



**第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る  
コメント回答**

**2021年10月28日**

**日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部**

# 審査会合におけるコメント（1/2）

## 【令和3年10月4日第417回審査会合におけるコメントの回答予定】

No.※1	コメント	回答時期	回答資料
231	Cs-137の放出量の判断基準について、「常陽」の出力規模も考慮して、「100TBqを十分に下回ることを目標とする。」とすることを検討すること。	今回説明	資料2-2
232	MK-II自然循環試験解析で空気冷却器の空気温度及び空気流量を境界条件に設定している。MK-IIIでは主冷却器を交換しており、この影響も含め、「常陽」の実機データによる検証ともんじゅのデータによる検証の組み合わせの適切性も考慮して、自然循環を評価する上での妥当性を十分に説明すること。	次回審査会合で説明	
233	デブリベッド冷却性炉内試験D10におけるデブリベッドの発熱条件、厚み、粒径、空隙率及び冷却材ナトリウムの流動等の条件が「常陽」の有効性評価に適用できることを説明すること。また、デブリベッド冷却性の有効性評価の解析において、デブリベッドの発熱条件、厚み、空隙率等の設定について、不確かさの扱いも含めて妥当性を説明すること。併せて、燃料とスチールの完全混合を想定していることの妥当性を説明すること。	今回説明	資料2-1
234	ASFREの妥当性確認に関し、閉塞物を模擬した体系での検証解析を実施していないことについて、閉塞のない体系での妥当性確認で必要な要件を満足することを閉塞物高さの想定も含めて説明すること。	次回審査会合で説明	
235	有効性評価の説明において、FLUENTにおける炉内構造物のモデル化等の解析体系、メッシュ分割の依存性、発熱条件等の設定の妥当性を説明すること。	今回説明	資料2-2
236	有効性評価の説明において、CONTAIN-LMRによるセシウムエアロゾルの挙動の評価の考え方について、保守性も含めて説明すること。	今回説明	資料2-2
237	ナトリウム-コンクリート反応試験に使用したコンクリート組成のデータをもとに設定したFRACVが有効性評価に適用できることを、コンクリート組成によるFRACVの評価の不確かさも含めて明記すること。	今後説明	
238	STNケースの解析による確認については、燃料凝集の事象推移、時間オーダ及び改良型準静近似法の説明を含めて、詳細に説明すること。また、「常陽」の即発臨界超過状態の $\alpha$ モード近似（遅発中性子を無視）及び $\lambda$ モード近似（即発中性子を無視）によるスナップショット法での比較から、改良型準静近似法は、反応度及び中性子スペクトルともに整合した結果を与えることを確認したとされているが、この結果により、SIMMERの空間依存動特性モデルの不確かさが小さいと判断できることについて、詳細に説明すること。	今回説明	資料2-1
239	機械的エネルギーの発生量を1.8MJ又は3.6MJと評価していることに関し、即発臨界超過に伴い発生したエネルギーが機械的エネルギーに変換されるまでの過程の中で、どこにエネルギーが散逸しているのか、エネルギー収支を定量的に示すこと。	今回説明	資料2-1
240	「常陽」の有効性評価は、発電炉の有効性評価と差異があり、特に炉心損傷時の再臨界は課題である。有効性評価の説明では、評価指標、判定基準等について、発電炉との違いも明確にしたうえで、説明すること。	今回説明	資料2-2

※1：「常陽」質問管理表の管理番号

# 審査会合におけるコメント（2/2）

## 【令和3年10月4日第417回審査会合以前のコメントのうち、今回回答するもの】

No.	コメント	審査会合	資料
135	第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）において想定する事象時における中央制御室の居住性について説明すること。	第326回	資料2-2
183	「スプリング加速が無くとも制御棒は自重落下し炉心損傷に至らない」ことに関し、制御棒の挿入時間が長くなっても炉心損傷が防止されることを説明すること。	第387回	資料2-2
188	1次主循環ポンプ軸固着を起因とした評価事故シーケンスは、異常事象により1ループのポニーモータの運転に従属的に失敗することを踏まえて、評価を説明すること。	第387回	資料2-2
206	損傷炉心物質の安全容器への移行後の臨界性に係る評価結果を説明すること。	第395回	資料2-1
210	格納容器応答過程に関し、放熱の計算条件等の解析の詳細について説明すること。	第395回	資料2-2
219	ナトリウム中のセシウムの保持率に係る炉外試験の規模（ナトリウムプール高さ、ナトリウム量、セシウム量、ナトリウム温度等）と「常陽」の条件を比較し、「常陽」に適用できるのか説明すること。	第403回	資料2-2
228	SIMMERの有効性評価への適用性に関して、不確かさの影響評価において、FCI、スロッシングの不確かさを包絡する保守的な設定となっていることを確認するため、不確かさの影響評価の検討過程における感度解析等について、定量的又は定性的に説明すること。例えば、FCIの発生時期や発生位置の影響をどのように把握し、不確かさの影響評価の条件を設定したのか、及び2次元円筒座標系での計算（スロッシング拳動、流動性の仮定を含む。）において十分な保守性を考慮していることの説明が必要である。	第413回	資料2-1

※1：「常陽」質問管理表の管理番号

## 遷移過程における不確かさの影響評価に関するコメント回答

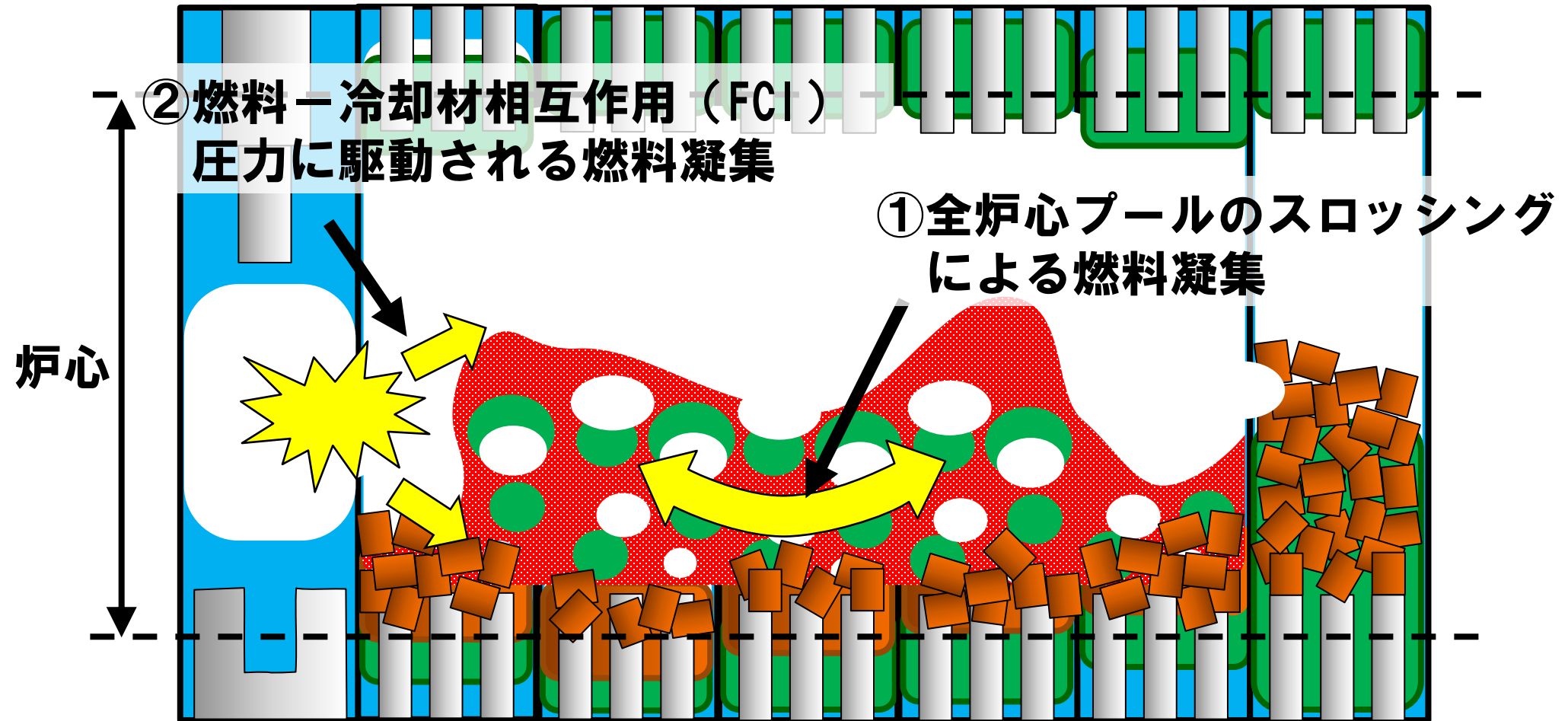
- No. 228 SIMMERの有効性評価への適用性に関して、不確かさの影響評価において、FCI、スロッシングの不確かさを包絡する保守的な設定となっていることを確認するため、不確かさの影響評価の検討過程における感度解析等について、定量的又は定性的に説明すること。例えば、FCIの発生時期や発生位置の影響をどのように把握し、不確かさの影響評価の条件を設定したのか、及び2次元円筒座標系での計算（スロッシング拳動、流動性の仮定を含む。）が十分な保守性を考慮していることの説明が必要である。

