

高速増殖炉の炉心崩壊事故（H C D A）

第一部 訪独報告（R. Donderer氏から聞いた話を中心に）

1、ドイツ・カルカーのSNR-300炉のHCDA論争をめぐる歴史

- (1) SNR-300については、70年代から問題視されだしていた。また、ドイツでは、このころから、原発一般に反対する気運もでてきていた。
- (2) 1981～82年の間で、特に議論が白熱し、1982年、連邦議会にSNR-300に関する調査委員会が成立した。
- (3) 当初、SPD（社会民主党）よりむしろFDP（自由民主党）からの反対が強かった。理由は、金喰い虫を懸念していたから。
- (4) 一般市民の反対理由は経済性でなく、Pu利用が核兵器開発につながるのではないかという危機感と安全性に対する疑問からであった。1981年には、新聞紙上にも、SNR-300はつぶさねば、と言う主張が登場し始めた。（日本と違い、東西冷戦の狭間にあったドイツでは、核に関して、日本人には想像できないほど緊張感があったと思われる）
- (5) 電力会社の建設費負担は20%だったが、税制面で配慮されていたのでそれほど負担となるわけではなかった。しかし、SNR-300計画は、始めから政治主導型であり、電力会社としては、乗り気でなかった。
- (6) 委員会の議論は、次第に、カルカーだけでなく、エネルギー一般にまで及ぶようになった。その中で、SNR-300については、他の原発と違い、その稼働が連邦議会の要承認事項とされた。
- (7) 1982年、政権が変わった。（SPD+FDP → CDU+FDP）
新政権は、カルカー推進政策をとった。この政権交代劇の間は、委員会が二つ作られるなど状況は複雑だった。
- (8) 委員会は、カルカーについて、以下のような鑑定をやらせ、1983年2月の委員会報告書でその結果を発表した。（上記二委員会との関係は不明）
 - 1) SNR-300のHCDAについて、カールスルーエ研究所に文献調査を委託。
 - 2) 次の二つのグループに、SNR-300の安全性について調査を依頼。
 - ① GSR（原子力関係者が中心）：結論は、SNR-300は大丈夫。
 - ② 他のグループ（大学やKollert & Donderer研究所など）：SNR-300は危ない。
- (9) 両グループの見解が分かれ、集まって話し合うことを求められたが行われず、すでに多額の費用が建設に使われていたことから、今更やめられないと言う趨勢にあった。
- (10) 1983年以後、政治的安定期にはいる。委員会も連邦議会もOKを出したが、最終的権限

- は州にあった。（この点について、後に来日したJ. Benecke氏は、州政府が拒否しても連邦政府には最終的に覆す権限がある、しかし連邦政府はその権限を行使しなかったのだ、と言った。）
- (11) 州は、上記報告書の中の反対意見を無視できなかった。
- (12) Dondererさんらは単独で報告書を出し、S I M M E R - II による検討結果として、H C D A により最大 2 0 1 2 M J (T N T 火薬 4 5 6 . 3 kg 相当) のエネルギーを発生するという結果を出した。
- (13) 1 9 8 4 ~ 8 8 年まで、カールスルーエ研と G R S とその他のグループの三者で、熾烈なやりとりが続いた。
- (14) そのような状況下で、州当局は懐疑的になっていった。
- (15) 連邦の環境大臣は、委員会のメンバーを呼び意見を聞いたが賛否が分かれたので、外国から専門家を呼び、州の経済・中規模工業技術相 (M W M T) に圧力をかけようとした (1 9 8 7 年、外国の専門家の中に動燃の A. Watanabe 氏が含まれている)。
- (16) しかし、M W M T はそれに抵抗し、1 9 8 8 年、多くの疑問を列記したレポートを作成、これがもとになり、あらためて、G R S 以外の鑑定者を探す必要が生じた。同レポートは、1 4 0 ページにおよぶものであり、原文 (ドイツ語) のものは公開していいということだが、英訳のものは素人が訳したもので公開は困るということだった。
- (17) 新しい鑑定者グループは、米独を中心に、それに英国人一人を加えたメンバーで構成された (図 1) 。メンバーのうち、リーダーの T. G. Theofanous は、S I M M E R - II コードによる計算に初めて物理的意味付けを与えた人であり、それに基づき米国 C R B R の H C D A 解析をやって N R C が同炉に O K を出す根拠を与えた中心人物である。現在、カリフォルニア大教授。動燃の H C D A 研究も、彼の業績が出発点となっている。サブリーダーの一人 J. Boudreau は、S I M M E R コードの共同開発者の一人であり、現代 H C D A 解析の創始者として、米国 L A N L の高速増殖炉安全研究グループのリーダーだった。Donderer さんら Kollert & Donderer 研のメンバーは、H C D A 解析のうち遷移過程解析を中心となって担当した。(メンバーの一人 M. Brettner さんは、実際には、起因過程解析にかかわっていたことが訪独時に分かった)
- (18) 1 9 9 0 年 1 2 月 2 9 日、新しい鑑定グループの報告書が出された。この作業に必要な費用は、州が電力会社に負担させた。したがって、報告書は電力会社の所有物であり、電力会社の許可なしに公開することは出来ない。同報告書は膨大な量のものであるが、すべてドイツ語で書かれている。他に英語の抄録 (7 3 ページ) もある。
- (19) この報告書が取り上げられるまでもなく、1 9 9 1 年 4 月、S N R - 3 0 0 は中止となった。

- | | |
|-----------------|--|
| J. Boudreau | <ul style="list-style-type: none"> • Co-invented SIMMER • Closely involved with FFTF and CRBR reviews • U.S. Senate TMI Investigation |
| T. Heames | <ul style="list-style-type: none"> • Contributed to development of SAS codes • Analyst of FFTF and CRBR Initiating Phase |
| A. Suo Antila | <ul style="list-style-type: none"> • Contributed to SIMMER verification studies |
| T.G. Theofanous | <ul style="list-style-type: none"> • Closely involved with NRC reviews of FFTF and CRBR • Lead the independent assessment of CRBR energetics • National Academy Panel on DOE reactors |

