

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24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^{※1}、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

^{※1} 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」^{※1}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。）

^{※1} 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BDPA (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

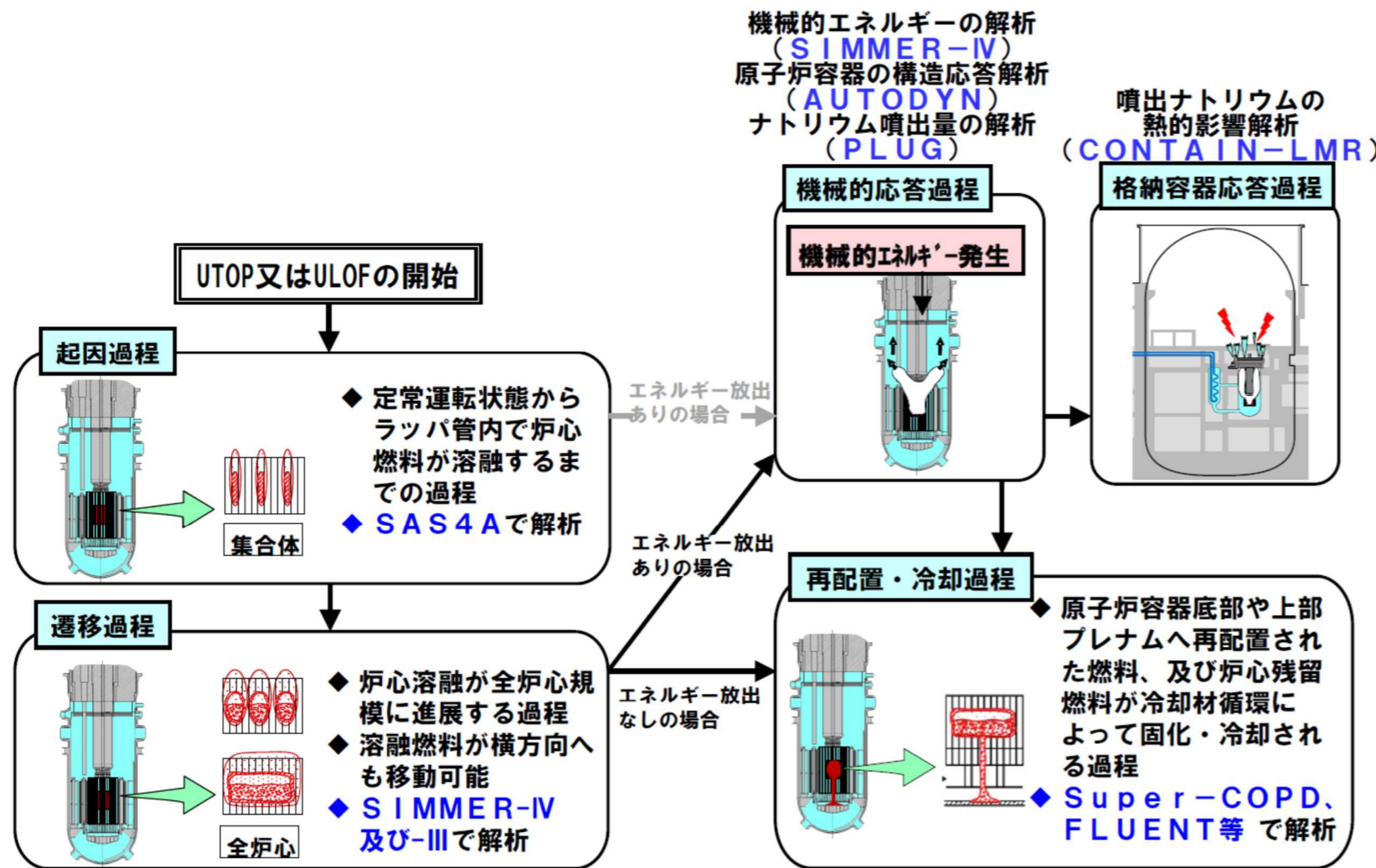


図 UTOP 又は ULOF の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

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"> 原子炉格納容器破損防止措置の再配置・冷却過程 (ULOF、UTOP) 原子炉格納容器破損防止措置 (ULOHS) 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 「(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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 「(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。 ⇒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)
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"> 原子炉格納容器破損防止措置の起因過程 (ULOF、UTOP) 	<ul style="list-style-type: none"> CABRI 炉内試験等の個別の要素試験解析により検証を実施。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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、後続の移行過程には殆ど影響しない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。

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"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 個別の要素試験解析により検証を実施している。 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 ⇒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)
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"> 原子炉格納容器破損防止措置の再配置・冷却過程(ULOF、UTOP) 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 一般産業分野でも使用実績あり。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。
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"> 原子炉格納容器破損防止措置の機械的応答過程(ULOF、UTOP) 	<ul style="list-style-type: none"> BWRの構造応答解析でも使用実績あり。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。
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"> 原子炉格納容器破損防止措置の機械的応答過程(ULOF、UTOP) 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。
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"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 個別の要素試験解析により検証を実施。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。

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^{※3}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

^{※3} 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) 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

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^{※4}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)。

^{※4} 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^{※5}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

^{※5} 「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^{※6}、「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験^{※7}及びEBR-II 自然循環試験^{※8}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^{※9}、「もんじゅ」冷却系自然循環模擬試験^{※10}、「もんじゅ」空気冷却器自然循環通風測定試験^{※11}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^{※12}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% UO₂ 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）^{※13}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）^{※14}、「もんじゅ」燃料集合体試験（水試験）^{※15}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^{※16}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^{※17}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）^{※18}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）^{※19}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）^{※20}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) ^{※21} 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) ^{※22} 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^{※23} 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

^{※21} 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。

^{※22} 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。

^{※23} 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。

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^{※24}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^{※25}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 10^4kg/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^{※26}、鉛ビスマス二相流動試験^{※27}及び SCARABEE 炉の BF2 試験^{※28}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 (Al_2O_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 10g/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 (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^{※29}及び THEFIS 試験^{※30}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^{※31}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^{※32}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^{※33}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 (UO₂) 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 UO₂ プールと試験部出口との差圧を推進力として溶融 UO₂ 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^{※34}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）^{※35}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である。

※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である。

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^{※36}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

※36 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)^{※37} 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)^{※38} 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3)^{※39} 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)^{※40}

※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)^{※41}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^{※1}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ー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

