

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

コメント回答

- No. 1 : 遷移過程における溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の不確かさの影響評価
- No. 2 : デブリベッドの粒子径や空隙率の設定根拠
- No. 3 : 即発臨界超過時点のタイムステップ制御
- No. 4 : 実効遅発中性子割合の不確かさの即発臨界超過に対する影響

2021 年 10 月 12 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

遷移過程における溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の不確かさの影響評価

1. 概要

SIMMER-IVの検証及び妥当性確認において、重要現象のひとつである溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）に関する試験解析は、ナトリウムを用いた FCI 試験で発生する圧力をやや過大評価するものの、ほぼ同程度の圧力値を再現することから、同コードが格納容器破損防止措置有効性評価への適用性を有することを確認した。ULOF 遷移過程の事象推移においては、炉心内の大半はボイド化が進展しているものの、炉心周辺部には液体ナトリウムが残存している。炉心周辺部で FCI が発生すると、その発生圧力が駆動力となって燃料集中を引き起こす可能性がある。この場合、溶融燃料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 による燃料スロッシング現象は、実験的に模擬することが難しいことから、有効性評価においてその不確かさの影響を評価する必要がある。具体的には、遷移過程の損傷炉心周辺部で発生する FCI は、評価指標である炉心平均燃料温度への影響が大きく、有効性評価ではその不確かさの影響を保守的に包絡する条件を用いて解析することとし、遷移過程の基本ケースに対して FCI の発生状況の不確かさを保守的に考慮するパラメータ解析を行い、その不確かさを包絡する評価を行った。

2. FCI の不確かさの影響評価

第 1 図に ULOF 遷移過程の基本ケースにおける即発臨界超過直前の反応度時間変化を示す。基本ケースでは、主に局所的な FCI と FP ガス放出による圧力発生と重力に駆動された炉心プールの水平方向の揺動によって燃料が凝集することで即発臨界を超過する。炉心プールのスロッシングによって 131.2s に燃料が炉心中心から遠ざかり、131.4s から燃料凝集が再開することで反応度は 131.2s に極小値を取り、131.4s から再上昇して即発臨界に至る。

基本ケースに対して感度解析においては、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中心への燃料凝集を加速する位置で FCI 圧力を発生させることとした。すなわち、炉心周辺領域で FCI が発生する可能性があり、かつ、燃料を炉心中心へ凝集させる位置にある外側炉心の制御棒下部案内管（LGT）の位置で圧力発生を伴う FCI が発生することを仮想し、FCI 現象の不確かさの影響を包絡することとする。

FCI の規模としては、過去に実施された UO_2 とナトリウムを用いた炉外 FCI 試験における圧力のピーク値が約 4MPa であるのに対して約 8MPa の圧力が発生する量のナトリウムを強制的に LGT の位置に設定した。また、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、ここでは、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。

感度解析においては時間及び空間の両面から包絡的な FCI の発生条件を絞り込むために、FCI の発生時刻は、第 1 図に示す 131.2s、131.3s、131.4s、131.5s、131.6s とし、発生位置は第 2 図の赤丸で示す外側炉心にある LGT 位置の 1カ所又は 2カ所とした。解析条件と解析結果を表 1 に示す。解析の結果、第 2 図に示す LGT 位置の 1カ所での FCI 発生を想定した場合の即発臨界超過による発生エネルギーは基準ケースよりも小さくなった。これは FCI の発生位置が 1カ所である場合

