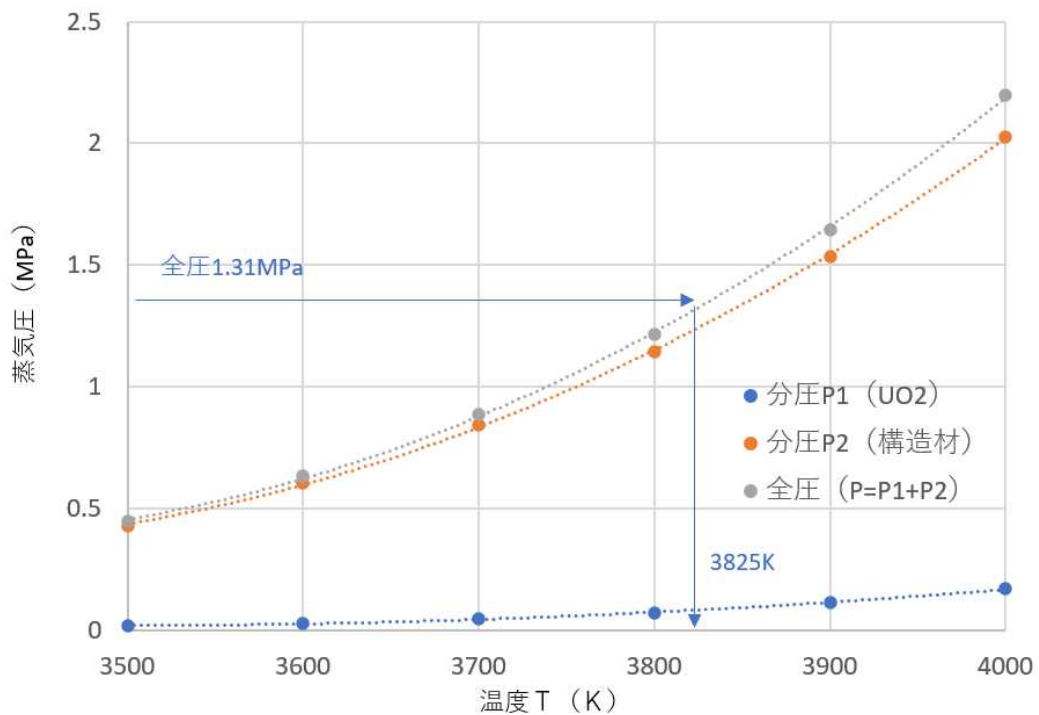


図6 ラウールの法則を用いた混合後の圧力からの平均温度の推定

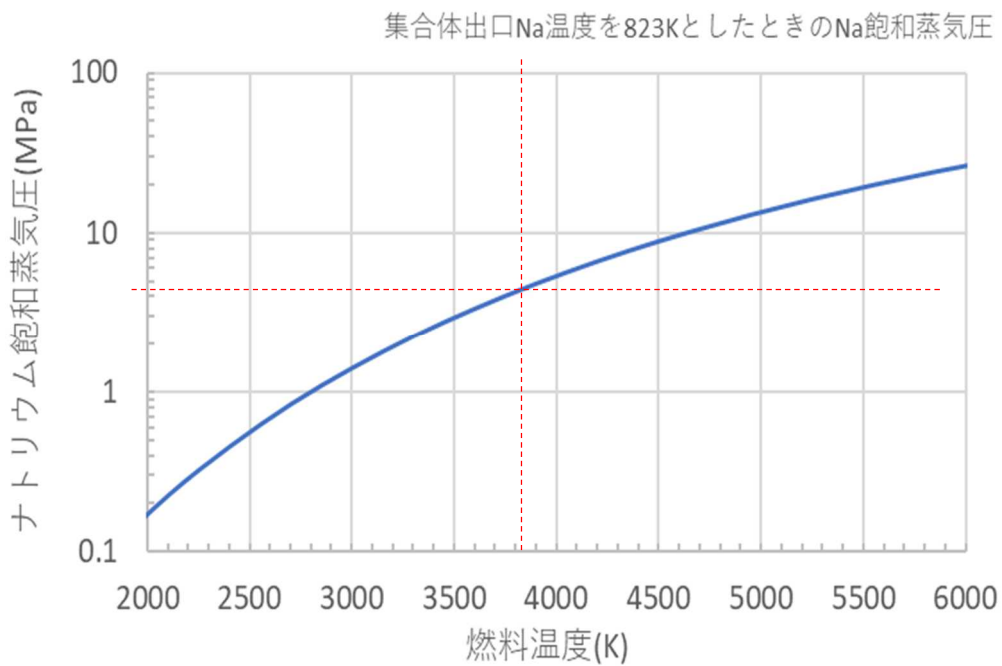
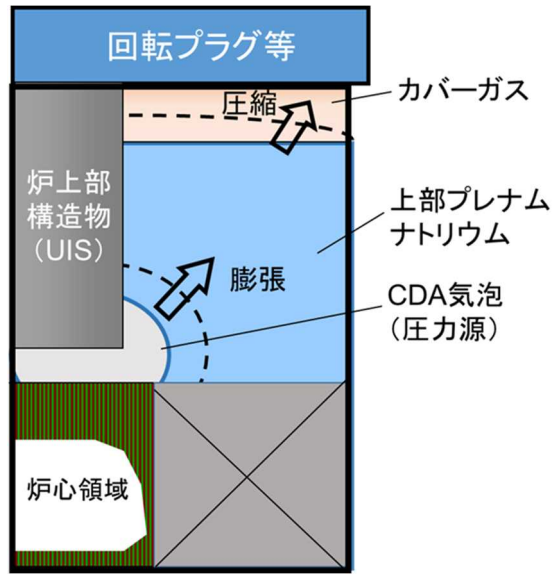
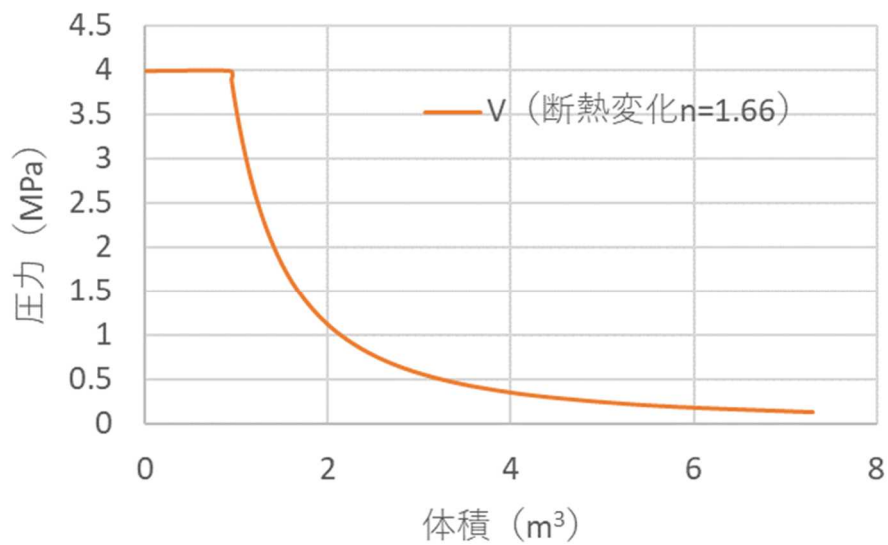


図7 FCI 発生時の燃料温度とナトリウム飽和蒸気圧の関係



(1) CDA 気泡膨張とカバーガス圧縮挙動の概念図



(2) CDA 気泡の圧力と体積の関係 (最大圧力 4MPa の場合)

