

平成12年度研究開発課題評価(中間評価)報告書

評価課題「高速増殖炉の安全研究」

平成13年9月

核燃料サイクル開発機構
研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

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大字村松4-49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries 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)

2001

平成 12 年度研究開発課題評価（中間評価）報告書
評価課題「高速増殖炉の安全研究」

核燃料サイクル開発機構
研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

要 旨

核燃料サイクル開発機構(以下、「サイクル機構」)は、「国の研究開発全般に共通する評価の実施方法の在り方についての大綱的指針」(平成 9 年 8 月 7 日、内閣総理大臣決定)及びサイクル機構の「研究開発外部評価規程」(平成 10 年 10 月 1 日制定)等に基づき、「高速増殖炉の安全研究」に関する中間評価を研究開発課題評価委員会(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)に諮問した。

これを受けて、高速炉・燃料サイクル課題評価委員会は、本委員会によって定めた評価方法に従い、サイクル機構から提出された課題説明資料、補足説明資料及び委員会における議論に基づき、本課題の評価を行った。

本報告書は、その評価結果をサイクル機構の関係資料とともに取りまとめたものである。

目 次

1. 概要	1
2. 高速炉・燃料サイクル課題評価委員会の構成	1
3. 審議経過	2
4. 評価方法	2
5. 評価結果（答申書）	5
（参考）高速炉・燃料サイクル課題評価委員会 各委員の評価意見	31

参考資料（核燃料サイクル開発機構）

参考資料 1 研究開発課題の中間評価について（諮問）

参考資料 2 評価結果に対する措置

参考資料 3 課題評価委員会委員の評価意見に対するサイクル機構の
見解及び質問に対する回答（補足説明資料）

参考資料 4 高速増殖炉の安全研究（課題説明資料）

〔研究開発課題説明資料(本文)〕

〔研究開発課題補足説明資料〕

〔用語の説明〕

参考資料 5 高速増殖炉の安全研究（OHP 資料）

1. 概要

核燃料サイクル開発機構(以下、サイクル機構)は、「国の研究開発全般に共通する評価の実施方法の在り方についての大綱的指針」(平成9年8月7日、内閣総理大臣決定)及びサイクル機構の「研究開発外部評価規程」(平成10年10月1日制定)等に基づき、「高速増殖炉の安全研究」に関する中間評価を研究開発課題評価委員会(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)に諮問した。

これを受けて、高速炉・燃料サイクル課題評価委員会は、本委員会によって定めた評価方法に従い、サイクル機構から提出された課題説明資料、補足説明資料及び委員会における議論に基づき、本課題の評価を行った。

本報告書は、その評価結果をサイクル機構の関係資料とともに取りまとめたものである。

2. 高速炉・燃料サイクル課題評価委員会の構成

本委員会は、平成11年1月に設置され、関連分野の専門家を中心として、社会科学の専門家、ジャーナリスト、ユーザーなど、幅広い分野の委員から構成されている。

委員長	岡 芳明	東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設教授
委員	井上 正	電力中央研究所原燃サイクル部長
	小鍛治市造	関西電力(株)原燃サイクルグループチーフマネージャー 原子燃料部長
	近藤三津枝	ジャーナリスト
	清水 雅彦	慶應義塾大学経済学部 常任理事
	鈴木 潤	未来工学研究所R&D戦略研究グループリーダー
	戸田 三朗	東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻教授
	中川 正幸	日本原子力研究所特別研究員(現、日本原子力発電(株)顧問)
	大杉 俊隆	日本原子力研究所工務・システム研究部次長(平成13年7月1日より)
	中村 雅美	日本経済新聞社編集委員
	モリス・ブレン	駐日欧州委員会一等参事官(科学技術担当)
	班目 春樹	東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設教授
	松井 恒雄	名古屋大学大学院工学研究科量子工学専攻教授
	松本 史朗	埼玉大学工学部応用化学科教授
	山田 明彦	東京電力(株)原子力研究所所長

3. 審議経過

(1)第1回目の委員会開催：平成13年3月29日

- ・評価方法の決定
- ・課題内容の説明・検討

(2)第2回目の委員会開催：平成13年4月23日

- ・補足説明、質問への回答
- ・評価内容の検討

(3)評価結果(答申書)のまとめ

上記の審議結果に基づき、委員長が評価結果をまとめ、各委員の了承を得て答申書とした。

(4)答申：平成13年7月23日

4. 評価方法

以下の評価作業手順及び評価項目に従い、評価を行った。

(1)評価作業手順

1)第1回目の課題評価委員会における審議（評価方法の決定、課題内容の把握・検討）

- ・評価方法を定める。
- ・サイクル機構から課題説明資料により課題内容の説明を受け、内容を把握・検討する。なお、欠席した委員に対しては、別途、サイクル機構が対応する。

2)各委員の評価作業

- ・各委員は、第1回目の課題評価委員会開催後、課題説明資料及び委員会における説明を基に、評価項目に従って評価を行い、評価意見及び質問を書面で事務局に提出する。
- ・事務局は、これらを整理して、次回の課題評価委員会の検討資料を作成する。

3)第2回目の課題評価委員会における審議（課題の評価）

- ・各委員が行った評価、サイクル機構の課題説明資料及び補足説明、委員会における討論に基づき、課題評価委員会としての評価を行う。

4)評価結果(答申書)のまとめ及び答申

- ・委員長は、上記の審議結果に基づき、委員会としての評価結果をまとめ、理事

- ・ 答申書には、次項に示す各評価項目について、委員会としての評価結果を記述する。
- ・ 上記と異なる意見がある場合には、答申書にその意見を併記する。

5)その他

- ・ 評価をよりの確なものとし、また評価に対する被評価者の理解を深めるため、課題評価委員会には研究実施責任者及び担当者を出席させ、議論に参加させるものとする。

(2)評価項目

評価項目及び評価の視点（○印）は次のとおりとする。

また、研究開発を進めていく上での提言、留意点があれば、コメントする。

(1)研究開発の目的・意義

- 目的・意義は明確かつ的確か。
- 重要性、緊急性が高いか。
(長期的に見て重要性が高いものか、将来に備えて今から対応しておくべき課題か、という視点を含む。)
- 社会的・経済的ニーズ、民間ニーズはあるか。
- 国の計画・方針との整合性
- サイクル機構が実施すべき課題か。
- 関連技術動向が的確に把握されているか。

(2)研究開発目標

- 目標の設定・水準は適切か。
- 目的・意義達成のために十分な目標設定となっているか。
- ブレークスルーすべき点が明確か。
- 状況に応じて適切に見直しが行われているか。
- 関連技術動向が的確に反映されているか。