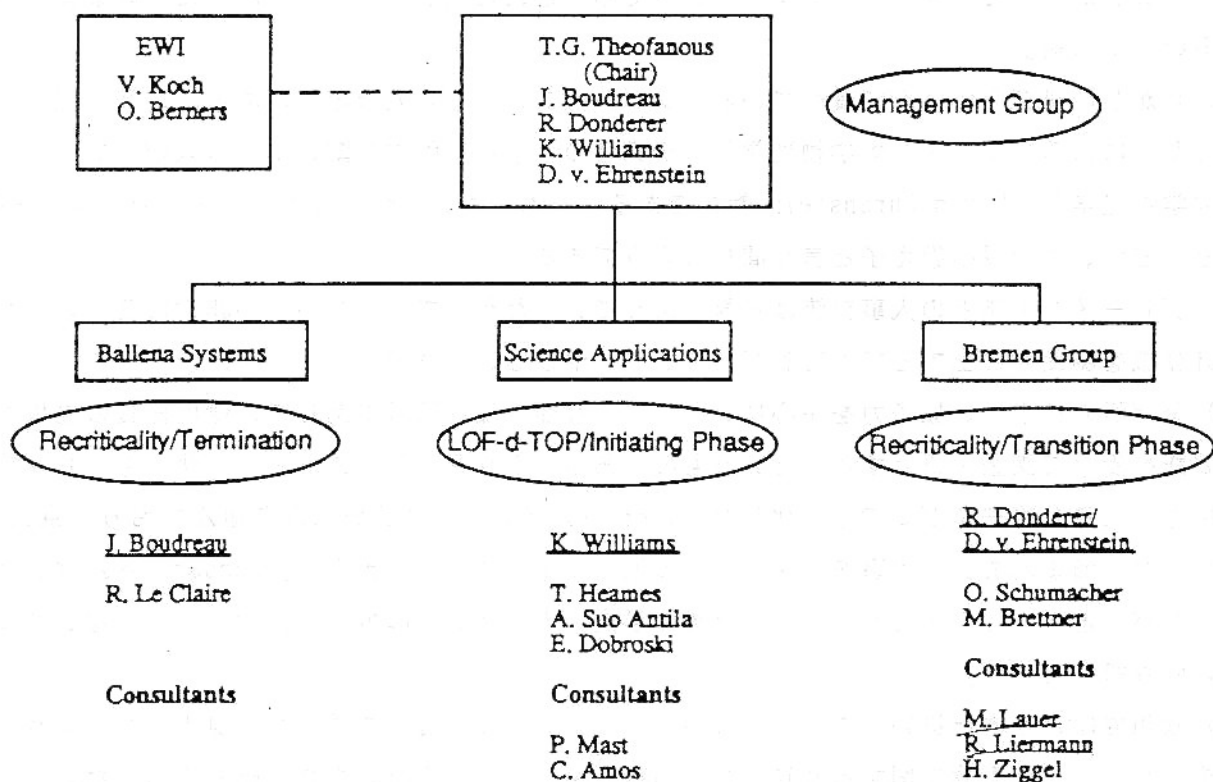


図1 州政府から委託されたSNR-300のHCD A問題検討チーム

2、何がSNR-300を中止にさせたのか？

- (1) 中止に到った事情、理由は、単純ではなかった。
- (2) その中でも決定的だったのは、1986年のチェルノブイリ事故だった。欧州における同事

故による汚染は、日本とはけた違いに多く、その衝撃の大きさも、日本人の想像以上のものだったようだ。

- (3) 加うるに、SPDが州政府を握っていたこと。
- (4) MWM TでSNR-300にかかわった人たちが非常にしっかりしていたこと。
- (5) さらに大きな理由は、1990年にドイツ統一がなされ、東のために多額の出費が必要であったこと。（日本も、阪神・淡路大震災で多額の出費が必要になったが、「もんじゅ」をやめようとしなかった）
- (6) Theofanous論文（前記）が出て、この先何年かかるかわからない状況になり、金喰い虫のSNR-300を断念せざるを得なくなった。

3、Kollert & Donderer 研究所とは？

- (1) “これがすべてのメンバーです” といって紹介された人数は、7人であった。熊取より一人多い「7人組」。
- (2) しかし、研究所の仕事で食べているメンバーはこのうち4人ほどで、あとは、同研究所と協力関係にあるブレーメン大学物理学科の研究者のようだ。両方を繋いでいる人が、ブレーメン大学物理学部のD. von Ehrenstein 教授である。そもそも、Dondererさんら研究所メンバーのほとんどが、同教授の教え子と言う間柄のようである。
- (3) ブレーメン大学との人事交流は頻繁のようで、したがって、メンバーが非常に若い。これは、計算機を駆使する上でとても有利であり、うらやましい限りだ。
- (4) 研究所の仕事は、原子力を中心に、あらゆる種類の環境問題に関して、環境保護の立場から、委託を受けて調査・研究する、というものである。1994年、ストップ・ザ・もんじゅ等の招きで来日し当安全ゼミでも講演したKollertさんは、電磁波公害に取り組んでおり、京大荻野さんから頼まれていた用事を、ズバリ彼の協力で果たすことが出来た。Dondererさんは、他のメンバーとともに、チェルノブイリ事故の暴走メカニズムの解析に、非常に基礎的なレベルから取り組んでいた。
- (5) 欧州では、日本と違い、このような独立した研究所に出資して委託する風土があるようで、チェルノブイリ事故に関する基礎レベルの解析も、EUから委託された研究であった。

第二部 H C D A 研究の現状と問題点

4、シビア・アクシデントとしての高速増殖炉仮想的炉心崩壊事故（H C D A）の独自性（H C D Aの重大性の基礎）

- (1) 燃料の濃縮度（プルトニウム富化度）が高く、また、燃料棒が密に配列されており、炉心が反応度の最も高い（臨界量を最小にする）状態からはるかに離れている。したがって、炉心崩壊により反応度が增加する可能性が高い。
- (2) 冷却材ボイド反応度がプラスである。したがって、事故時、炉内温度上昇が正の反応度フィードバック効果をもたらす。
- (3) 即発中性子寿命（正確には平均世代交代時間）が短い（軽水炉の約40分の1）。そのため、即発臨界を超えると出力上昇が速い（図2）。
- (4) ドップラー反応度効果が小さい。
したがって、暴走時の放出エネルギーが大きく、抑制力も小さい。
- (5) 制御棒以外に人為的に反応度上昇を抑制する手段がない。（炉心崩壊時は特に重大）