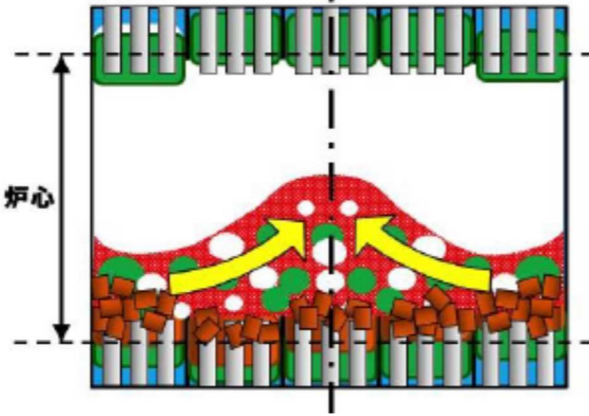
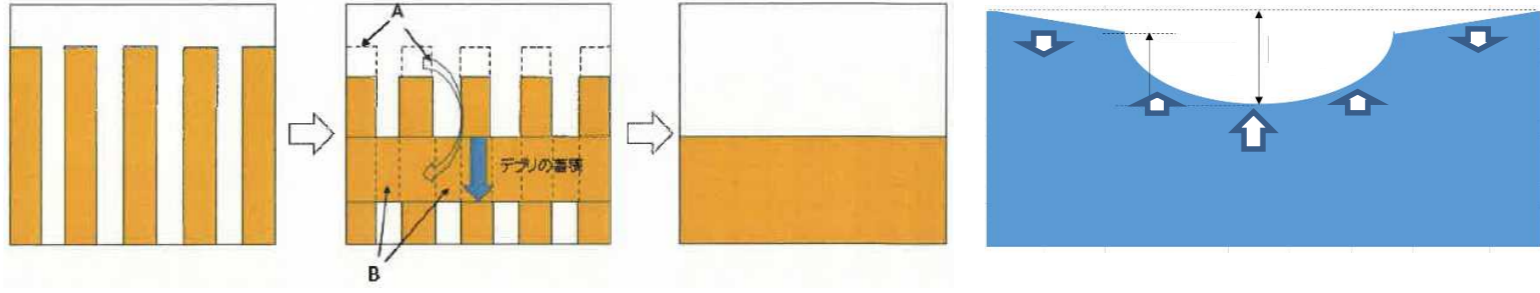
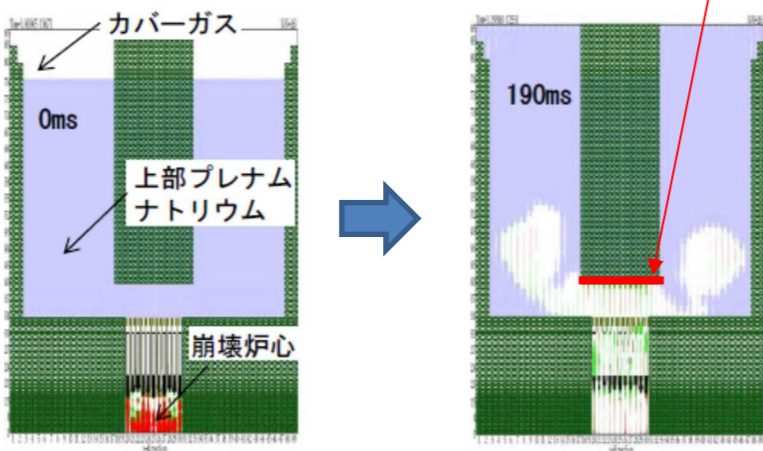
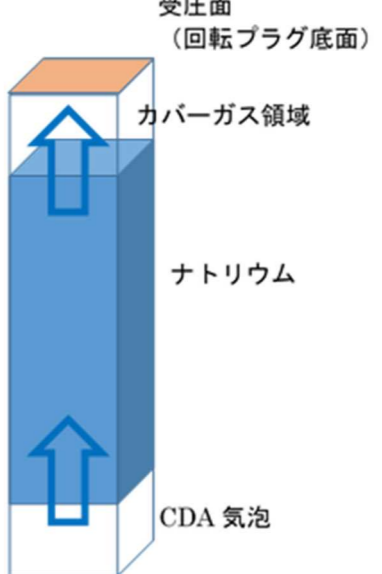
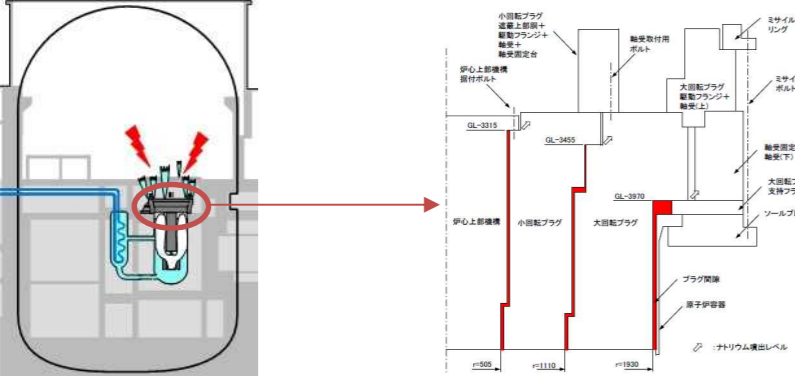
重要現象の検証解析			申請者における不確かさの検討※1	審査チームとして追加検討の判断
考慮すべき重要現象	検証解析	検証結果		
遷移過程	損傷炉心の核的挙動	・FCA VIII-2 試験 鉛直方向の燃料スランピング (高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象) の反応度変化は、実験と整合する。 遷移過程のように損傷炉心の物質配位が大きく変化する場合でも核的挙動は評価可能かを検証する必要がある。	適用性検討のため、炉心崩壊事故における損傷炉心を模擬したベンチマーク体系を他の解析手法と比較すること等により確認した。また、核データ等に起因する動特性パラメータの誤差の影響は小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 ₂ 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。(ULOF (i) 炉心平均燃料温度 約 4070°C)	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 ₂ 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。(ULOF (i) 炉心平均燃料温度 約 5110°C)	
	燃料流出	・GEYSER 試験 ・THEFIS 試験 GEYSER 試験は、熔融 UO ₂ 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 ₂) 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、発生するスティ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、スティ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、スティール蒸気層による伝熱抑制の効果を、燃料からスティ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、スティール蒸気層によって燃料からスティ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ティールへの熱移行を過大に評価するので、スティ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 (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えいし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 (https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf) 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 (https://www2.nsr.go.jp/data/000363922.pdf) 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 (https://www2.nsr.go.jp/data/000368627.pdf) 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>