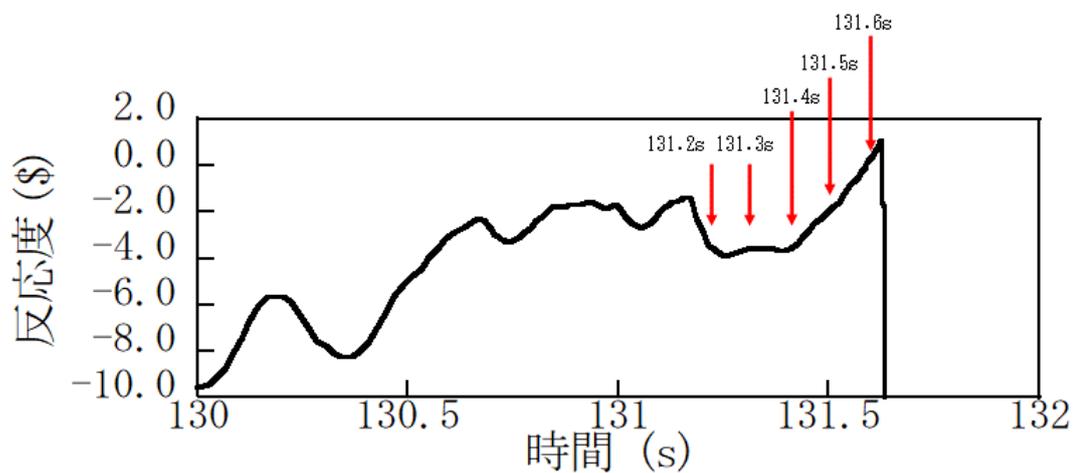
は、FCI が燃料を分散させて燃料の集中を妨げることになるためである。第 2 図の 2 カ所同時の FCI 発生を仮想した場合のみ、基準ケースを上回るエネルギーが発生し、最大の出力逸走となったのは、131.3s に FCI を発生させたケースで、基準ケースの反応度挿入率約 30\$/s、炉心平均燃料温度約 3,700°C に対して、反応度挿入率は約 50\$/s、炉心平均燃料温度は約 4,070°C となった。

3. まとめ

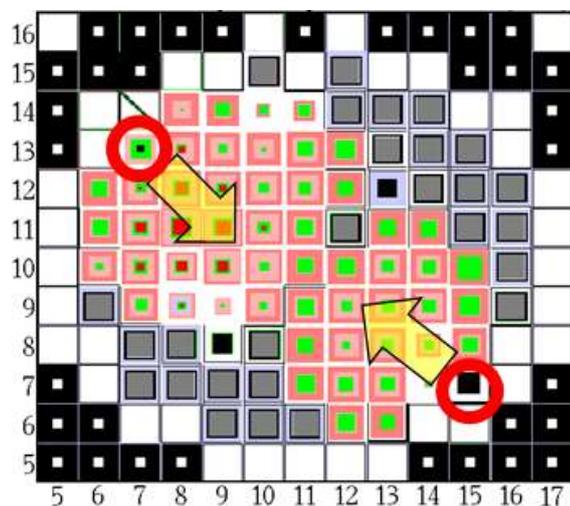
遷移過程の基本ケースに対して FCI の発生状況の不確かさの影響を保守的に考慮する感度解析を行い、不確かさを包絡する評価を行った。基本ケースの即発臨界超過による出力逸走の直前で燃料の集中を強制するために、外側炉心に位置する 2 カ所の LGT 位置で同時に FCI が発生するという極めて仮想的な想定と、既存の溶融燃料とナトリウムを用いた実験データを大幅に超える圧力発生を伴う FCI を強制的に発生させる条件を用い、さらに発生タイミングについてもパラメータ解析を実施した。最も厳しい結果を与える解析ケースでは、反応度挿入率で約 50\$/s、炉心平均燃料温度で約 4,070°C となった。この結果は、極めて保守的な FCI 発生状況を重ね合わせた仮想的な条件設定によるものであり、遷移過程における FCI の不確かさ影響を十分に包絡した解析結果を与えるものと判断している。

表 1 解析ケースと結果のまとめ

発生時刻 (s) と場所	規格化出力最大値	積算出力	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)	即発臨界超過無し		
131.6 (右下)	6,471	8.3	3,520
131.2 (二カ所同時)	5,400	8.5	3,510
131.3 (二カ所同時)	11,300	11.1	4,070
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