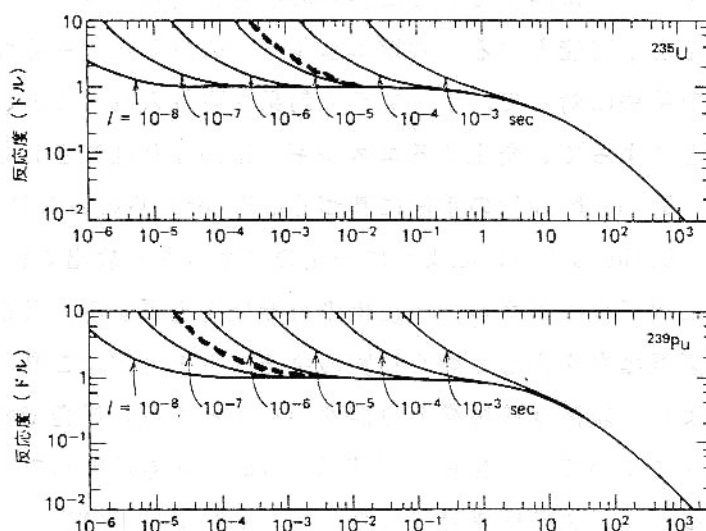


図2 即発中性子寿命と原子炉ペリオド

5、H C D A 解析の目的

H C D A 解析の最終目的：放射性物質を閉じこめる一次系バウンダリへのダメージを評価すること、さらに、国によっては、そのバックアップとしての格納容器の健全性（閉じこめ機能）を確認すること。

6、H C D A 解析の歴史

(1) Bethe と Tait の手法（1956年）

暴走による爆発エネルギーは、炉心の稠密化が極限に到った時に最大となるという考えにもとづき、その上限値を、炉心の上半分が崩壊、重力によって加速され炉心の下半分に落下し、同時に、冷却材が炉心から完全に喪失すると仮定して求める方法。この解析において、反応度の印加は燃料の蒸発や膨張が内部のボイドを満たすまで続き、その間反応度停止機構は作動し

ないと仮定する。事故は、蒸発ガスによる衝撃圧によって炉心が飛散、炉が解体されて終了する（燃料の移動による負の反応度フィードバック）。

(2) Bethe & Tait 法を基礎にした中間的な手法（1969年、「常陽」の仮想事故）

その後、Bethe-Taitモデルを基礎に、ドップラー・フィードバック効果を考慮するなど若干の修正を加えながら中間的な手法を発展させていった。「常陽」の仮想事故では、炉心から冷却材ナトリウムが瞬時に喪失し、かつ、原子炉停止は働かない事態を考えた。負のフィードバック反応度効果としては、ドップラー効果のみ考慮する。「常陽」の場合、炉心体積が小さいためナトリウムの喪失によるボイド反応度効果は負だが、この効果は考えにいけない。炉心は熔融崩壊し重力で落下、その結果、超即発臨界となり、炉心が破壊されて終わる。このような想定は、「常陽」のように炉心の小さい高速増殖炉だから可能であって、原型炉クラス以上になると不可能となる（破壊エネルギーの評価が大きくなりすぎる）。オリジナルのBethe & Taitの手法に対して、ドップラー効果を取り入れたこと、炉心崩壊に有限の時間を考えにいれることによって、発生するエネルギーはかなり低減されている。

(3) Bethe & Taitの手法に基づくR. E. Webb らのHCDA事故想定（1970年代前半）

Bethe & Tait のように一発のエネルギー放出で終結するのではなく、その後の推移を仮想し、二次三次のエネルギー放出の可能性を主張する。最初の比較的小規模の核爆発後、ナトリウム蒸気爆発を介して炉心物質の急速な再集合が起こり、二次の（場合によっては、さらに三次の）より大規模な核爆発の可能性があるとする。単発で終わらず、二次の核爆発が誘導される可能性については、当時の J. E. Boudreau からも示唆している。FFTF炉（40 MWth）を例にとると、二次の核爆発により、526 kg TNTの核爆発が起こり、格納容器の設計強度を超える

(4) 起因過程の研究（1970年代前半～）

1970年代前半に行われたTREAT実験から始まり現在のCABLI-II計画にいたる単一燃料ピンから37本燃料束までの実証的研究をもとに、解析コードSAS3D、その改訂版SAS4Aを開発し、現実の高速増殖炉安全評価に適用した。「もんじゅ」設置申請時にはSAS3Dが使われている。

(5) 遷移過程の研究（1970年代後半～）

HCDAの事故推移が単純でないことが判明し、起因過程のあとにたどる経路としてどのような可能性があるか研究する必要が生じた。この過程は非常に複雑であり、現在もまだ、現象の解明さえ十分といえない。したがって、この過程で予想される核爆発時の上限エネルギーの評価も信頼性に乏しい。約20年におよぶこの領域の研究は、次のような歴史を歩んできた。

1) Fauske の一般的挙動の原理（1976年）

沸騰プールの流動様式についての現象論的考察から、予想される燃料-スチールの沸騰プールは安定に沸騰を続け、再臨界（プールの崩壊）は起こらないと結論した。

2) スナップ・ショット解析による再臨界の簡易評価（1975～81年）

即発臨界時に放出されるエネルギーの上限値を評価する手法として、多くの高速増殖炉の遷移過程解析に用いられてきた。計算コードは、VENUSシリーズ（機械的炉心崩壊過程に対して）などが使われる。この手法は、あらかじめ静的な核計算で反応度価値分布を計算しておき、分散した燃料の重力落下、沸騰プールの崩壊など再臨界になり得る時点ごとに反応度印加率を計算・評価する。結果として、発生エネルギーの大きさは、起因過程の範囲に包含されるとされてきた。

3) 機構論的 (mechanistic) 炉心崩壊事故解析 (1978～)

遷移過程中の事象推移を一貫して機構論的に解析し、再臨界時の発生エネルギーを含む総合的な評価を行う手法。1978年に最初のversionが完成したSIMMER-IIコードを適用することによって可能となった。これにより、遷移過程については、各物理現象間の因果律を重視して評価がなされるようになり、全体的な事象進展の理解、重要な現象の抽出において役に立った。しかし、遷移過程は極めて複雑な過程であり、SIMMER-IIコードはその不十分さが判明するごとに改良が加えられ、その後version 1.2まで開発された。しかし、それでも不十分であるため、1985年から抜本的な改造によるSIMMER-IIIの開発が始められた。1992年までに完成する予定だったが、現在、そのうちの一部分が試験的に使われている程度で、まだ完成の域に達していない。

7、炉心崩壊事故 (HCDA) 解析の概要

炉心崩壊事故 (HCDA) シーケンスは、現象の特徴、分岐点および解析目的に応じて図3のように分岐・段階分けされている。

(1) 「起因過程」：正常運転を逸脱する起因事象の発生に始まり、二つのケースに分かれる。

① 炉心の部分的損傷を経て早期事故終結にいたる過程。

② 大規模な炉心崩壊にいたる全炉心事故の初期過程。

このうち②のケースは、さらに、a) 起因過程の段階で超即発臨界が起こった場合、

b) 起因過程段階では即発臨界に達せず、徐々に炉心溶融が進行する場合、の二つの場合に分けられる。このうち、b) の場合がもっとも現実的な事象推移だとされている。

(2) 「遷移過程」：起因過程が比較的穏やかに進行し、燃料棒溶融がゆっくり進み炉心燃料が大量に炉心部にとどまっている場合にその後続く過程。炉心は核的に活性で再臨界の可能性をはらみながら、溶融は燃料棒間から集合体壁を破って進み、炉心崩壊が拡大していき、超即発臨界の危険性につながっていく。

