

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 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

指摘回答

No. 255、256：高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について

No. 258：高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価

No. 260：FCI 試験のナトリウム温度条件と粒径の関係

2022 年 1 月 18 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について

1. 高速炉燃料ペレットの加熱時の過渡挙動に関する実験的知見

照射済み高速炉燃料ペレットの過出力時の挙動を解明するため多くの炉外及び炉内の過渡加熱試験が実施された。それらの中で、燃料ペレットの過渡挙動を直接可視化して観察したものとして、米国 Argonne 研究所で行われた DEH 炉外試験^[1]、米国 Sandia 研究所のパルス試験炉 ACRR を用いて行われた FD 炉内試験^[2]がある。これらの試験では、EBR-II 炉で約 3~5a/o 程度まで照射された MOX 燃料ペレットを炉外で直接通電加熱あるいはパルス炉で核加熱し、その挙動を高速度カメラで撮影している。

代表的な炉内試験である FD2.6 試験の可視化画像を第 1 図に示す。この試験は燃焼度 5.3a/o の燃料ペレットを用い、加熱速度は数 100K/s と比較的高い速度であるが、燃料ペレットが溶融して流動化 (9.158s の frothing) するまで燃料ペレットはその形状を維持しており、有意な燃料スエリングが生じていないことが確認できる。一方、炉外の DEH 試験では数 10K/s 程度の低い加熱速度による試験が実施された。代表的な DEH I-28 試験の可視化画像を第 2 図に示す。この試験は燃焼度 3.5a/o の燃料ペレットを用い、加熱速度はペレット表面で約 50K/s 程度、ペレット中心領域で約 100K/s 程度である (放熱の影響で表面の温度上昇率は内部よりも小さい)。燃料表面は固体のままであるが 22.6s までの燃料温度の上昇に従って燃料ペレットの半径が大きく増加している様子が確認できる。

これらの試験結果に基づいて、燃料ペレットの過渡挙動に対する加熱速度の影響に関する知見をまとめた結果を第 3 図及び第 4 図に示す。これらの図には前述の 2 つの試験以外からの知見も総合的にまとめている。第 3 図は 10~10,000K/s の加熱速度の範囲について、対応する実験名、燃料ペレット (固相及び液相) の崩壊モード、及び燃料崩壊メカニズムの全体像を整理したものである。第 4 図は燃料内に存在する FP ガスの挙動をモデル化した解析の結果と組み合わせることで、燃料温度と加熱速度の関数として燃料崩壊のメカニズムを FD シリーズ試験の条件と共にマップとして表示したものである。これらの結果から、燃料ペレットが固体状態で割れる (固相クラッキング) には 1,000K/s 以上の高い加熱速度が必要であること、100K/s 以下の低い加熱速度では燃料ペレットの昇温時に固相スエリング (大規模な膨張) が発生すること、固相スエリングのメカニズムとしては空隙拡散、より高温時には塑性クリープが推定されることなどが示された。

顕著な固相スエリングが観測された DEH I-28 試験について、熱伝導計算を行ってペレットの径方向温度分布の時間変化を評価した結果を第 5 図に示す。破線で示されているのは燃料温度が融点に達した領域で、時刻 5.0s ごろに中心溶融が開始し、加熱を停止した 22.6s には半径 0.7 まで溶融キャビティが拡大していることが分かる。第 2 図でスエリング (燃料の膨らみ) の開始が見られるようになるのは 20.0s 前あたりからであり、その時点では FP ガスや燃料蒸気を含む溶融キャビティの圧力上昇がペレット周辺の残存固体領域の変形に寄与する可能性が考えられる。固体領域の温度条件については、スエリングが始まる 20.0s の時点で燃料表面温度は約 2,200K であるのに対して、非再組織化領域の平均温度は約 2,650K に達している。この時点の表面温度である約 2,200K まで昇温すれば、燃料は割れることなく大規模な変形が可能となる可塑性を有することがわかる。

試験後検査で撮影した非再組織化領域の断面金相写真を第 6 図に示す。燃料から放出された FP ガスによる微小な空孔が拡散・成長した空隙が多数形成されており、その空隙率は 44%に達すると報告されている。すなわち、100K/s 程度以下の比較的緩慢な加熱速度では固相状態での顕著なスエリングが生じることがペレット表面形状の観察と試験後検査で行った金相写真の結果から確認できた。