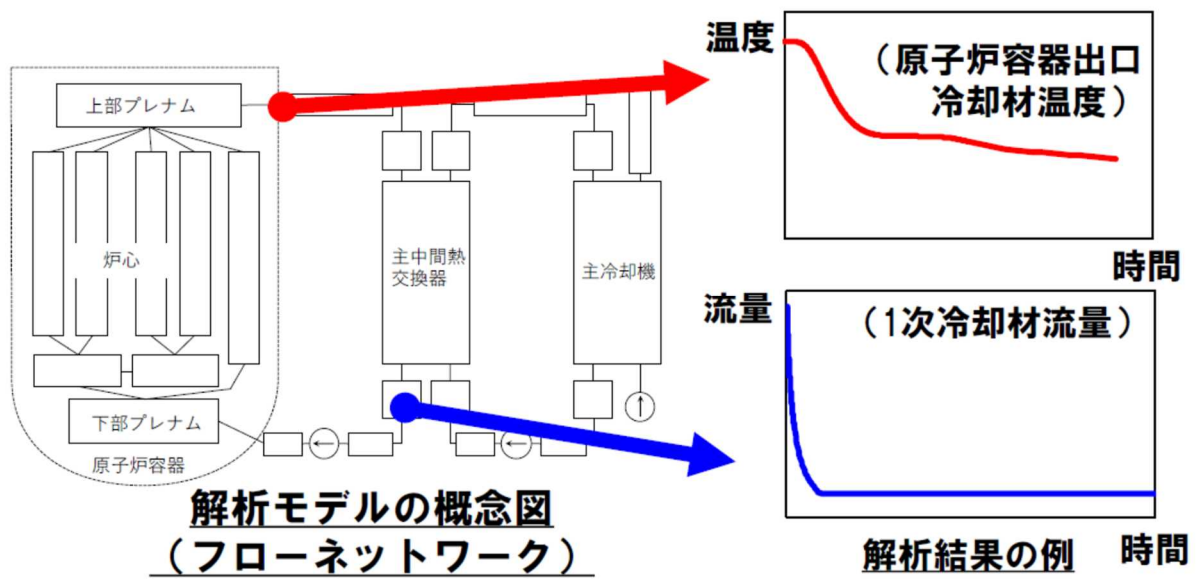


図1 ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する Super-COPD

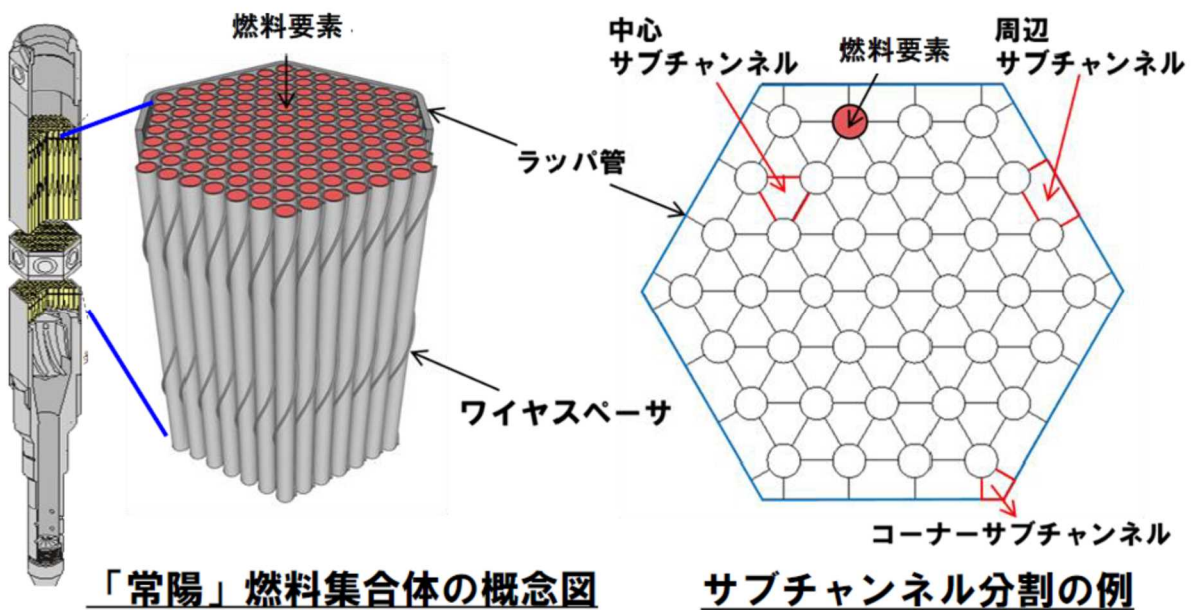


図2 LF の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する ASFRE

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

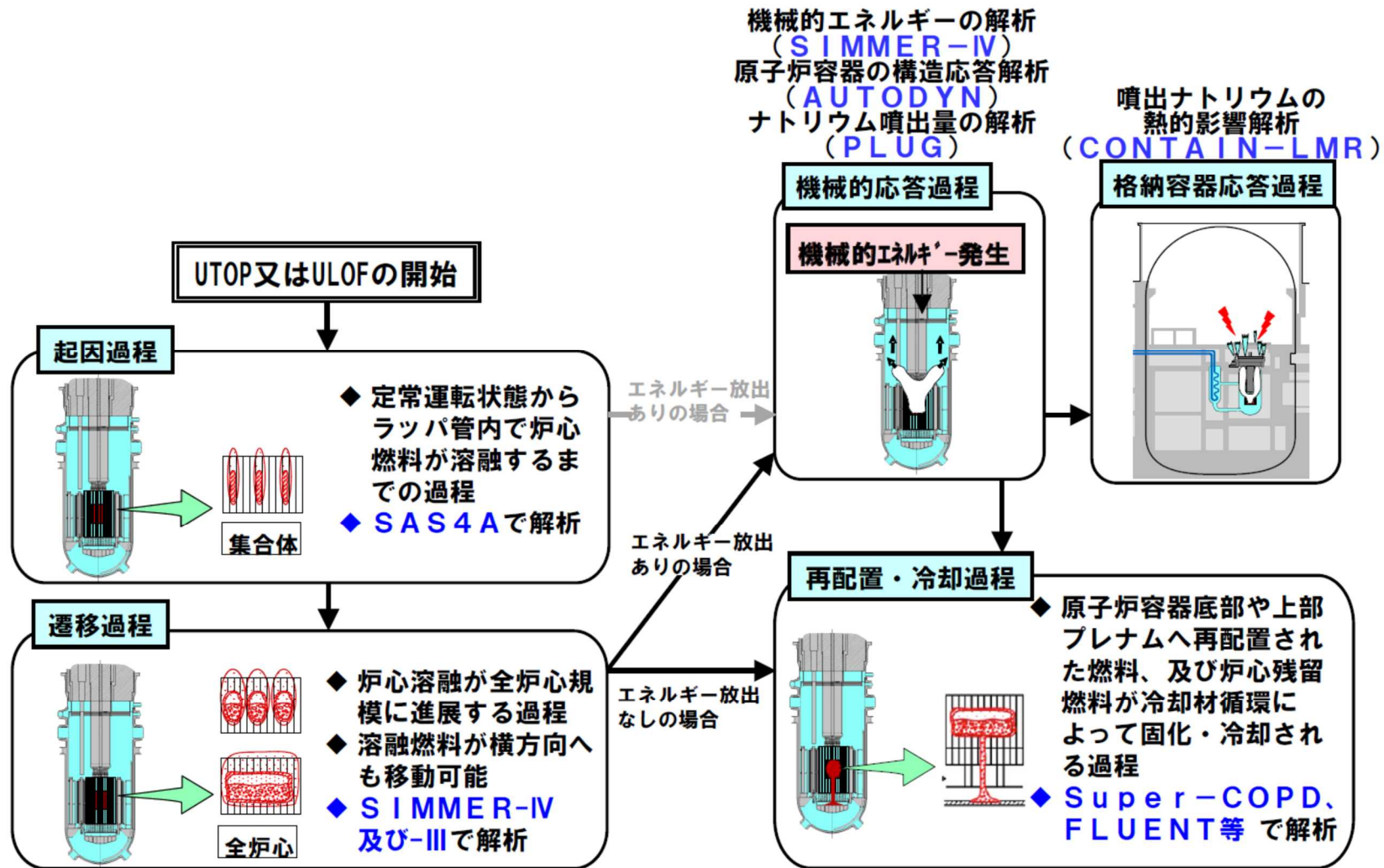


図3 UTOP 又は ULOF の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