図 8 CDA 気泡膨張条件

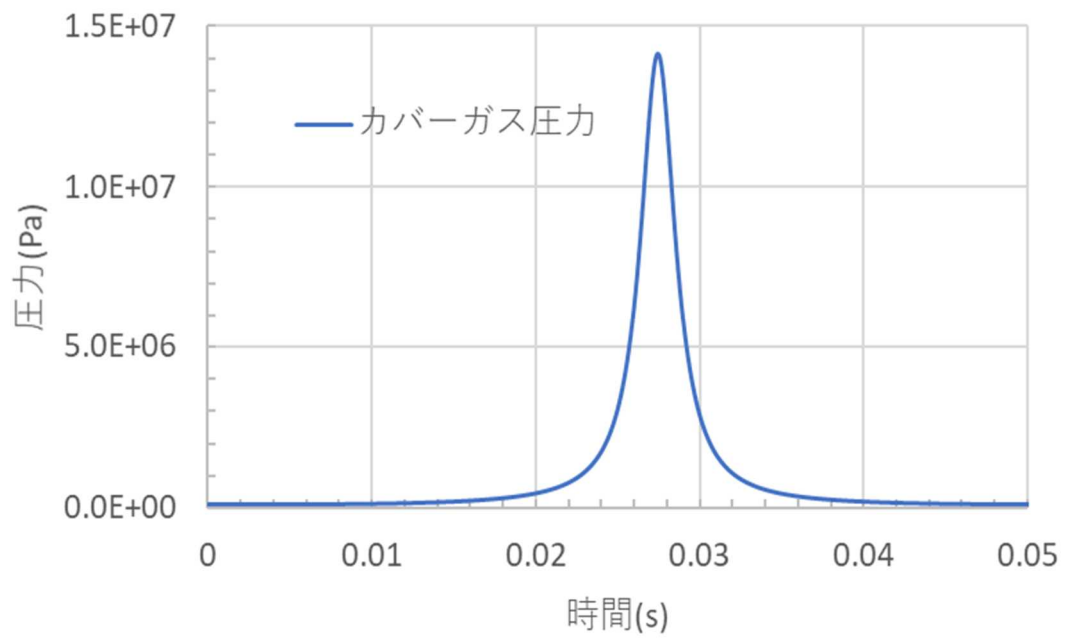


図9 カバールガス領域の圧力変化

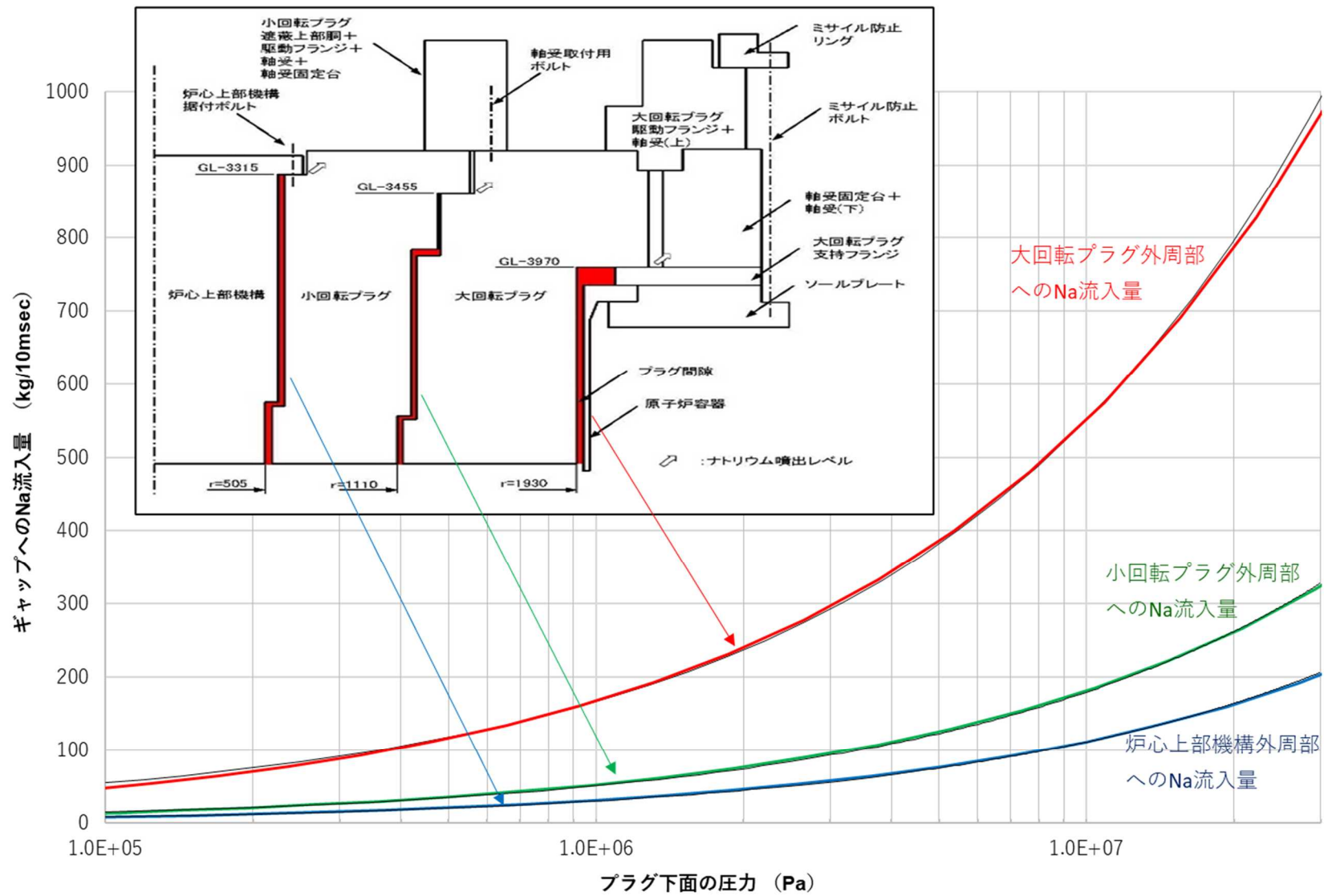


図 10 回転プラグ下面加圧時 (加圧時間 10msec) のナトリウム流入量

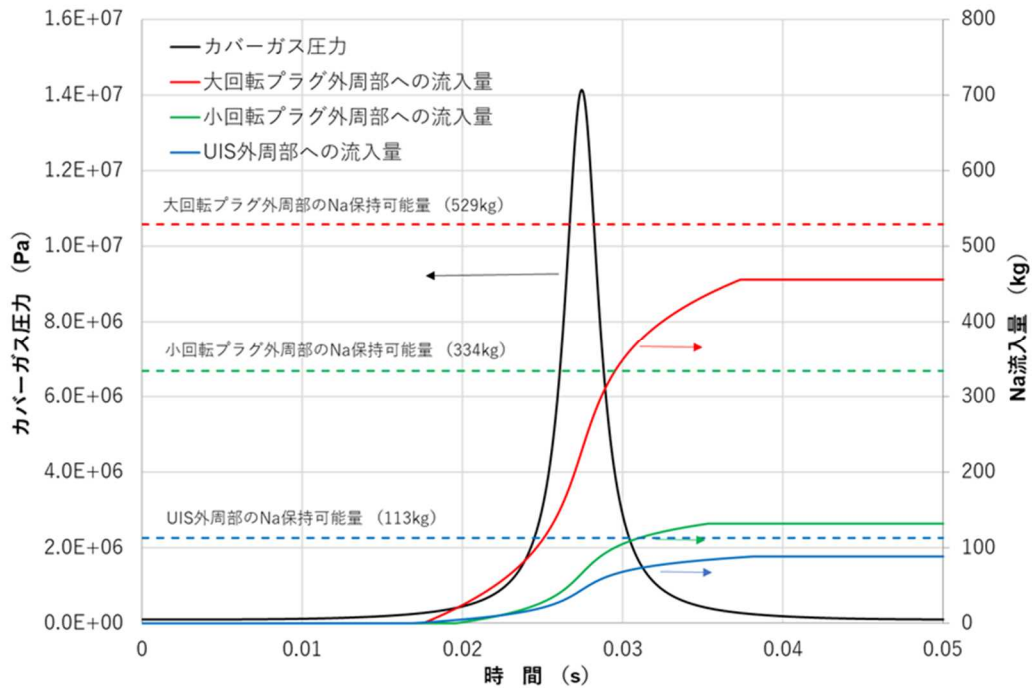


図 11 ギャップへのナトリウム流入量

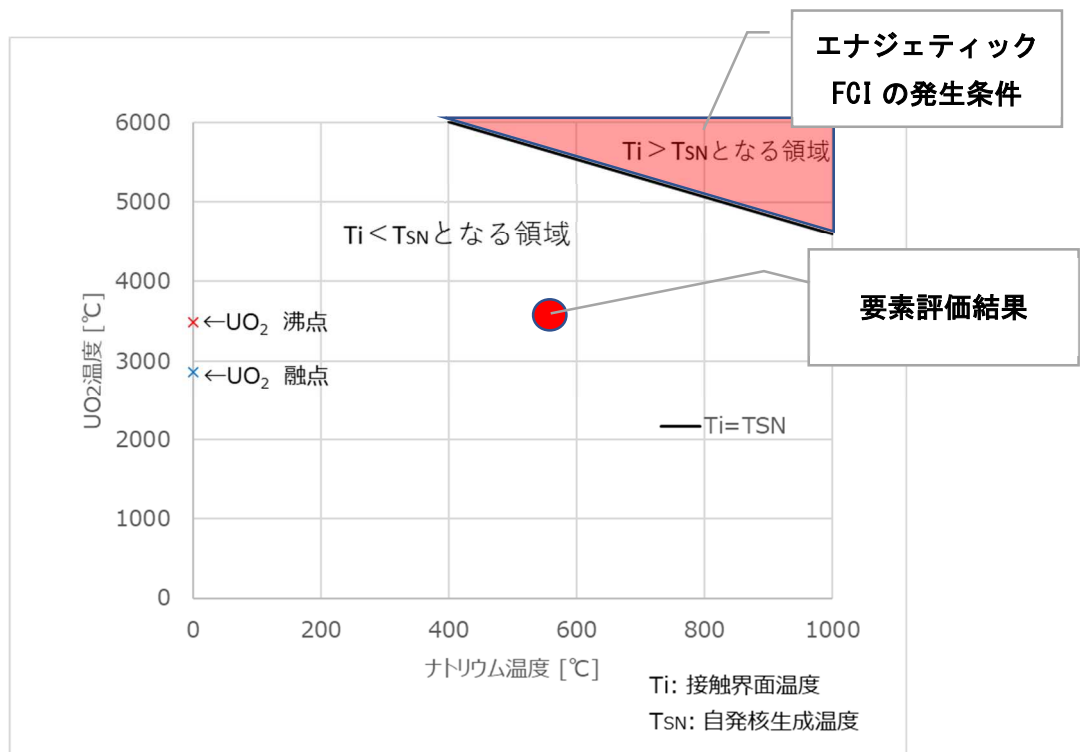


図 12  $UO_2$  燃料と液体ナトリウムとの接触による自発核生成温度条件  
(参考文献[1]を引用)

## スロッシング・モデルの選定根拠について

## 1. スロッシング規模のパラメータ・サーベイ

スロッシングが発生する際、溶融プールの広がりには炉心中央部の一部に限定され、炉心周辺の燃料集合体は健全のまま残るため、スロッシングの対象には含まれないと考えられる。この影響を評価するため、スロッシング規模を炉心の 100%、75%、50%としたパラメータ・サーベイを実施した。

図 A1-1 にスロッシング・モデルを、図 A1-2 に各ケースについて、中央部高さの実効増倍率の臨界状態からの超過分（以下「添加反応度」という。）の関係を示す。

100%のケースでは、中央部の高さに対して添加反応度が単調増加したが、75%、50%では途中でピークを生じたのち、減少に転じた。また、すべての中央部の高さに対して 100%のケースで添加反応度が最大になった。

以上より、スロッシング・モデルについては炉心 100%のケースを選定した。

## 2. ボイド率のパラメータ・サーベイ

炉心 100%のスロッシング・モデルを用いて、ボイド率を 0%、20%、30%としたパラメータ・サーベイを実施した。

