

安全設計方針に関する検討

— 安全性の目標と再臨界問題の排除について —

(研究報告)

2000年3月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquires about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184,
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2000

安全設計方針に関する検討
—安全性の目標と再臨界問題の排除について—
(研究報告)

丹羽 元*、栗坂 健一*
栗原 国寿*、藤田 朋子*

要旨

軽水炉と同等かそれ以上の安全性を確保し、受動安全等の活用によって、安心感の持てる高速増殖炉概念を構築することが実用化戦略調査研究における安全性の目標である。

上記目標を達成するため、IAEA の国際原子力安全諮問グループが作成した原子力発電所のための基本安全原則の意味を考察し、安心感の獲得を考慮に入れて、炉心損傷の発生を防止する観点から具体的目標を設定した。さらに、炉心安全性については軽水炉との比較において高速炉の特徴を考慮することにより炉心損傷時の再臨界排除を具体的目標として設定した。

再臨界排除方策の検討のために、多様な炉心における炉心損傷時の再臨界特性についてのマップを作成することによって、炉心損傷時の再臨界の可能性を簡易評価する手法を整備した。そして、ナトリウム冷却式、混合酸化物燃料型高速増殖炉について、有望な再臨界排除方策を提案した。それらを対象として燃料流出挙動の予備解析を行い、内部ダクト付き集合体の流出機能の有効性を確認するとともに炉心性能への影響の小さい方策として提案した軸ブランケット一部削除概念も有望であるとの結論を得た。

*システム技術開発部 リスク評価技術開発グループ

March, 2000

Examination of safety design guideline
—Safety objective and elimination of re-criticality issues—

Hajime Niwa*, Kenichi Kurisaka*
Kunitoshi Kurihara* and Tomoko Fujita*

Abstract

In the feasibility study on commercialized fast breeder reactor (FBR) cycle systems conducted in JNC, it is required for candidate FBR plants that the level of safety should be enhanced so as to assure:

- comparative or superior safety level to that of light water reactors (LWRs), and
- relief of the public from anxiety about potential nuclear hazard.

Adopting passive safety characteristics is one of the measures.

To attain the above safety objective, we considered implication of the basic safety principles for nuclear power plants that were created by the international nuclear safety advisory group of IAEA. The way to relieve from the anxiety was also taken into account. Then a definite safety objective was set from the standpoint of prevention of core disruptive accident (CDA). Furthermore, as a definite safety goal relating to reactor core safety, elimination of re-criticality issues under CDA was set by considering characteristics of FBR in comparison with those of LWR.

To examine measures for elimination of re-criticality issues, we developed a quick method to estimate possibility of re-criticality under CDA, by drawing a map about criticality characteristics under CDA in various degraded cores. Then hopeful measures were proposed for elimination of re-criticality issues in sodium-cooled FBR with mixed-oxide fuel. Molten fuel discharge behavior of their measures was preliminarily analyzed. We concluded that discharge capability of "a subassembly with an internal duct" was effective, and that "partial removal of axial blanket" was also effective as one of the measures though it has small effect on core performance.

*Nuclear System Safety Research Group, System Engineering Technology Division

目 次

1. はじめに.....	1
2. 安全性の目標に関する検討	2
3. 再臨界排除の考え方の整理	4
3.1 炉心安全性の確保	4
3.2 再臨界排除の目的	4
3.3 再臨界排除の定義	4
3.4 再臨界排除の達成方策の例示	5
4. 各種炉心の損傷状態における再臨界性の検討	10
5. 再臨界排除方策の検討	15
5.1 内部ダクト付き集合体の評価	15
5.2 軸ブランケット一部削除型集合体	16
6. おわりに	22
7. 参考文献	23

図目次

図 3.4.1 再臨界排除方策の例（集合体内流路設置型）	7
図 3.4.2 再臨界排除方策の例（ピン束あるいは集合体形状）	8
図 3.4.3 再臨界排除方策の例（炉心規模での工夫）	9
図 4.1 円柱および平板体系の臨界高さおよび臨界厚さと Pu フィッサイル富化度の関係	12
図 4.2 無限平板臨界厚さと Pu フィッサイル富化度の関係	13
図 4.3 無限平板体系の臨界厚さと Pu フィッサイル富化度の関係	14
図 5.1.1 内部ダクト付き集合体解析概念図	17
図 5.1.2 内部ダクト付き集合体燃料流出挙動解析結果	18
図 5.1.3 内部ダクト付き集合体、40%燃料流出時の炉心状態	19
図 5.2.1 軸プランケット一部削除型集合体解析体系及び燃料流出挙動解析結果	20
図 5.2.2 軸プランケット一部削除型集合体解析結果：40%燃料流出時の物質配置	21

1. はじめに

実用化戦略調査研究においては、軽水炉と同等ないしは、それ以上の安全性を確保するとともに、受動安全等を活用することによって、より安心感の持てる FBR 実用化炉の概念を構築することが安全性の目標とされている。この目標を実現するためには、既存の基準類を参考とし、受動的な炉停止能力、自然循環による崩壊熱除去能力を備えることによって FBR プラントにおける炉心損傷発生頻度が 10^{-6} /炉年未満となる見通しを示すことが必要である。さらに、代表的な炉心損傷事象に対しては再臨界を排除することが必要である。

本報告書では、上記必要性の根拠と具体的な対策案を示すために、2章で炉心損傷防止に向けた安全性の目標設定の背景にある考え方を述べ、そして3章において炉心損傷が発生したと仮定した場合の再臨界排除の考え方を整理した。続いて、再臨界排除に向けた設計を行うために、4章において各種炉心の損傷状態における再臨界性を検討し、5章において再臨界排除方策の合理的代替案を検討した。なお、具体的な各種プラント概念を対象とした安全設計方針に関する検討は別の報告書に記される。

2. 安全性の目標に関する検討

実用化戦略調査研究における「設計要求」では、安全性の観点で、軽水炉と同等ないしはそれ以上の安全性を確保するため、既存の基準類を参考とした設計とし、受動的な炉停止能力、自然循環による崩壊熱除去能力を備える事によって FBR プラントにおける炉心損傷発生頻度が 10^{-6} /炉年未満となる見通しを示すことを要求している。この目標設定の背景にある考え方を以下に説明する。

IAEA の INSAG (国際原子力安全諮問グループ) が作成した BSP (原子力発電所のための基本安全原則) において、炉心損傷発生頻度に対する定量的な目標が記されている。この意味を理解するためには、原文のみならず、その作成の背景を記した記事[1]を参照するのが良いと考えられる。この記事によれば、「INSAG はこれまでに発生した炉心損傷に至った事故 (TMI-2、チェルノブイリ) の発生回数をこれまでの炉年 (約 3,000 炉年) で割ると、炉心損傷に至る事故の発生頻度が 10^{-3} /炉年になってしまうため、これをさらに 1~2 オーダ削減させるべきであると考えている。」と記されている。この内容から、スリーマイル島 2 号炉やチェルノブイリ 4 号炉で経験したような炉心損傷に至る事故を、それ以前よりも起こしにくくするよう目標を掲げようとの意志が伺える。

また、同記事には定量的目標を記述した部分の翻訳を「既存の原子力発電所について、技術的安全目標に矛盾しない目標値は、過酷炉心損傷の発生確率を 10^{-4} /炉年以下としている。将来の原子炉については、BSP を適用することにより、 10^{-5} /炉年を越えないようにすることができる。また、シビアアクシデントに対する管理と緩和策によって、周辺の防災対策が必要となるような大量の放射能放出の確率は、さらに少なくとも 1 衍以上減少されるはずである。」と記した後、この定量的目標の理解の仕方について、次のように述べている。「BSP の中の数値は、この数値を満足すれば良いという観点で書かれているというよりも、BSP を満足すれば、事故の発生確率を大きく減少することができることを示したものとして理解する必要がある。設計、運転、管理が BSP に示したように実施されていれば、これまでの事故も防げたはずであるとする考え方である。」つまり、INSAG-3 においては、定量的目標はこれを単独で取り出して原子炉プラントの安全性を判断することに用いるべきでなく、BSP の中に記された様々な定性的な目標を補完するものとしてこの定量的目標を参照するべきであると主張していると理解される。