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

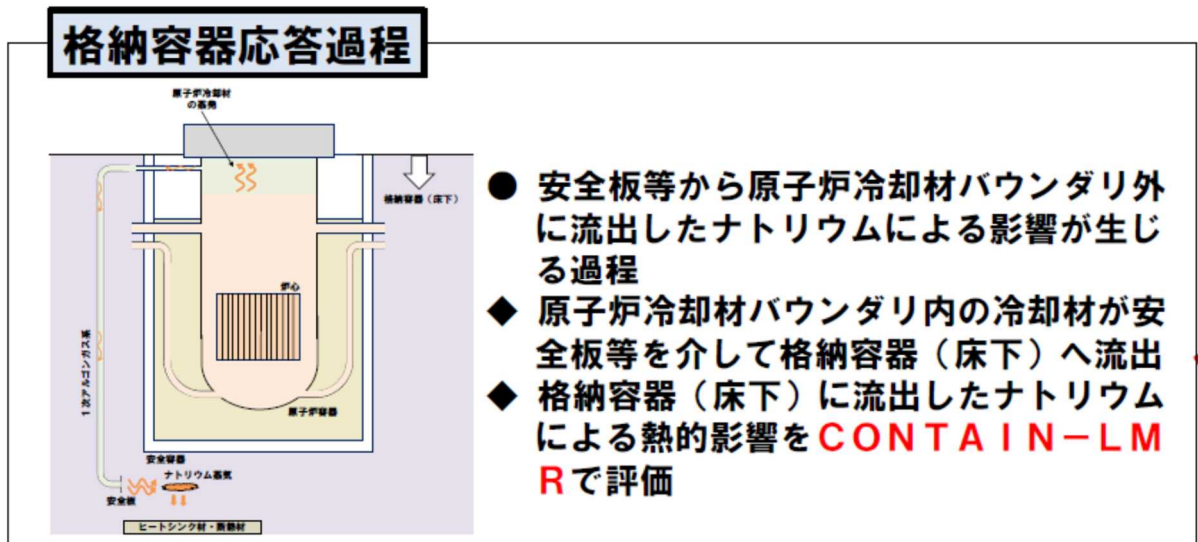
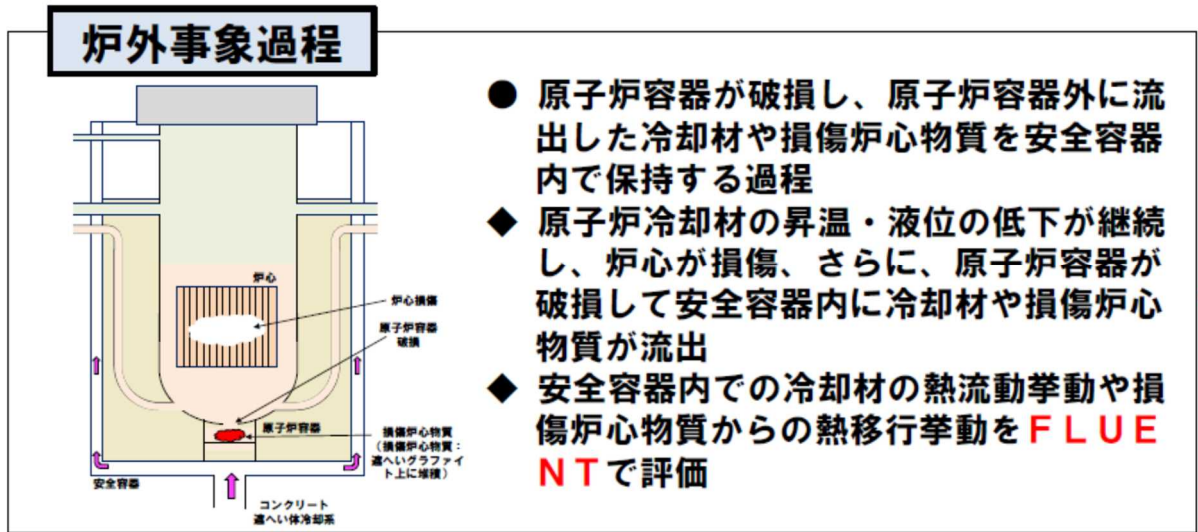


図 4 LORL 又は PLOHS の原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード

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

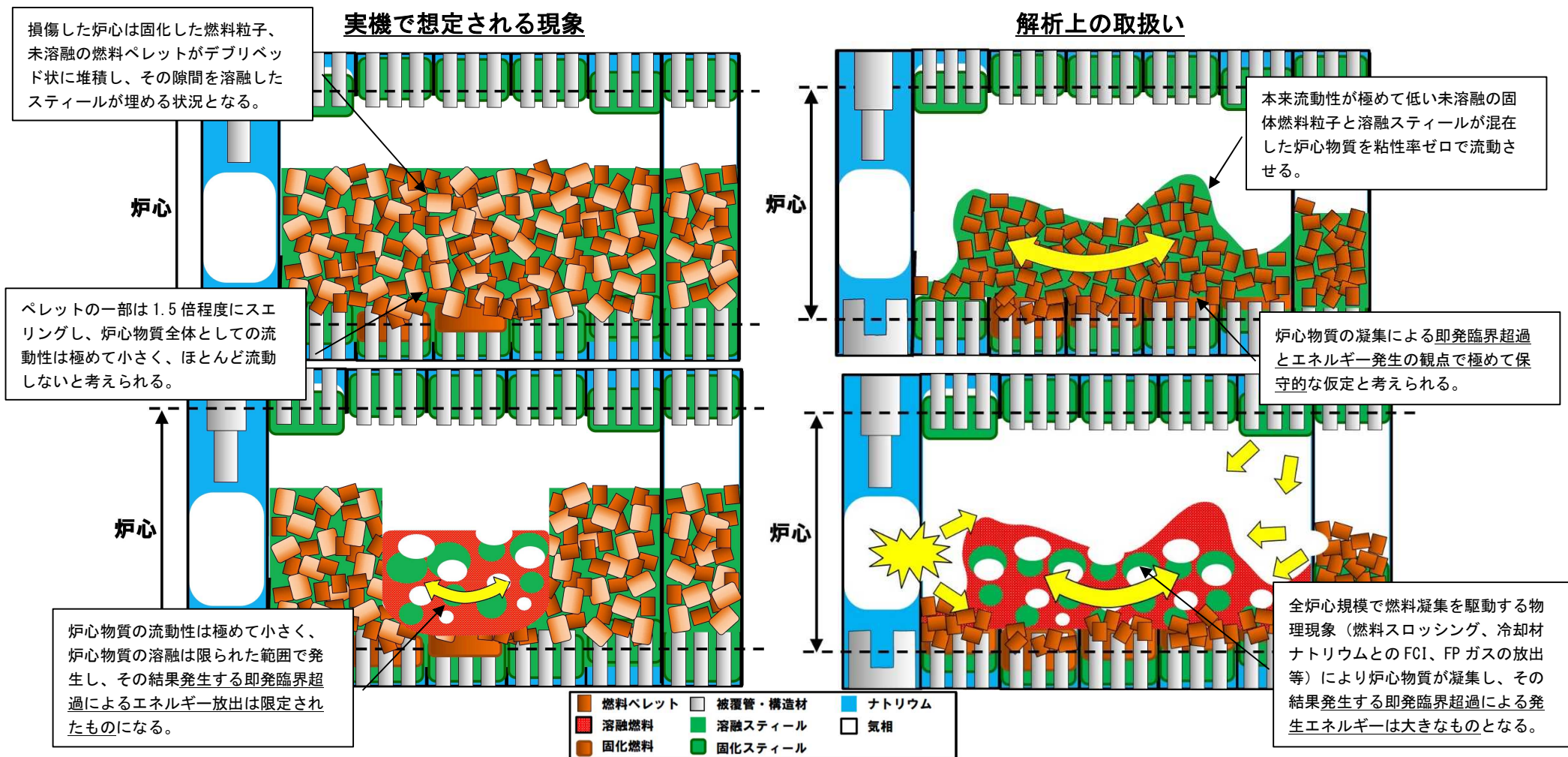
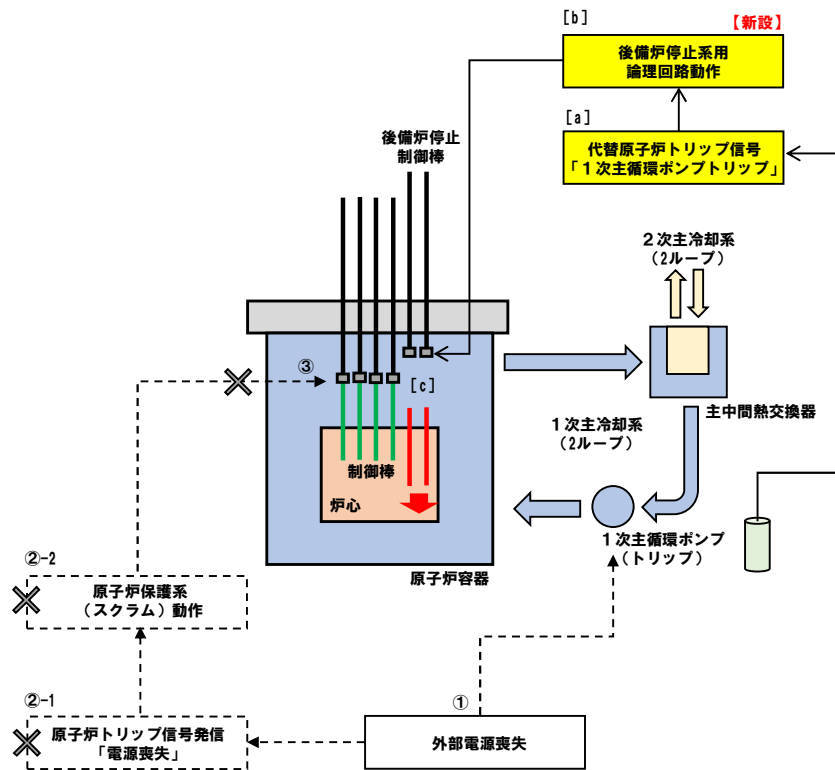