(3) 「機械的炉心崩壊過程」：反応度が即発臨界を超え、炉心が急速に崩壊分散する過程。燃料の急速な加熱から炉心物質の蒸気圧発生による分散で核的に終息するまで、約10ミリ秒という短時間の過程である。

(4) 「炉心膨張過程」：出力暴走の結果発生した熱エネルギーにより、炉心崩壊後、高温・高圧

- になった炉心が膨張、その熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される過程。
- (5) 「耐衝撃応答過程」：炉心膨張過程で発生した機械的エネルギーに対して、原子炉容器を中心とする一次冷却系バウンダリの健全性を評価する過程。
- (6) 「炉心物質再配置過程」：炉心が完全に未臨界条件になった後、蓄積熱や崩壊熱によって炉心は周囲の構造物を巻き込みながら熔融し熱的に崩壊を続け、重力によって下方へ移動し、冷却材と熱的相互作用（MF C I）を起こしたり、デブリベッドを形成したりする過程。
- (7) 「事故後崩壊熱除去過程」：炉心物質再配置過程で下方に移動した熔融物により原子炉容器底部を熱的に脅かすような事態を防ぐため、崩壊・移動後の炉内物質の長期にわたる安定な冷却が必要な過程。

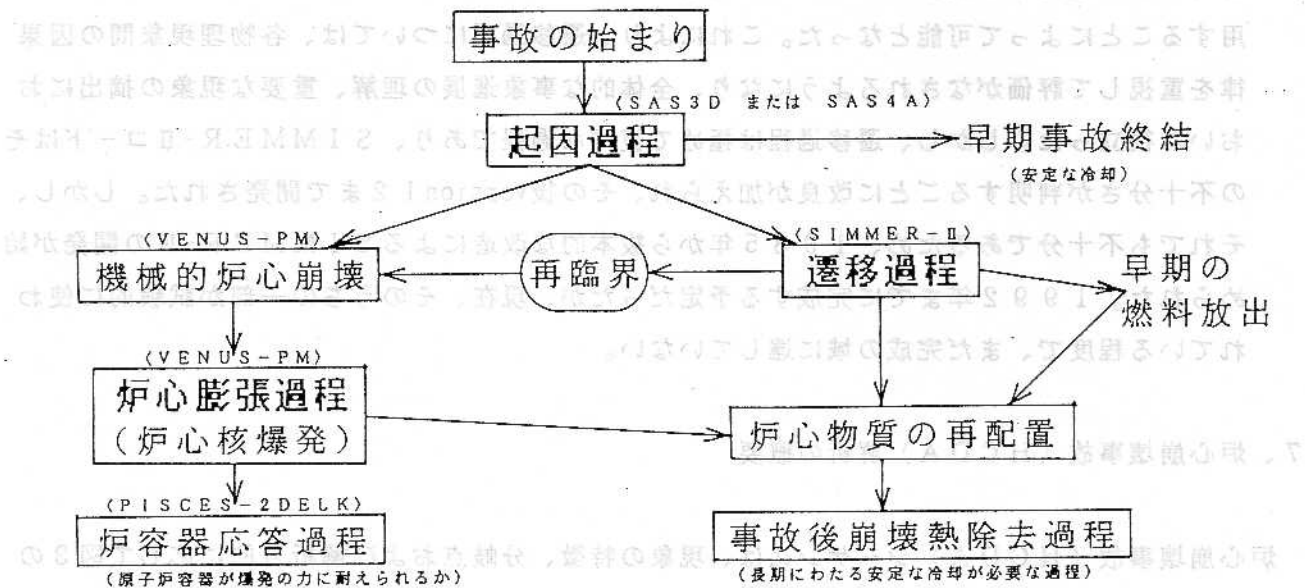


図3 炉心崩壊事故（HCD A）解析の道筋（ ）内は計算コードの名称

8、起因過程の研究現状とその問題点

(1) 炉心崩壊事故につながる起因事象の抽出

- 1) UL OF (unprotected loss of flow)：一次冷却材流量喪失時（たとえば停電等によってポンプがストップしたとき）に、原子炉の停止（スクラム）に失敗する事態。
- 2) UT OP (unprotected transient overpower)：制御棒が突然緩やかに引き抜かれたときに、原子炉の停止（スクラム）に失敗する事態。

発生エネルギーの規模からすると、UT OPはUL OFに包含される。

(2) 起因過程は、さらに、次の各事象に分けて研究される。

- 1) 燃料・冷却材過渡挙動：冷却材の沸騰挙動、燃料スウェリング、ガス放出挙動、燃料の延びと被覆管の延びとの関係など。CABL I実験で、燃料の軸方向膨張が重要な負の反応

度効果をもたらすことが確認されたとされている。

2) 燃料破損崩壊挙動：冷却材未沸騰中の破損（燃料破損、燃料の溶融による内圧上昇と被覆材の昇温による強度低下が主因）、ボイド中の燃料破損現象（燃料崩壊）に分けて研究される。CABL I 実験で、破損位置が軸方向中心より上にあったことから、中心位置で破損するとした以前の想定より反応度上昇が低減されるとしている。

3) 破損後物質移動挙動

① 被覆材溶融移動挙動：正の反応度効果、移動後のチャンネル閉塞の可能性

② ボイド中燃料移動挙動：CABL I の実験結果から、燃料蒸気圧発生以前に、ステール蒸気圧、炉心下部での FCI によるナトリウム蒸気圧および蓄積 FP ガス圧により燃料軸方向分散が加速され急速な負の反応度効果がもたらされるとしている。しかし、移動後の上下ブランケット部での閉塞挙動により、炉心上下に強固な閉塞が形成され炉心がボトルアップ（遷移過程で炉心溶融プール形成につながるので重要）される傾向にある（緩慢な出力上昇の場合）。また、燃料崩壊位置が炉心中央部に限定された場合、ピン内溶融燃料の破損部への集中及びガスプレナム残存圧力による燃料加速等が、エネルギー増大要因となる可能性がある。

③ 非沸騰冷却材中破損後燃料移動挙動：冷却材との熱的相互作用（FCI）、高出力下では破損孔の拡大がみられ（特に LOF-TOP 時）、反応度増大効果が軽減される。しかし、閉塞挙動に関しては、閉塞の形成を客観的に否定するまでには到っていない。