## — 不 確 か さ 影 響 評 価 を 必 要 と す る 重 要 現 象 —

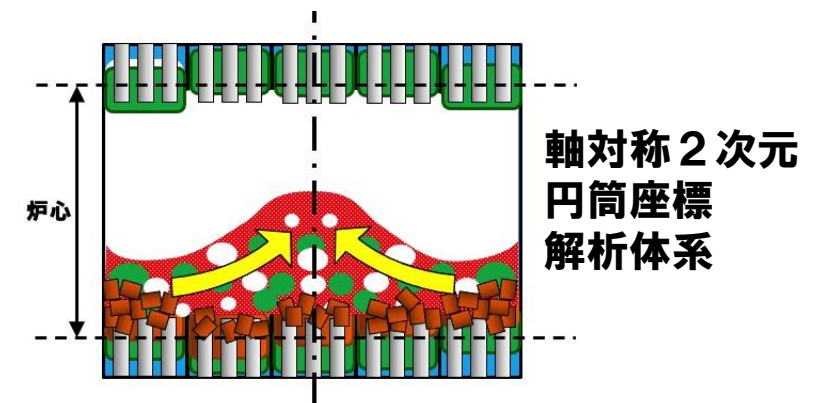
- S I M M E R - I V 及 び S I M M E R - I I I は、コ ー ド の 開 発 と 並 行 し て 進 め た 検 証 及 び 妥 当 性 確 認 研 究 を 通 じ て、重 要 現 象 を 解 析 す る 物 理 モ デ ル の 妥 当 性 及 び 解 析 精 度 の 確 認 を 行 っ た 結 果、有 効 性 評 価 へ の 適 用 性 が あ る も の と 考 え る。
- 一 方 で、有 効 性 評 価 の 評 価 項 目 に 関 わ る 「機 械 的 エ ネ ル ギ ー の 発 生」に 関 し て は、次 の 2 つ の 重 要 現 象 は エ ネ ル ギ ー 発 生 に 直 接 影 響 を 与 え る こ と か ら、不 確 か さ の 影 響 を 感 度 解 析 を 通 じ て 確 認 す る 必 要 が あ る と 判 断 し た。
  - 燃 料 凝 集 を 引 き 起 こ す ス ロ ッ シ ン グ 現 象 に つ い て は、水 を 用 い た ス ロ ッ シ ン グ 拳 動 試 験、鉛 ビ ス マ ス を 用 い た 高 密 度 二 相 プ ー ル の 流 動 拳 動 試 験、燃 料 の 核 発 熱 に よ る 沸 騰 拳 動 試 験、の 検 証 解 析 に よ る 妥 当 性 確 認 を 積 み 重 ね て 妥 当 性 を 確 認 し て き た。

し か し な が ら、実 ス ケ ー ル で の 実 機 模 擬 性 の 高 い 試 験 デ ー タ で 検 証 さ れ て い な い こ と、及 び 燃 料 ス ロ ッ シ ン グ は 遷 移 過 程 に お け る 即 発 臨 界 超 過 に よ る エ ネ ル ギ ー 発 生 に 直 接 影 響 す る 重 要 な 現 象 で あ る こ と を 考 慮 し て、遷 移 過 程 解 析 に お い て は 不 確 か さ の 影 響 を 包 絡 す る 仮 想 的 な 条 件 で の 解 析 を 実 施 す る。
  - 燃 料 - 冷 却 材 相 互 作 用 ( F C I ) 現 象 そ の も の の 取 扱 い の 妥 当 性 は 確 認 さ れ て い る が、発 生 条 件 や F C I に 駆 動 さ れ る 燃 料 ス ロ ッ シ ン グ 現 象 は 実 験 的 に 模 擬 し て い な い こ と か ら、そ の 影 響 を 保 守 的 に 評 価 す る 想 定 を 用 い た 解 析 を 実 施 す る。
- 有 効 性 評 価 は 最 新 の 知 見 と 計 算 コ ー ド を 用 い た 最 適 評 価 を 行 う こ と を 基 本 と し て、評 価 項 目 に 大 き な 影 響 を 与 え る 重 要 現 象 の う ち、不 確 か さ の 影 響 を 評 価 す る 必 要 が あ る と 判 断 し た も の に 関 し て は、保 守 的 か つ 包 絡 的 な 不 確 か さ 影 響 の 評 価 を 行 っ た。

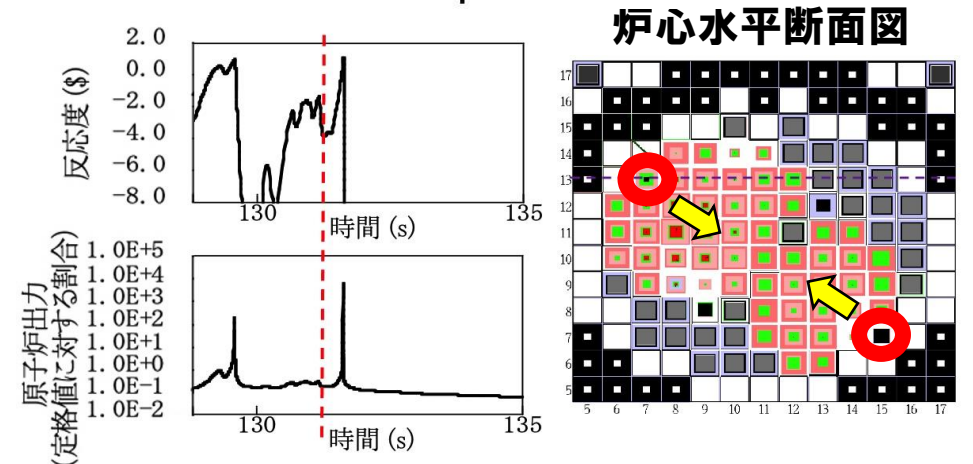
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 — 遷移過程における重要現象の不確かさの影響評価 —