図5 ULOF及びUTOP炉心損傷後の遷移過程における「常陽」実機で想定される現象と解析上の取扱いの比較

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】

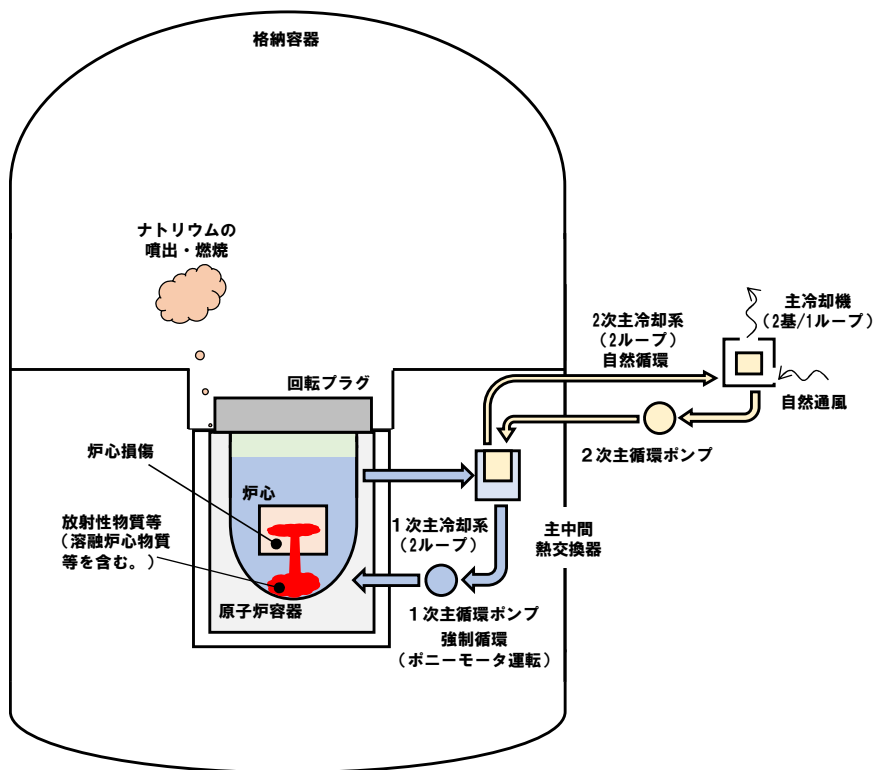


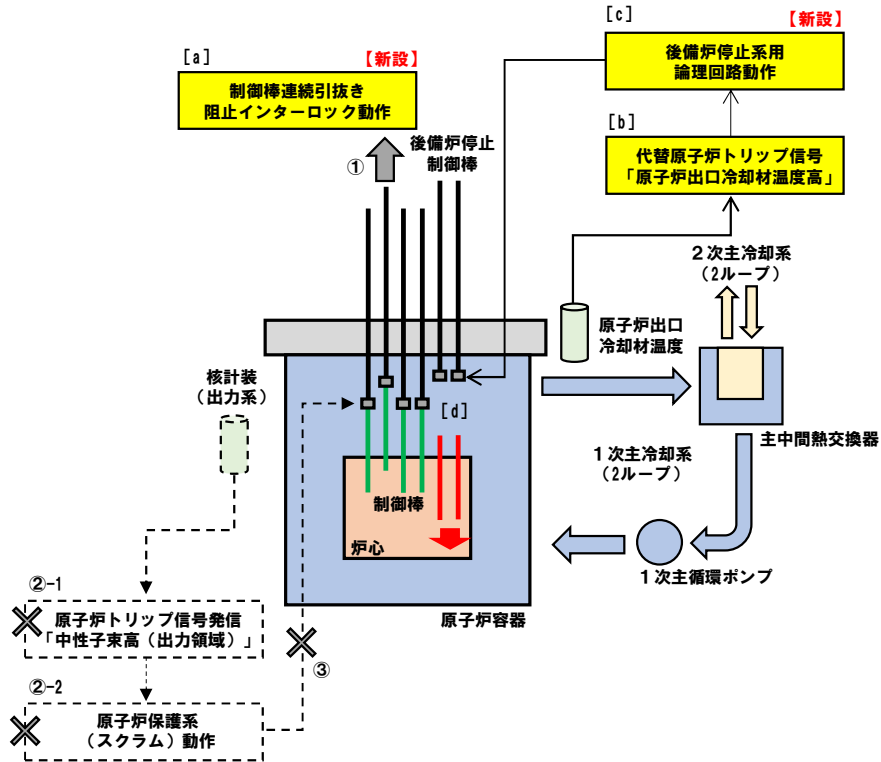
図6 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