第 1 図 遷移過程基本ケースにおける即発臨界超過前の反応度変化



第 2 図 強制的に FCI の発生を想定した制御棒下部案内管位置

デブリベッドの粒子径や空隙率の設定根拠

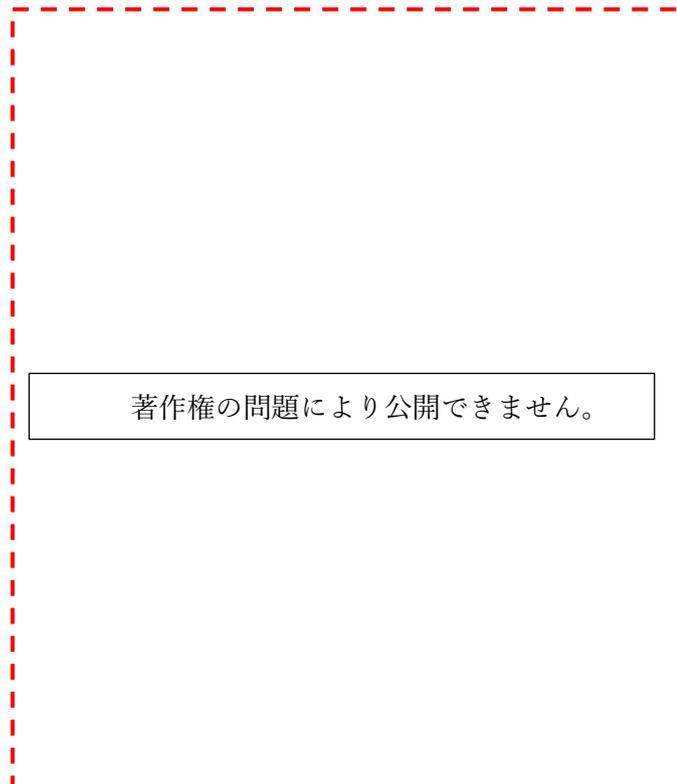
1. 粒子径の設定根拠

格納容器破損防止措置の有効性評価においてデブリベッドの粒子径は 400 μm としている。これは、FRAG 試験^[1]（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 の熔融燃料と熔融スチールの混合物（ $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ （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。第 1.1 図に FRAG 試験で得られた粒径分布を示す。グラフ読み取り値より、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 μm
- 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 μm となり、格納容器破損防止措置の有効性評価においては 400 μm をデブリベッドの粒子径とする。

なお、FARO/TERMOS T1 試験^[2]（伊国イスプラの共同研究センター（JRC）で実施された 100kg の UO_2 を 130kg のナトリウム中へ落下させた大規模 FCI 試験）（第 1.2 図）における粒径分布は、「CENTER」「BOTTOM」においてデータが不十分（粒径分布の中央値のデータがない。）であるため、使用しないものとした。



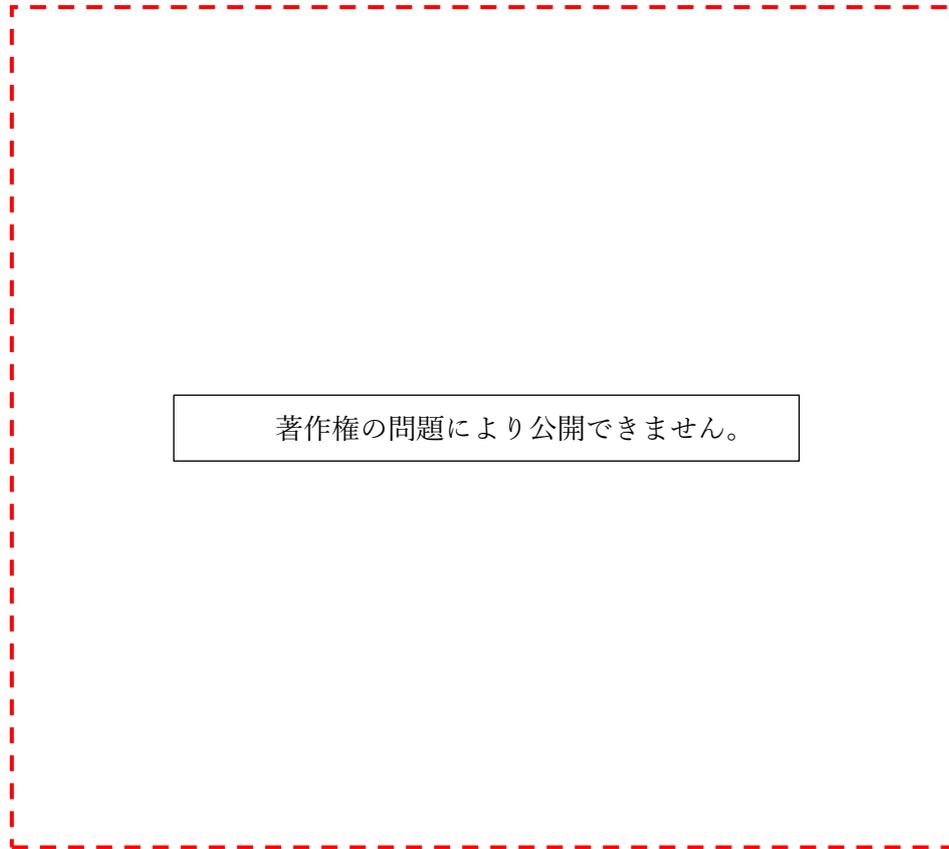
第 1.1 図 FRAG 試験における粒径分布（参考文献[1]に読み取り値を加筆）

著作権の問題により公開できません。

第 1.2 図 FARO/TERMOS T1 試験における粒径分布^[2]

2. 空隙率の設定根拠

格納容器破損防止措置の有効性評価においてデブリベッドの空隙率は0.6とする。これは、第2.1図に示す FARO/TERMOS 試験^[2]及び FRAG4 試験で得られたポロシティから設定したものである。



第 2.1 図 FARO/TERMOS 試験及び FRAG 試験におけるポロシティ^[2]

3. 参考文献

- [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.