① 基本ケースは3次元体系で水平方向スロッシングによる燃料凝集を解析したが、ここでは燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視し、軸対象2次元円筒座標の解析体系で評価することにより、本来発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要した。



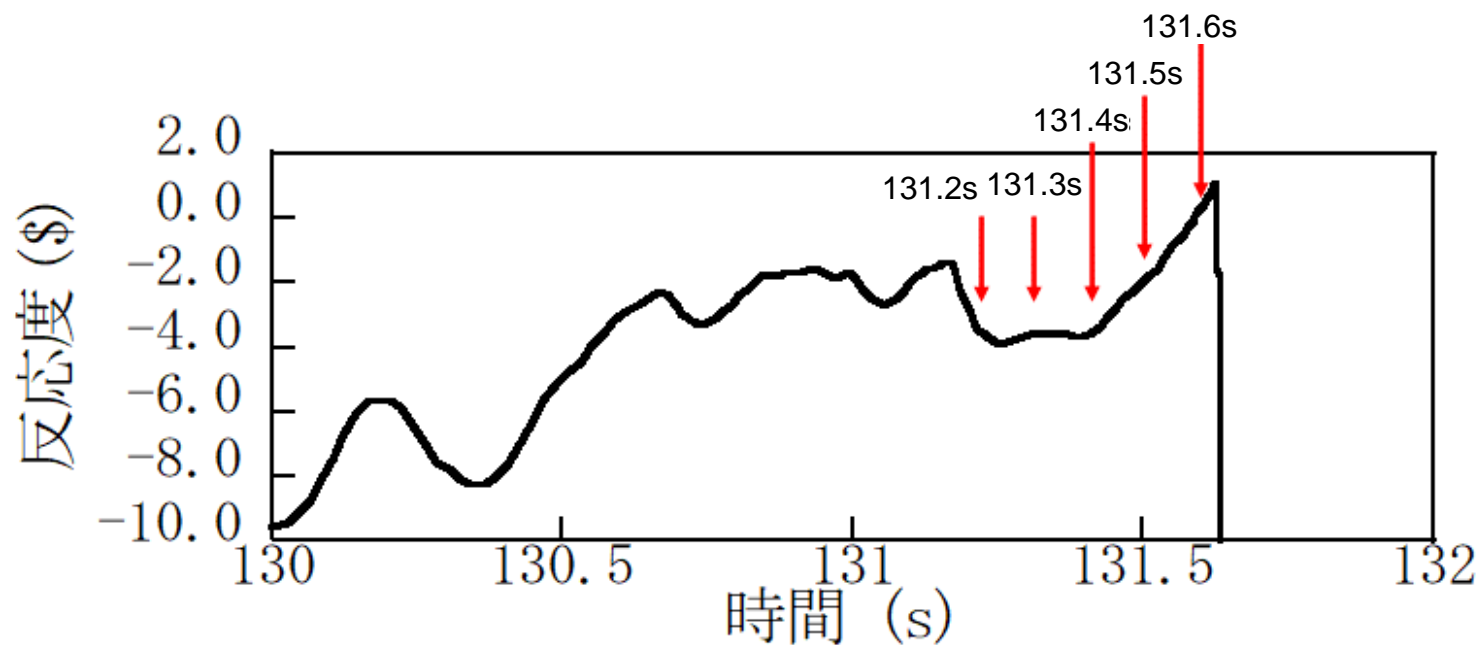
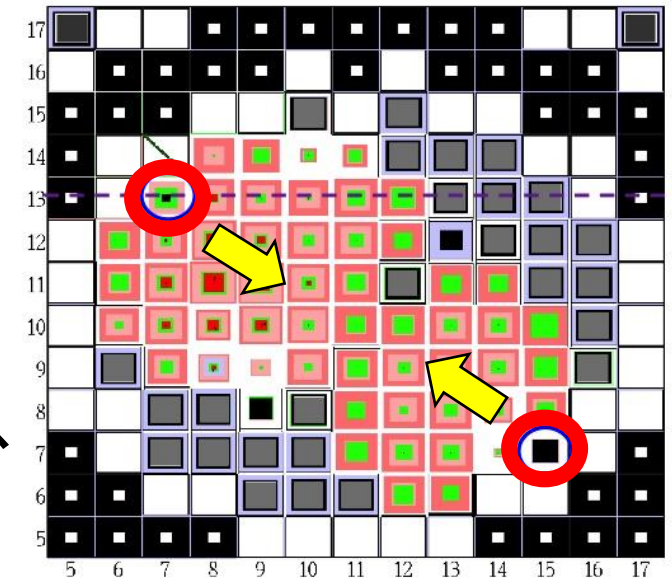
② 基本ケースの即発臨界超過の直前（約131秒）で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —FCIの不確かさの影響評価—

- FCIの発生状況の不確かさの影響を保守的に評価して燃料凝集量を増加させるために、131.2s以降の燃料凝集の過程で炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。
- 過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。
- さらに、FCIが複数のLGT位置で同時に発生することは考えられないが、燃料の集中を強制するために、2カ所のLGTで同時にFCIが発生するという、極めて保守的かつ仮想的な想定を用いた解析も実施した。
- 包絡的なFCIの発生条件を絞り込むために、FCIの発生時刻は、下図に示す131.2s、131.3s、131.4s、131.5s、131.6sとした。
- 解析ケースと結果を左下図に示す。最大の出力逸走となったのは、131.3sに2カ所同時にFCIを発生させたケースで炉心平均燃料温度4,070℃である。

炉心水平断面図



発生時刻 (s) と場所	規格化出力最大値	積算出力(FPS)	炉心平均燃料温度 (°C)
基本ケース	6,190	9.4	3,700
131.3(左上)	3,644	6.9	3,120
131.3(右下)	2,911	6.4	3,010
131.6(左上)	再臨界発生無し		
131.6(右下)	6,471	8.3	3,520
131.2(二カ所同時)	5,400	8.5	3,510
<b>131.3(二カ所同時)</b>	<b>11,300</b>	<b>11.1</b>	<b>4,070</b>
131.4(二カ所同時)	7,100	9.1	3,630
131.5(二カ所同時)	6,100	8.5	3,470
131.6(二カ所同時)	11,400	10.9	4,040

— 遷移過程解析の保守性とエネルギー発生解析結果のまとめ —

	反応度挿入率	炉心平均燃料最高温度	炉心内の流動挙動	炉心からの燃料流出	燃料集中の主たる駆動力
基本ケース*1	約30\$/s	約3,700℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	上記解析において燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定
不確かさの影響評価ケース2 (溶融炉心の揺動、分散、凝集挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110℃	軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視	炉心中心の圧力発生*2で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動を解析