まとめると、「BSP を採り入れることから得られる炉心損傷防止の定量的目標」の背景と意味は、以下のように整理される。

- ・過去に発生した炉心損傷事故 (TMI-2 とチェルノブイリ) の再発を防止するため
に BSP が提唱された。

- ・しかし再発防止のための BSP を採ったとしてもそこには不確かさが存在すること（絶対安全は存在しないこと）を考慮して、目標を確率で表現した。
- ・過去の統計から直接得られる発生頻度値 10^{-3} /炉年を 1 ~ 2 オーダ削減した値が上記の目標値である。

一方、時代の流れとして安全性に対する人々の要求は高まる方向であると考えられるため、将来導入しようと計画している FBR 実用化炉については、設計から運転に至る一連の過程において、さらなる安全性の向上が求められる。したがって、設計においては、炉心損傷の発生防止のために受動的炉停止能力と自然循環による崩壊熱除去能力を備えることを要求している。これらを備えることによって、炉心損傷の発生頻度値としては、もう一桁小さな値、すなわち、 10^{-6} /炉年未満が達成されるものと考えられる。FBR 実用化炉と同世代の軽水炉も同様にさらなる安全性の向上を目指すと考えられるので、その際の同世代軽水炉と同等以上の安全性を確保するためにも進むべき方向であると考えられる。

なお、上記目標に含まれる炉心損傷の原因の範囲については、原子力プラントの立地及び設計に際して考慮される如く、内的事象、及び外的事象を含むものと考えられる。

3. 再臨界排除の考え方の整理

実用化戦略調査研究において設置者側からの安全設計要求としている再臨界排除は、FBR の炉心安全性の確保の考え方の中の主要部分に位置づけられている。本論では、その目的、考え方、炉心設計及び安全評価の考え方を示す。

3.1 炉心安全性の確保

FBR の炉心（ここでは標準的な MOX 燃料 Na 冷却炉を中心に議論する）における安全上の特徴として、ボイド反応度が正となる領域がある、炉心が最大反応度体系にない、しかし 1 次系は低圧系であるとともに冷却材が良好な熱輸送媒体である、といった軽水炉炉心とは異なる特徴がある。これらの短所を制御し長所を利用することによって軽水炉と同等以上の安全性を確保することが FBR における炉心安全性の確保の目的である。このためには、炉心損傷時に挿入される正の反応度によっても有意な機械的エネルギーの放出に至ることなく推移し（再臨界排除）、かつ 1 次系バウンダリ内に影響を格納すること（事故後熱除去）が要件である。

3.2 再臨界排除の目的

- ◆ 大量の放射性物質放散に至りうる急激なエネルギー放出に至る可能性がない炉心とすることによって、軽水炉と同等の安全性を達成するための立脚点とする。
- ◆ 従来、原子炉容器並びに格納施設の設計余裕として考慮してきた機械的放出エネルギーを排除しこれらの設計合理化を容易にする。具体的には、原子炉容器の板厚制限、炉上部機構のシール及びプラグ構造の強化、格納施設の限界耐性等の設計負荷を軽減し、合理的なシステム設計を可能とする。

これらにより、仮想的な CDA の影響を 1 次系内に確実に収納し、合理的な設計の実現と安心感を醸成できる炉心とする。

3.3 再臨界排除の定義

FBR 炉心の安全上の特徴を代表する炉心損傷の起因事象が発生した時に、即発臨界超過から、設計上有意な機械的エネルギーの放出に至らせることなく事象終息し、炉容器内に影響を格納できることである。具体的には、Na 冷却 MOX 燃料炉では、再臨界排除に必要な条件を以下のように定める。

- (1) 炉心損傷初期に、正のボイド反応度効果に基づき即発臨界を超過しないこと、
- (2) 炉心損傷の拡大過程で、溶融燃料が大規模に集中して即発臨界を超過しないこと、かつ、炉心燃料平均温度が燃料液相温度（燃料最高温度で 4000K 程度）を超えないこと、

さらに、これらに次の要件、

(3)炉心損傷によって生成されたデブリの安定長期冷却が可能な炉心支持構造、冷却システムの具備、

を加えた3つの要件を満たすことによって、CDAの炉内終息を確実に達成する。

また、再臨界排除を考慮する「FBR 炉心の安全上の特徴を代表する炉心損傷の起因事象」とは、Na 冷却MOX燃料炉では ATWS 事象の範囲とし、その中でも早期に全炉心規模の炉心損傷に至りうる起因事象である ULOF 事象（1次系流量喪失時炉停止失敗事象）を代表として想定する。

3.4 再臨界排除の達成方策の例示

上記の2つの再臨界排除に関する要件はいずれも「性能要求」であり、これを満たす炉心設計の選択は設計者に任されている。しかしここでは、これらを満たすための方策を以下に例示しておく。

炉心の設計において上記の定義の(1)の要件を満足させるためには、MOX燃料炉心では炉心ボイド反応度の正値部分の合計を6\$程度以下（集合体間ギャップを除く）とし、最終的にはSAS4Aコード等による起因過程解析により、即発臨界を超えないことを確認することとする。なお、この6\$の根拠は、CABRI等の炉内試験研究による知見の集積及びSASコードの検証整備により、現状の技術レベルとして実証炉ベースのMOX中空燃料炉心で設定されたものであり、出力分布、出力/流量比分布の如何、金属・窒化物燃料などの他の燃料形態では、その沸騰及び燃料破損挙動に応じて変化する値であり、個別の解析評価が必要である。

Na以外の冷却材（特に重金属）については現状知見が乏しいが、冷却材と燃料の物性等の特徴を踏まえてNa冷却炉心と比較し、定性的な事象推移をベースに検討した上、順次解析評価を実施していく予定である。

一方、(2)の要件を満足するには、集合体内部に溶融燃料の排出機能を有する内部ダクトを設ける燃料集合体を用いた炉心設計とすることが現状では最も実現性が高い方策である。この内部ダクト付き集合体概念(FAIDUS)は、燃料溶融が生じた場合に、溶融した燃料が隣接する集合体に伝播拡大する前に、内部ダクトから炉心下部への溶融燃料排出を達成することによって、再臨界の原因となる大規模な溶融プールの形成可能性を排除する方策である。なお採用に当たっては、提案された炉心体系を基に、事故事象推移を追って起因過程から遷移過程への解析評価を行い、上記(2)の要件を満たすことを確認することが必要となる。

この方策の利点は、事象推移が集合体内の 1 次元的現象に要素分離されるために炉内試験などの現象確認が容易であり機能の実証性が高いこと、集合体間に伝播した溶融プールを想定した事象推移を排除できることから CDA 事象推移が単純にできること、溶融燃料の排出先が明確にできデブリ保持場所を特定でき冷却対策を講じ易い等が挙げられる。

一方、欠点としては、内部ダクト領域の設定等により炉心燃料体積比が低下することが挙げられる。また、内部ダクトからの燃料排出が終了するまでに集合体ラッパ管が障壁機能を維持できるよう、内部ダクト厚とラッパ管厚の差を適切に確保する必要があるとともに、ダクト付き燃料集合体の設計、製作性について検討する必要がある。

なお、(2)の要件を満たす方策として、内部ダクト付き集合体概念以外にもいくつかが提案されている。それらは、ダクト付き集合体のように集合体内に流出経路を設ける工夫、集合体内のピン形状やラッパー管形状の工夫、全炉心規模の工夫の 3 種に大別される（図 3.4.1～図 3.4.3 参照）。現在のところでは内部ダクト付き集合体が最も明解で十分な溶融燃料排出能力を有していると考えられるが、今後は他の方策についても要素毎の溶融燃料排出能力を評価するとともに、事故事象推移の中での再臨界排除の達成度も評価していく予定である。

MOX 以外の燃料形態、及び Na 以外の冷却材については、今後、炉心性能に配慮しつつ、燃料、冷却材、及びプラントの特性に適合した概念を創出し、評価して提案していく予定である。