図 A1-3 に各ケースについて、中央部高さと添加反応度の関係を示す。添加反応度はボイド率 0%で最大となったが、ボイド率 0%では燃料デブリの熱膨張によって周辺のボイドが消失するまでの時間がなくなり、即時に反応度フィードバックが働くため、総発熱量に対しては非保守側評価となる。逆に、ボイド率を 30%としたケースでは、添加反応度は低めとなった。また、ボイド率が 20%を超えると実効増倍率が 0.95 を下回り、再臨界が発生する可能性が著しく低くなることから、ボイド率 20%を再臨界発生可能な上限とみなすこととした。

以上より、ボイド率として 20%を選定した。

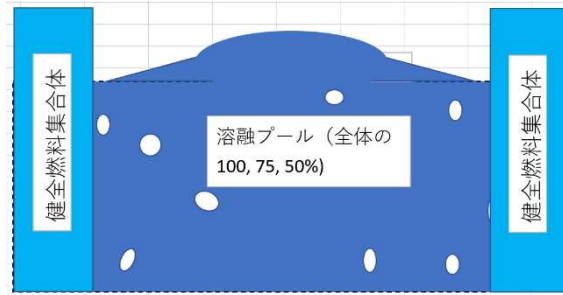


図 A1-1 パラメータ・サーベイ用スロッシング・モデル

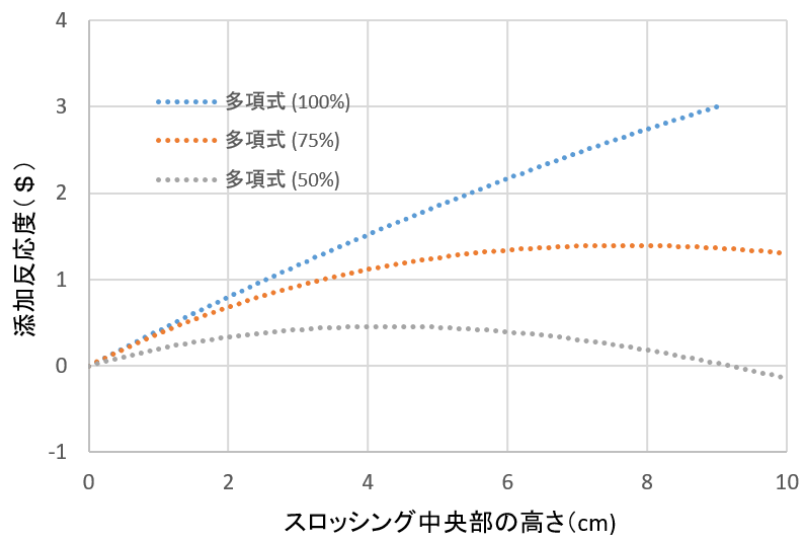


図 A1-2 スロッシング規模のパラメータ・サーベイ結果

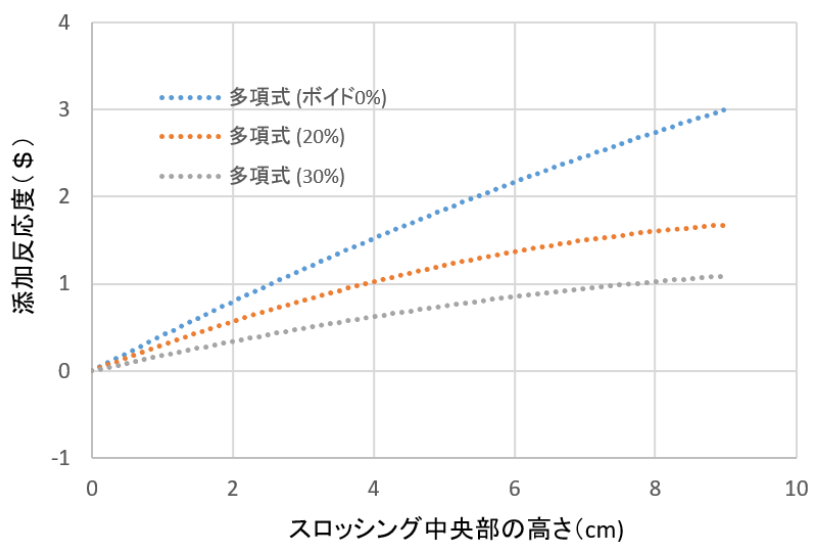


図 A1-3 ボイド率のパラメータ・サーベイ結果



## 動特性解析の入力条件に対する感度解析結果

動特性解析の入力条件として、反応度挿入率、燃料デブリ内のボイド率、初期出力に対する感度解析を実施した。なお、炉心の初期温度を 2700K とした。

表 A2-1 に結果を示す。

反応度挿入率に対する感度は非常に低く、基本条件の 2 倍の値としても総出力で約 8% の増加、燃料温度で 200K の上昇に留まった。これは、反応度挿入率が増加すると短時間に熱膨張が進み、周辺のボイドが消失するまでの時間が短縮された分、反応度フィードバックが早期に働きやすくなる効果が現れるためと解釈できる。