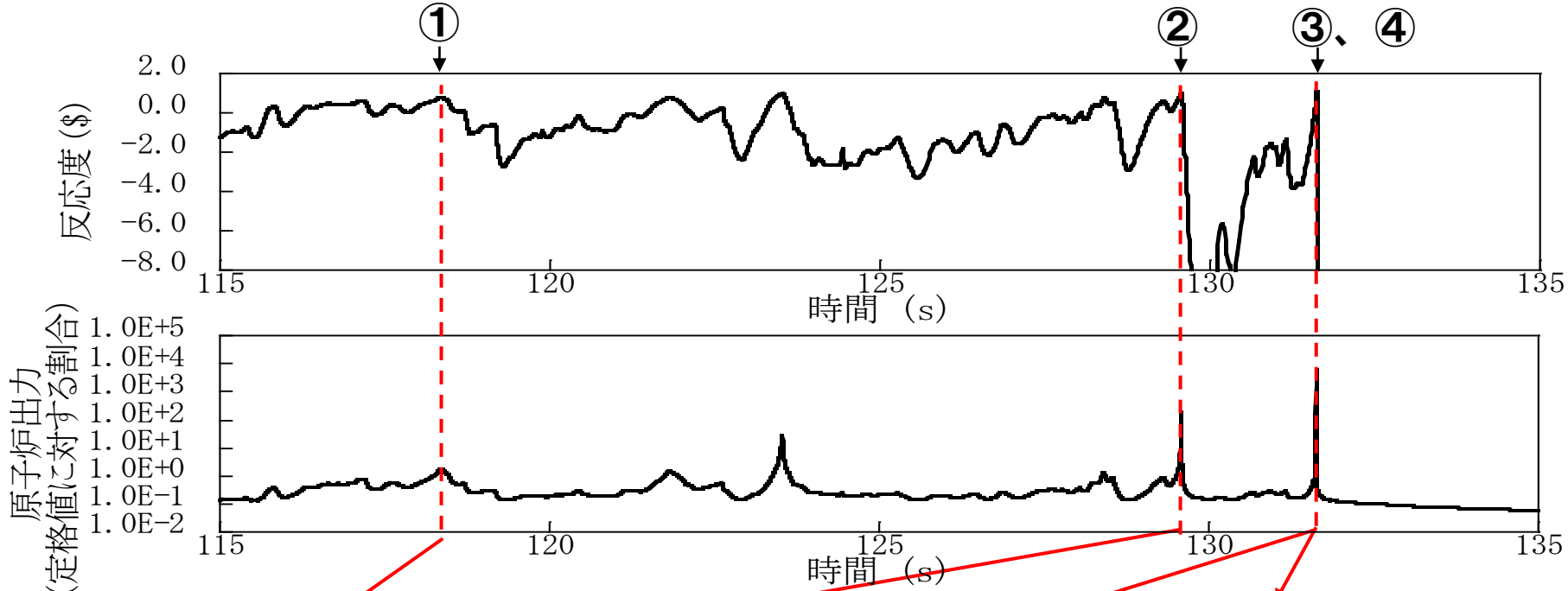
\*1 なお、基本ケースにおいても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加し、さらに損傷燃料ペレットが高い密度で堆積し、かつ未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在した流動性が低い炉心物質が、通常の流体と同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。

\*2 炉心中心の圧力発生の主成分は急速な核加熱後の高温燃料からの伝熱によるスチール蒸気圧であるが、CABRI TP-A2炉内試験解析によってSIMMERコードは燃料からスチールへの過渡伝熱を過大評価することが示されている。試験結果を再現する伝熱速度で解析すると、反応度挿入率約54\$/s、炉心平均燃料最高温度約4200℃に緩和される。このように燃料集中を駆動する圧力発生についても、極めて保守的な条件を適用した。



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —炉心物質の流動性に関する保守的想定—

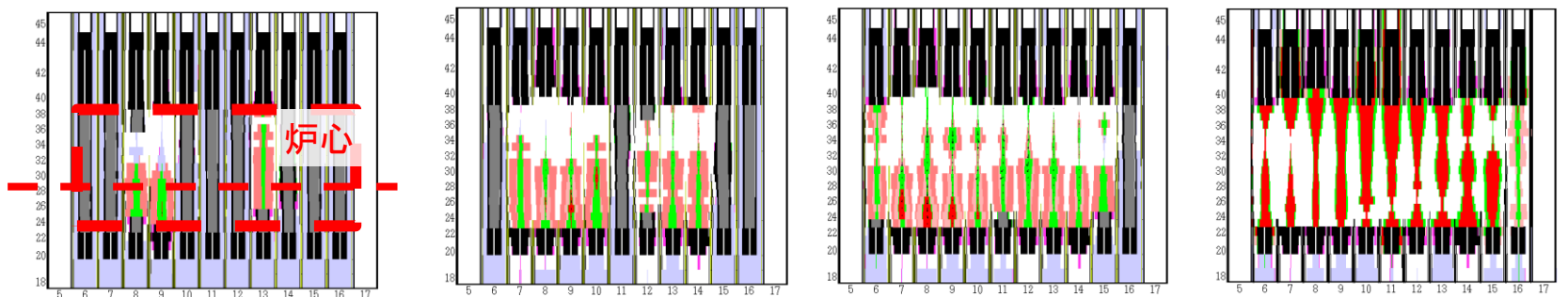
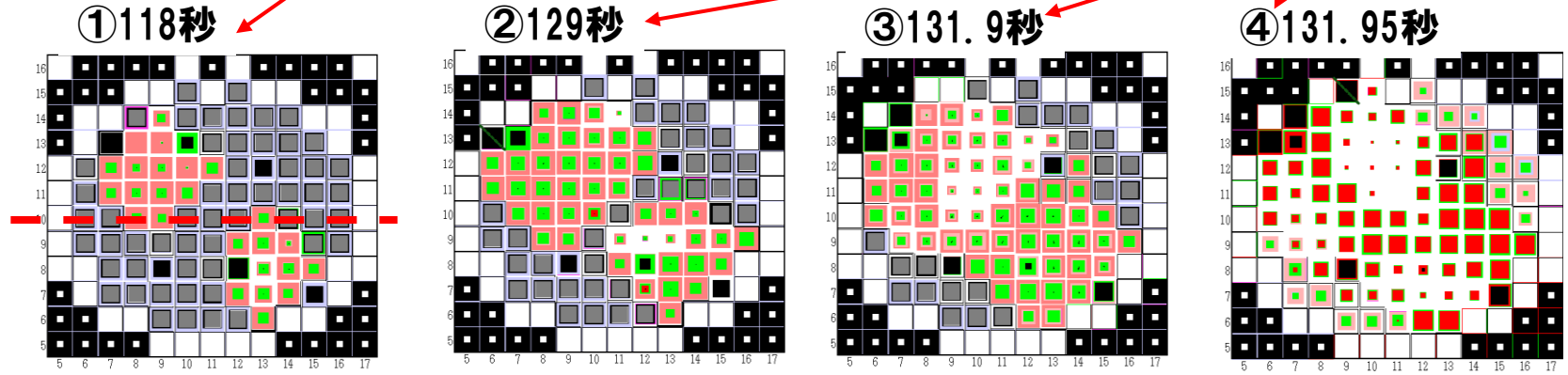
## 遷移過程基本ケースの事象推移



- 「常陽」の遷移過程では、エネルギー発生の直前まで未溶融の燃料粒子と破損した燃料ペレットが溶融スティールに高い密度で混在した状態が続く (①~③)。
- この様な炉心物質の流動性は極めて低いですが、本解析では通常の溶融スティールと同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。

水平断面物質分布

縦断面物質分布



- ガス
- 構造材
- ペレット
- 液体燃料
- 液体スティール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スティール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティー
- 制御棒

- ① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初出力ピーク
- ② 燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過、出力ピークは定格出力を越える。
- ③ 分散した燃料が炉心下部に凝集し、揺動する過程で即発臨界を超過
- ④ エネルギー発生によって燃料が溶融して分散、この後、燃料が炉心外へ流出して事象終息