集合体内に流路 を設置する例

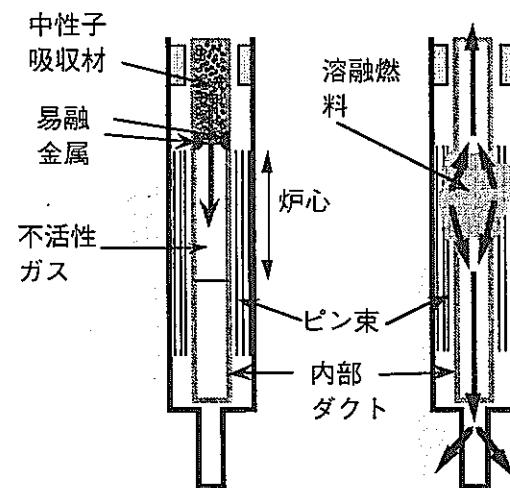


図3.4.1 再臨界排除方策の例
(集合体内流路設置型)

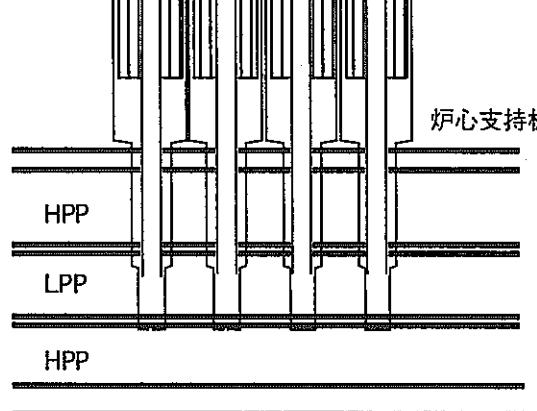
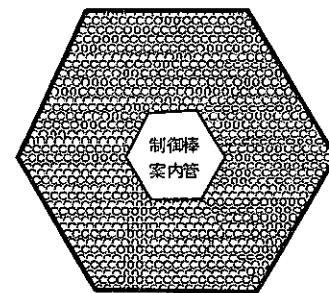


図 FAIDUS集合体

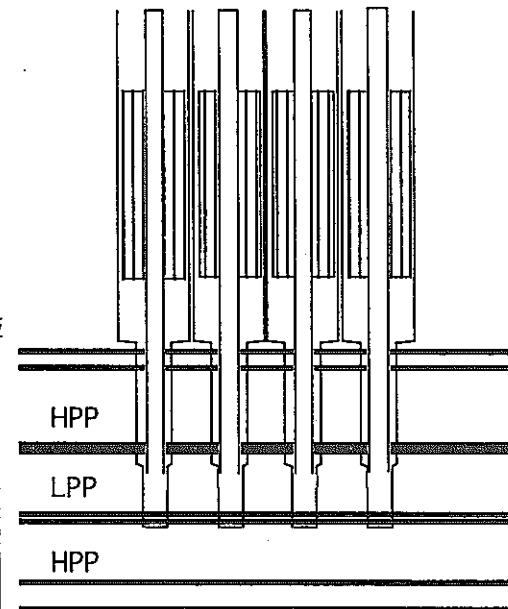
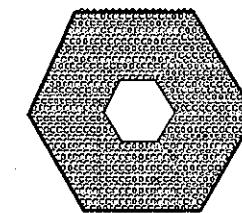
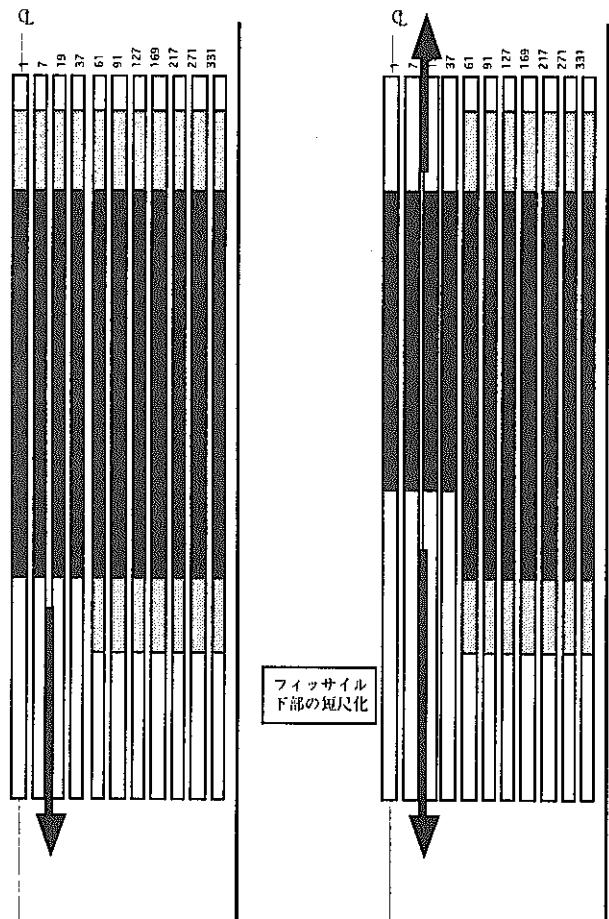


図 内部ダクト付き集合体

ピン束の工夫

軸プランケット一部削除型

中央部37ピンのLAB (UAB) を削除。



集合体形状の工夫

各頂角部において3ピン分を削除

12角形集合体

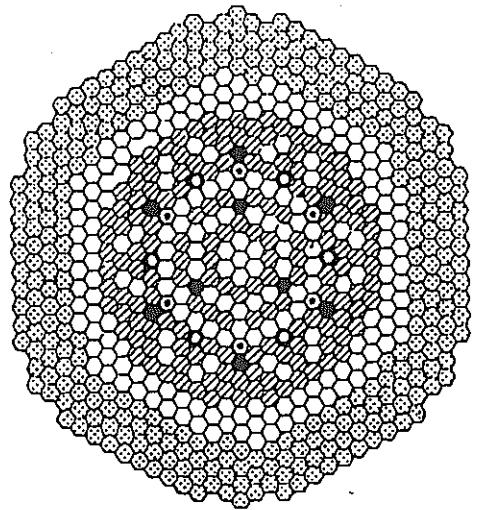
制御棒案内管

非等方集合体

ピン束部のみ非等方な集合体。
炉心内に適切に配置することにより流出経路
を面で与える。

図3.4.2 再臨界排除方策の例（ピン束あるいは集合体形状）

径非均質炉心



(c) CRBRPの炉心配置¹³⁾
 非均質炉心
 ①径方向非均質 ②2900ℓ
 ③156/214, 162/208体(▨ / ○)
 ④15体(主制御棒 9体 ●,
 2次制御棒 6体 ○)
 ⑤306体(▨)
 ⑥代替燃料もしくは代替プラン
 ケット集合体(○)

炉心全体での工夫

傘型炉心

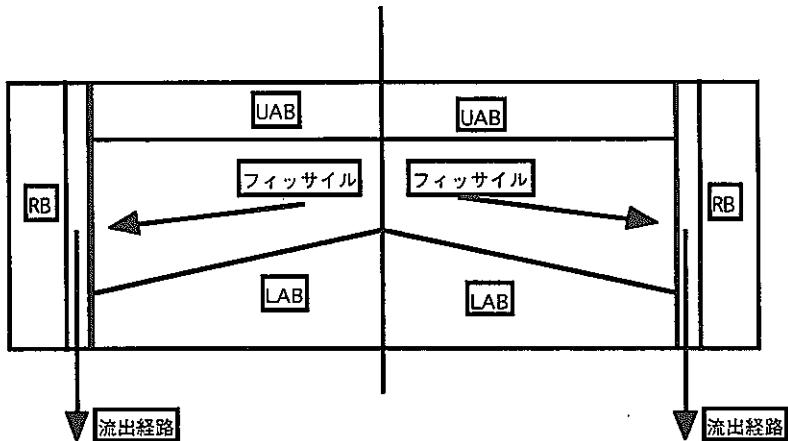


図3.4.3 再臨界排除方策の例

(炉心規模での工夫)