(3)研究開発計画

- 研究開発項目の設定・内容、スケジュール、資金配分、項目相互間の関連性等は具体的で妥当なものか。
- 研究内容は独創性、創造性に富んだものになっているか。
- 計画見直しの機動性(状況に応じて計画の見直しを適切に行っているか。)
- 使用する施設・設備は適当か。

(4)研究実施体制

- 組織、人員・人材の配置、研究グループ間の連携、委員会の活用、運営等は妥当なものか。
- 他機関との協力・連携（国際協力を含む）は適切か。

(5)研究成果

①得られた成果の内容

- 達成された具体的な成果について、水準、質、意義、当該分野への寄与の程度等の評価
- 計画と比較した達成度（要因分析を含む）
- 費用対効果（投入した費用に見合った成果が得られているか。）
- 国の安全研究として、安全基準類の策定、安全設計・安全評価のための基礎資料の提供が図られるか。
- サイクル機構の所有する原子力施設（常陽、もんじゅ）の安全性維持・向上に反映できるか。

②実用化戦略調査研究との関係

- 「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」（実用化戦略調査研究）における技術的成立性判断、実用化候補概念の絞り込み等に効果的に反映できるか。
- 実用化戦略調査研究を支援するために必要な研究開発課題が適切にカバーされているか。

③得られた成果の普及、公開

- 成果の普及は期待できるか。
- 波及効果は期待できるか。
- 成果発表、特許出願・取得等の実績
- 広報は積極的、効果的に行われているか。

(6)今後の展開

- 今後の展開、進め方等に関するコメント

(7)その他（上記項目に当てはめ難い評価意見）

(8)総合評価

- 上記各項目の評価を踏まえた総合的な判断

3. 評価基準

各評価項目について評価を行い、進捗状況の妥当性や、目的・目標、進め方などの見直しの必要性等を総合的に判断する。

5. 評価結果（答申書）

平成13年7月23日

核燃料サイクル開発機構
理事長 都甲 泰正 殿

研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)
委員長 岡 芳明

研究開発課題の評価結果について（答申）

当委員会に諮問[12 サイクル機構(企)127]のあった下記の研究開発課題の中間評価について、その評価結果を別紙のとおり答申します。

記

研究開発課題「高速増殖炉の安全研究」

以上

高速炉・燃料サイクル課題評価委員会報告書
「高速増殖炉の安全研究」の評価結果（中間評価）

評価結果の概要

高速増殖炉（FBR）の開発を支える基盤研究開発としての安全研究は、これまで高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の開発、許認可及び運転保守並びに電気事業者が進めてきた実証炉計画に反映することを目的として実施されてきた。現在は FBR サイクル実用化戦略調査研究への反映のため、種々の候補概念の成立性判断や絞込みに、その研究成果を効果的に反映すべく研究の重点化を行っている。特に、安全研究は国民の関心や社会的必要性も高く、また国の安全規制に貢献を果たすべき重要な役割を担っていることから、継続的に研究を行うこととしている。

本評価においては、我が国の FBR 開発及び国の安全規制への貢献に係わる過去 5 年間を中心としたこれまでの研究成果、並びに実用化戦略調査研究第 2 期への反映及び国の安全研究年次計画の実施に係わる今後 5 年間の研究計画や進め方について評価を行った。

本研究の位置付け、目的・意義として、①FBR の実用化を支える基盤研究、②国の安全規制への貢献、③「常陽」及び「もんじゅ」の設置者としての責務との関係という 3 つの視点を挙げているのは適切である。FBR の開発は、長期にわたり、原子力長期計画等において国の方針としてこれを推進する方策がとられ、この方針に沿ってサイクル機構が FBR の研究開発にとって不可欠な要素である安全研究を進めて来たこと、及び今後もその責任を果たすことは、国の計画・方針と一致しており妥当である。FBR における安全確保の基本的考え方は軽水炉と同様であるが、FBR の特徴を考慮して研究の重点化を図っているのは適切である。

本研究の目標及び研究計画については、過去 5 年間の当初の研究目標として実証炉の設計と安全審査を最重要視したことは、「もんじゅ」の完成後であることから適切であると言える。この中で実証炉の安全設計、安全評価に必要な実験データの取得並びに評価手法、コードの開発を目標として設定したことも妥当である。具体的研究分野として、①確率論的安全評価に関する研究、②燃料

安全に関する研究、③炉心安全に関する研究、④伝熱流動に関する研究、⑤ナトリウム及び格納系に関する安全研究、の5つの課題に対して具体的な研究計画を策定して実施したことも適切である。

本研究をめぐる環境は過去5年間に大きく変貌した。すなわち、「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の原因究明、再発防止対策に多くの努力を割かざるを得なかったこと、実証炉計画が見直され、FBRサイクル実用化戦略調査研究が開始されたことなどの情勢変化を受けて、本研究の目標と計画についても適切かつ柔軟な見直しが行われてきたものと評価する。

一方で、今後の研究計画においては、「もんじゅ」の延長であるナトリウム冷却・混合酸化物燃料型のFBRに加えて、幅広い実用化候補概念についての研究が展開される必要がある。特に実用化戦略調査研究第2期の目標である候補概念の基本的成立性の判断や絞込みに効果的に研究成果の反映ができるよう、研究課題の重点化を行うことが求められる。また、今後の研究計画は実用化戦略調査研究の進展や内外の情勢変化に対応して、弾力的に実施されることも強く望まれる。

本研究の過去5年間の実施においては、研究計画及び目的が大きく変更、見直しを受けた中で、5つの分野において得られた研究成果は、いずれもほぼ期待された水準、質を達成していると判断される。国の安全研究としても、安全基準、安全設計、安全評価への資料の提供が図られており、また、「もんじゅ」事故に対して研究計画の的確な見直しを行うとともに、十分な研究成果を提供している。ただし、研究成果の世界的な普及という観点では、海外におけるFBR開発計画が見直されている状況下において、我が国がFBR安全研究を継続して進め、将来国際貢献を果たしていくとの姿勢を持つことは重要である。そのためにも、研究成果の一般化や汎用化を目指すとともに、研究者がさらに独創性、創造性を発揮することを期待する。

本研究の実施体制については、研究資金及び要員の計画を含めて、概ね妥当なものと判断される。また、実用化戦略調査研究第2期が開始する平成13年度より、研究組織の改正や研究計画の見直しが行われている点も適切である。今後の研究資源が必ずしも潤沢ではないと予想されることを踏まえて、費用対効果を十分に勘案して、研究を弾力的かつ重点化して実施することが重要である。