2. 「常陽」 遷移過程における燃料ペレットの挙動

「常陽」の代表的な評価事故シーケンス UL0F (i) の遷移過程解析においては、全炉心でボイド反応度係数が負であることなどから冷却材の沸騰と燃料損傷が進行しても出力は上昇せずに緩慢な事象推移となる (約 130s までの出力の時間履歴を第 7 図に示す。)。正の反応度挿入により出力の大きな変動が生じる約 115s までの出力レベルは定格出力の約 20~75%で推移する。この間の出力を燃料の加熱速度に換算すると約 40~150K/s である (第 8 図)。

炉心損傷が緩慢に進展するに依じて、被覆管の熔融後に固体のまま崩落した燃料ペレットについて、1,800K から融点である約 3,000K まで 200K 毎の温度範囲に含まれる質量の時間変化を第 9 図に示す。この図には熔融燃料及び熔融後に再び固化した再固化燃料粒子の質量も示している。図から明らかのように、崩落した燃料の約 1/3 程度は顕著な固相スエリングが生じた非再組織化領域の平均温度である約 2,650K 以上で数 10 秒間にわたって約 40~150K/s の加熱速度で加熱されている。以上のことから、「常陽」の遷移過程においては、これらの崩壊した固体燃料では長時間にわたって顕著な固相スエリングが実験的に観測された加熱速度及び温度条件におかれることから、同様のスエリングが生起されると考えられる。

有効性評価における評価対象炉心において、DEH 試験で顕著なスエリングの発生が確認されている I-28 試験燃料ペレットの燃焼度 3.5a/o 以上の燃焼度を有する集合体の割合は約 47%である。SIMMER-IVを用いた有効性評価の解析では、燃料ペレットが堆積してデブリベッドを形成する場合の燃料ペレット間の空隙率を 30%としている。また、スエリングによる固体燃料の体積増加は 50%程度^[2]と報告されている。以上から、流路に崩落した燃料ペレットの 47%の内の 1/3 がスエリングによって 1.5 倍に体積が増加して空隙率 30%で堆積し、その間隙を熔融スティールが占めると、燃料デブリベッドの高さは約 0.29m、熔融スティールを含めた炉心物質の高さは約 0.34m となり、「常陽」の炉心高さ 0.5m の約 68%である。実際には、燃焼度 3.5a/o 以下の燃料ペレットも同程度のスエリングをすると考えられることから、「常陽」の遷移過程の現実的な事象推移における炉心は、スエリングした燃料ペレットと熔融スティールからなるデブリベッドで少なくとも炉心高さの約 70%程度の高さを占めることになると考えられる。

3. まとめ

照射済みの高速炉用燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動に関する実験的知見に基づいて、固体燃料に顕著な固相スエリングが発生する加熱速度 (温度上昇率) 及び温度レベルの範囲を明らかにした。「常陽」遷移過程の事象推移においては、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、大規模なスエリングが発生し、スエリングした燃料ペレットと熔融スティールからなるデブリベッドで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る。ただし、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価における遷移過程

解析においては、第 10 図に示すように損傷した燃料の凝集による正の反応度挿入を保守的に評価するため、仮想的にスエリングを無視し、燃料ペレットのデブリベッドの間隙を熔融ステールが満たした流動性が極めて低い炉心物質が粘性率零で流動するとの想定を用いた解析を実施した。

参考文献

- [1] G. Bandyopadhyay, "Fuel and Fission Gas Response to Simulated Thermal Transients: Experimental Results and Correlation with Fission Gas Release and Swelling Model," Nucl. Tech., Vol.40, pp.62-78, 1978.
- [2] S. A. Wright, et al., "In-Pile Determination of Fuel Disruption Mechanisms under LMFBR Loss-of-Flow Accident Conditions," Nucl. Tech., Vol.71, pp.326-340, 1985.

著作権の関係から公開できません。

第 1 図 FD2.6 試験の可視化画像^[2]

著作権の関係から公開できません。

第2図 DEH I-28 試験の可視化画像^[1]

著作権の関係から公開できません。

第3図 燃料の崩壊スペクトル^[2]