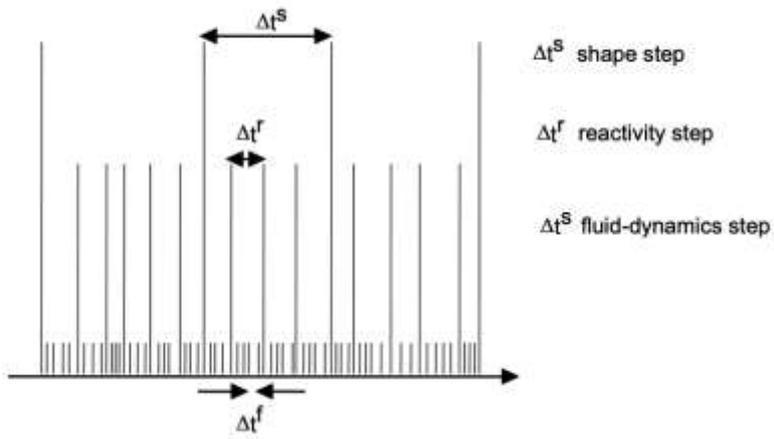
即発臨界超過時点のタイムステップ制御

SIMMERコードでは、第1図に示す3種類のタイムステップで計算が進められるが、それぞれのタイムステップ幅は炉心の核的・熱流動的狀態の変化に応じてコード内で自動的に制御される。最も大きなタイムステップはshape stepであり、これはその時点の物質分布と温度分布に基づいて中性子束分布（形状関数）を計算するタイムステップである。reactivity stepは直前のshape stepsで計算された中性子束分布の変化と再計算した核段面積に基づいて反応度及びその他の動特性（振幅関数）パラメータを計算する。そして振幅関数から熱流動計算で使用する原子炉出力が計算される。fluid-dynamics step（以下fluid step）はreactivity stepをさらに細分化した最も小さなタイムステップであり、熱流動計算に用いられる。これら3種のタイムステップは計算する物理量の変化が小さいときは緩やかに（タイムステップ幅が大きくなるように）、変化が大きいときはきつくなるように（タイムステップ幅が小さくなるように）制御される。特に、反応度が臨界点を超えると中性子束の計算頻度は高くなり、即発臨界に近づくとさらに頻度が高くなるようにタイムステップ制御は設計されている。

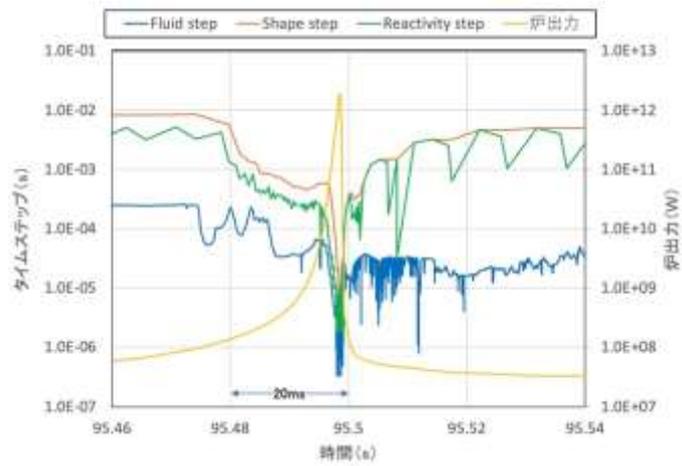
ULOFの不確かさ影響評価ケース（2次元r-z体系）における即発臨界超過近傍の各タイムステップをプロットしたグラフを第2図に示す。第2図(a)は95.46sから95.54sまでの80msの間のタイムステップ幅の変化である。即発臨界を超過しているのは第2図(b)に示す出力ピークまでの約4msの間であるが、出力の上昇に応じてshape stepは $1.0E-2$ ～ $1.0E-3$ のオーダーまで低下し、さらに即発臨界状態では $1.0E-5$ のオーダーまで低下している。reactivity step、fluid stepもこのshape stepの低下とともに低下し、おおよそreactivity stepはshape stepの数分の1、fluid stepはshape stepの1～2桁小さい値となっている。即発臨界超過後のfluid stepの増加が遅れているのは、即発臨界超過によって炉心物質の流速が大幅に増加しているためである。図2(b)は即発臨界超過期間の拡大図で、shape stepとreactivity stepの実線についている○はタイムステップ刻み（計算を行う時点）を示している（fluid stepは細かすぎるので省略）。