燃料デブリ内のボイド率に対する感度は相対的に大きく、ボイド率が高いほど総熱出力や燃料温度が高くなった。ただし、ボイド率が高いケースでは初期状態の実効増倍率が最大でも 0.95 を下回るため、スロッシングで燃料凝縮が起こっても再臨界に至るまでの反応度挿入が起きる可能性は極めて低いと思われる。よって、本解析ではボイド率の上限を 20% とした。

初期出力に対する感度は、相対的に小さかった。

表 A2-1 動特性解析に係る感度解析結果

(1) 反応度挿入率

ケース番号	反応度挿入率	ボイド率 %	初期出力 MW	総熱出力 GJ	燃料温度 K
0 (基本条件)	100	20	1000	1.30	6000
A1	125	↑	↑	1.33	6000
A2	150	↑	↑	1.37	6100
A3	175	↑	↑	1.39	6200
A4	200	↑	↑	1.40	6200

(2) ボイド率

ケース番号	反応度挿入率	ボイド率 %	初期出力 MW	総熱出力 GJ	燃料温度 K
0 (基本条件)	100	20	1000	1.30	6000
B1	↑	10	↑	0.77	4600
B2	↑	0	↑	< 0.2	< 3100
B3	↑	30	↑	(1.74)*	(7100)
B4	↑	40	↑	(2.08)	(8000)

\*括弧付きは、初期実効増倍率が 0.95 以下となるために評価対象からは排除したケース

(3) 初期出力

ケース番号	反応度挿入率	ボイド率 %	初期出力 MW	総熱出力 GJ	燃料温度 K
0 (基本条件)	100	20	1000	1.30	6000
C1	↑	↑	100	1.35	6100

審査進捗状況表

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和4年6月1日時点】

参考 1

審査項目		ステータス※	直近の審査会合	現時点における主な論点
地質 (第3、4条)	敷地の地質・地質構造	④	2021/3/5	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、概ね議論が終了(現在、審査に影響のない範囲で、資料の学術用語等の適正化を求めている)。
	敷地周辺の地質・地質構造	②	2020/9/4	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
地震動 (第3、4条)	地下構造	④	2021/3/5	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、資料の適正化への対応も確認済み。
	震源を特定して策定する地震動	④	2021/3/5	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、論点はない。
	震源を特定せず策定する地震動	④	2022/5/13	●R3.12.2に提出された標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う規則解釈の改正を踏まえた補正申請の内容及び、震源を特定せず策定する地震動(標準応答スペクトル)による基準地震動の追加について説明がなされており、論点はない。
	基準地震動	④	2022/5/13	●同上
	地盤・斜面の安定性	②	2022/5/30	●主冷却機建物周辺の基礎地盤のすべり安全率が、地盤強度のばらつき等を考慮した際に基準値を下回るため、基礎地盤のすべりに対するせん断抵抗力を補うため、抑止杭による補強を行うとしていたが、抑止杭による地盤の安定性評価、抑止杭の構造成立性(補強効果及び仕様)について技術的に十分な検討がなされていないため、地盤補強の工法選定を再検討し説明することを求めたところ、工法は周辺地盤改良工法へ変更する方針であり、今後、当該地盤改良の範囲及び評価に用いる物性値について、説明するとしている。 ●また、基礎地盤のすべり安全率評価の前提となる評価条件については概ね議論が終了しているが、直近の審査会合において、残る課題であった地下水位や物性値の設定について説明がなされており、常陽周辺の地盤状況を踏まえた上で、見直しを行うよう求めている。 ●上記の周辺地盤改良工法への見直し及び評価条件について説明を受けた後、これらを踏まえた地盤・斜面の安定性評価結果について今後申請者から説明を受け、内容を確認していく。
	耐震設計方針	①	-	
津波(第5条)	地震による津波	②	2020/9/4	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	地震以外による津波	②	2020/9/4	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	基準津波	②	2020/9/4	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	耐津波設計方針	①	-	
竜巻(第6条)		①	-	
火山事象 (第6条)	火山事象	②	2020/9/4	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	火山事象に対する設計方針	①	2022/4/28	
外部火災(第6条)		④	2020/9/29	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
その他自然現象と人為事象(第6条)		④	2020/9/29	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
不法な侵入(第7条)		④	2022/5/27	●施設への人の不法な侵入、危険物の持ち込み及び不正アクセスの防止について説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
内部火災(第8条)		②	2022/5/27	●冷却材に液体ナトリウムを使用していることを踏まえ、火災防護対象機器(防護対象ケーブルを含む。)の選定の考え方、これにより選定された機器の火災防護対策をどのように達成するかを説明するよう求め、申請者から安全重要度分類を踏まえた火災防護対象機器の選定とこれら機器に対する火災防護対策の考え方について説明がなされた。格納容器(床下)は運転中の環境条件から火災が発生しないとしているため、運転停止中での火災防護対策の妥当性について説明を求めているところ。今後、申請者から説明を受けるとともに、火災区画及び火災区域の設定と火災による影響評価について聴取し、内容を確認していく。 ●ナトリウム漏えい火災の防止設計について、機器の故障影響評価に基づき想定漏えい箇所、想定漏えい量などを評価した上で、防護対策を説明するよう求め、申請者から、ナトリウムを内包する配管及び機器についてはナトリウムの漏えいの防止、検知及びナトリウム燃焼の消火並びに影響軽減の措置を講じること、また、ナトリウムが漏えいした場合の燃焼影響評価について説明がなされた。ナトリウム燃焼の燃焼影響評価について、防護対象機器の選定とそれら選定した機器に対する影響評価を説明するよう求めているところ。今後、申請者から説明を受けるとともに、火災区画及び火災区画を踏まえたナトリウム燃焼対策の成立性について聴取し、内容を確認していく。
内部溢水(第9条)		①	-	
誤操作の防止(第10条)		④	2022/5/27	●誤操作防止に係る措置及び運転員の操作性について説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
安全避難通路(第11条)		④	2022/5/27	●安全避難通路及び避難用照明の構成と配置、可搬型照明の配備について説明がなされ、現時点において概ね論点はない。引き続き、事実確認を行う。
安全施設(第12条)		④	2020/2/3	●安全施設の重要度分類の変更の考え方について、一通り説明がなされたところ。現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第13条)		④	2021/5/11	●設置変更許可申請書において、原子炉熱出力をMK-Ⅲ炉心の140MWからMK-Ⅳ炉心の100MWに変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を評価している。 ●また、申請者は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に当たっては、水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針等を参考に、常陽の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定した上で、さらに、施設を構成する機器の故障モードや故障影響をもとに体系的に分析し(FMEA:故障モード影響解析)、事故事象の抜け漏れはないとしている。 ●内容について、現時点において論点はない。
安全保護回路(第18条)		④	2020/3/2	
反応度制御系統(第19条)		④	2022/1/18	●通常運転時における反応度変化の想定等について説明を受けたところ。現時点において概ね論点はない。
放射性廃棄物の廃棄施設(第22条)		④	2020/2/3	
保管廃棄施設(第23条)		④	2020/3/2	
工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護(第24条)		④	2020/2/3	
放射線からの放射線業務従事者の防護(第25条)		④	2020/2/3	
保安電源設備(第28条)		③	2021/12/21	●SBO対策としてディーゼル発電機、交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。外部電源については、1回線に対する信頼性が確保されており、現時点において概ね論点はない。 ●第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
実験設備等(第29条)		④	2022/5/27	●既許からの設備の変更箇所について、第32条(炉心等)を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。
通信連絡設備等(第30条)		④	2021/12/21	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、複数施設の同時発災を想定した際の通信連絡設備の員数の考え方を確認し、資料化を求めた。今後、申請者から提出される資料により、内容を確認していく。その他、現時点において概ね論点はない。
炉心等(第32条)		④	2021/5/11	●設置許可申請書において、原子炉熱出力100MWに対する燃料集合体の最大装荷体数や最大過剰反応度等の核的制限値が適切に定められ、設置許可申請書上の原子炉熱出力と設備設計上の原子炉熱出力の整合を図られていることを確認した。内容について、現時点において論点はない。
外部電源を喪失した場合の対策設備等(第42条)		③	2021/12/21	●SBO対策としてディーゼル発電機、交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。外部電源については、1回線に対する信頼性が確保されており、現時点において概ね論点はない。 ●第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
試験用燃料体(第43条)		④	2022/4/28	●照射燃料集合体の安全設計の考え方、各燃料要素の設計方針について説明がなされ、申請者に対し、燃料要素が健全性を喪失した場合でも安全性を担保できることを確認し、資料化を求めた。今後、申請者から提出される資料により、内容を確認していく。その他、現時点において概ね論点はない。
燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備(第44条)		④	2020/2/3	
原子炉制御室等(第50条)		④	2020/3/2	
監視設備(第51条)		④	2022/5/27	●大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。