著作権の関係から公開できません。

第3a図 燃料の崩壊スペクトル（第3図の日本語訳）

著作権の関係から公開できません。

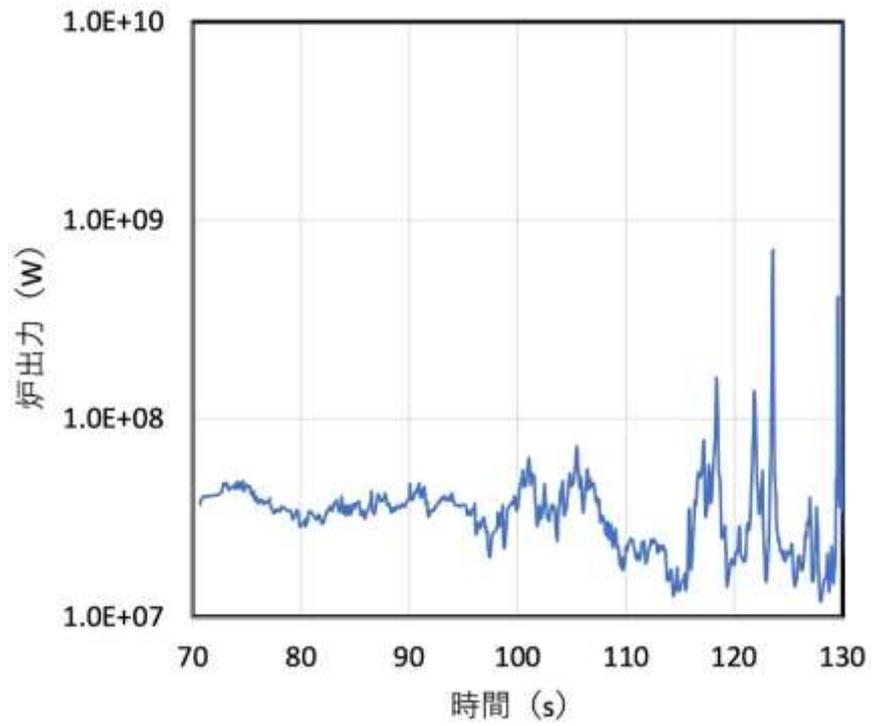
第4図 燃料破損マップ^[2]

著作権の関係から公開できません。

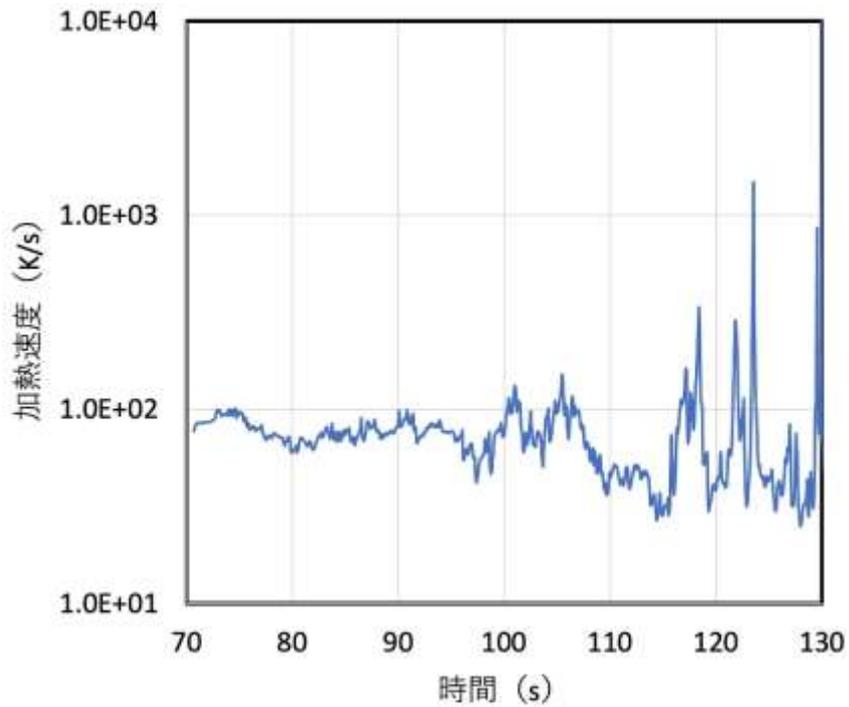
第 5 図 DEH I-28 試験ペレットの径方向温度分布の時間変化^[1]