(3) 起因過程の研究現状に対する批判

1) CABL I 実験は、燃料出力を熱中性子束で上げており、高速増殖炉の場の模擬にまったくなっていない。熱中性子だと燃料内部で分布が急速に低下するため、著しい過小評価となる。

2) CABL I 実験は、燃料棒の長さが 75 cm にすぎず、もんじゅの 90 cm よりかなり短く、正しい模擬になっていない。

3) 動燃自身も、CBBL I 実験が高速増殖炉の HCDA 解析の正しい実証にならない事を認識し、高速中性子場で模擬する新たな実験炉 SERAPH 炉の建設計画をスタートさせた。

4) 起因過程解析に使われている SAS-3D コードは、結果を過小評価する恐れがあるので、SAS-4A で計算すべき（Brettner さん）。

9、遷移過程の研究現状とその問題点

この分野は、国際会議のプロシーディングスなどで概要を述べたものしか一般には入手できず、情報量は極めて少ない。また、研究、特に、実証的研究については、いまだ、かなり未完成の分野である。この過程での個別の現象については、現在まで以下のような研究が行われている

が、遷移過程そのものの解析は、SIMMER-IIコードを用いたシミュレーションが唯一の方法である。

(1) 炉心プールの沸騰挙動

溶融燃料と溶融ステンレス・スチールとの混合プールは、燃料の融点とステンレス・スチールの沸点とがほぼ等しいことから、沸騰状態にあると考えられる。この沸騰プールの安定性が、再臨界発生の有無やその規模を支配するので、極めて重要である。現在は、定常的なプールの安定性だけでなく、過渡的な沸騰プールの挙動を研究対象にし始めた。特に、プールの崩壊モードによって再臨界時発生エネルギーの規模が支配されることが注目されている。そのうち、スロッシング・モード(図4)が最も大きいと考えられている。

プール挙動に対応して、遷移過程をさらに、集合体規模プール、中規模(内部)プール、全炉心プールの三段階に分けて考えることも行われている(図5、6)。

(2) 崩壊炉心の核的挙動

大規模な燃料移動、高温、空間動特性、自動触媒機構、Behren効果など多くの特殊な未解決の課題を抱えている。

(3) 炉心物質の分散・固化挙動

次の過程である事故後炉心崩壊熱除去過程の初期条件となる炉心物質再配置を決める。そのために、燃料分散経路、燃料の分散・固化挙動とに分けて研究中である。特に、後者は、融体の固化と流路壁の溶融が同時進行する固液気三相流の固化にかかわる複雑な問題である。

(4) 以上を結合して解析する唯一の手段がSIMMER-IIコードである。

SIMMERコードとは、Sn Implicit Multifield Multicomponent Eulerian Recirculationの略称である。多速度場・多成分の流体力学と原子炉物理学の中性子工学とを結合した数値計算コードである。1974年、NRCをスポンサーとして先述のJ.E.Boudreauらによって最初に開発が始められた。SIMMER-Iは1976年に完成、その後大幅に改良されたSIMMER-IIが1978年に完成、さらに、T.G.Theofanousらによって何点かの重要な改良が加えられ、現在、version 12に到っている。速度場としては、構造材場、液体場、蒸気場の三つ、成分としては、燃料、スチール、ナトリウム、制御材およびFPガスの5種類を非常に一般的な形で流体力学の方程式に含ませている。各領域は均質として扱い、形状は、R-Z 2次元等で扱う。これを、実験的あるいは半理論的に得られている関係式を用いて、炉心物質間の考え得るすべての質量、運動量、エネルギーのやりとりの過程を解くコードである。

このコードの完成によって、炉心崩壊過程の大規模な各種炉心物質の移動、相変化、物質間の熱的・流体力学的相互作用など複雑な過程を一貫して解析できるようになった。このコードはまた、炉心崩壊過程の部分的実験解析にも適用できるが、起因過程の解析には十分ではなく、別のコード(SAS3D、SAS4A)と繋いで使われる。炉心膨張過程の解析に単独で使われることも多い(「もんじゅ」の例は後述)。それでもなお、速度場数、次元数、均質など取り扱える物理現象に限界があるため、1985年から米独日仏伊の共同作業としてSIMME

R-Ⅲの開発が行われている（未完）。

(5) 遷移過程研究（SIMMER-Ⅱ解析）の成果と問題点

- 1) 遷移過程はあまりにも複雑で、所詮、実規模の一貫した模擬実験が不可能である。だから、SIMMERのような巨大なコードが開発され、それを使っての計算以外に解明の方法がないのである。そこに、実証性の点で本質的問題があり、際限のないコードの拡大・精緻化を繰り返して行くしかないジレンマにはまっている。
- 2) したがって、わずかな計算条件の違いで結果が著しく変わり、多くの道筋が考えられ、そのいずれが起きるのか決め手がない。世界のこの道の専門家をして“台風の進路予想をしているようなもの”と嘆かせているゆえんである。
- 3) 初期遷移過程（ラップ管がまだ健全な状態）でチューニングという危険な現象が考えられる。これは、各チャンネルごとの液状化物質の上下運動が丁度同期する現象で、反応度の最も厳しくなる。今では、推進側もこの可能性を認めている（Dondererさんの言）。チューニングにより周期的に起こる反応度パルスが次第に大きくなるケースがある。これが、後に事故の重大化につながる。CRBRは、これを避けるため、均質炉心から非均質炉心に設計変更した（図7）。
- 4) ラップ管が破れたあとの段階については良く分かっていない（Dondererさん）。
- 5) 全炉心プールが形成されると、スロッシングが起こると考えられる。スロッシングの起こり方は、計算の仕方でいろんな結果がでる。外から何か物が落ちてきても変わる。スロッシングにより、即発臨界になる危険がある。その時発生するエネルギーは、起因過程で即発臨界になった場合のそれを凌ぐ可能性がある。SIMMER-Ⅱは二次元計算なので、スロッシング挙動の取扱いには限界がある。しかし、三次元のSIMMER-Ⅲで計算したところ、安全側に向かうことはないだろう（Dondererさんの言）。
- 6) SIMMER-Ⅱコードは、質量のやりとり、運動量のやりとり、（そして、多分、熱の伝達も）過大評価している。1991年までの見解では、多くの研究者が保守的でないと述べている（Dondererさんの言）。

7) SIMMER-Ⅱは、理想的なモデルしか扱えない。二次元なので、上部構造物を扱えない。

10. 「もんじゅ」HCDA解析

- (1) 「もんじゅ」におけるHCDAの取扱いは、設置申請書添付書類十の中で「技術的には起こるとは考えられない事象」（通称「五項事象」）なる表現でわかるとおり、設計基準としない事故として扱われていない。したがって、事故時放出エネルギーの算出は上限値を求めるものではなく、“基本ケース”（別に“最大のエネルギーを算出したケース”なるものがある）値を計算するものである。それを反映して、解析条件には、通常の事故解析のような保守的仮定