4. 各種炉心の損傷状態における再臨界性の検討

実用化戦略調査研究では、燃料種別、冷却材種別、炉心出力規模等に応じて様々な炉心が提案される。そのような多様な炉心における炉心損傷時の再臨界特性を検討する際に、あらかじめ臨界となる体系についてのマップを用意しておけば便利である。したがって本項では、Pu フィッサイル富化度をパラメータに、燃料種別、臨界形状、温度、ポロシティ、冷却材又は構造材との混合状態、反射体の材質と厚さ、等を変化させた場合の臨界形状のマップを作成し、炉心設計側への情報提供を図ると共に、再臨界排除方策の要否の1次判断に使用することとした。

以下に代表的なマップを示す。

図 4.1 に、横軸を MOX 燃料の Pu フィッサイル富化度、縦軸を無限平板、又は円柱体系の臨界高さをプロットした。下側の 3 本の先はスティール反射体付き、上方の 3 本は裸の体系であり、各々、無限平板、直径 4.6m、1.8m の円柱体系に対応している。燃料の密度は室温であり、100% の理論密度比である。この図より、Pu フィッサイル富化度が 10% 程度以上では、無限平板体系でも直径 1.8m の円柱体系でも臨界高さはあまり異ならないこと、MOX 炉心の設計で通常使用される 12% 程度の Pu フィッサイル富化度では、裸の炉心では臨界高さは 30cm 程度であり、反射体の有無は臨界高さで倍半分の違いとなること、が分かる。また、通常の炉心設計ではフィッサイル長が 100cm 程度、燃料の体積率が 40% 程度であるが、このような炉心が炉心損傷の過程で仮に完全に 1 次元的に凝集すると 40cm の高さになることから、裸の炉心であっても臨界体系となることが分かる。この図の検討から、炉心損傷時の再臨界性の低い炉心とは、Pu フィッサイル富化度が低いこと、フィッサイル長が低いこと、燃料体積率が低いこと、が上げられ、また、炉心損傷時には早い段階で炉心部の燃料が炉心外へ流出すれば臨界の問題は緩和されることが分かる。

図 4.2 に、横軸を Pu フィッサイル富化度、縦軸を無限平板の臨界厚さとして、燃料を金属燃料、窒化物燃料、MOX 燃料とした場合のスティール反射体付きでの臨界厚さをプロットした。ただしこれも室温の場合であり、燃料融点近傍では、燃料の密度低下によって臨界厚さはこれよりも増大する。Pu フィッサイル富化度 12% の所では、金属燃料と窒化物燃料の臨界厚さがほぼ同程度で約 8cm、MOX 燃料では約 12cm となる。Pu フィッサイル富化度 9% 以下では臨界厚さは増加するが、金属燃料がもっとも増加の程度が小さく、臨界性がよい。窒化物燃料も同程度である。

炉心損傷時には燃料のみではなくスティールが混入する。仮に体積率で 30% のスティールを混入させた場合には、図 4.3 となる（同じく室温条件）。フィッサイ

ル富化度 12% の所での臨界厚さを見ると、金属燃料で約 26cm、窒化物燃料で約 28cm、MOX 燃料では約 40cm となる。

このように、臨界性は金属燃料と窒化物燃料が同程度に良く、MOX 燃料は三者の中では最も臨界性が悪いと言える。

なお、これらの計算は 1 次元体系には Sn 輸送計算コード ANISN (SRAC)を用い、断面積セットは SRAC システムのライブラリを使用、また、エネルギー群数は 107 群とした。また円柱体系には TWOTRAN を用いた。

実用化戦略調査研究においては、提案された炉心の仕様に基づいてこれらの図上にプロットすることにより、炉心損傷時の再臨界の可能性を簡易に把握するとともに、再臨界回避方策の要否の 1 次判断に用いることとした。ただし最終判断は詳細評価に基づいて行うものとする。