著作権の関係から公開できません。

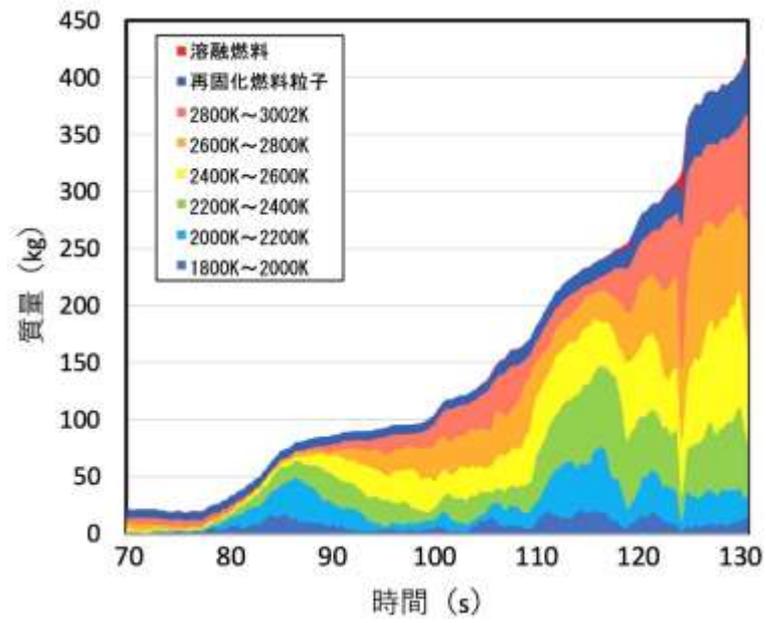
第 6 図 DEH I-28 試験後の非再組織化領域の断面金相写真^[1]



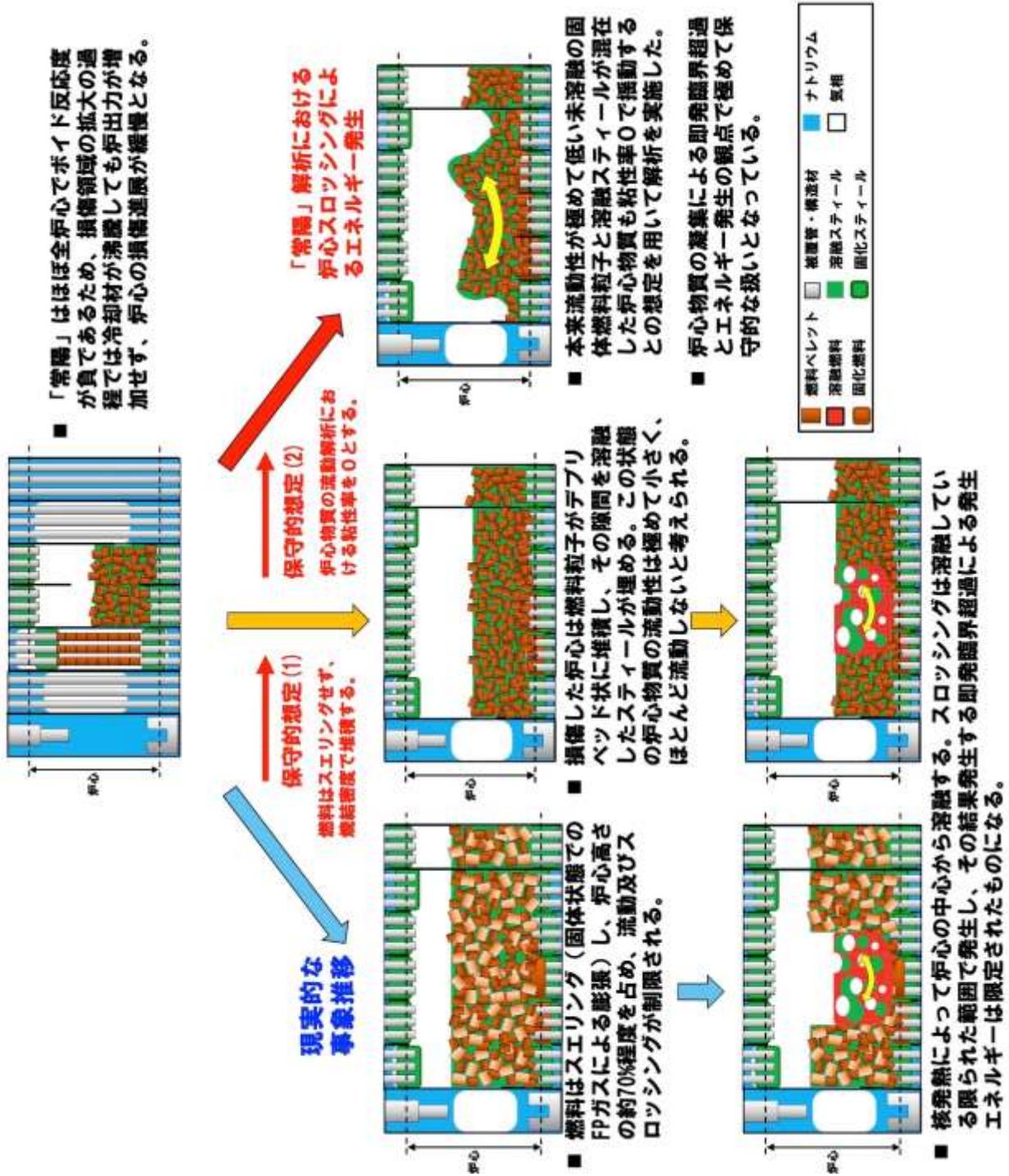
第7図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの炉出力履歴