※①審査に未着手(赤色)、②一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、③一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、④概ね審査済み(灰色)  
 (注1)チェックリスト的に用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが④であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステータスが④から②へ変わることもあり得る。  
 (注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。  
 (注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。  
 (注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

審査項目		ステータス※	直近の審査会合	現時点における主な論点	
設計基準対象施設関係	一次冷却系統設備(第55条)	④	2019/10/7		
	残留熱を除去することができる設備(第56条)	④	2019/11/18		
	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備(第57条)	④	2019/11/18		
	計測制御系統施設(第58条)	④	2019/12/23		
	原子炉停止系統(第59条)	③	2022/1/18	●後炉停止系制御棒について、主炉停止系制御棒と異なる信号検出系、論理回路を整備する設計である説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、今後、内容を確認していく。	
	原子炉格納施設(第60条)	④	2020/3/2	●原子炉格納容器隔離弁の動作設計、格納容器漏えい率の考え方について、申請者に説明を求めているところ。申請者からヒアリングにおいて事実関係の説明がなされ、確認した内容は、審査資料として提出されたため、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。	
多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の拡大の防止	事象選定	炉心損傷	③	2021/5/11	●申請者から、BDBA事象選定の考え方について一通り説明を受けたところ。現時点において概ね論点はない。
		格納容器破損	③	2021/5/11	
	事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス		③	2021/5/11	
	解析コード		③	2022/1/18	●申請者から、BDBA対策の有効性評価に用いる解析コードについて一通り説明を受けたところ。 ●解析コードについては、重要現象に対して検証実験の試験解析により一定の妥当性を確認し、評価指標に対し影響が大きいと考えられる解析条件(入力パラメータ等)については感度解析を行いその影響を確認するとしている。 ●また、実際の炉心物質を用いていない又は炉心物質を用いているものの小規模体系である等の制約があり、試験結果を直ちに実炉心規模へ適用するには限界がある重要現象については、原子炉の安全性の評価に重要と考えられる即発臨界に伴う放出エネルギーを評価するため、あえて保守的な条件設定により想定される事象進展を包絡する解析を実施するとしていることを確認した。 ●内容について、SIMMERコード以外については現時点において概ね論点はない。SIMMERコードについては、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約があることから、原子力規制庁において、追加の検討(個別の物理現象を要素ごとに分けて、再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに伴ったナトリウム噴出量を評価する検討。これを「要素評価」という。)を実施する。
	限界温度、限界圧力		③	2021/5/11	●現時点では、BDBAの有効性評価では限界温度、限界圧力を判断基準として用いることはない。 ●大規模ナトリウム火災の評価において、原子炉格納容器の限界温度を健全性評価の判断基準として用いる。
	炉心	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)	③	2021/10/28	●申請者から、それぞれの事故事象に必要な措置及び手順が、必要な機能を有効に発揮するものであることについて、一通り説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)	③	2021/10/28	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)	③	2021/10/28	同上
		局所的燃料破損(LF)	③	2021/11/29	同上
	CV	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)	③	2022/3/4	同上
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)	③	2022/3/4	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		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)	③	2021/10/28	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)	③	2021/10/28	同上
		局所的燃料破損(LF)	③	2021/10/28	同上
	SFP	冷却機能喪失事故	③	2021/11/29	同上
		冷却水喪失事故	③	2021/11/29	同上
	技術的能力	BDBA対策設備	③	2022/3/4	●申請者から、各想定事故シーケンスについて、一通り説明を受けたところ。今後、有効性評価の審査と合わせて内容を確認していく。
		BDBA対策手順、要員	③	2022/3/4	●申請者から、各想定事故シーケンスについて、一通り説明を受けたところ。今後、有効性評価の審査と合わせて内容を確認していく。
大規模損壊(大規模ナトリウム火災)		③	2022/5/10	●発災時に想定される放射性物質の放出量や対策について説明を受けたところ。 ●大規模損壊のうち、想定すべき事象の選定として大規模ナトリウム火災を想定することを求め、想定を超える自然災害に対し設備のフラジリティを考慮した設備の損壊による大規模ナトリウム火災の想定及び当該事象に対処するための設備、手順について説明がなされ、大規模ナトリウム火災に対する消火活動の実現性、対応の手順等を説明するように求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。 ●また、故意による大型航空機の衝突に対し、衝突による施設の損壊想定及び当該事象に対処するための設備、手順について説明がなされ、施設の損壊の仕方、油火災とナトリウム火災の重畳を踏まえた消火活動の実現性、施設の損壊状態の判断、対応するための手順等を整理し、説明するように求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。	
その他	使用済燃料の処分の方法	①	2021/7/26	●使用済燃料の処分の方法が一定程度実現可能な計画となることの説明を求めている。今後、申請者から説明受け、内容を確認していく。	

※①審査に未着手(赤色)、②一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、③一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、④概ね審査済み(灰色)  
(注1)チェックリストに用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが④であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステータスが例えば④から②へ変わることもあり得る。  
(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。  
(注3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。  
(注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

## 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」の新規制基準適合性審査の状況 —有効性評価に用いる解析コードの妥当性—

令和 4 年 2 月 2 4 日  
原子力規制庁

### 1. 経緯

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から、平成 29 年 3 月 30 日付けで高速実験炉原子炉施設「常陽」（以下「常陽」という。）の設置変更許可申請書が申請された（平成 30 年 10 月 26 日付け、及び令和 3 年 12 月 2 日付けで一部補正）。当該申請については、これまで審査チームにおいて、審査会合等を通じて申請内容の確認を進めてきており、申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について取りまとめ、今後の審査方針案とともに、令和 3 年 5 月 26 日及び 6 月 23 日に原子力規制委員会に報告し、指摘を受けた。

当該指摘を踏まえ、令和 3 年 7 月 26 日の審査会合において、審査チームとして、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDDB」という。）等に係る当面の審査において確認すべき事項を申請者に示し<sup>※1</sup>、審査を進めてきた。

### 2. BDDB の有効性評価に用いる解析コードの妥当性

審査チームは、申請者から、BDDB の有効性評価に用いる解析コードについては、検証実験の試験解析等により妥当性を確認していること、また、解析コードの不確かさ影響については、感度解析により不確かさの影響範囲を確認する、若しくは、解析条件を保守的に設定することで解析結果の保守性を確保していることを、審査会合等を通じて一通り説明を受けた。

審査チームとしては、申請者が BDDB の有効性評価に使用している解析コードについては、SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードを除いて、現時点において概ね論点はなく、有効性評価に用いることに問題はないと考える。

一方、原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用している SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードについては、

- ・炉心損傷後の再臨界や燃料－冷却材相互作用（FCI）といった、不確かさが大きい現象を取り扱う
- ・検証実験において実際の炉心物質を用いていない、又は、炉心物質を用いているものの小規模体系である、といった制約があることから、直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界がある

といった課題がある。

このため申請者は、SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードの解析条件として大きな保守性を想定することにより、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約を包絡す

<sup>※1</sup> 令和 3 年 7 月 26 日審査会合資料（審査チーム提示資料） 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」の新規制基準に係る設置変更許可申請に対する当面の審査の進め方



る保守的な評価を実施したとしているが、審査チームにおいて申請者の有効性評価結果が不確かさを包絡しているかを確認するため、原子力規制庁長官官房技術基盤グループによる追加の検討（個別の物理現象を要素ごとに分けて、再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに応じたナトリウム噴出量を評価する検討。以下、これを「要素評価」という。）を行うこととしたい。