- S I M M E R-IV及びS I M M E R-IIIは、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開発された。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における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。
- 妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさの影響評価を行う必要があることも確認された。
- これらの不確かさに関しては、有効性評価の感度解析において、その影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含む解析条件の選定や取扱いを行うことにより、評価項目に関わる重要なパラメータである即発臨界超過に伴うエネルギー放出について包絡性のある解析を行った。

**No. 233      デブリベッド冷却のD10試験の試験解析に関して、デブリベッドの発熱条件、厚み、粒径、空隙率、冷却材ナトリウムの流動等の条件が「常陽」の有効性評価の条件に適用できることを説明すること。また、デブリベッド冷却性の有効性評価の解析において、デブリベッドの発熱条件、厚み、空隙率等の設定について、不確かさの扱いも含めて妥当性を説明すること。併せて、燃料とスチールの完全混合を想定していることの妥当性を説明すること。**

## D10試験と「常陽」評価の比較

- D10試験の試験条件と「常陽」の炉心物質デブリベッドの条件を比較した結果を示す。デブリベッド厚み、粒子径、発熱密度は、ほぼ同等の条件となっている。空隙率はD10試験が0.38、「常陽」は0.6であるが、検証解析で確認された物理モデルの適用性には大きな影響を及ぼさない程度の違いである。
- 「常陽」のデブリベッドは炉心物質である燃料とスチールが完全に混合していると想定しているが、これは高さ約1.3mの下部プレナム冷却材中を燃料粒子が終端速度0.37m/sで落下した場合に約3.5秒後に原子容器底部に到達し、落下時間が短時間のために燃料粒子とスチール粒子の密度の違いによる物質分布への影響はないと判断した。
- デブリベッドの冷却性は下表の各条件に影響を受けるが、有効性評価では下部プレナムへの炉心物質の移行量（厚み）について、基本ケースであるインベントリの30%に対して、最も移行量の多くなる想定に基づく70%を用いており、他の条件の不確かさは包絡されている。

条件	単位	D10試験	「常陽」評価
厚み	m	0.16	約0.21
空隙率	—	0.38	0.6（FCI試験の最小値）
粒子径	μm	約400（質量中央値）	400（FCI試験の質量中央値の平均）
発熱密度	MW/m <sup>3</sup>	1.0（7:16～7:18） 3.4（7:18～7:20） 1.2（7:20～7:25）	3.1（核反応停止から約1070秒後、 ULOF（i）の初期状態） 2.1（核反応停止から3600秒後）
燃料とスチールの混合状態	—	燃料のみ	燃料とスチールの完全混合
デブリベッド上方冷却材温度	℃	349（7:16～7:18） 349→360（7:18～7:20） 360→370（7:20～7:25）	約510（事象発生から1200秒後） 約380（事象発生から2000秒後） 約370（事象発生から3000秒後）

## 【デブリベッド粒子径】

FRAG試験<sup>[1]</sup>(米国のサンディア国立研究所(SNL)で実施された大規模FCI試験)のうち、20kgの溶融燃料と溶融スチールの混合物(UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>(70%)、スチール(30%))を23kgのナトリウム中へ落下させた試験であるFRAG4~6及び13試験で得られた粒径分布の中央値の平均値である。下図にFRAG試験で得られた粒径分布を示す。FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値を計算すると以下のとおりである。

- ・FRAG4試験:  $210 + (420 - 210) / (63 - 44) \times (50 - 44) = 276.3 \mu\text{m}$
- ・FRAG5試験:  $420 \mu\text{m}$
- ・FRAG6試験:  $420 + (600 - 420) / (60 - 47) \times (50 - 47) = 461.5 \mu\text{m}$
- ・FRAG13試験:  $420 + (600 - 420) / (57 - 47) \times (50 - 47) = 474 \mu\text{m}$

したがって、FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値の平均値は407.95 $\mu\text{m}$ となり、デブリベッド粒子径は400 $\mu\text{m}$ と設定している。

著作権の問題により公開できません。

## 【デブリベッド空隙率】

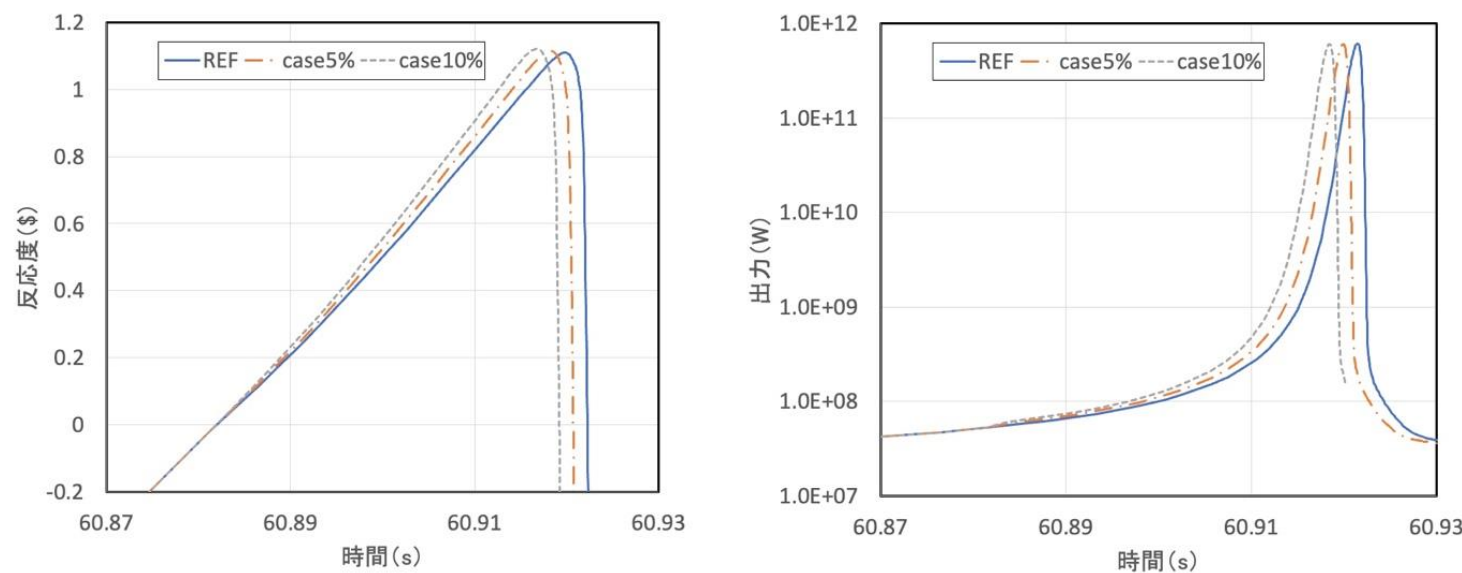
下図に示すFARO/TERMOS試験<sup>[2]</sup>及びFRAG4試験で得られたポロシティから、デブリベッド空隙率は0.6と設定している。

著作権の問題により公開できません。

- [1] T. Y. CHU, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Topi. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyons, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] Magallon, D., Hohmann, H. and Schins, H., "Pouring of 100kg-scale molten UO<sub>2</sub> into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.