第8図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの燃料加熱速度 (2,600K の物性値で評価)



第9図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの流路内燃料ペレット (温度範囲毎)、再固化燃料粒子及び溶融燃料の質量の時間変化



第10図 「常陽」ULOFにおける現実的な事象推移と有効性評価で用いた保守的想定

高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価

1. 「常陽」の即発臨界超過現象における放出エネルギーの評価

高速炉の代表的重大事故である ULOF の事故シーケンスでは、燃料の損傷が炉心規模まで拡大する遷移過程において溶融燃料が凝集して即発臨界を超過すれば出力逸走によって大きなエネルギー放出が生じる可能性がある。「常陽」の格納容器損傷防止措置の有効性評価ではこのエネルギー放出挙動を S I M M E R-IV 及び S I M M E R-III を用いて解析した。この解析の基本ケースでは 3 次元非軸対称の燃料スロッシング（揺動）による燃料凝集挙動を解析したが、この基本ケースにおいても、燃料が焼結密度のまま高密度で堆積する、固体燃料デブリを含み本来流動性が極めて低い炉心物質の粘性を零とするなどの保守的な想定を用いている。

この基本ケースで用いた保守的な想定に加えて、重要現象として摘出された FCI と燃料スロッシングの不確かさの影響評価を行った。特に最も大きな放出エネルギーが解析された燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースでは、炉心外への燃料流出を無視した上で 2 次元軸対象の体系で横方向の物質移動が一斉に中心軸に向かうという保守的な仮想を用いた解析を行った。このケースの結果を用いて原子炉容器の機械的健全性と格納容器（床）へのナトリウム漏えい量を解析し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。

2. 即発臨界超過現象における非線形性について

高速炉の溶融炉心において、炉心中心の下部に燃料が凝集して出力逸走が発生すると、その中心部の温度・圧力上昇により炉心物質は分散し、いったん反応度は未臨界となる。その後、分散した炉心物質は炉心外周部から再び炉心中心部へ揺り戻って集中することで再び反応度は即発臨界を超過する。この反応度の大きな増減を伴う炉心物質の集中と分散、いわゆる自励的スロッシングが炉心物質の炉心からの流出によって反応度レベルが十分に低下するまで繰り返される。

このように、高速炉の溶融炉心における出力変動は、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。特に、指数関数的に出力が上昇する出力逸走では物質配位のわずかな変動が反応度の変化を通して放出エネルギーに大きな影響を与えることも相まって、遷移過程における物質の運動と出力の変動は、事故シーケンスの初期状態の微少な違いや物質挙動の変動に対して鋭敏性を有する非線形挙動となる。

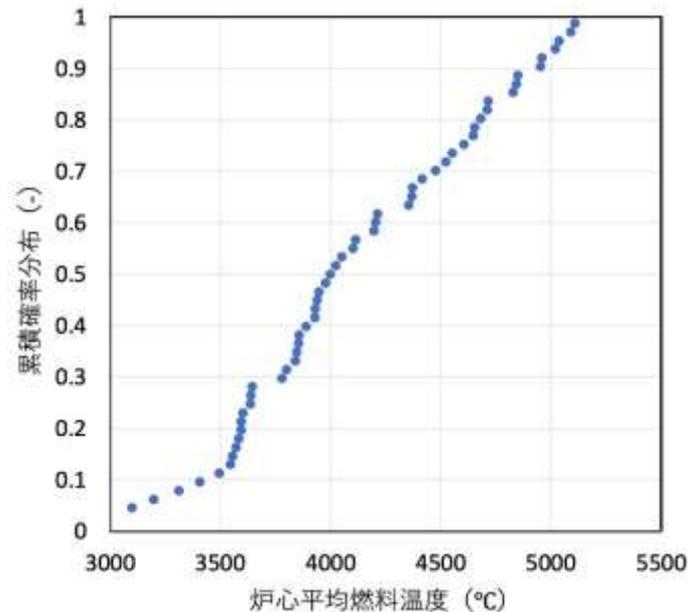
燃料スロッシングの不確かさ影響評価ケースでは、前述のように燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、さらに、放出エネルギーに対するこの非線形性の影響の評価を行った。