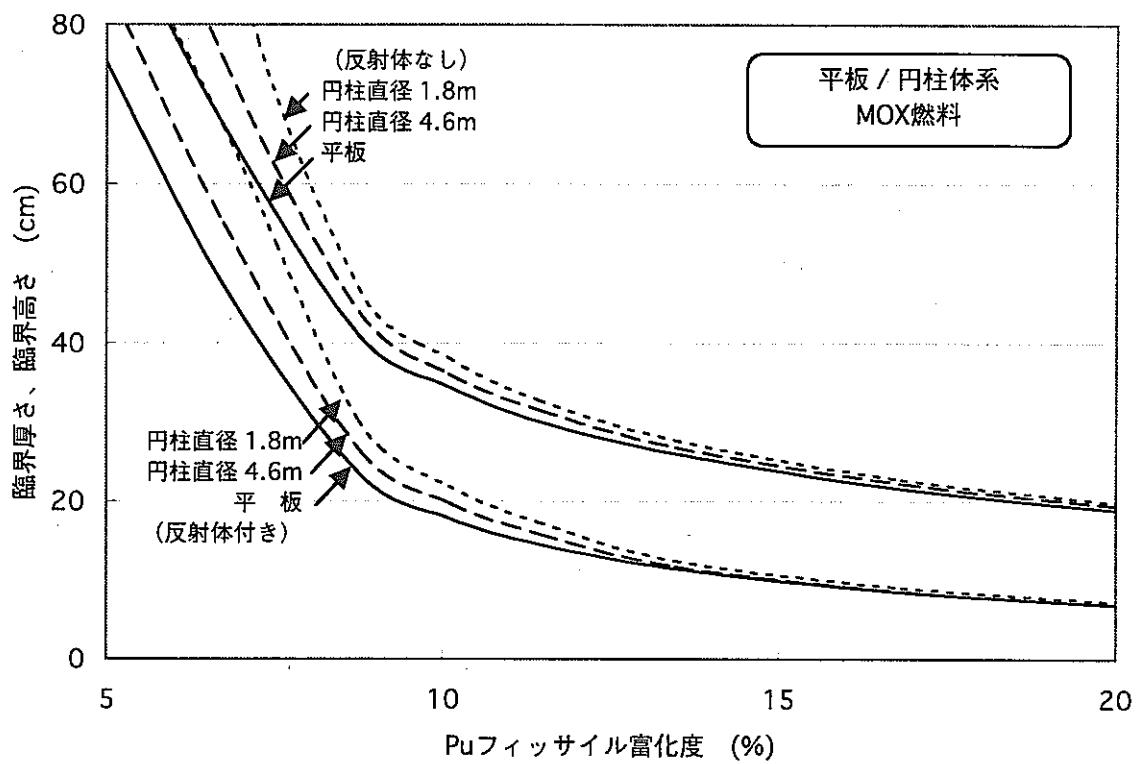


図4.1 円柱および平板体系の臨界高さおよび臨界厚さと
Pu フィッサイル富化度の関係

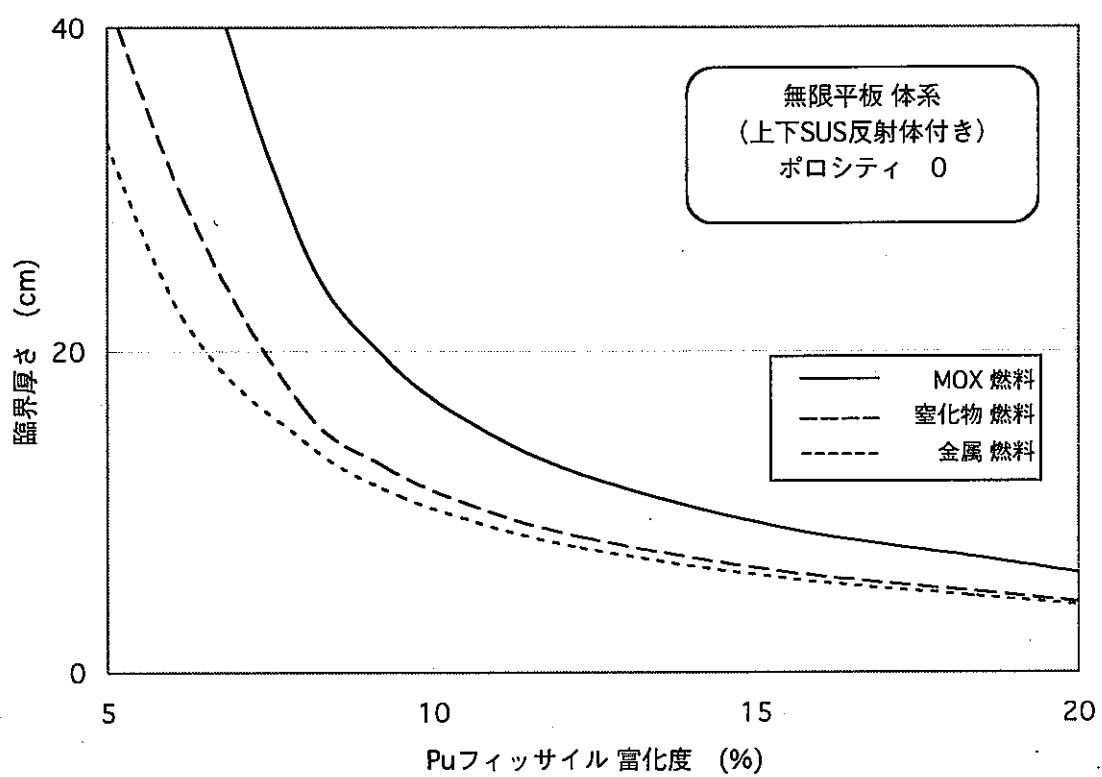


図4.2 無限平板臨界厚さとPuフィッサイル富化度の関係

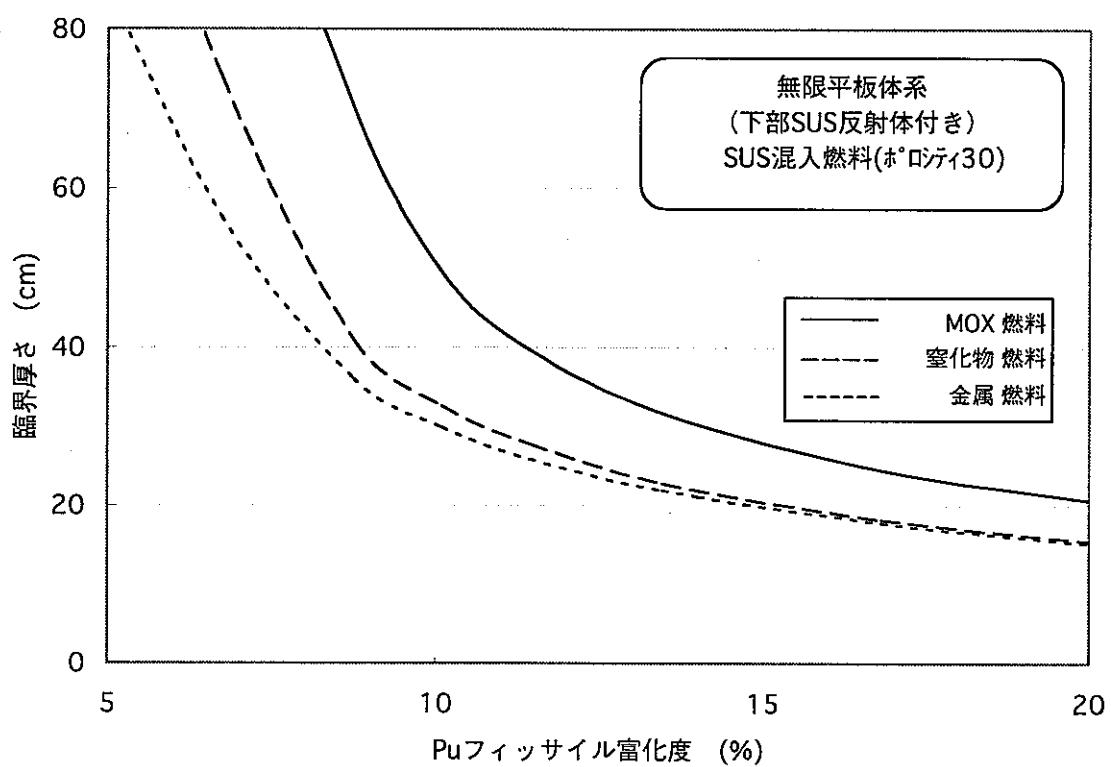


図4.3 無限平板体系の臨界厚さとPuフィッサイル富化度の関係

5. 再臨界排除方策の検討

再臨界排除方策の中で最も有効性が高いと考えられる内部ダクト付き集合体と、炉心性能への影響が最も小さいと考えられる軸プランケット一部削除型集合体につき、2次元多相多流体解析コード SIMMER-III を用いて、燃料破損挙動の評価を行った。評価の目的は

- ① 内部ダクト方式の有効性を確認すること、及び
- ② 軸プランケット一部削除型における燃料流出能力を内部ダクト型と比較すること、

の2点である。ただしここで実施した解析はあくまでも予備的な解析であり、プレナムガスの未考慮、解析メッシュが粗いなど、いくつかの重要な条件が考慮されていないとの問題があることを明記しておく。解析は H12 年度も継続する。

解析はフィッサイル長さ 120cm の集合体に対して実施した。単一の集合体を切り出し、SIMMER-III の解析体系とした。起因過程解析コード SAS4A の解析で得られた遷移過程へ進むケースの流量挙動と出力過渡を時間テーブルで SIMMER-III に与えることにより、SIMMER-III コードで事故の開始から燃料破損、燃料移動、内部ダクト等を通じて炉心外へ流出するまでの挙動を一貫して解析した。以下に、内部ダクト付き集合体、及び軸プランケット一部削除型の解析結果の概略を示す。

5.1 内部ダクト付き集合体の評価

図 5.1.1 に示すような集合体の中央部 37 ピン程度を内部ダクトで置換した概念であり、下端を低圧プレナムへ接続する概念と、高圧プレナムへ接続する概念とがある。後者では内部ダクト内外の圧力差が緩和されるため、内部ダクトの肉厚を薄くとれる利点がある。ただし、高圧プレナムに接続する場合には、流量制御のためにダクト上部にオリフィスを設ける必要がある。

解析結果は、図 5.1.2 に示すようにいずれの場合でも燃料破損後 1 秒程度で炉心部燃料の 40% が初期の炉心領域の外へ流出した。炉心部に 100bar を超える FCI 圧力が発生しているが、これは内部ダクト（直径約 6 cm）内を径方向に 1 メッシュとしてモデル化したためにダクト内に侵入した燃料と冷却材との良好な混合、FCI が発生すると評価されたためである。しかし実際には、SCARABEE 炉を用いた PVA 炉内試験、THINA 炉外試験、ANL の CAMEL 炉外試験等から、このようなタイプの FCI による発生圧力は 20~30bar であることが知られており、これまでに実施した SIMMER-III による THINA 試験解析においてはメッシュの詳細化によって良好な実験結果の再現が可能であることも分かっている。

図 5.1.3 に 40% の燃料が炉心外へ流出した時刻における燃料の分布を示す。高

圧プレナムに接続したケースでは上方へは殆ど流出していないが、これはダクトの上部にあるオリフィスによって冷却材の流出が抑制されているためである。

以上から、内部ダクト付き集合体の場合には低圧プレナムへ接続する場合も高圧プレナムへ接続する場合も、FCI 圧力が過大評価されているために燃料流出に要する時間は燃料破損から 1 秒よりも大きいものと想定されるものの、いずれも有効な燃料流出機能を有するものと評価できる。

ただし、40% の燃料流出まで外側ダクト（ラッパー管）の健全性を維持しようとすると、流出に要する時間との競合となる。予備的評価によれば、1 秒間だけラッパー管を健全に保つには 5mm の厚みが必要である。

5.2 軸プランケット一部削除型集合体

解析体系の概念図を図 5.2.1 に示す。ここでは集合体中央部の 37 本程度の燃料ピンのフィッサイルの下部を 30cm ほどと下部軸プランケット (LAB) を削除した短尺燃料ピンと、通常の長さのフィッサイル長で LAB を削除した燃料の場合を評価した。いずれも 37 本の燃料ピンについては上部軸プランケット (UAB) も削除した体系を対象とした。