研究成果の公開・普及、特許の出願等が十分積極的に行われていること、国際協力や大学等との研究交流が広く行われていることなどは高く評価できる。その一方で、原子力の安全に関する地域住民や一般国民の関心が高いことを踏まえて、サイクル機構全体として広報に対する取り組みをさらに強化することが望まれる。また、研究開発の実施においても、専門的・技術的成果の公開との視点から一歩進めて幅広い情報発信を行うとの姿勢を持つことが重要である。

評 価 結 果

(1)研究開発の目的・意義

- 1) 高速増殖炉の実用化にとってその安全確保は必須である。原子炉の安全確保の最大の目的は原子炉の放射性物質の事故時の影響から公衆を保護する事である。原子炉施設の設計に当たっては多重防護の考え方に基づき安全確保をはかる事にしている。即ちまず異常の発生を防止し、次に異常が発生してもそれが事故へ拡大するのを防止し、さらに不幸にも事故が発生してもその環境影響の低減を図ることとしている。異常発生の防止のためには人為的介入なしに自ら安定安全な状態を保てるよう原子炉に自己制御性を持たせること、余裕のある設計をすること、高い信頼性を持つ機器を用いる事、誤操作や誤動作を防止する設計をすることが行われる。事故拡大の防止のためには原子炉を「止める」「冷やす」、放射能を「とじこめる」と言われているように原子炉停止系、安全保護系や非常用炉心冷却系を設けることとし、安全上重要な系は独立かつ多重な系を設けることとしている。環境影響を低減し、公衆を防護するためには原子炉格納施設を設け、広い発電所敷地をとることとしている。この多重防護の考え方により西欧の原子力発電所ではその放射性物質により死亡した公衆は現在に至るまで一人もいないという実績がある。
- 2) 本研究計画において、高速増殖炉の設計においては軽水炉と異なる特徴があることからその特徴をふまえた、安全確保を達成するため、重点化して安全研究を進めるとしているのは適切である。
- 3) 安全研究の目的として高速増殖炉の実用化を支える基盤研究、国の安全規制への貢献、高速実験炉「常陽」、原子炉「もんじゅ」の設置者としての責務との関係という視点を挙げているのは適切である。
- 4) 研究課題として挙げられている 5 つのテーマはいずれも長期的に見て重要度が高く、将来に備えて今から対応しておくべき課題と考えられる。
- 5) 安全性は国民の関心も高く社会的ニーズがある。高速増殖炉は安全確保の考え方は軽水炉と同様であるがプルトニウム燃料を用いる高速中性子炉であること、冷却材としてナトリウムを用いること、プラントの高温化や高燃焼度化といったその特徴を考慮して研究の重点化を図っているのは適切である。
- 6) 過去 5 年にわたる本研究開発課題「高速増殖炉の安全研究」は、不幸にして

発生した「もんじゅ」の事故を契機とするものではないが、事故発生によってその緊急性が急速に高まったことは否めない。同時に、原子炉施設全体の安全性確保に係わる研究開発の社会的ニーズもいっそう増大したといえる。

- 7) 本研究課題は、FBR 基盤技術開発の主体であり、高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」の設置者である、サイクル機構が実施すべきものである。
- 8) FBR の安全研究そのものは国の計画や方針に沿ったものであり、特に異論はない。
- 9) 国の安全研究計画と符号しておりサイクル機構が主体的に実施すべきものである。
- 10) 本テーマは、高速増殖炉の PSA、燃料安全、炉心安全、伝熱流動、Na・格納系安全に関する研究であり、その必要性は明確である。
- 11) 我が国の FBR 研究開発のなかで「常陽」や「もんじゅ」の開発、許認可および運転保守に直接かかわる安全研究、並びにそれに続く電気事業者の「実証炉」開発計画を念頭に置いた安全研究は、平成 12 年末の「もんじゅ」事故に伴う必要な研究課題の追加、変更を加えながら、また実証炉計画そのものの見直しによって、長期的観点から FBR 実用化を目指した段階的な安全技術の確立に目的を明確にしていることは適切である。平成 8 年－12 年度の安全研究開発は、以上の変化、影響の中で、国の計画・方針との整合性、見直しが行われ、かつ開始された FBR サイクル実用化戦略調査研究へ反映すべき基盤研究として進められることになり、FBR の実用化に照準を定めて国の計画、社会・経済的ニーズ及び民間のニーズに応えて、目的・意義は明確になっている。このような背景で設定された安全研究課題は、FBR サイクル実用化戦略調査研究の専門技術分野を支える基盤研究を確立する重要性、緊急性からも、サイクル機構が実施すべき課題として適切である。
- 12) FBR の開発は、長期間に渉り、長計などにおいて国の方針としてこれを推進する方策がとられ、この方針に沿って旧動燃、現サイクル機構が主として研究開発を進める立場にあった。従って、サイクル機構が FBR の研究開発にとって不可欠な要素である安全研究を進めて来たこと、及び今後もその責任を果たすことは、国の計画・方針と一致しており妥当である。

特に、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の設置者として、これらの安全運転に必要な技術的基盤を高度化することや異常時への対応など施設の安全性向上に必要な研究開発を進めることは、本来的な義務である。

国の安全年次計画に基づき、安全研究を進めることは原子力安全委員会の規制、安全審査に貢献するものであり、大きな意義がある。特に実証炉の安全規制に必要な各種のデータ、評価法などを提供することは国からの要請に応えるものであった。

以上のような目的を含んだ研究計画は妥当なものである。

- 13)各研究のそれぞれの目的が、①FBR 実証炉（ループ型）開発のため②もんじゅ事故解明と再発防止のため③実用化戦略調査研究との連携のための何れに位置付けられているかについては、研究開発課題補足説明資料により一応明らかにされていると考える。
- 14)ニーズ・緊急性については、各研究の目的・位置づけにより決定されるものであるが、おおまかに言って、①もんじゅを今後、安定安全に運転し、実績を蓄積するための研究は緊急性が極めて高いと言える。一方、FBR の実用化およびそのための戦略調査研究は緊急性はなく、じっくり腰を据えた取組で良いと考える。
- 15)ナトリウム冷却炉に関する安全研究として捕えた場合、目的・意義は明確であり、社会的、経済的ニーズもあり重要性・緊急性が高く、長期的視野からも、今から進めておくべき研究課題であろう。
- 16)本安全研究は、大型ナトリウム炉が対象であるが、戦略調査研究の性格は多様な炉型を検討対象としていることから、今後は、重金属炉、ガス炉、等の安全研究に着手しなければならない。
- 17)高速増殖炉の開発計画がどう進もうとも、これまでの実績および得られた知見からして、サイクル機構が今後とも主導的役割を担うことは明確であり、安全研究も含めてサイクル機構が実施すべきと考えるが、国の具体的方針もこれから議論される状況に鑑み、サイクル機構は研究プログラムを充分検討の上、重点指向して欲しい。
- 18)平成7年の「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故を契機として、FBR に対する国民の考え方、国の方針にも変化が現れている。サイクル機構が進めている「実用化戦略調査研究」は、その対応の一つである。安全研究においてもこれらの状況をよく認識し、研究課題の選定においても適切にこれを反映すべきである。
- 19)FBR の開発にとって安全性は、絶対必要案件の一つであり、強力に推進すべきものである。ただ、本安全研究は、当初、実証炉をターゲットに置いて平成8年に5年計画で開始されたが、その間、もんじゅの事故、戦略調査研