No. 238     **STNケースの解析による確認については、燃料凝集の事象推移、時間オーダ及び改良型準静近似法の説明を含めて、詳細に説明すること。また、「常陽」の即発臨界超過状態の $\alpha$ モード近似(遅発中性子を無視)及び $\lambda$ モード近似(即発中性子を無視)によるスナップショット法での比較から、改良型準静近似法は、反応度及び中性子スペクトルともに整合した結果を与えることを確認したとされているが、この結果により、SIMMERの空間依存動特性モデルの不確かさが小さいと判断できることについて、詳細に説明すること。実効遅発中性子割合の不確かさの影響について説明すること。**

- 「常陽」の炉心設計における実効遅発中性子割合の不確かさは核データの不確かさ、炉心構成などの違い、燃焼状態の影響などを考慮して10%と設定している。
- 桜井らの研究<sup>[1]</sup>によると、FCAやMASURCAなどの高速臨界実験体系において実効遅発中性子割合の不確かさは3%程度(1 $\sigma$ )と評価されている。2 $\sigma$ 相当以上となる10%の不確かさで影響を評価することは妥当と考える。
- ULOF (i) 基本ケースにおいて炉心平均燃料温度を瞬時に約3700°Cまで上昇させ、その後の炉心からの燃料流出によって遷移過程を終了させる即発臨界超過を対象として、この不確かさの影響を評価する解析を実施した。
- 反応度が0\$を超えている場合にSIMMERコードが中性子束分布と巨視的断面積分布から時々刻々求める実効遅発中性子割合の不確かさを考慮するファクター(ここでは5%減、10%減の2ケースを実施、即ち反応度を大きく評価するように実効遅発中性子割合を減ずる)を乗じて振幅関数の時間変化を解析する。



ケース	反応度ピーク(\$)	出力ピーク(MW)	発生エネルギー(MJ)
基本ケース	約1.109	約6190	約938
5%減	約1.116	約6060	約928
10%減	約1.122	約6030	約924

- 反応度と出力の上昇が早まることで、燃料单相圧あるいは蒸気圧に駆動された燃料分散とドップラー反応度による負の反応度フィードバックも早く発生して出力低下を早めることになり、出力逸走による積算出力の増加量、すなわち発生エネルギーはほとんど変わらない(5%減のケースで約1.1%減、10%減のケースで約1.5%減)。
- 「常陽」の即発臨界超過状態の $\alpha$ モード近似(遅発中性子を無視)及び $\lambda$ モード近似(即発中性子を無視)による中性子束分布を用いた厳密摂動で反応度を求めると $\alpha$ モード近似が1.18\$、 $\lambda$ モード近似が1.09\$となる。一方、SIMMERの改良型準静近似法による反応度計算では1.12\$であり、 $\alpha$ モード近似の反応度は改良型準静近似法に対して約5.3%大きい。今回の遅発中性子割合を5%減じたケースとほぼ同様にその発生エネルギーへの影響は小さく、改良型準静近似法を用いて「常陽」の即発臨界超過挙動を解析することは妥当である。

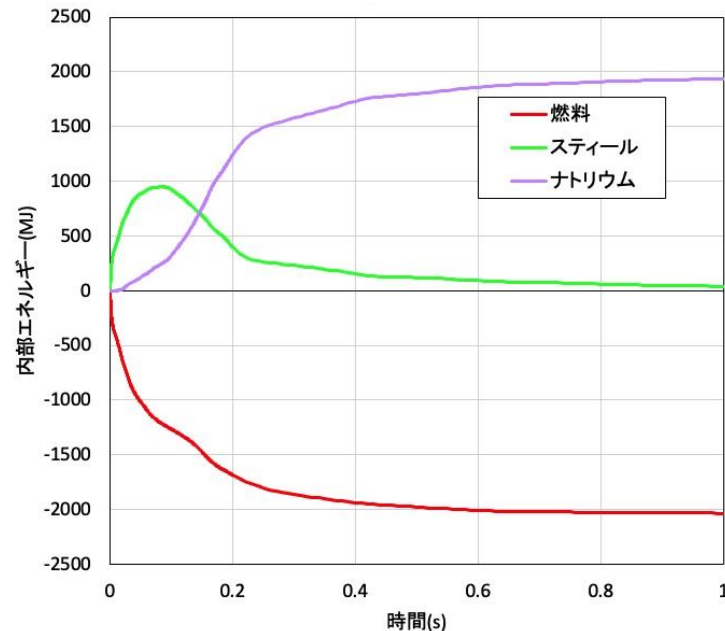
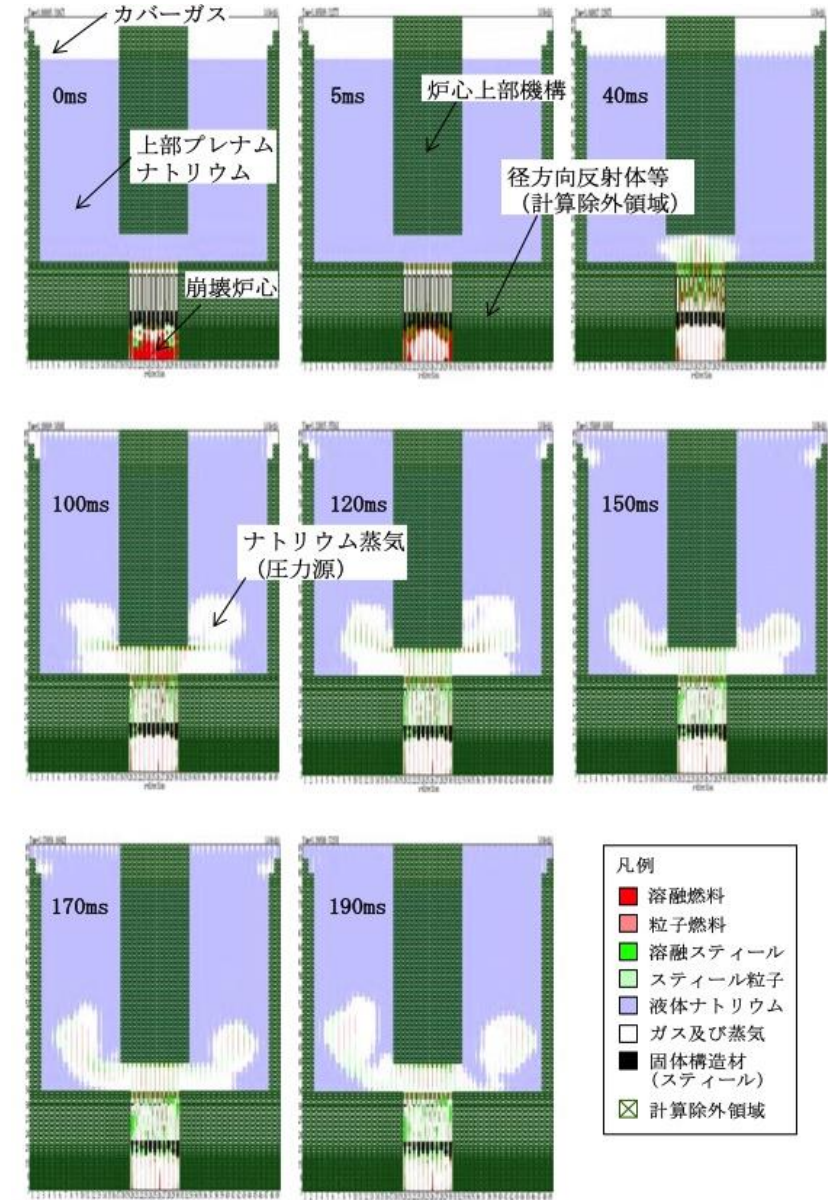
[1] T. Sakurai, S. Okajima, "Adjustment of Total Delayed Neutron Yields of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  in JENDL-3.2 Using Benchmark Experiments on Effective Delayed Neutron Fraction  $\beta_{\text{eff}}$ ", JNST Vol.39, No.1(2002)