3. 非線形性の影響評価

エネルギー放出過程の非線形性の影響を評価するために初期タイムステップ幅を変えて初期状態の微少な違いとした多数の解析を実施し、最大の放出エネルギーを与える解析ケースを採用する方法を採った。解析ケース数は解析から得られる炉心平均燃料温度の最も高い値が上位 5% となる信頼水準が 95% を超えるように 59 ケース^[1]とした。

有効性評価における不確かさの影響評価では、これらの解析ケースの中で放出エネルギーを代表

する評価指標である炉心平均燃料温度として最も高い約 5,110°Cを与えた解析ケースの結果を採用した。得られた炉心平均燃料温度の累積確率分布をメジアンランク法で求めた結果を第 1 図に示す。この炉心平均燃料温度の計算結果を用いて、Jeffreys の無情報事前分布を仮定した確率計算^[2]により、炉心平均燃料温度が約 5,110°Cを超過する確率は約 0.83%となった。なお、この超過確率の計算方法を添付に示す。



第 1 図 各ケースにおける炉心平均燃料温度解析結果の分布

4. まとめ

「常陽」の格納容器損傷防止措置の有効性評価では、重要現象の不確かさの影響を評価する解析ケースにより、遷移過程の出力逸走によるエネルギー放出の上限値を求めた。この解析ケースでは、燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、遷移過程におけるエネルギー放出挙動が有する非線形性を考慮した保守的な評価とするために、初期状態の微少な違いを与えた多数の解析を実施した。

解析から得られる炉心平均燃料温度の最も高い値が上位 5%となる信頼水準が 95%を超えるケース数^[1]の解析を実施し、評価指標である炉心平均燃料温度が最も高くなった約 5,110°Cを計算した解析ケースを有効性評価の不確かさ影響評価において採用した。この放出エネルギーを超過する確率は統計的分析^[2]によって約 0.83%と評価されており、十分に小さく押さえられている。

参考文献

[1] 学会標準 AESJ-SC-S001:2008 「統計的安全評価の実施基準：2008」

[2] 学会標準 AESJ-SC-RK001:2010 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」

炉心平均燃料温度の最高値を超えるか超えないかの on/off 事象（二項データ）として、炉心平均燃料温度の最高値を超える確率を評価する。学会標準 AESJ-SC-RK001:2010 で示されている Jeffreys の無情報事前分布を仮定した確率計算を行う。

$$\alpha_{post} = \alpha_{prior} + x$$

$$\beta_{post} = \beta_{prior} + n - x$$

$$\text{超過確率} = \alpha_{post} / (\alpha_{post} + \beta_{post})$$

これに事前情報無しであることから、 $\alpha_{prior} = \beta_{prior} = 1/2$ 、 $x=0$ 、 $n=59$ を代入して、炉心平均燃料温度が約 5, 110°C を超過する確率は約 0.83% となる。

FCI 試験のナトリウムの温度条件と粒径の関係

1. FCI 試験の粒径とナトリウム温度の関係

第 1 表に FCI 試験におけるナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値を整理したものを示す。FRAG 試験 (第 1 図) ^[1]についてはグラフ読取値の内挿で粒子径の中央値を求めた。FARO/TERMOS T1 試験 (第 2 図) ^[2]については「BOTTOM」において質量割合約 30%以下までのデータのみが示されているが、50%まで外挿した値を用いて、「BOTTOM」「CENTER」「TOP」の平均を求めると約 500 μm となる。