究という外部環境条件が激変し、FBR 開発にとって非常に大きな影響を受けることになり、その目的も当然ながら変更をせざるを得ないこととなった。もんじゅ事故は、研究の追加と言うことで、全体の目的については変更がないと考えるが、戦略調査研究開始以降は、明らかに安全研究の達成時期、その成果の使われ方等、過去の研究計画と比べて大きな変更があつてしかるべきである。

- 20) 報告書には本研究が戦略調査研究にどのように反映できるのか、特に大型ナトリウム炉以外にはどのように適用、或いは応用できるのかをもっと強調しないと、目的が激変しているのに頑迷固陋に当初の方針のもとに進めてきたというそしりを受ける恐れがある。
- 21) すでに電気事業者によって実用化されている軽水炉はもとより、長期的なエネルギー開発戦略の一環として研究開発が進められてきた高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」についても、安全性の確保に係わる研究は際限のない課題である。ここで、際限がないというのは、次のことを意味している。専門的な技術知識をもたない一般市民からみて、核燃料を基礎資源とするエネルギー発生装置としての原子炉は、核物質の臨界を人為的に生じさせながら膨大な熱エネルギーを抽出する装置であり、二重ないしは多重的な危険性を内在している。一つは、放射性核物質の管理過程における危険性であり、もう一つは、臨界過程の統御にまつわる危険性である。システム技術としての原子炉では、特に後者の危険性を一定のレベル以下にとどめることが安全性の確保につながると理解されるが、一般市民の感覚では、たとえ確率的に極めて稀であっても危険性が予想されるかぎり、「安全性が確保されている」とは認識できないと考えるべきである。また、発生確率が極めて小さい危険事象は、おそらく無限に存在する。その意味で、安全性に係わる研究課題は、際限がないのである。とはいえ、すでに実用化されている軽水炉を含めて研究開発途上にある高速増殖炉の安全性は、それら技術の社会的適用をめざすかぎり、社会的に許容される危険性を科学的に示すなかで、危険性を許容範囲内にとどめるための研究開発によってしか確保することができない。
- 22) 幸か不幸か、「もんじゅ」の事故は、許容範囲をはるかに超えた危険性を顕在化させた。当然のことながら、事故の発生原因を徹底的に糾明しなければならない。その際、事故の発生原因が、高速増殖原型炉「もんじゅ」に固有の技術的要因（欠陥）にあるのか人為的管理操作上の過誤にあるのか、さら

にはコンポーネント技術の設計上の問題なのかシステム技術の問題なのか、事後的とはいえ徹底的な分析を通して糾明されなければならない。

- 23) 本報告書では、実施した課題と結果が記述されているが、この研究によって安全性の確保がいかに向上されたかという観点からの評価が重要である。

安全性研究について、通常運転時、過渡時、事故時などに分けて、夫々の場合に安全確保または安全評価に必要とされる課題を順次ブレークダウンし、安全研究の全体像が分かるようにすることが重要と考える。

- 24) 原子炉の安全評価のためには実際の原子炉施設で事故を発生させてその影響を調べることはできないので、その原子炉の特徴をふまえつつ模擬実験と数値解析により安全確保方策を検証し、安全評価を進めることが必要である。

(2) 研究開発目標の設定

- 1) 本研究をめぐる環境は過去 5 年間に大きく変貌した。すなわち「もんじゅ」の二次系ナトリウムの漏洩により、まずその原因究明、対策に多くの努力を割かざるを得なかった。その後、FBR サイクル実用化戦略調査研究が開始され、本研究の目標もそれとの整合性が重要になってきている。このような情勢変化を踏まえつつ、適切に目標を設定していると評価する。
- 2) 安全研究課題は多岐にわたっており、平成 8 年－12 年度の第 1 期の目標は主に、(1)確率論的安全評価に関する研究での、「もんじゅ」への PSA 適用による安全性の確認、及び機器データベースの整備、(2)燃料安全に関する研究での、燃料破損、熔融事故事象の炉内、炉外実験、(3)炉心安全に関する研究でのコードによる炉心損傷安全評価、CABRI 炉内実験による評価データ取得、(4)伝熱流動に関する研究でのサーマルストライピングなどの過渡評価、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究でのナトリウム漏洩燃焼、ナトリウム－水反応の実験、コード評価、におかれたことは、いずれも適切である。平成 13 年 4 月 13 年－17 年度の第 2 期の計画は、FBR サイクル実用化戦略調査研究への反映も意識した目標となっており、全体として適切である。
- 3) (1)確率論的安全評価に関する研究での候補となる炉の概略 PSA の内容とその到着目標（レベル）を明確にすること、(2)燃料安全に関する研究での燃料破損限界の研究については、コードの整備を前倒しに強化、また期間も集約することが望まれること、(3)炉心安全に関する研究では、EAGLE 実験での方法論とそれから期待される成果の汎用性についての確認を、(4)伝熱

流動に関する研究においては自然循環除熱の研究は候補炉により大きく対象が変わることも十分に検討すること、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究では、実用化戦略調査研究の進展によって対象が変わっていくことが予想され、5年の研究期間において要素技術の研究をどのように進めていくのかさらに具体的な提示が必要なこと、などが指摘される。

- 4) 目標の設定は適切である。ただし今後の5年間は本中間報告書でまとめられた研究目標・課題を実用化戦略調査研究の状況に応じて適切に見直されるべきである。
- 5) 過去5年間の研究目標として、当初は実証炉の設計と安全審査を最重要視したことは、もんじゅの完成後であることから妥当といえる。この中で実証炉の安全設計、安全性評価に必要な実験データの取得並びに評価手法、コードの開発を目標として設定したことも妥当である。このとき、ブレイクスルーすべき課題が明確に設定されていたかは必ずしも明らかではない。