(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】

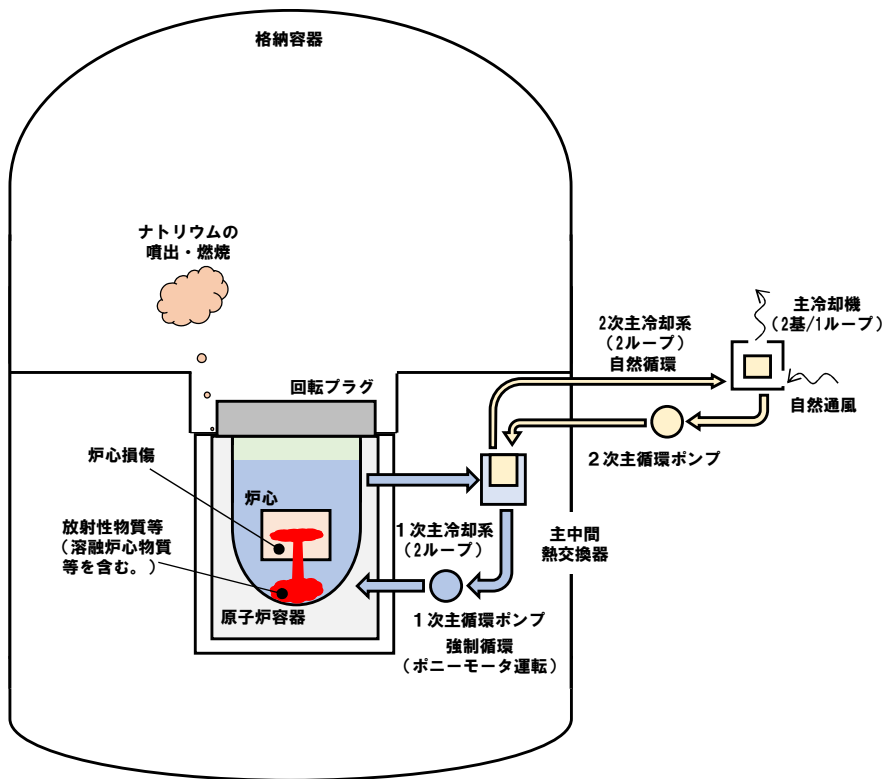


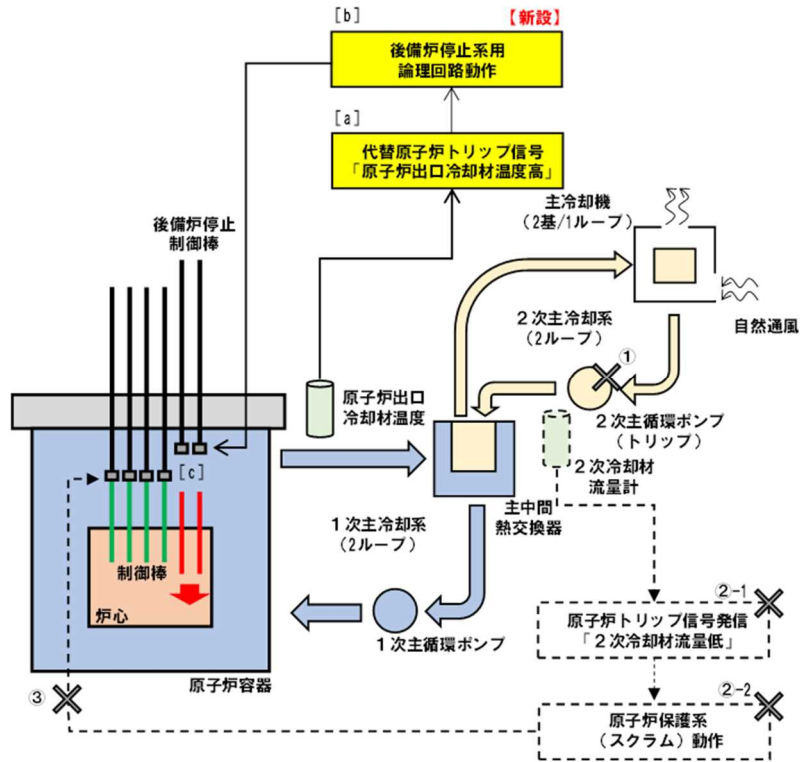
図7 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

(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】

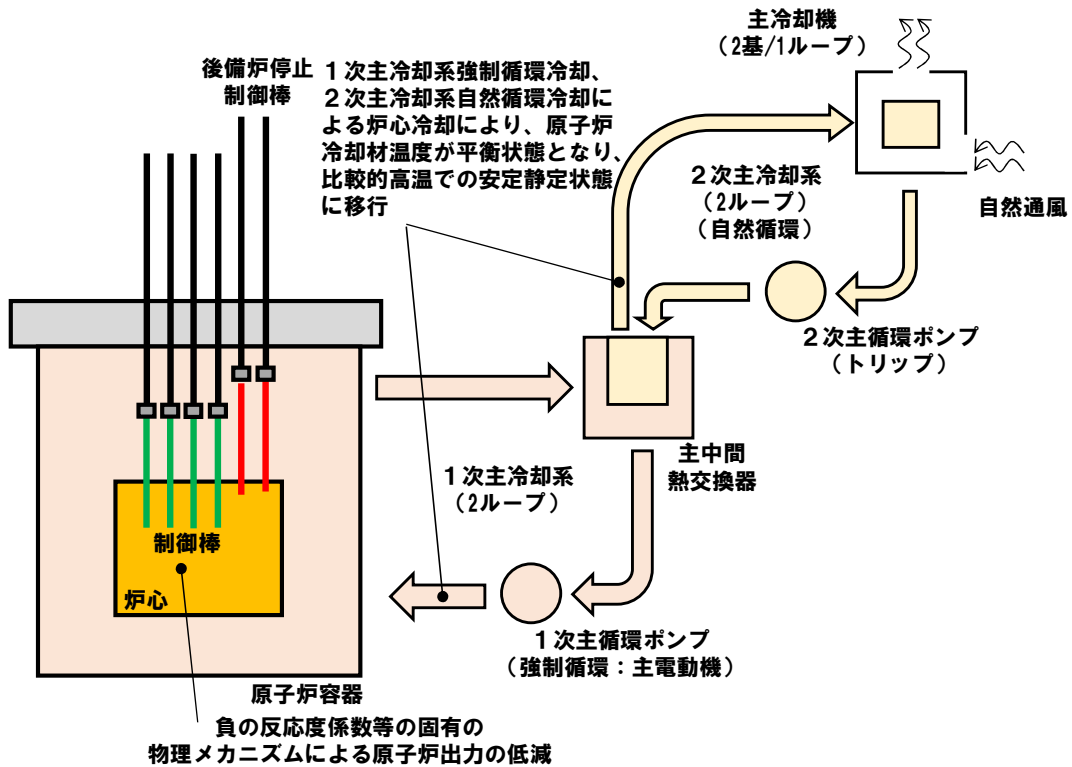
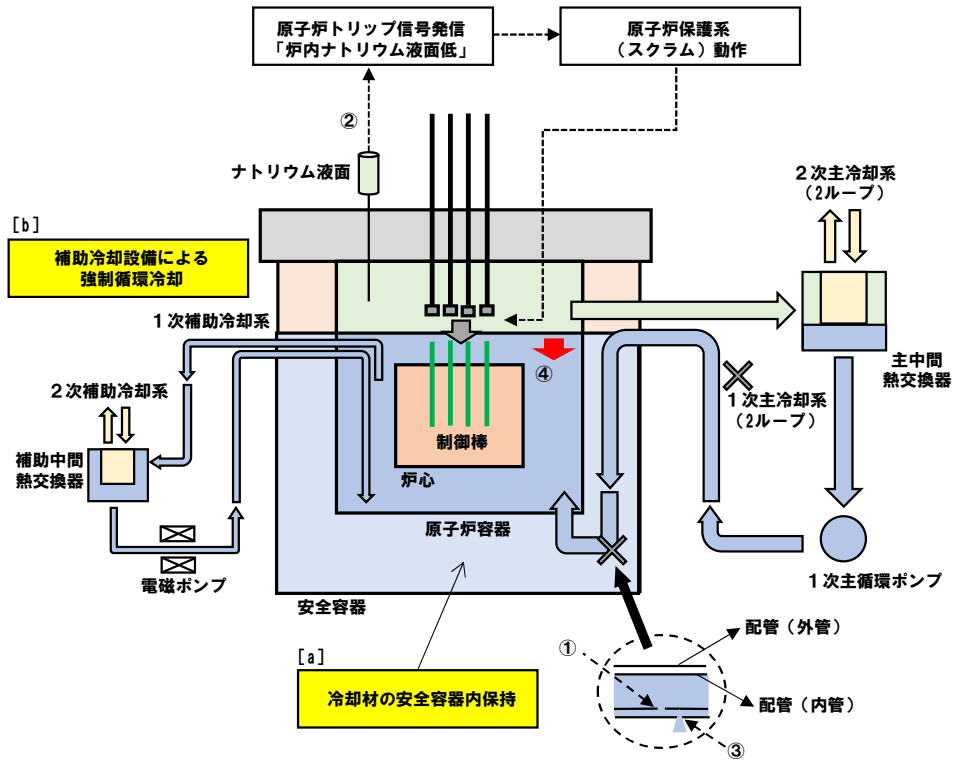