をおかず、また、安全保護系および工学的安全施設以外のシステムや機器の作動にも期待する。

(2) H C D A energeticsの計算に関する動燃の基本的考えは、起因過程の放出エネルギーが遷移過程のそれを上回るというものである。したがって、「もんじゅ」のH C D A解析は起因過程がメインであり、遷移過程の解析は単にボランティックな作業としてしか位置づけられていない。

(3) 設置申請書の「五項事象」における「もんじゅ」のH C D A解析(U L O F)は、遷移過程を通らない図3の左側経路に沿って行われた。すなわち、スクラム無しの外部電源喪失をスタートとし、ナトリウム沸騰、燃料被覆管溶融・移動、燃料スランピングにより即発臨界に到り(反応度印加率 $35\text{ \$}/\text{sec}$)、炉心が膨張(爆発)して終了する(未臨界になる)という筋書きである。その過程で放出されるエネルギー(最大有効仕事量)は、2相燃料の1気圧までの等エントロピー膨張を仮定して、 380 MJ (T N T火薬換算 86.2 kg)と算出されている。

一方、原子炉容器等構造物の耐衝撃解析には、エネルギー量に余裕をもたせ 500 MJ を入力している。また、漏洩ナトリウム(1次系)による熱的影響の解析は、計算で得られた 290 kg に若干上乘せした 400 kg の漏洩量を仮定し行われている。

(4) ところが、動燃の非公開レポート、P N C Z N 9 4 1 8 2 - 5 5 (1982)では、燃料蒸気の等エントロピー膨張を仮定し、最大 992 MJ の仕事エネルギーを放出するという結果を出している。これは、上記設置申請書の値の2.6倍である。

(5) 動燃は、設置許可申請とは別に、S I M M E R - IIを用いると等エントロピー膨張の仮定に比べ仕事エネルギーがどれだけ減少するかを調べた。まず、同コードを炉心崩壊後の膨張過程解析のみに適用し、パラメータ・サーベイを実施した。その結果が前記P N Cレポートである。それによると、ナトリウム・スラグの運動エネルギーは、カバーガス体積に対するスラグ・インパクト時で、等エントロピー膨張を仮定した放出エネルギーの2%以下(10 MJ 以下)であった。また、炉心上部構造物による運動エネルギーの低減効果は、構造物がない場合を100%とすると、上部軸ブランケットで42%、整流格子部で34%、上部炉内構造物で16%、これらを併せて92%低減するとしている(図8)。一方、液体ナトリウムで満たされていると仮定すると、F C Iにより最低でも 52 MJ の運動エネルギーの増加がある。

(6) 次に、S I M M E R - IIを用いて「もんじゅ」のH C D A遷移過程の解析を行っている(近藤悟他、1985年 Knoxville国際会議、)。(これ以前に、いわゆる snapshot解析と呼ばれる簡易手法による遷移過程energetics解析も行われた。これは、代表的な初期条件、炉心状態、事象推移を選び、そのenergeticsをV E N U S - P Mで計算する方法。当然、初期条件など多くの不確かさを内含する。)

(7) S I M M E R - IIによる「もんじゅ」遷移過程の計算は、保守的、基準、減保守的の3ケースにつき、S A S - 3 Dの起因過程解析結果を入力として実施された。このうち保守的ケースでは、3度の再臨界が起り(それぞれの反応度印加率は、 20 、 10 、 $60\text{ \$}/\text{sec}$)、特に3回目

応度印加があった(図9)。その時の放出エネルギーは、カバーガス体積までの仕事量として100MJであり、起因過程での値120MJを下回っているとされている。そして、構造物等による減衰を考慮すると、原子炉容器への衝撃運動エネルギー(impact kinetic energy)は13MJにまで減少すると結論されている。

図4
スロッシング
モードの例

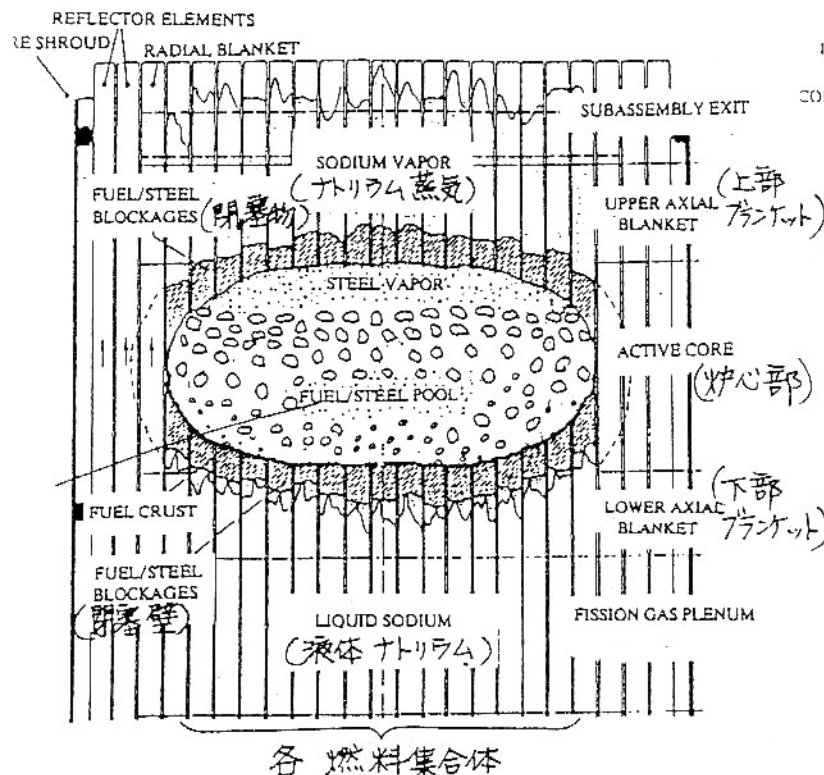
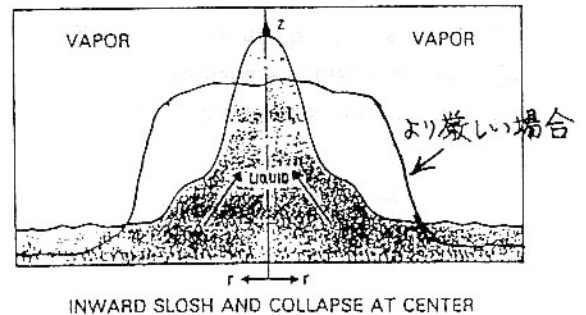
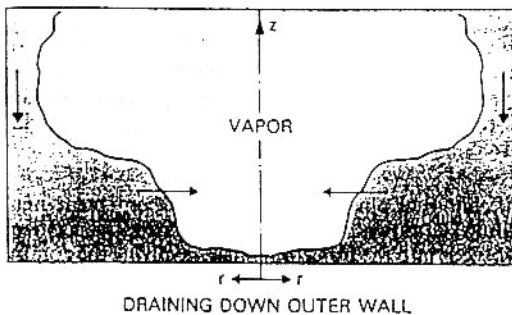
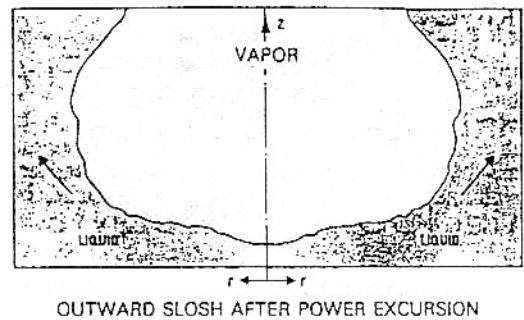
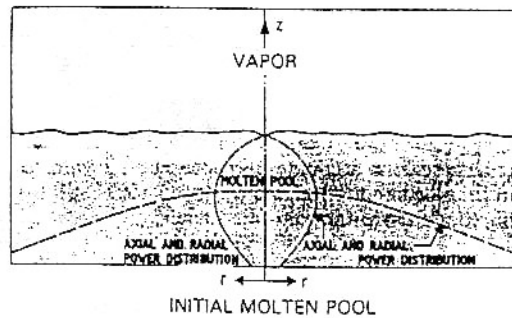