このように即発臨界超過状態での出力変動の時間スケールに比べ、最も大きなshape stepについても十分に詳細なタイムステップで計算を行っており、SIMMERコードによる即発臨界超過の解析は十分な時間解像度と精度を有していると言える。

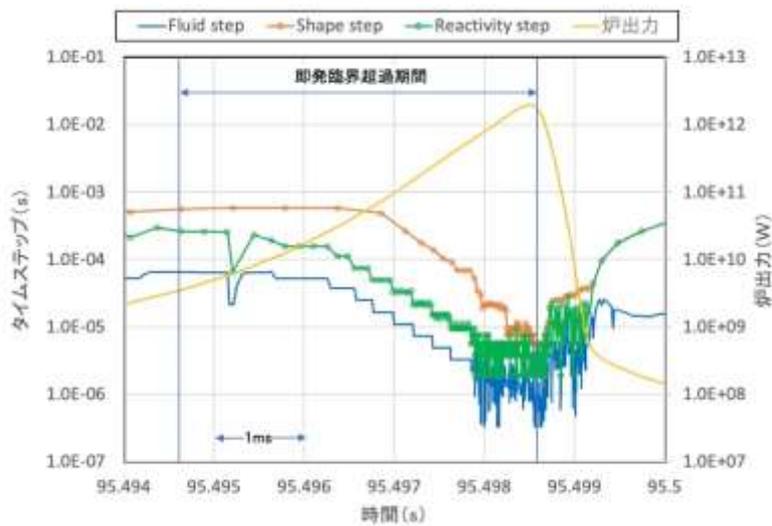
以上



第 1 図 SIMMERコードにおけるタイムステップ



(a) 95.46s から 80ms の間



(b) 95.494s から 6ms の間

第 2 図 即発臨界超過近傍でのタイムステップの変化

実効遅発中性子割合の不確かさの即発臨界超過に対する影響

「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から 3～5%程度、その他に、炉心構成の違い、燃焼状態の影響などを考慮して約 10%とされている。この不確かさが即発臨界超過による出力逸走時の放出エネルギーに及ぼす影響を評価した。

SIMMERによるULOF(i)遷移過程解析の基本ケースにおいては、事故の開始から約 131s後に反応度が即発臨界を超過し出力逸走が発生し、その後の燃料の炉心外への流出により深い未臨界状態に至り遷移過程は収束する。この時の出力逸走のエネルギー放出の結果、炉心平均燃料温度はほぼ瞬時に約 3700℃まで上昇する。温度上昇による負のドップラ反応度により出力上層は抑制され、さらに燃料の膨張と蒸発による急速な燃料分散による急激な負の反応度効果により出力逸走は数 msの短時間で終了する。なお、「常陽」の遷移過程事象推移で即発臨界超過を駆動する溶融炉心プールのスロッシングが生じる際には炉心下半分にほとんどボイド空間が存在しない高密度の領域が形成され、燃料膨張による単相圧力の発生及び燃料蒸気圧による燃料分散が反応度及び出力の急速減少の効果的なメカニズムとなっている。