予備的な解析結果ではあるが、図 5.2.1 に燃料の流出挙動が示されており、燃料短尺ピンの場合には 40% の燃料の流出に 0.78 秒を、通常ピンの場合には 2.61 秒を要するとの結果となった。この結果のみを見ると燃料短尺ピンは内部ダクト付き集合体よりも燃料流出能力が優るように見えるが、しかし実際には図 5.2.2 に示すようにこの解析では内側の 37 ピンを 1 つの径方向メッシュで、外側の残りの燃料ピンを 1 つの径方向メッシュで代表させるという粗い体系であり、ピン束間隙へ侵入する燃料の径方向の運動が過大評価されている、また、ガスプレナムからの流出 FP ガスの影響がこの解析では未考慮である、との問題がある。しかしながら、ガスプレナムのように熱容量の小さい領域への燃料の侵入が比較的容易に行われて流出経路を形成する可能性があることが示されたことの意義は大きく、今後、より詳細な評価を実施する対象として考慮することとする。

なお、流出挙動は流出駆動力としての FCI の発生に強く依存しており、不確かさが大きいことを付記しておく。

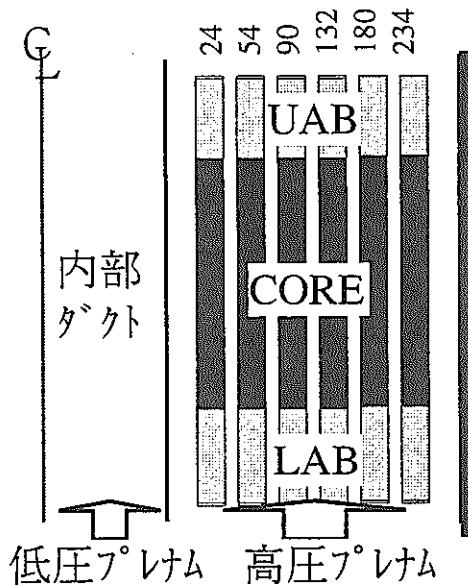
通常のフィッサイル長さを有する燃料形状では、フィッサイル上下端の比較的低温の燃料の存在が溶融燃料の流出を阻害している。しかしそれでも 2.6 秒と比較的短時間で流出していることから、今後の検討の対象として考慮するものとする。