図5 全炉心規模の溶融物プール

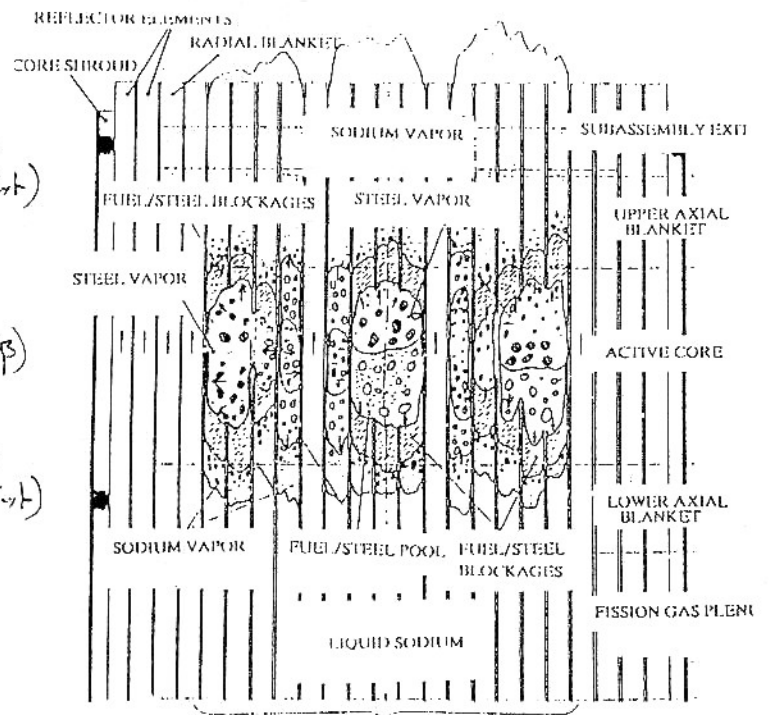
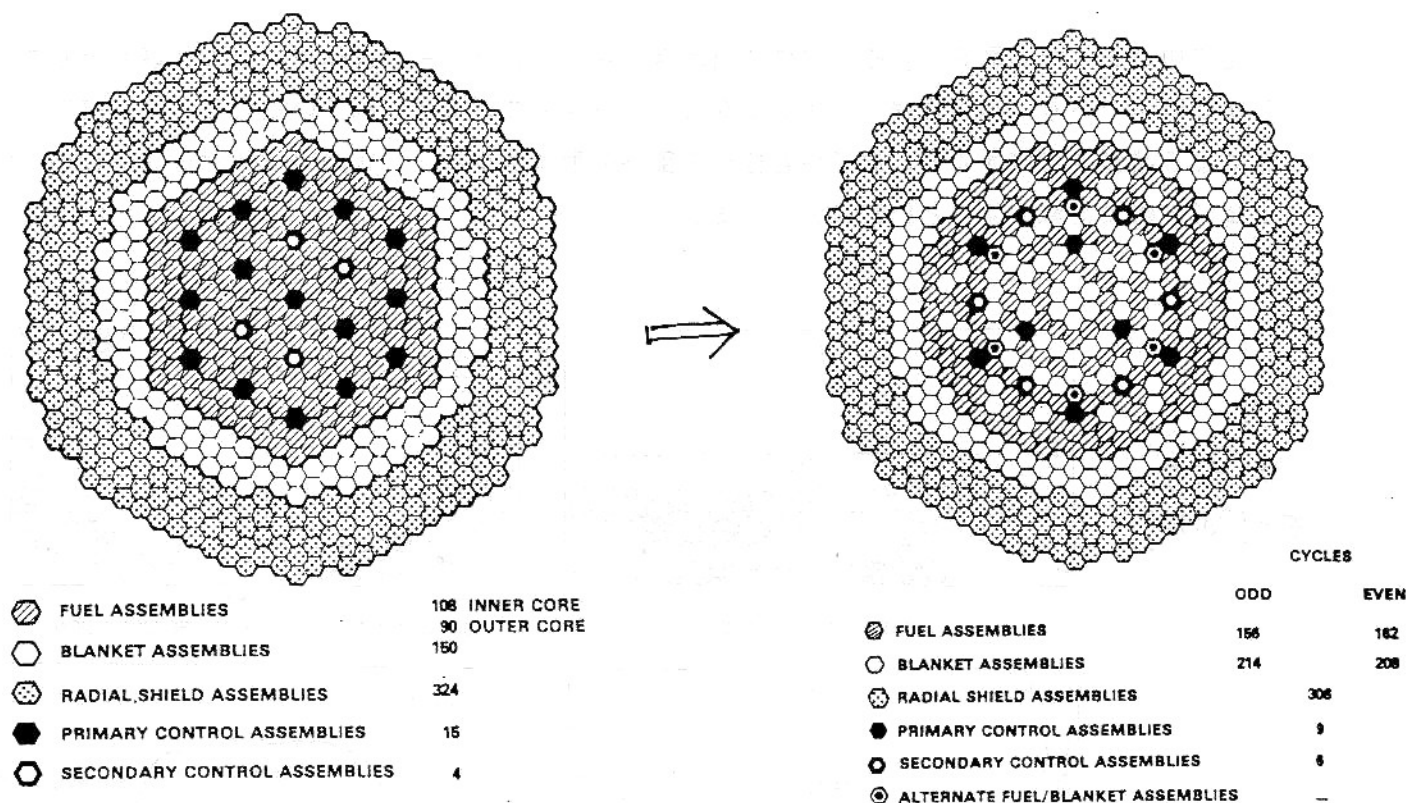
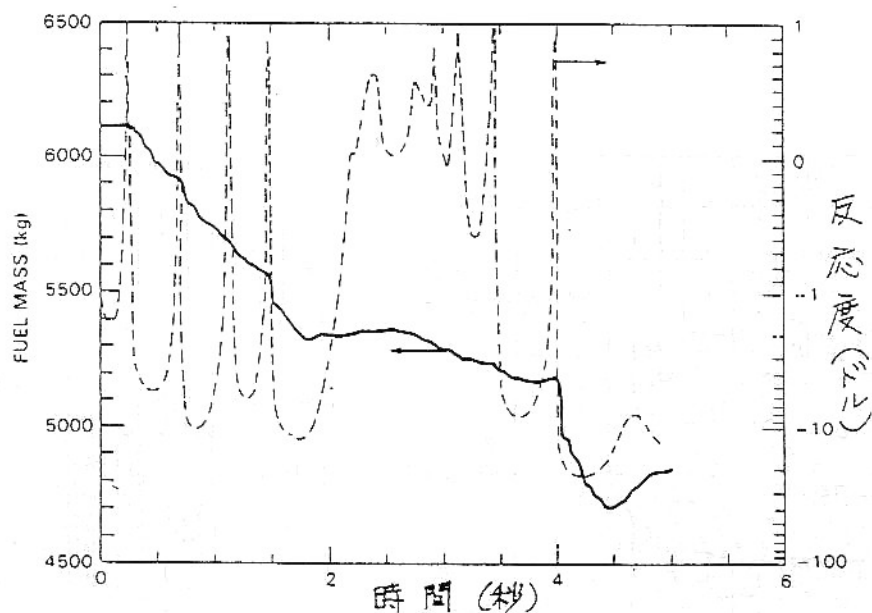