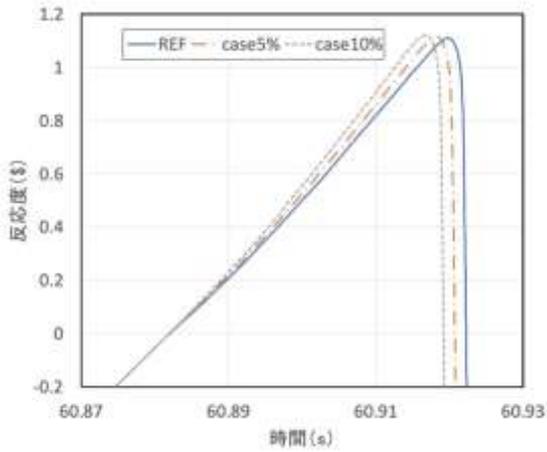
空間依存動特性においては、実効遅発中性子割合は、時間と共に変化する中性子束分布や核断面積に基づいて反応度等と同様にSIMMERコードの内部で計算されるパラメータであり、入力データとして変化させることはできない。そこで、出力逸走によるエネルギー放出に及ぼす影響のみに着目するため、SIMMERコードに一時的な変更を行って、計算された実効遅発中性子割合をファクター倍できるようにした。具体的には、反応度が臨界(0.0\$)に達した時点から実効遅発中性子割合を0.95倍(5%減)、0.90倍(10%減)した2ケースの計算を実施した。すなわち、反応度を大きく評価するように実効遅発中性子割合を減じた。

反応度、原始炉出力及び積算出力(放出エネルギー)の解析結果(遷移過程解析開始からの時間でプロットした)を第1図～第3図にそれぞれ示す。また、反応度と出力のピーク値、出力逸走の積算出力を第1表に示す。実効遅発中性子割合5%減、10%減の両ケースともに反応度を大きくなるよう計算されるため、出力上昇がより急峻になる。出力の上昇が早くなることで、ドップラ反応度及び燃料単相圧あるいは蒸気圧に駆動された燃料分散による負の反応度フィードバックもより早く発生して出力低下を早めることになる。その結果、出力逸走による放出エネルギーはほとんど変わらないか、わずかに減少する(5%減のケースで約1.1%、10%減のケースで約1.5%)傾向となった。

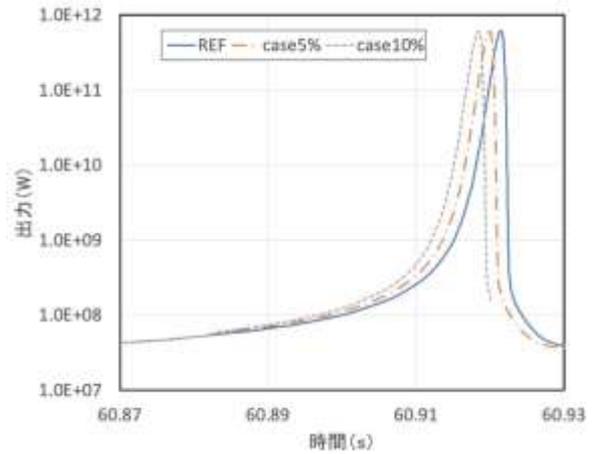
以上から、実効遅発中性子割合の不確かさは即発臨界超過による発生エネルギーに与える影響は限定されたものであると言える。また、SIMMERの改良型準静近似法による動的な即発臨界超過時の反応度に対して、スナップショット法で α モード(近似)、 λ モード(近似)の反応度を求めると、SIMMERが1.12\$であるのに対して、 α モード(近似)では1.18\$、 λ モード(近似)では1.09\$と評価されている。 α モード(近似)の反応度はSIMMERに対して約5.3%大きいのが、この即発臨界超過による発生エネルギーに対する影響も今回の5%減のケースと同様に軽微なものであり、「常陽」の即発臨界超過挙動の解析は妥当であると言える。

第1表 遅発中性子割合不確かさの影響

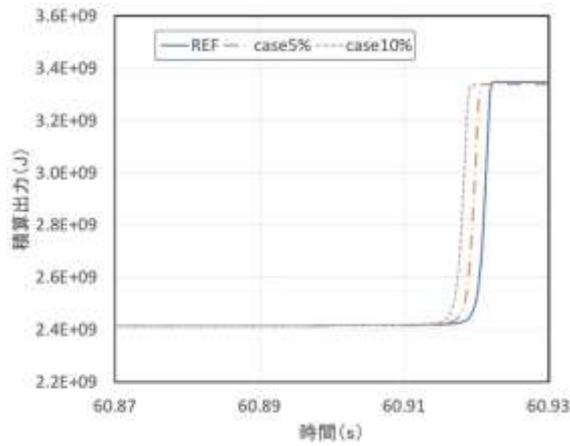
ケース	反応度ピーク(\$)	出力ピーク(MW)	出力逸走の 放出エネルギー (MJ)
基本ケース	1.109	6190	938
5%減	1.116	6056	928
10%減	1.122	6027	924



第1図 反応度時間変化



第2図 出力時間変化



第3図 積算出力時間変化