この期間において最も重要なことは、もんじゅ事故への対応であった。目標を大幅に見直し、原因究明、再発防止対策及びその後実施した安全総点検に基盤研究部門として必要な貢献をしたと考えられる。ただし、この事故以前に、もんじゅにも係わる安全性向上の研究課題がどの程度目標の中に設定されていたかを再評価して欲しい。この事故は二次系からの少量のナトリウム漏洩であり、炉心への影響も殆んど無いと推定できたことから、基盤分野では殆んど意識されてなかったと予想される。しかし、ナトリウム火災実験で見られたライナー腐食現象のような基盤分野においても重要な現象が見落とされていたと考えられる。

この事故が与えた影響の大きさを考えると、今後とも重要なことは、安全と安心は背中合わせであり、研究目標を設定するときは最新の配慮が望まれることである。また、「もんじゅ」の安全対策向上への成果の反映を目標に掲げていることは妥当である。今後とも「もんじゅ」サイトとの連携を一層緊密にし、目標の具体化を図っておく事が望ましい。FBR 開発にとって、今何よりも重要なことは今後もんじゅを安全に、安定して運転し、国民の信頼を回復することにある。これを目標設定の重要な指針と考えて欲しい。

- 6) 本研究開発は、多重防護による安全確保の観点から、①「確率論的安全評価 (PSA)」、②「燃料安全に関する研究」、③「炉心安全に関する研究」、④「伝熱流動に関する研究」、⑤「ナトリウム及び格納系に係わる安全」などの5つの課題を設定している。それぞれの課題に関する研究開発目標の設定は

おむね適切であると思われる。しかし、①の課題に係わる目標設定については、結果的に IAEA/INSAG-3 の基本安全原則目安としているが、安全性に関する相対評価の基準としての妥当性と合理性についての考え方を明確にしておくべきであると思われる。

- 7) 今後の研究計画として「FBR プラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用」が謳われているが、これまでの研究開発過程でリスク情報はどのように取扱われてきたのか、特に①「確率論的安全評価 (PSA)」手法との関係が不明である。リスク情報の収集方法を含めて説明されるべきであろう。
- 8) 大型ナトリウム炉の安全研究だけ突出して進んでいくことになるので、他の炉型とのバランスをどうとるかは重要であると考ええる。
- 9) 安全研究であるため、どこまで実施すればよいのか難しいが、実施した課題については当初定めた具体的目標(ターゲット)に対して、成果の達成度を明確に記述する必要があるのではないか。

安全性研究の性格から困難かもしれないが、分野外の方にも解るような論点の整理、記述法を取って欲しい。

(3)研究開発計画

- 1) 本研究は原子力安全委員会が定め推進する国の安全研究年次計画とも整合している。国の研究がナトリウム冷却大型炉に限定しているのに対しサイクル機構の安全研究は広く実用化候補概念を対象としている。これは平成 11 年度より、サイクル機構の中長期事業計画および実用化戦略調査研究の開始によりその研究開発の見直しと重点化が行われ、安全研究についても国の研究としての役割を維持しつつ実用化のための枢要技術開発への重点化が行われたためである。
- 2) 基本的に妥当なものであると評価する。
- 3) 説明内容に特段の意見はない。
- 4) 開発項目の独創性、創造性についてはほぼ FBR の特別な重点課題に絞られていることから妥当と評価される。また、第 1 期の計画は適切な見直しが行われており、第 2 期においても当初の目標の達成のチェック並びに実用化戦略調査研究の進展に対応する]計画の変更、見直しも、十分な対応性をもって進められるよう期待したい。研究に使用される施設、設備の整備は適切である。

- 5) 今後5年間の研究開発計画については、取り上げられた5つの各分野において計画は具体的で重要な課題が設定されている。いずれもFBRの安全性評価の信頼度を向上する上で重要な課題である。これらの計画は約90億円の資金と34人の職員を投入し、原子炉施設も使うかなり規模の大きな研究である。着実に有用なデータを取得することは勿論であるが、より本質的で応用範囲の広い成果を得るために、常に独創性を発揮する意欲を持ち続けることが大切である。

カザフスタンの施設を用いたEAGLEプロジェクトは、国内では実施が不可能な意欲的な計画であり炉心損傷時の挙動を明らかにするため、良い成果を期待できる。一方米国のTREAT炉を用いる計画は、その稼動が不透明なこともあり代替計画も考えておく必要があるだろう。

留意すべきことは、実用化戦略研究が一つの柱となっている状況を認識し、その炉型の絞込みの進捗度に応じ、評価に必要なデータ、手法、コード等がタイムリーに提供できるように柔軟な計画にすることであろう。また、度々計画を見直しつつ優先度を考えて研究を進めて欲しい。これまでの行きがかり上続けるといったような考え方は厳に慎むべきである。

- 6) H8～12年の研究が主としてFBR実証炉開発またはもんじゅ事故を踏まえたものであったことから、各々の研究目標・計画は概ね妥当なものであったと考える。

しかし今後の安全研究課題については、基盤技術に係わる研究という位置付けであっても、実用化戦略調査研究と連携されたものであるべき。

実用化戦略調査研究は最適炉型を追求し、従来の実証炉型にこだわるものではないと理解している。そして各メニューが摘出され、課題を評価していく際、各メニュー間でのスタートポイントにおける技術知見にはばらつきがあるだろう。従ってブレークスルーすべき課題が明らかにされ、その実現可能性をタイムリーに評価していくためには、例えば燃料安全確認のためのTREAT炉、炉心損傷に係わるCABRI炉等海外との積極的な共同研究の推進は非常に有意義であり、今後の大きな成果を期待したい。

- 7) 当研究がもんじゅ事故の影響を受け、計画の変更や課題の追加を余儀なくされたこと（あるいは柔軟に変更したこと）はよく判る。ただし、「過去5年間の研究は、主として実証炉を念頭に置いた当初計画に従って……」と書かれているように、その間、実証炉計画の見直しやFSの開始という環境の激変があったにもかかわらず、平成12年度末まで抜本的な見直しが行わ

れなかったという印象を受ける。平成 10 年度末で一旦、計画を白紙に戻し、FS フェーズ 1 と連動する形にフォーメーションし直すこともできたのではないか。

- 8) 本研究の今後の目的として、a)戦略調査研究、b)国の安全規制への貢献、c)常陽、もんじゅの許認可、安全性維持 等があるが、個々の目的毎に成果の必要時期が異なると考える。大ざっぱに言えば、もんじゅの早期運転開始等の観点から、c)が最も早く成果を求められ、今年度から 5 年計画で始まる戦略調査研究第二期に成果を反映する a)が、二番目の優先度であり、実証炉計画が見直された b)は、三番目になると考える。この視点で、整理するとよいのではないかと思う。
- 9) 安全研究計画の全体像、全体スケジュールが記述されていないため、計画の妥当性は判断が困難である。
- 10)従来のナトリウム炉安全研究の成果を十分反映させた独創的、創造性に富んだ研究内容になっており、使用する施設設備は適切である。