内部ダクト型：低圧プレナム接続／高圧プレナム接続

低圧プレナムケース

内部ダクト冷却材入口：低圧プレナム

内部ダクトオリフィス：なし



高圧プレナムケース（他集合体へのNa回り込み考慮）

内部ダクト冷却材入口：高圧プレナム

内部ダクトオリフィス：出口側

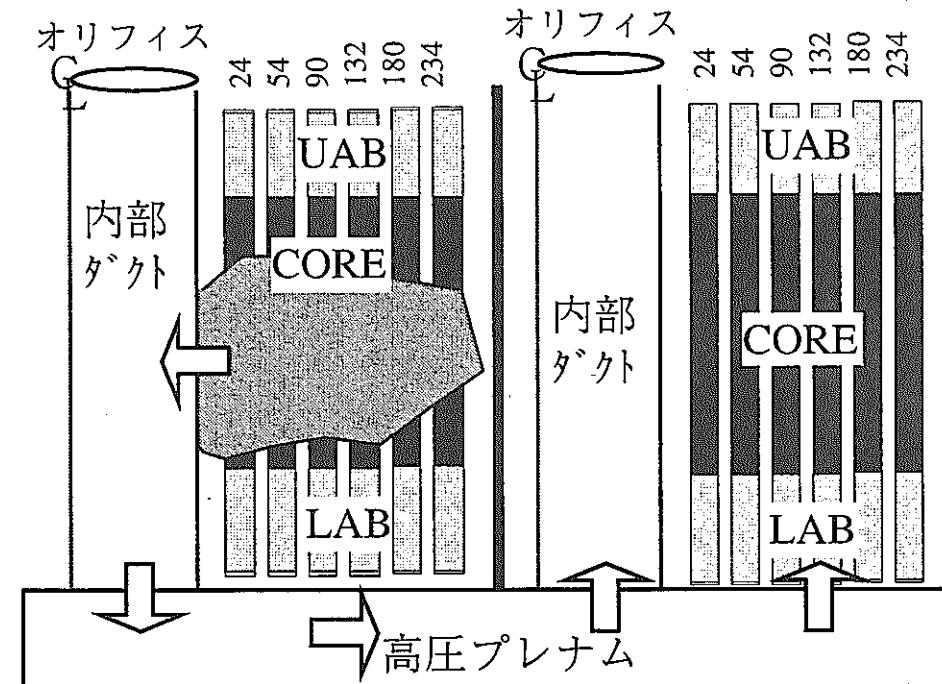


図5.1.1 内部ダクト付き集合体解析概念図

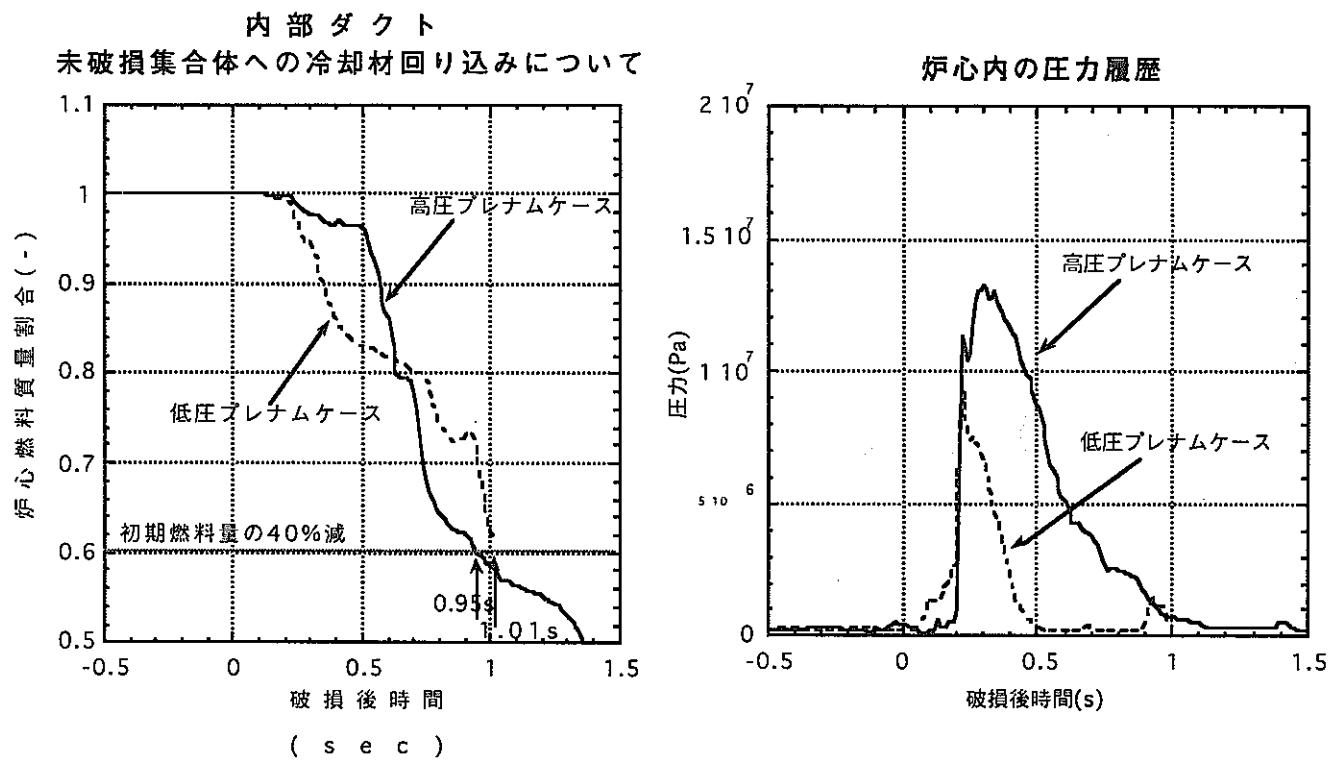
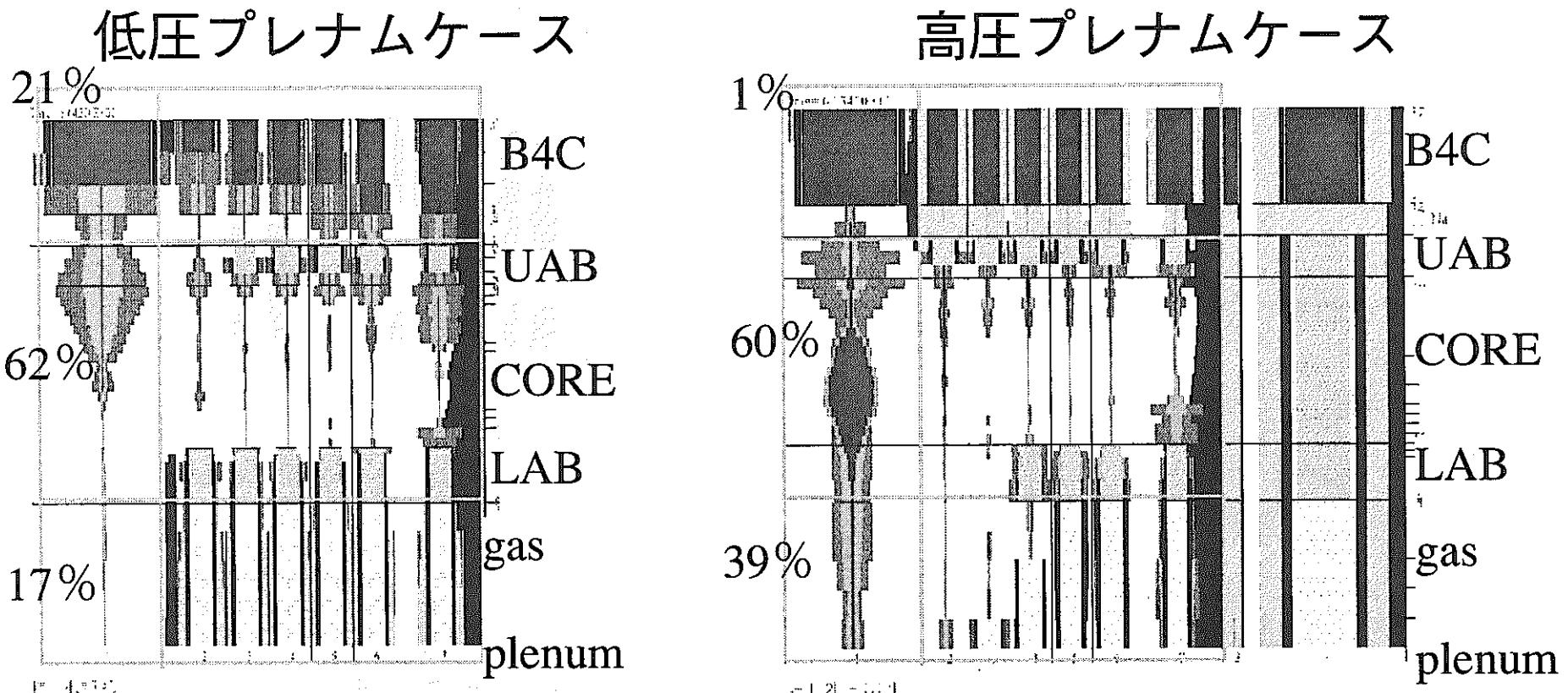


図5.1.2 内部ダクト付き集合体燃料流出挙動解析結果



高圧プレナムに接続する場合

- ・燃料流出時間は、低圧プレナムに接続する場合とほぼ同じ
- ・但し、FCIの発生によって炉心内圧力が増大する。
- ・ほとんどの燃料が冷却材入口側へ流出する。

図5.1.3 内部ダクト付き集合体、40%燃料流出時の炉心状態

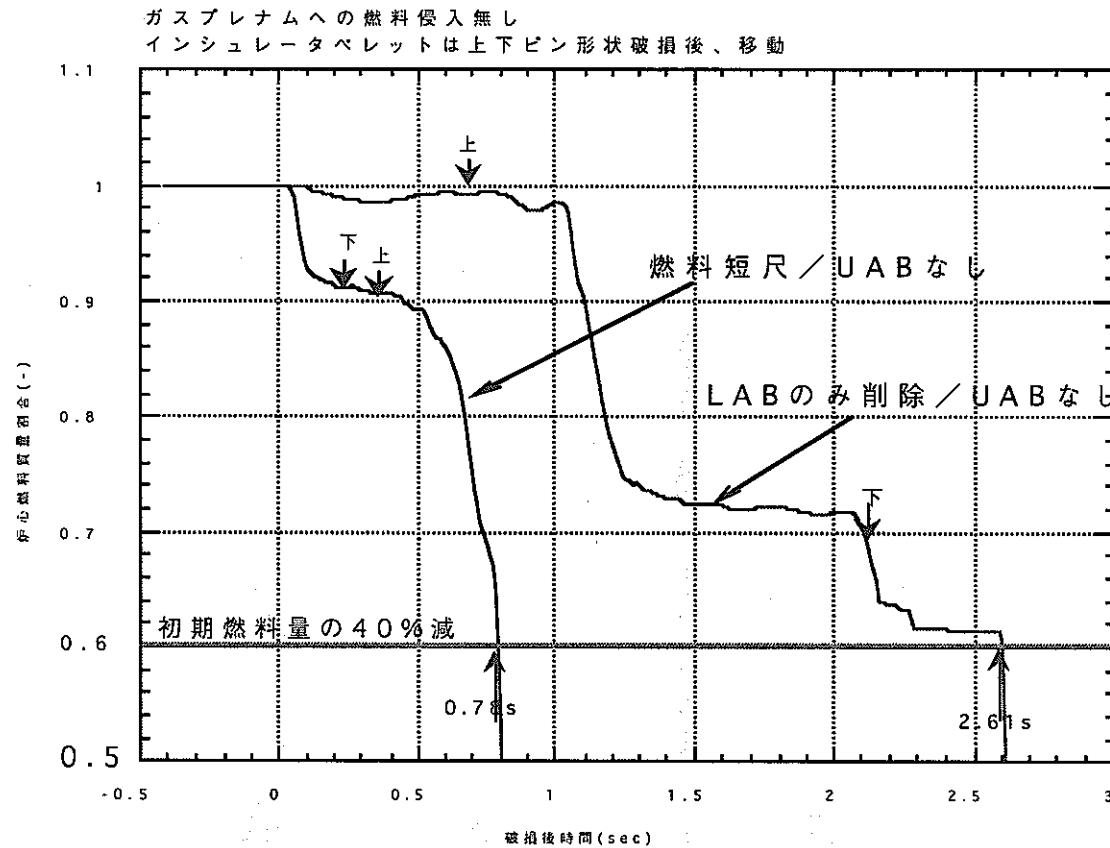
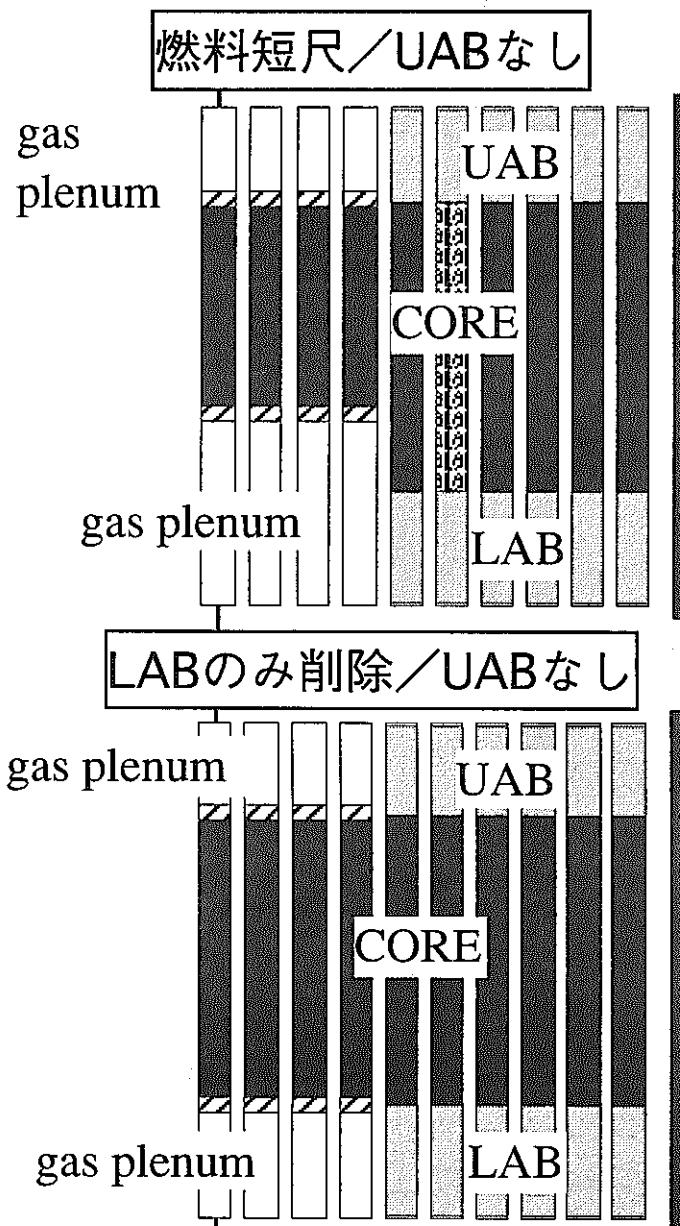