図6 中規模溶融物プール



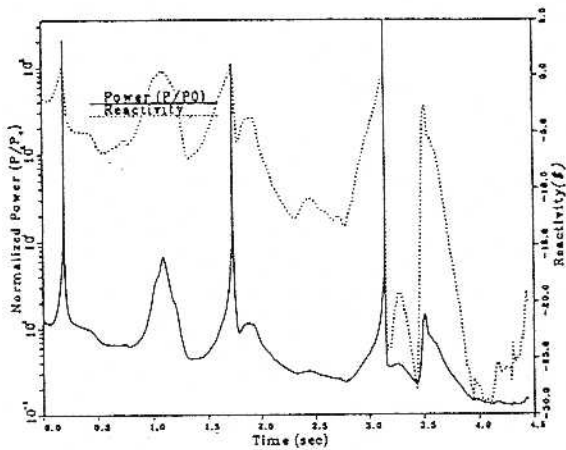
均質炉心

非均質炉心

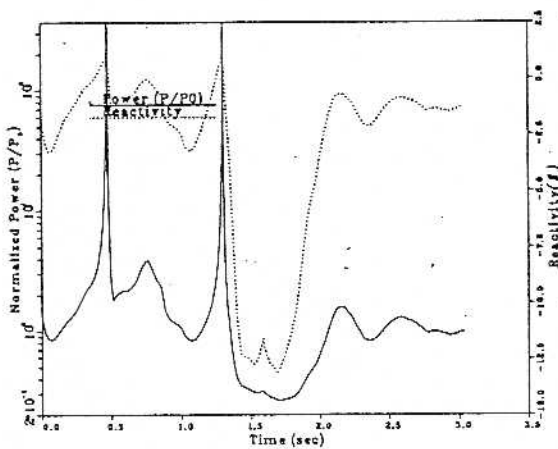


非均質炉心における遷移過程の推移
(SIMMER-IIによる)

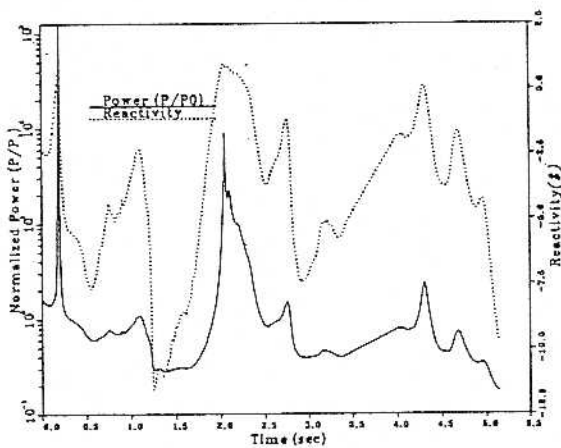
図7 CRBR (クリンチリバー炉) の均質炉心と非均質炉心



SIMMER-II Transition-Phase Calculation
(Case 1: Most Conservative Case)



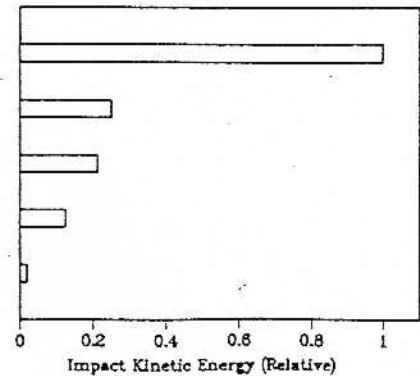
SIMMER-II Transition-Phase Calculation
(Case 2: Reference Parameter Case)



SIMMER-II Transition-Phase Calculation
(Case 3: Less Conservative Case)

保守的ケース

Isentropic Fuel Expansion
SIMMER with no Structure
+ UIS
+UIS, FGG
SIMMER with All Structure



SIMMER-II Analysis of Core Expansion Phase:
Effect of Structures on Energetics Mitigation (UIS: upper internal structure, FGG: flow guide grid)

基準ケース

図9. 構造物に与る
炉心膨張過程における
の緩和効果
(SIMMER-IIによる)

減保守的ケース

図8 SIMMER-IIによる「もんじゅ」
遷移過程の解析結果