実用化戦略調査研究で摘出される研究課題を含むべく、研究計画を弾力的に展開すべきである。

(4)研究実施体制

- 1) 基本的に妥当なものであると評価する。
- 2) 説明内容に特段の意見はない。
- 3) 研究実施体制派おおむね適切と判断されるが、安全研究として提示している多岐にわたる研究課題の多さに比較して、第 1 期の 40 名が第 2 期で約 30 名に減となっているので、研究期間内のチェックアンドレビューによる研究課題の見直し、重点化によって、より充実した成果を出されることを期待したい。国内の大学、民間、及び国外の研究機関との協力、連携による研究も適切である。
- 4) ほぼ妥当と考える。体制も研究の進捗度、計画の変更などに対応して柔軟に考えるべきである。委員会や学会などを通じて外部の人の意見を聞くこと、議論する等開かれた体制で進めて欲しい。
- 5) 国外機関との共同研究は大きく取り上げられており、また大学との共同研究についても触れられているが、原研との共同研究は実施されていないのか。夫々の施設の特徴を活かして共同であるいは相互補完的に実施する研究課題はないのか。我が国の資源を有効に利用する観点からも、原研との共同は

今後考える必要はないか。

- 6) サイクル機構内の実施体制、国内外との研究協力等は適切である。過去 5 年間で今後 5 年間の研究課題・計画を比較すると人員と資金は概ね妥当であろう。研究課題を固定的に考えず、実用化戦略調査研究の成果を適宜反映させ、効率的に人員・資金を運用すべきであろう。
- 7) FBR 安全研究の研究課題についての発表内容はいずれも適切である。ただし、限られた研究者数でこのような幅広い研究計画を遂行することはきわめて難しく、少なくとも 2 倍くらいのマンパワーが必要になると思われることを強調しておきたい。

(5)研究開発成果

5-1)得られた成果の内容

<全体>

- 1) 平成 8 年－12 年度の 5 年間の研究は、研究計画及び目的が大きく変更、見直しを受けた中で、5 つの大課題のもとで得られた成果は、いずれもほぼ期待された水準、質を達成していると判断される。国の安全研究としても、安全基準、安全設計、評価への資料の提供をはかっており、特に「もんじゅ」事故への対応は適切であり、十分な成果を提供している。またサイクル機構の原子力施設の安全性向上への寄与も高く認められる。
- 2) 達成された研究成果は水準、質、意義、達成度等いずれも十分である。
- 3) ここに取り上げられた課題については専門的に貴重な成果が得られたものと判断する。
- 4) 得られた成果の中でも、確率論的安全評価研究を通じて「もんじゅ」の炉心損傷確率の大幅な低減を達成したこと、機器信頼性データベースを整備したこと、燃料安全研究では低スミア密度の燃料の高い破損耐性の確認や燃料ピン破損挙動と早期検知性に関する有用な知見を得たこと、炉心安全研究では炉心損傷事故の発展を予測する評価手法とコードの開発と実機への適用、伝熱流動の研究では、自然循環による崩壊熱除去受動的な安全特性の実験を通じたモデルの確認、またナトリウム－水反応の実験と評価等において FBR の安全性を実証する上で不可欠なレベルの高い成果を得ている。
- 5) これらの成果は FBR の分野で幅広く利用できることは勿論、国の安全規制にも有用な指針を与えるものである。これらの結果をより深く吟味することにより、常陽、もんじゅの安全評価に見落としがないかを引き続き検討をす

ることを望む。

- 6) 得られた成果はナトリウム冷却炉を中心に実用化戦略研究に反映できるものがほとんどである。他の冷却材や燃料、プラントが大幅に変わる場合は、対応した研究が今後必要である。
- 7) 得られた成果は論文や会議で積極的に発表されてきたと考えられる。また学会賞などを得たことは高く評価できる。今後とも学会賞などには積極的に応募することを勧めたい。賞を得ることにより客観的な評価が得られる一方、研究者の自信につながる。

ただ成果の世界的な普及という意味では、FBR を積極的に進めている国が大幅に減少したことことから、期待するほどには進まないだろう。ただし、これらの国も将来においも政策の変更もありえるので、特許などは積極的にとるべきであろう。

- 8) 各テーマに対する成果は、それぞれを個別に評価できるような専門知識を有しないで省略する。ただし、印象としては当然のことながら、前期で得られた成果はナトリウム冷却炉に特化したものがほとんどであり、「常陽、もんじゅ」の安全性維持・向上に寄与するであろうことは明瞭であるが、将来、どの程度の汎用的応用性を期待できるのかは疑問に感じる。
- 9) 研究成果については、中間段階であり、開発計画に沿った中間的成果がみられると評価される。しかし、費用対効果については、最終的な成果をもってしか効果を評価できないことから、中間段階では評価できない性質の指標である。

<確率論的安全評価>

- 1) PSA は発生確率値はイベントツリー手法や各要素の故障率データの粗密具合で如何様にも変化するものであり、米国との共同研究と米国データの入手に努めたことは評価される。
- 2) 確率論的安全評価に関する研究は平成 8 年から 5 年間の研究において、手法とデータベースを整備しもんじゅが国際原子力機関の基本安全原則に示される新設炉の安全目標を満たしていることを示すという成果を挙げている。さらに「もんじゅ」の炉心損傷事象に伴う潜在的な放射性放出リスクを推定し、放出割合と発生確率が合理的に低減されることを確認している。これらの成果は評価できる。
- 3) 今後の研究計画として、実用化炉の安全設計へのリスク情報の活用、実用化戦略調査研究における候補プラントの絞り込みのための概略評価、合理的な