以上の内容を審査チームの見解及び対応方針として別紙のとおり取りまとめたので、これを審議いただくものである。

### 3. 今後の進め方

2. の追加の検討については、要素評価の結果がとりまとめ次第、原子力規制委員会に報告する。

また、令和3年5月26日及び6月23日の原子力規制委員会で指摘を受けた、BDBAを超えた事象の想定及び対応については、「常陽」の施設の特徴を踏まえ、大規模なナトリウム火災を想定することとし、今後の審査において申請者の対策を確認し、原子力規制委員会に報告する。

別 紙：高速実験炉原子炉施設「常陽」のBDBAの有効性評価に用いる解析コードの妥当性

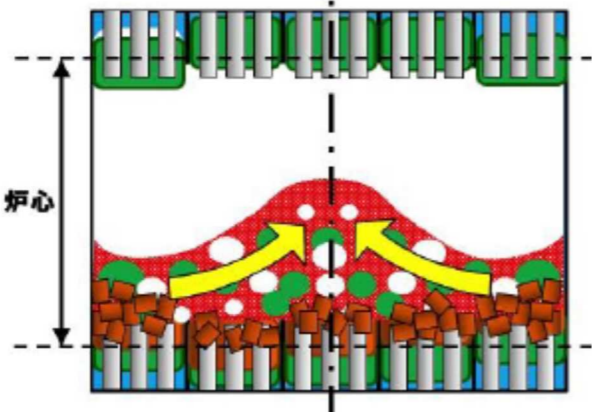
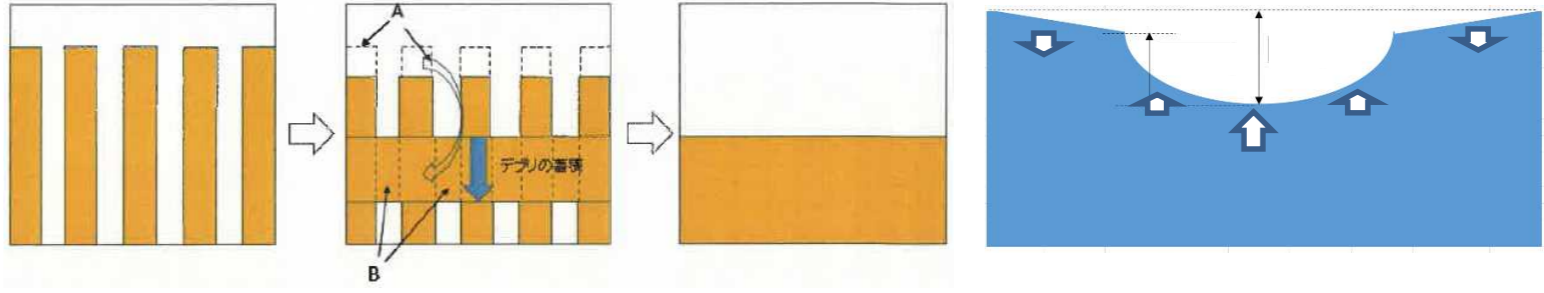
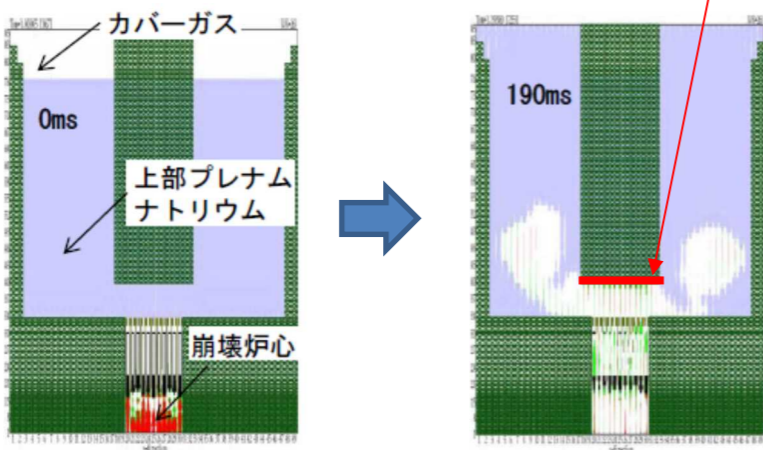
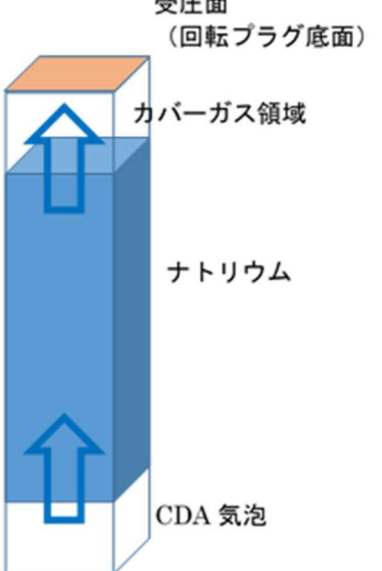
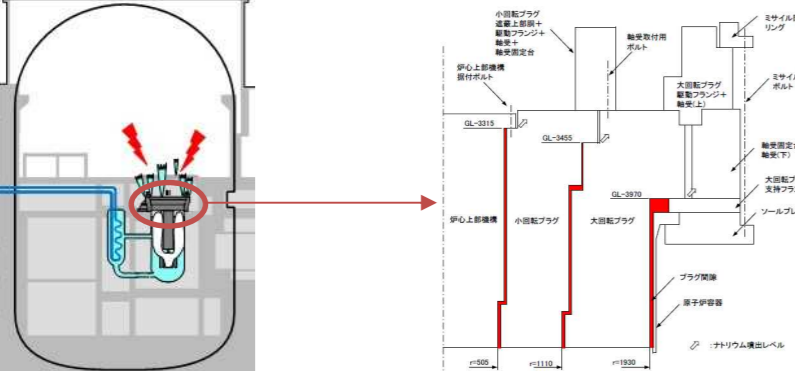
添 付 1：申請者が有効性評価に使用する解析コード

添 付 2：「常陽」の有効性評価に使用する解析コード（SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳ）の妥当性確認一覧

添 付 3：SIMMERコードによる有効性評価解析結果の要素評価による検討

別 表：審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請（新規制基準適合性）に係る審査状況【令和4年2月24日時点】

SIMMERコードによる有効性評価解析結果の要素評価による検討

	申請者の有効性評価	原子力規制庁の要素評価
遷移過程	<p>不確かさケース2 SIMMER-IIIによる2次元軸対象解析体系 ⇒即発再臨界による発生エネルギーを評価</p>  <p>出典：第413回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料1 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf</a>) から抜粋</p>	<p>重力による炉心崩壊、スロッシングによる揺動といった燃料凝集挙動を仮定して、モンテカルロコードにより反応度挿入率を評価する。得られた反応度挿入率をもとに、1点炉近似動特性解析により、即発再臨界に伴う放出エネルギーを評価する。</p>  <p>(左) 重力による炉心崩壊モデル (右) スロッシングによる揺動モデル</p>
機械的応答過程 (機械的エネルギー)	<p>不確かさケース2 SIMMER-IVによる原子炉容器上部プレナムの解析 ⇒機械的エネルギーを評価、ここから、回転プラグ下面に発生する圧力履歴を評価</p>  <p>出典：第413回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料1 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf</a>) から抜粋、一部加筆</p>	<p>放出エネルギーをもとに、1次元評価体系により冷却材ナトリウム中のCDA気泡の膨張、凝縮を解析し、回転プラグ底面に発生する圧力(他、機械的エネルギー、機械的エネルギーへの変換割合)を評価する。</p> 
機械的応答過程 (噴出量)	<p>不確かさケース2 PLUGによる回転プラグの浮き上がり、ナトリウム噴出量解析 ⇒回転プラグ等のシール部への圧力応答で隙間ができた場合の噴出量評価</p>  <p>出典：第419回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-2 (<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000368627.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000368627.pdf</a>) から抜粋、一部加筆</p>	<p>回転プラグ底面に発生する圧力をもとに構造解析によりプラグ最大変位を評価する。プラグ応答からナトリウム噴出量を評価する。</p>