図8 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHs)
(2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故)

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】

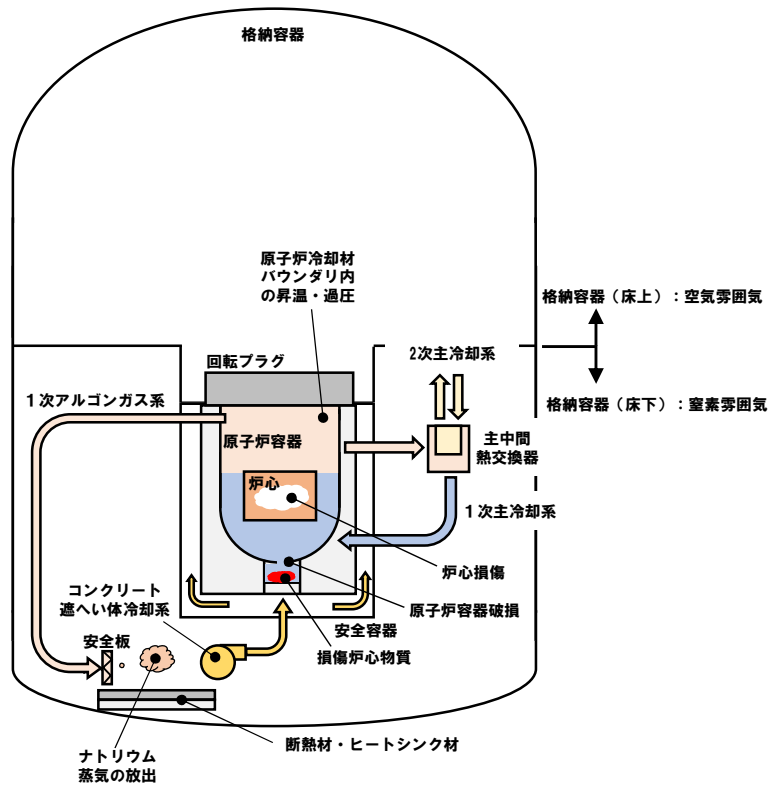
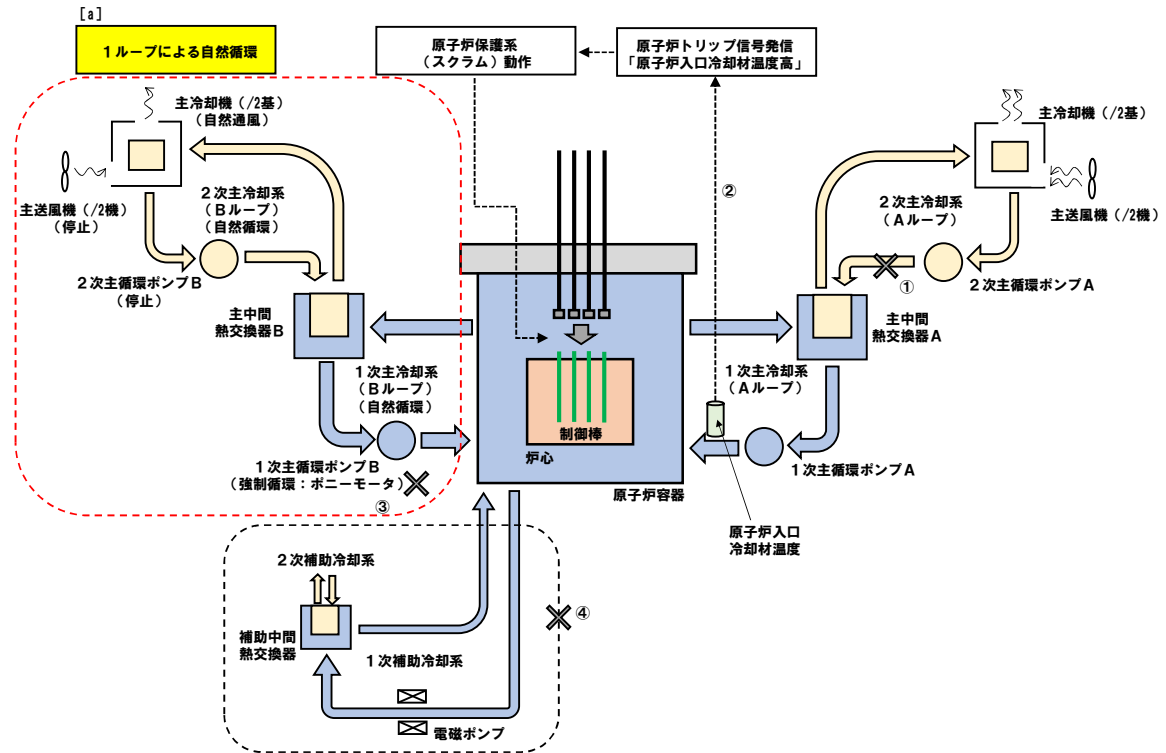


図9 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
 (1次冷却材漏えい(安全容器内の内管及び外管破損)の重畳事故)