安全運転の為の情報の活用を挙げている。これらは研究課題として適切である
と考える。

- 4) リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領の策定も適切な課題である。
- 5) 確率論的安全評価は結果として得られた炉心損傷頻度の絶対値よりも、評価の過程で得られる情報や相対値の方が精度が高く有用であると言われている。実用化戦略における候補プラント概念もコンポーネントの使用経験はプラントによって大きい差がある。これらの点で結果の利用の仕方については注意を払う必要があるだろう。
- 6) 本研究課題の範囲を越えるが今後「もんじゅ」で生じうるかもしれないトラブルに運転班が対応するには、これらの確率論的視点のみならず、プラントの設計、構造とトラブルの現象論に係る深い知識を財産保護の視点も入れて運転要領に反映するとともに適切な訓練も実施することが必要と考えられる。
- 7) 事故時手順書等におけるウィークポイントの把握とその要因改善に特化した手順書改良メニューが策定できることも有意義。逆に言えば過剰に考慮しているポイントの摘出と合理化メニューの策定を図ることも可能な筈であり、両面から追求するとともにその具体事例を事業者にも紹介して欲しい。
- 8) PSA はもんじゅへの反映をうたっているが、CDF の絶対値をあまり言うのは適当でなく、むしろ、設計改良、運転条件の変更による CDF の低減、データベースの拡充等に力点を置くべきである。
- 9) 当委員会よりはむしろ原子力安全委員会の「安全目標専門部会」での議論かと思うが、PSA 手法により算出されるリスク（の小ささ）を原子力施設の実際のリスク（の小ささ）であるかのような形で公衆に伝えるのは控えるべきであると考ええる。

PSA の有用性を否定するものではないが、これはあくまでも工学的な検討のためのツールであると認識するべきであり、前提抜きに数字が一人歩きしないように留意することが必要であると思う。
- 10) PSA が取り込んでいるのは「想定可能な」事象の確率のみであって、「想定されていない事象」が「想定可能な事象」に対してどのくらい存在しているのかを知る術が無い以上、計算で出てくる数字が実際のリスクの何分の一なのかは判らないと思う。実際のリスクは計算値より大きいはずある。
- 11) 内部事象の評価を終えたと言う段階であり、ヒューマンファクター、或いは、

地震等の外的起因事象評価については言及していないのに、もんじゅへの適用はこれで十分というような誤解を与えることを危惧する。

- 12)FBR 機器信頼性データベースは、日米のデータを基にしているが、なぜ、フランスのデータを使用しないのか、その説明が必要なのではないか。

<燃料安全>

- 1) 原子炉の燃料棒には運転に伴って核分裂生成物が蓄積しそれが原子炉の主要な放射能のもとになっている。例えば送電線の故障により原子炉が「異常な過渡」状態に置かれても燃料棒は破損せず、故障が回復すれば通常運転を続けられる必要がある。「異常な過渡」よりもっと頻度が小さい「事故」に分類される事象が生じて燃料棒が例えば少し破損しても原子炉は冷却可能で公衆のリスクは小さい必要がある。

本研究では高速増殖炉燃料棒の「異常な過渡」条件下での破損限界の試験や、燃料棒の一部が冷却流路の局所閉鎖や過出力により破損する炉心局所事故の研究を行いその安全評価手法を開発し、燃料設計・安全評価の基準類に反映するとしておりその目的は適切である。これまでの成果では緩満に過出力が生じる「異常な過渡」による燃料破損限界は燃料のスミア密度に依存することが見出されており高く評価できる。

- 2) 除熱低下事象における炉外急速加熱試験の実施により、破損予測手法を整備し、現在の原型炉許容設計限界における被覆管最高温度の保守性も確認している。
- 3) 局所閉塞事故ではポラス状閉塞に対する評価手法が整備されている。
- 4) 燃料破損に伴う遅発中性子を検出することにより燃料溶融に至る前に十分に時間的な余裕をもってその異常検知が可能であることを示しており評価できる。
- 5) 今後の研究計画では「異常な過渡」条件下での燃料破損限界の研究、炉心局所事故の研究、新型燃料の安全性試験が挙げられており、いずれも妥当と考える。
- 6) 燃料安全については燃料の破損限界を把握評価をし、十分な成果を出していると考ええる。逆に言えばもんじゅ被覆管の健全性・裕度が充分であることが明確になったことから、過剰設計部分で合理化できる点はないのかという検討もして欲しい。
- 7) 実験と解析の組み合わせで貴重な成果が得られているが、その成果が燃料設計等でどれくらいの位置を占めるのか、残された課題は何なのか、どこまで

やればよいのかがよくわからない。

また、MOX だけが突出しているので、今後、金属燃料、窒化物燃料で安全関係でなにをやらなくてはならないかの検討が少ない。

<炉心安全>

- 1) 炉心損傷事象に使われる実験的データベース及び安全評価手法を開発し高速増殖炉の安全性向上に資するとの目的は適切である。
- 2) これまでの成果として実機評価解析用コード群を整備し、国際的に使用される標準的解析手法を確立したこと、起因過程及び遷移過程初期の熔融燃料挙動に関する実験データを得た事は評価できる。
- 3) 今後の課題として SIMMER-III コードの 3 次元化などの評価コードの整備、再臨界問題排除のための融体排出挙動試験計画が挙げられている。いずれも適切な課題と考えられる。前者は 2 次元計算に伴う保守性を合理化することが期待できる。
- 4) シビアアクシデントは現象論的にもまだ不確定な部分も多く、解析の方法論も、経験的な従来の手法では限界がある。これらの研究により合理的な設計の途を開く視点をもって研究を推進されることを期待したい。
- 5) 高速増殖炉の再臨界問題は安全上の重要課題であり、専門家が納得できる知見を集積することがまず必要である。将来は再臨界の現象論のみならずデブリの冷却性、放出エネルギー、事象の頻度などについて炉心損傷事故の包括的で合理的な知見を整理し、設計や安全評価の考え方を整理することが重要であると考えられる。
- 6) 炉心安全についてもその重要性に鑑み、安全評価手法・コードの検証改良に努めた様はよく理解できる。強いて言えば、安全性の追求は限りないとも言える訳で、何を目標として、どこまで追求するのかという面からの検討をして欲しい。
- 7) FBR、特に大型ナトリウム炉で、炉容器内で事故が終息し得る事が実証できれば、FBR 推進上、大きなメリットとなる。その観点から、解析コードの開発、EAGLE プロジェクトでの実炉を用いた実験等はいかに期待できるものであり、推進を図ってもらいたい。