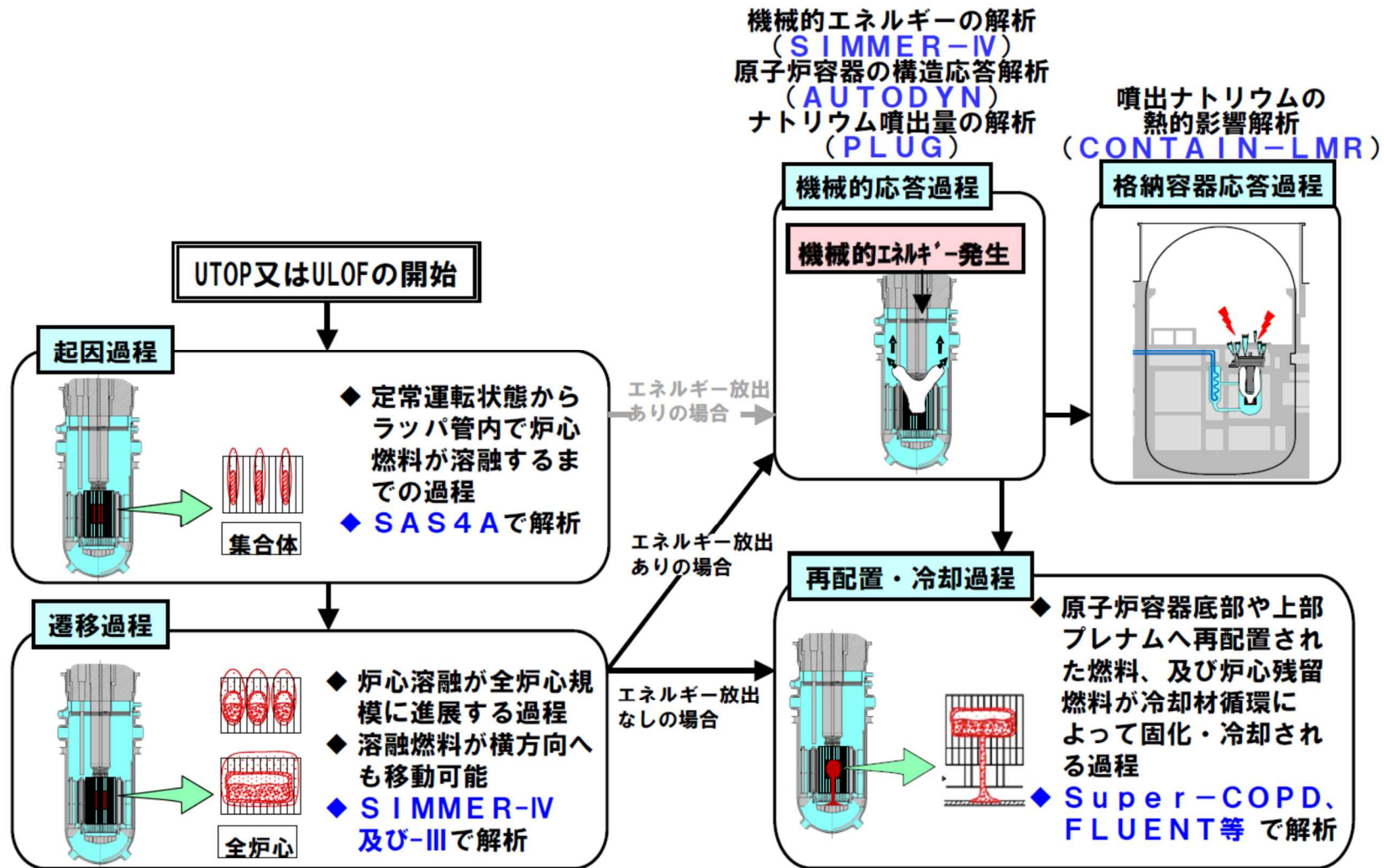


図3 UTOP 又は ULOF の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

出典：第403回核燃料物質等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000351253.pdf>) から抜粋



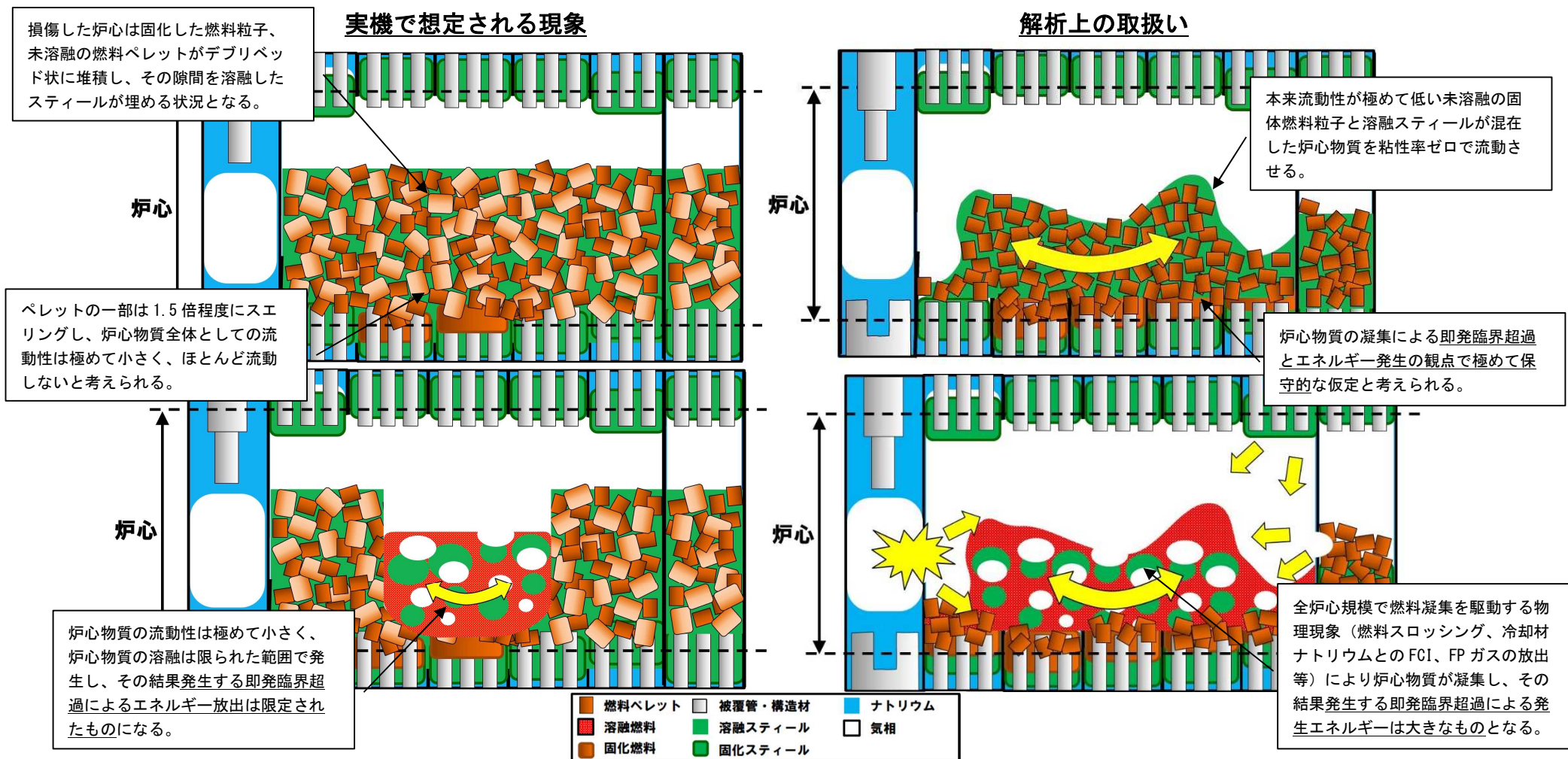


図5 ULOF及びUTOP炉心損傷後の遷移過程における「常陽」実機で想定される現象と解析上の取扱いの比較

出典：第427回核燃料物質等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料1-1

(<https://www2.nsr.go.jp/data/000378579.pdf>) から抜粋、一部加除筆

令和4年度原子力規制委員会

第14回会議議事録

令和4年6月1日（水）

原子力規制委員会

令和4年度 原子力規制委員会 第14回会議

令和4年6月1日

10:30～11:20

原子力規制委員会庁舎 会議室A

議事次第

- 議題1：関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可（1号、2号、3号及び4号発電用原子炉施設の変更）－減容した使用済バーナブルポイズン保管場所変更－
- 議題2：東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可（2号発電用原子炉施設の変更）－有毒ガス防護に係る規制を踏まえた変更－
- 議題3：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況－要素評価の結果報告と今後の審査の進め方について－
- 議題4：緊急時活動レベル（EAL）の見直し等の今後の進め方
- 議題5：令和3年度第4四半期における専決処理（報告）