第 3 図に横軸をナトリウムプール温度、縦軸を粒子径の中央値として各試験の条件をプロットしたものを示す。ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値には相関は見られなかった。これらの試験では粒子径は概ね 400~500 μm 程度である。FRAG4 試験のみ 270 μm と小さな粒径となっている原因は試験レポート^[1]にも粒径の小さい事への言及や、違いの分析は報告されていない。FRAG4 試験以外の試験では 250 $^{\circ}\text{C}$ ~690 $^{\circ}\text{C}$ の温度範囲にわたって粒径は 400~500 μm 程度であることから、有効性評価に用いる粒径の最確値はこの粒径範囲の下限である 400 μm 、特異的に小さな値を与えている FRAG4 試験の 270 μm を不確かさの影響評価における保守的な値として用いることが適切であると判断した。

各試験における粒径は第 1 図と第 2 図に示すように数 10 μm から数 1,000 μm までの分布を持っている。冷却性評価に用いる代表粒径はこれらの分布の質量中央値を用いた。これは今回デブリの冷却性評価に用いた Lipinski モデルと同じモデルを採用している MAAP コードの MCCI モデルによる BWR の MCCI デブリ冷却性評価^[3]において、FARO LWR 試験^[4]及び COTELS 試験^[5]で得られた粒径分布の質量中央値を用いていることに準じたものである。一方、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。粒径分布の不確かさ影響評価では、その影響も考慮することとして、FRAG4 試験の粒径の Sauter 平均値である 130 μm として冷却性を評価する。

2. デブリベッド冷却評価に対する粒径の影響

評価事故シーケンス ULOF (i) と ULOF (iii) のうち、下部プレナムへの損傷炉心物質の移行量が多い ULOF (iii) の基本ケース (粒径 400 μm) に対して、粒径を 130 μm として粒径の不確かさの影響評価を行った。結果を第 4 図に示す。基本ケースでは、デブリベッド最高温度は約 1,200 秒後に約 640 $^{\circ}\text{C}$ まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。粒径を 130 μm とした不確かさの影響評価ケースでは、デブリベッド最高温度は約 1,900 秒後に約 880 $^{\circ}\text{C}$ まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。いずれのケースにおいても、デブリベッド最高温度はナトリウムの沸点 (910 $^{\circ}\text{C}$) 以下であり、サブクール状態を維持しながら、安定冷却に移行する。