**No. 239**      **機械的エネルギーの発生量を1.8MJ又は3.6MJと評価していることに関し、即発臨界超過に伴い発生したエネルギーが機械的エネルギーに変換されるまでの過程の中で、どこにエネルギーが散逸しているのか、エネルギー収支を定量的に示すこと。**

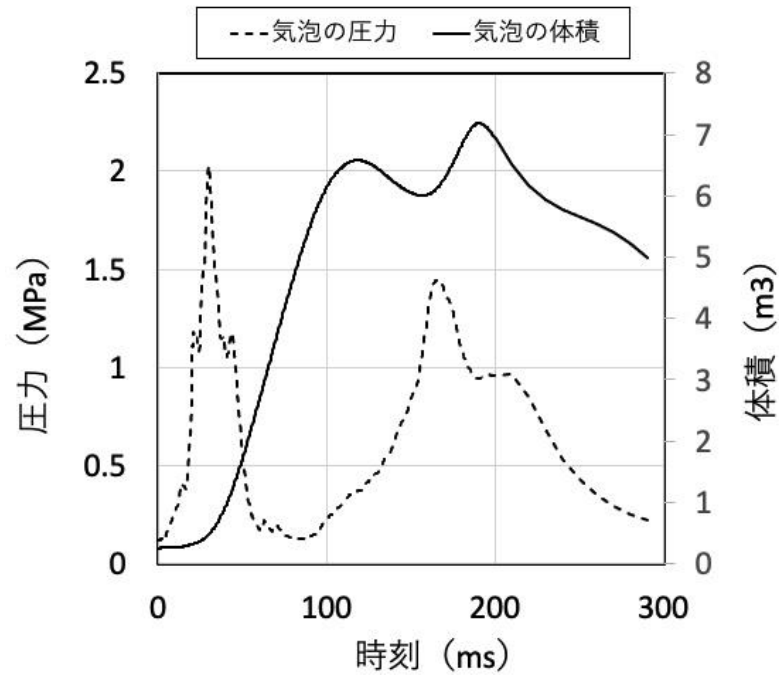


# 機械的エネルギー発生過程におけるエネルギー散逸

- 初期に炉心平均温度約5110°C（内部エネルギー約2300MJ）であった燃料は最終的に約2000MJのエネルギーをスチール及びナトリウムに移行してナトリウムにクエンチされ、平均温度約1000°Cとなる。
- スチールの内部エネルギー、平均温度は燃料からの伝熱によって約100msでピーク値となった後、燃料から受けたエネルギーをほぼ全てナトリウムへ伝え、最終的に平均温度は約1160°Cで一定となる。
- 上部プレナムの底部に放出される炉心物質とナトリウムとのFCIによって機械的エネルギーが発生するが、炉心物質の温度は炉心部での出力逸走直後の高温状態ではなく、以上のエネルギー散逸過程を経て温度が低下した状態である。

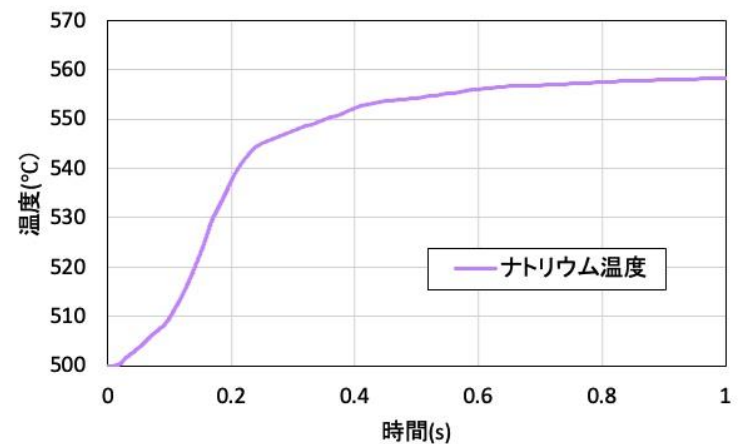
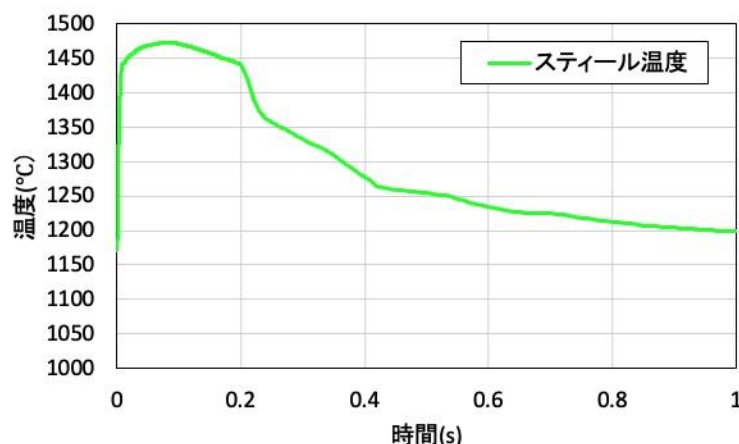
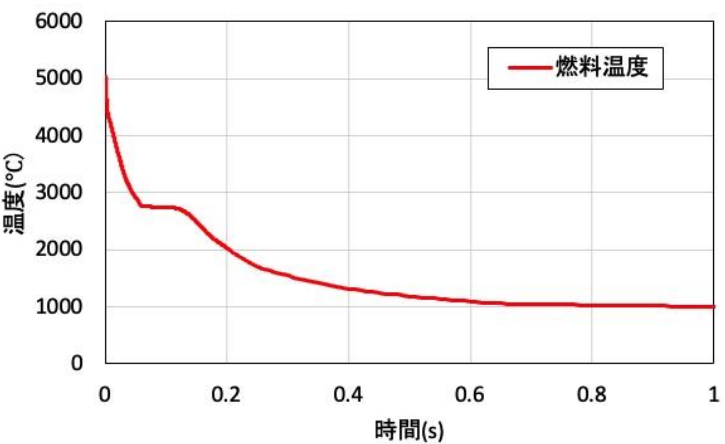


内部エネルギーの初期値からの時間変化



蒸気泡の成長と圧力変化

炉容器内物質分布の時間変化



各物質成分の全体系における平均温度の時間変化

**No. 206 損傷炉心物質の安全容器への移行後の臨界性に係る評価結果を説明すること。**

# 安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価 (1/2)

■ LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、以下の事象推移で損傷炉心物質が安全容器内に移行する。安全容器内での臨界性について評価した。

- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物（以下「炉容器振止構造物」）内の遮へいグラファイト上に落下する。