○更田委員長

御質問はありますか。

○田中委員

二つ教えていただきたいのですけれども、一つ目は14ページの表2、解析結果と申請者評価との比較があって、(1)の遷移過程については本解析結果と申請者評価とはそれほど変わらないような感じがするのですけれども、(2)の機械的応答過程のところは、本解析結果は申請者評価に対して2倍とか1.5倍とか大きく異なるのはどのような理由なのでしょう。

○石津長官官房技術基盤グループシステム安全研究部門主任技術研究調査官

システム安全研究部門の石津です。

まず、本要素評価の方ではかなり簡易的、原理的なモデルを使っておりまして、例えばCDA気泡は本来、凝縮性ガス、ナトリウム蒸気ですとか燃料蒸気、あるいは構造材、スチール蒸気などが混在したガスですけれども、凝縮をここではあえて考慮せず、圧縮だけを考慮するというような保守的な想定をしております。

また、回転プラグが加圧されるときに、本来回転プラグの浮き上がりに時間遅れが生じますが、その時間遅れも今は無視して、圧力がかかったと同時にその圧力差で噴出するよ

うな、そういう保守的な想定を置いております。

それが恐らく申請者よりも2倍程度大きくなる原因ではないかと考えております。

○田中委員

分かりました。

もう一つ、通しの2ページの今後の審査の進め方の二つ目のパラグラフで、今後BDDBAの対策を検討等していくときに、あえて従来どおりナトリウムが噴出すると仮定しようぬんと書いているのです。また、やっていって、今後の審査においては、同対策に係る資機材、体制及び手順を確認と書いてあるのですけれども、下を見ると、230Kgを噴出として、これもかなり保守的なものだと思うのですが、資機材とか体制、手順の確認のときに、保守的な仮定であるということをごどのように考えながら確認していくことになるのですか。

○荒川原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全管理調査官

研審部門の荒川でございます。

ここにつきましては有効性評価ということでもありますので、230Kgが原子炉格納容器床上、空気雰囲気のところに出てきますので発火するということでもあります。発火の仕方としては、スプレイ燃焼というようなものと、あとプール燃焼という地べたにべたっについて燃えている、そういうことを確認していくわけですけれども、格納容器の閉じ込め機能といったものが守られるかどうか、熱的な影響とか圧力とかといったものを確認しながら、230Kgという保守的な状況でも閉じ込め機能をまずは持つことができるか、そのための手順とか必要な設備といったものをご確認していこうと考えてございます。

○田中委員

噴出量は仮定というか保守的ではあるのだが、その後の確認の方法は、そこにプラスの保守性を見て確認するということではないということですね。

○荒川原子力規制部審査グループ研究炉等審査部門安全管理調査官

すみません、そういう意味では、どのくらいの時間で人が集まってくるかとか、そういったものをしっかりと保守的な考え方の下に時間的な余裕があるかどうかを見ながら、対策の有効性、成立性を見ていきますので、そういったところでも保守性は確認できかなとと考えてございます。

○田中委員

どこまでの保守性を考えるかというのは、考えてみても切りがないような話でもあるのですが、本当に合理的というか適確な保守性をどのように考えていくのかということも大事かと思っておりますので、保守性保守性保守性といっても、どんどん切りがなくなってもいけませんので、しっかりと対応していただけたらと思っております。

○更田委員長

ほかにありますか。

石渡委員。

○石渡委員

15ページの図はスケールが入っていて、大体のスケール感がつかめるのですけれども、16ページの図2はスケールがないので、どれぐらいの大きさなのかつかめないので、大体どのぐらいの大きさなのか。

○山本長官官房技術基盤グループシステム安全研究部門技術研究調査官

システム安全研究部門の山本です。

これは実スケールを模擬したものでして、イメージとしましては真ん中の球状のものが燃料でして、直径1mmぐらいです。その周りは、比例は取れていませんが、薄いブルーの部分は液体の構造材という概念になってございます。

体積割合が、燃料が半分半分ぐらいという感じになっています。

○石渡委員

分かりました。そうするとmmスケールぐらいの話だということですね。

○山本長官官房技術基盤グループシステム安全研究部門技術研究調査官

おっしゃるとおりです。

○石渡委員

どうもありがとうございます。

○更田委員長

ほかによろしいですか。

SIMMERコード自身も長い歴史を持ってはいるのだけれども、そうはいつでもこれの検証はやはり限界があるので、そういった意味で、ある種古臭いと言いきうようになってちょっとためらってはいるのですけれども、保守性を積み上げてという形で確認をしていった。

これは、想定をこのように置くということが妥当だということにすぎないと言ってしまふとあれだけれども、そういう作業であって、これから、その対策はきちんと取れるのですねというところを見ていく。むしろ想定は十分に保守的なのだらうと思います。ただ、対処はどうするのだらうと思うところはあって、「常陽」は確かに燃料交換機のトラブルはあったけれども、MARK-II炉心時代からMARK-IIIと、運転そのものはトラブルなく進んできて、そういったことも鑑みてではあるのだけれども、やはり最大の特徴は事故が起きたときに停止させられます。何とか冷却もいきます、閉じ込めもコントロールできるようになりました。水炉に係る議論はそこで終わることが多いのだけれども、「常陽」はその特徴をきちんと捉えるべきだと思うのです。要するに、やれやれ何とか閉じ込めが維持できましたで終わりではなくて、さてどうするのかと。水炉に対してもいろいろ議論はあるのだけれども、例えばLOCA（冷却材喪失事故）が起きたときに再冠水しました。RHR（残留熱除去系）は動いていますと。いずれはそれを何とかしなければならぬのだけれども、そこで安定するわけだけれども、「常陽」の場合は、砂をかけに行くのか、どうするのかはこれからの議論なのだらうけれども、その議論をどこまでの想定についてやるのか。

DBA（設計基準事故）については、そういった議論が必要なのだらうと思うけれども、Beyond DBAの議論をするときに、クロージャーについてどこまで議論するのかというのは

少し分かれ目だろうと思うのです。というのは、この想定に対して非常に確実な対処を求めたら、余り議論にならないような気がしますので、それはこれからの議論なのですけれども、クロージャーの部分をちょっと丁寧に見てほしいなと思います。

それから、これは余計な話ではあるのだけれども、ついではあるのですが、原子力委員会がやった医療用RI（放射性同位元素）についてのアクションプランがありましたね。「常陽」に期待が寄せられているというか、「常陽」が一種のアクションプランに載っているのだけれども、申請のし直しとか補正があったわけではないのですよね。今のところその意向表明もないですか。

○志間原子力規制部審査グループ安全規制管理官（研究炉等審査担当）

今回の申請を補正して、医療用RIを作るという意向は示されておりません。これが終わってから改めて申請をするという話です。

○更田委員長

では、5年、10年はやる気がないということなのですか。急ぐのであれば当然検討して、補正していきますよね。

山中委員。

○山中委員

昨日、現地視察をさせていただいて、強い御意向はあるのですけれども、まだ申請の補正をされたわけでもありませんし、あくまでもこの審査を続けて、私は変更申請をまた出されるのかなという理解をしております。強い御意向であるというのは、口頭では伺いましたけれども、印象としてはそういう感じです。

○更田委員長

そうすると、これの判断があつて、また改めてというのですか。ちょっと迂遠な気がしますけれども、分かりました。

これは報告を受けたということでもいいのですか。

方針を了承するかということなのですが、方針についていかがでしょうか。

（首肯する委員あり）

○更田委員長

注文はついたので、その注文を加えた上で、しっかり見てもらいたいと思います。ありがとうございました。