図5.2.1 軸ブランケット一部削除型集合体解析体系及び燃料流出挙動解析結果
燃料短尺ピン／LABのみ削除ピン

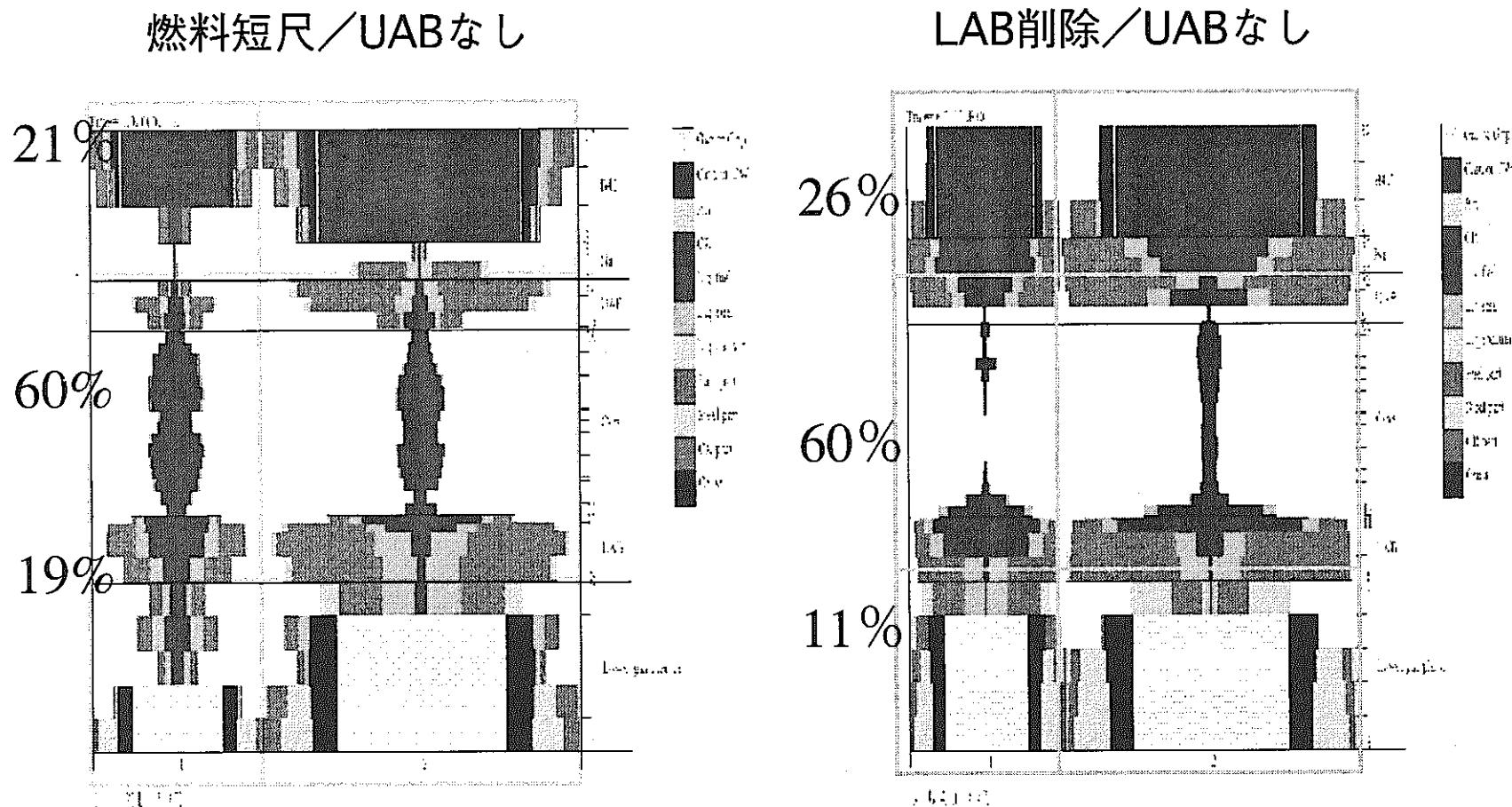


図5.2.2 軸ブランケット一部削除型集合体解析結果：40%燃料流出時の物質配置

6. おわりに

実用化戦略調査研究においては、軽水炉と同等ないしは、それ以上の安全性を確保するとともに、受動安全等を活用することによって、より安心感の持てる FBR 概念を構築することを安全性の目標としている。

上記目標を実現するための具体的な目標として、

- ①炉心損傷の発生防止についての安全性の目標
- ②炉心損傷を仮想した場合の再臨界排除

の二つについて考え方を整理した。これらは次のようにまとめられる。

①FBR 実用化炉については、安心感の持てる FBR 概念を構築しなければならない。このため、IAEA の INSAG が作成した BSP を取り入れることに加え、さらに高い安全性を確保するために設計において受動的炉停止能力と自然循環による崩壊熱除去能力を備えることとした。そして、この要求に応えることによって、炉心損傷発生頻度としては BSP の中に記されている値より 1 術小さな値、すなわち、 $10^{-6}/\text{炉年未満}$ が達成されるものと考えられる。

②FBR 実用化炉については、軽水炉と同等以上の炉心安全性を確保することが求められている。このため、仮想的な CDA の起因事象が発生した時に、即発臨界超過から、設計上有意な機械的エネルギーの放出に至らせることなく事象終息し、事象の影響を 1 次系内に確実に収納できる炉心概念を構築することとした。これが再臨界排除である。

多様な炉心における炉心損傷時の再臨界特性を検討するための臨界体系についてのマップを作成した。このマップを活用することにより、炉心損傷時の再臨界の可能性を簡易に把握するとともに、再臨界回避方策の要否の 1 次判断を行うことが可能となった。

Na 冷却 MOX 炉について、有望な再臨界排除方策を提案した。それらを対象として燃料流出挙動の予備解析を行い、内部ダクト付き集合体の流出機能の有効性を確認するとともに炉心性能への影響の小さい方策として提案した軸ブランケット一部削除概念も有望であるとの結論を得た。

今後、安全性の目標レベルの設定とその実現方策について検討を深めるとともに、再臨界排除方策についても候補概念の有効性を詳細に解析評価していく。

7. 参考文献

- [1] 能澤正雄、早田邦久、「原子力発電所のための基本安全原則」について、pp.889～896、日本原子力学会誌、Vol.30、No.10（1988）