## 損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとして、解析を実施

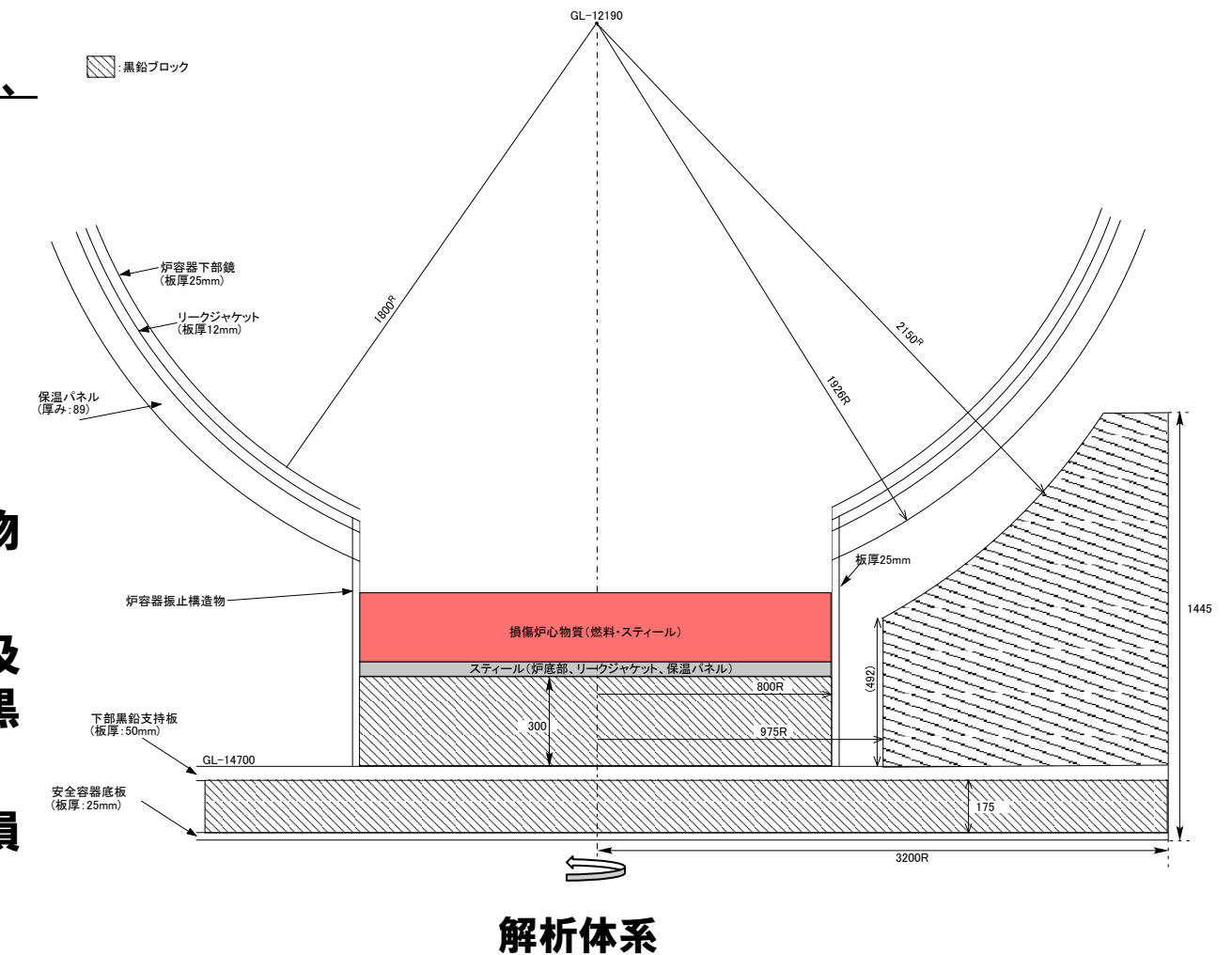
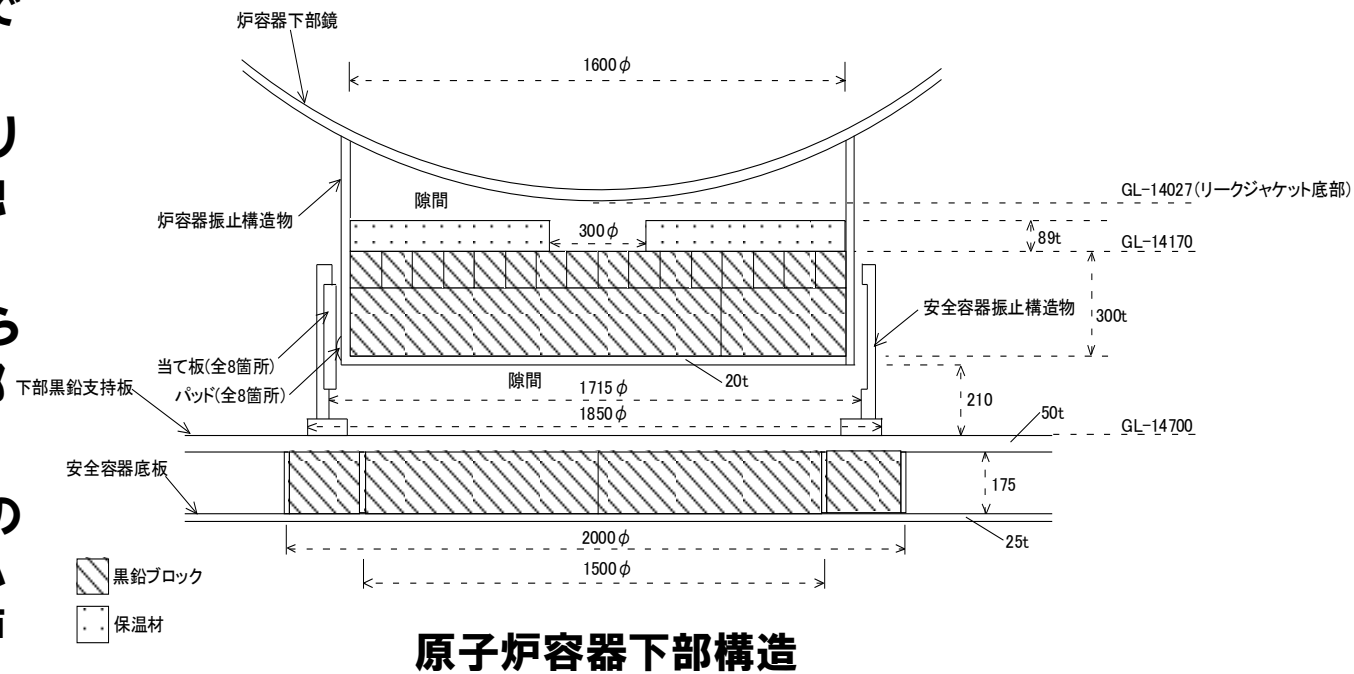
### ■ 解析条件

- ・ 解析コード：モンテカルロコードMVP
- ・ 解析体系等：安全容器内（原子炉容器下部）

損傷炉心物質及びスチール（原子炉容器下部鏡、リークジャケット、保温パネル）が炉容器振止構造物内に堆積。これらの温度は事象推移に基づき設定。

原子炉容器及び炉容器振止構造物の側板の熱膨張及びクリープ変形を想定し、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の隙間はなくなるものとした。

制御棒及び後備炉停止制御棒（中性子吸収材）は損傷炉心物質内に全く移行しないものとした。



## 安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価（2/2）

- 損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとした解析より、最も厳しい条件である移行割合100%の場合においても実効増倍率は約0.53であり、再臨界のおそれがないことを確認

### 解析結果

移行割合（％）	実効増倍率	標準偏差
20	0.1414	0.069%
40	0.2542	0.051%
60	0.3558	0.048%
80	0.4468	0.039%
100	0.5261	0.035%

- 損傷炉心物質の堆積形状、混合状態等について、仮想的な条件も含めて以下の影響評価を実施し、何れも再臨界に至らないことを確認
  - ・ 幾何形状（堆積半径、円錐状の堆積）
  - ・ 混合状態（燃料／スチールの完全分離、内側炉心燃料・外側炉心燃料の分離）
  - ・ 温度（室温）