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】

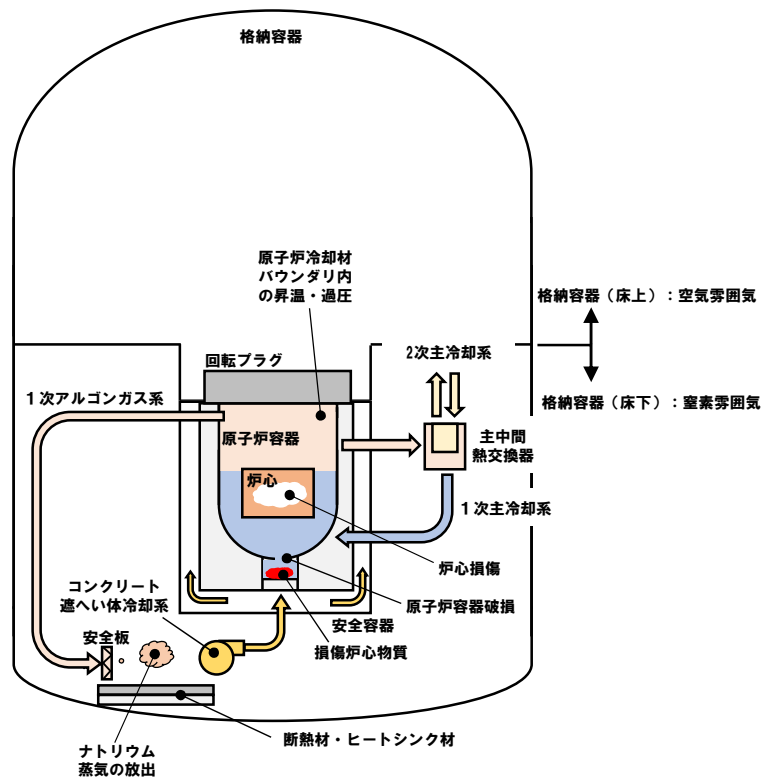
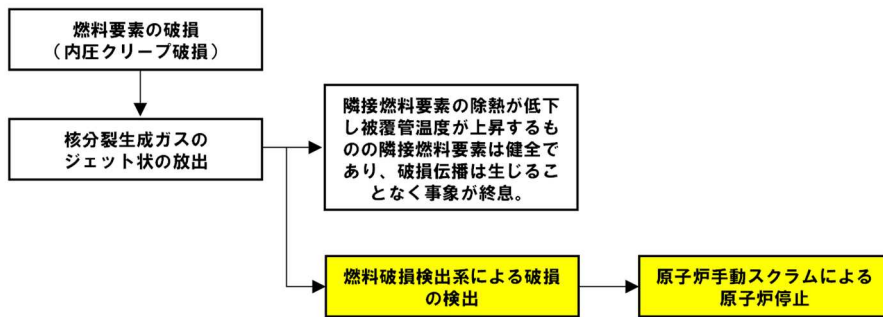
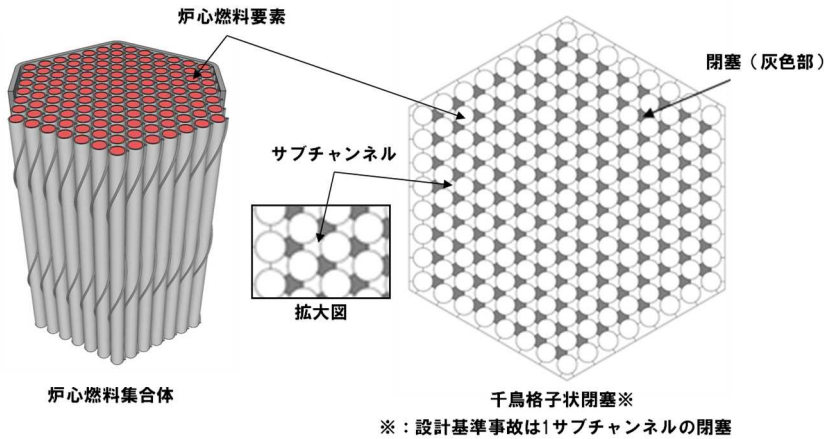


図 10 原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
 (2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故)

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】

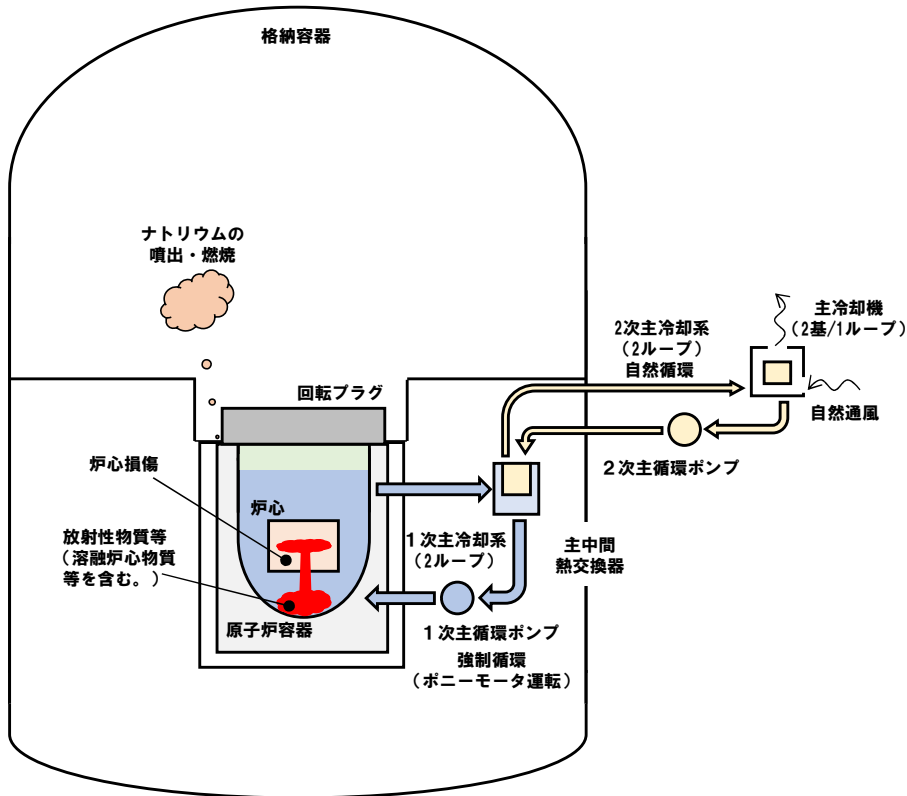


図 11 局所的燃料破損 (LF)

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】

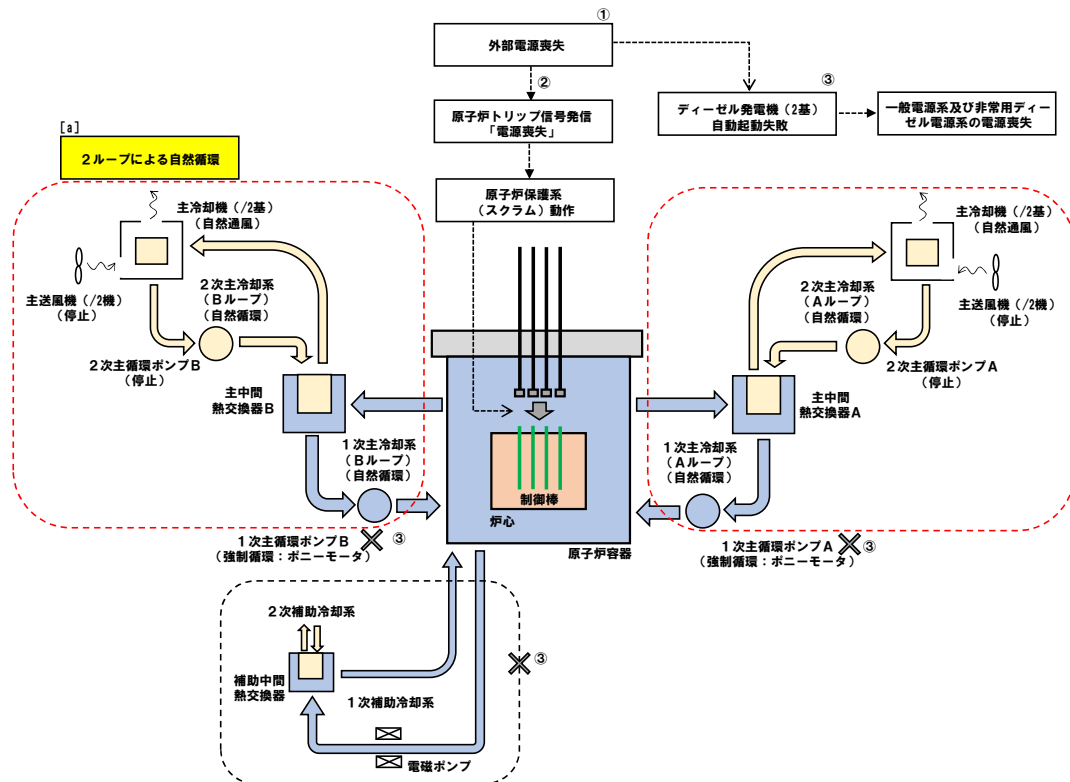


図12 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

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