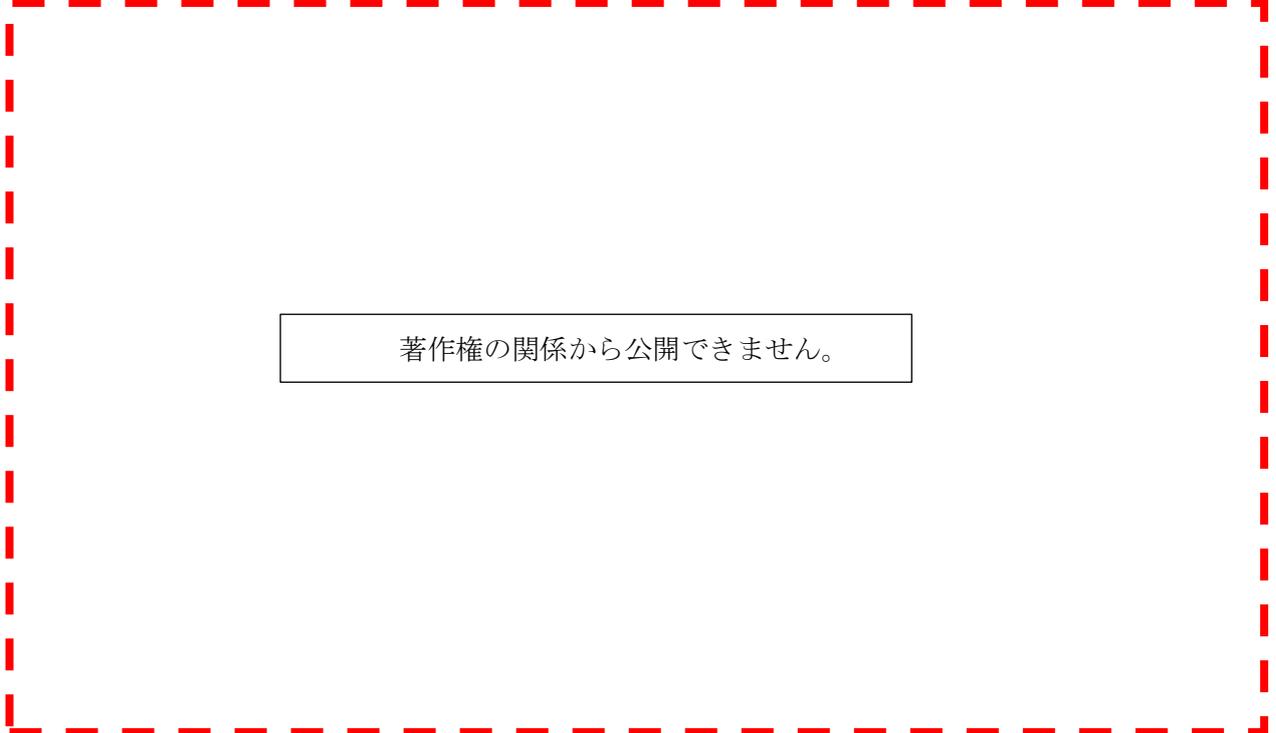
参考資料

- [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 UO₂ into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.
- [3] 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第5部 MAAP）添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」資料 2-2-9、平成 27 年 10 月.
- [4] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des., Vol.236, pp. 1998-2009, 2006.
- [5] M. Kato, et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions," JAERI-Conf 99-005, Proc. of the Workshop on Severe Accident Research (SARJ-98), pp.304-309, Nov. 4-6, Tokyo, Japan, 1998.

第1表 ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値

試験名	ナトリウム温度 [°C]	粒子径の中央値 [μm]	備考
FRAG4	420	276.3	グラフ読取値の内挿（第1図）
FRAG5	250	420	
FRAG6	690	461.5	
FRAG13	500	474	
FARO/TERMOS T1	400	約500	「BOTTOM」「CENTER」「TOP」の平均値 （第2図）

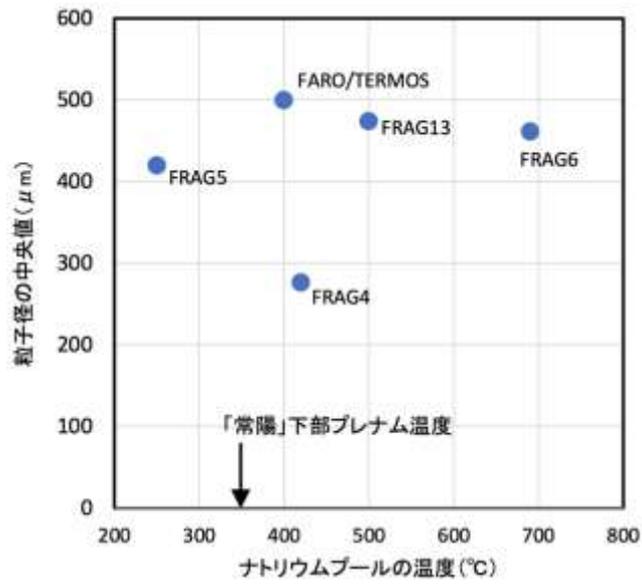
the Workshop on Severe Accident Research



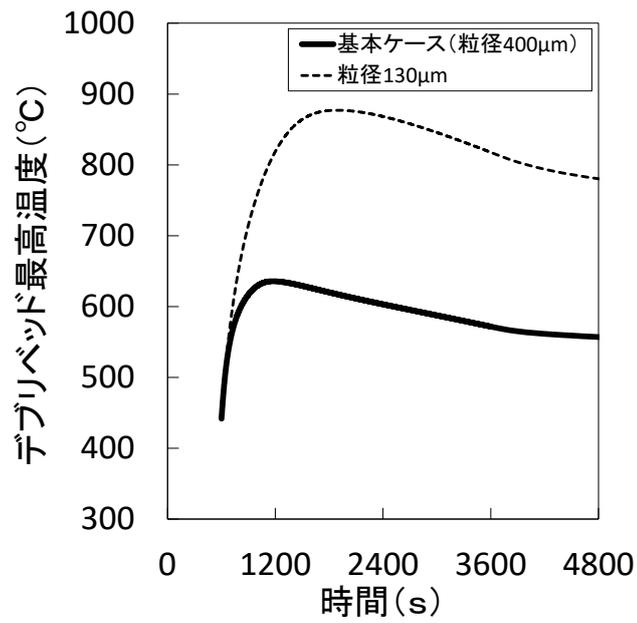
著作権の関係から公開できません。

第1図 FRAG 試験における粒径分布
(参考資料[1]の図に追記)

第2図 FARO/TERMOS 試験における粒径分布
(参考資料[2]の図に追記)



第3図 ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値



第4図 ULOF (iii) におけるデブリベッド最高温度の履歴