ただ、EAGLE プロジェクトの実験条件と限られた数のデータを効果的に実機 FBR の事故条件に一般化できるように研究を進めることを要望する。

＜伝熱流動＞

- 1) 高速増殖炉の安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法基盤データを整備し技術基盤を確立するとの目的は適切である。
- 2) これまでの研究成果では高速増殖炉の過渡伝熱流動現象解析コードシステムの構築、サーマルストライピングに関する実験的研究とその評価システムの開発整備、温度成層化に関する研究、もんじゅ温度計の流力振動の研究、自然崩壊熱除去の研究、受動的安全性に関する研究がなされており評価できる。
- 3) 今後の研究計画としては伝熱流動に関連する構造安全性と高燃焼度燃料の伝熱流動現象に関する研究、機構論的な安全評価手法確立のための伝熱流動数値実験研究、実用化戦略調査研究の為に冷却材の特性評価研究が挙げられておりいずれも適切である。
- 4) 実験に基づき現象の物理的理解を進め、それを計算コードに反映することがまず重要である。一方機構論的な数値実験は実験では十分計測できない現象の理解を進める事が期待でき、学問的にも経験的な熱流動解析手法の革新をもたらす可能性があり、合わせて進めることは適切である。
- 5) 伝熱流動についてはサーマルストライピング事象や流力振動等の課題を明確にして、そのための集中的研究がなされたものと感じる。また受動的安全性に関する研究は詳細は理解できないが、非常に重要な研究と考える。
- 6) 紹介のあった伝熱流動数値実験研究は、試験装置を使用しないで、直接、シミュレーションで伝熱流動特性を得ることが出来、費用などが格段に節約出来ることが期待されるので、推進を図ってほしい。
- 7) 機構論的研究は従来の実験に基づく経験的な熱流動手法では限界のある炉心損傷事故の現象の解析にも期待できることを指摘したい。
- 8) ナトリウムの伝熱流動について、個別には基礎的なことの成果をあげているが、課題の選定の仕方がバラバラで、趣味的に行われているような印象を受ける。全体を俯瞰してももんじゅ温度計の流力振動的な問題がまだ、残っていないかよく検討する必要がある。
- 9) これまでの知見が全体の中でどのような位置を占め、設計等にどう反映できるのか、今後の課題は何なのか、そして、どこまで詰めればよいのかが、よくわからない。例えば、集合体内潜り込み現象、集合体間熱移行現象等が自然循環の解析でどう使われるかが不明である。
- 10) 炉停止に係わる受動的な安全方策として有効性が期待されている SASS は、常

陽を用いて炉内試験をする計画となっている予定だが、これに触れないのはなぜか。

<ナトリウム及び格納系>

- 1) ナトリウムは高速炉特有の冷却材でありその漏洩に伴う燃焼特性の研究、蒸気発生器におけるナトリウム水反応に関して、その評価技術の高度化と格納系の安全評価技術の高度化を図るとの目的は適切である。
- 2) これまで研究では「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関して、ナトリウム漏洩燃焼に関する研究が行われ「もんじゅ」事故原因の究明と対策に反映されており評価できる。
- 3) ナトリウム水反応に関しても試験装置を用いた実験結果は実用炉の大型蒸気発生器に対する合理的な安全評価に反映されており、評価できる。
- 4) 格納系に関する研究では燃料からの核分裂生成物放出挙動試験が行われ、評価手法の高度化と実用炉の安全評価法への反映が行われており評価できる。
- 5) 今後の計画としてナトリウム漏洩燃焼に関する機構論的解析コードの開発、微小漏洩検出手法の開発、ナトリウムコンクリート反応試験、ソースターム移行評価手法の整備；ナトリウム水反応技術の高度化と実用化戦略調査研究の為の要素技術の研究が挙げられており適切であると考えられる。
- 6) 高速増殖炉においては炉心を冷却し放射化している 1 次系のナトリウムの大量放出を防ぐ事が安全上重要であり、そのため中間熱交換器を用いて 1 次系のナトリウムの熱を 2 次ナトリウムに伝達し、これをさらに蒸気発生器において 2 次ナトリウムから水に熱を伝える方式がとられている。2 次系のナトリウムは放射化していないので万一それが漏洩しても公衆のリスクの増加の点では問題がない。「もんじゅ」で漏洩したのはこの 2 次系の放射能を含まないナトリウムであり過去の高速増殖炉で時々生じた蒸気発生器の伝熱管破損時のナトリウム-水反応とともに公衆リスクを防止するという原子炉の安全確保の第一目標からは安全上問題となる現象ではない事を指摘しておきたい。しかしナトリウム漏洩燃焼やナトリウム水反応は過去の高速増殖炉における発生頻度から考えても重要で、さらに研究しその知見を実際のプラントのトラブル時の運転管理等に反映することが必要である。
- 7) ナトリウムについてもナトリウム-水反応に加えて、ナトリウム漏洩・燃焼試験というもんじゅ事故を踏まえた緊急の課題に集中的に取り組み、成果を収めたものとする。しかし今後を考えればナトリウム漏洩事象に係わる更なる研究もさることながら、ナトリウム漏洩絶無は現実には不可能なことを踏

まえて、もんじゅ運転のための PA からの必要性も考慮して、ナトリウム漏洩があっても大した事故にならないと言える技術的知見の蓄積に努めることが必要であると考える。

- 8) ナトリウム漏洩燃焼は基礎的知見として、必要なことは理解するが、ライナー、窒素封入など、建屋設計との関係を考慮すると、今後の扱いは検討を要するのではないか。

5-2) 実用化戦略調査研究との関係

- 1) これまでの主な成果は高速増殖炉の安全技術基盤の確立やもんじゅの安全総点検、実用化戦略調査研究に貢献しており高く評価できる。
- 2) 第 1 期の中で、5 つの各大課題において、実用化戦略調査研究への反映は適切に図られていると判断される。これらをもとに第 2 期の計画への重点研究課題が提示されている。
- 3) 今後の第 2 期戦略調査研究の進展結果と評価を十分反映させて、今後の 5 年間の安全研究課題を追加修正する柔軟な対応をすべきであろう。
- 4) 実用化戦略調査研究はサイクルと統合した最適メニューを追求するものであり、従来のナトリウム冷却酸化物燃料型にこだわるものではないと理解している。しかも安全に係わる研究は多大な資金が必要。従って多くの研究メニューの早期策定・推進でなく、重要度指向にもとづく計画策定とそのための議論・考え方の整理が必要であると考える。
- 5) 特に従来の燃料・冷却材と異なる炉の燃料安全・伝熱特性等の把握をどう進めていくか、海外炉の活用等の計画をお聞きしたが、それも含めて早めに研究計画メニューと必要資金等について検討して欲しい。
- 6) 課題としては、FS のフェーズ 2 における各種の炉候補を網羅していますが、それぞれについてナトリウム冷却炉と同等の条件で比較検討できるほどデータを集めるのは困難であろうと感じます。特に、研究開発課題補足説明資料 P-18 の「資金、要員計画の内訳」からは、ナトリウム冷却炉偏重の印象を受けざるを得ない。
- 7) 実用化戦略調査研究との関係についても、技術的成立性判断や実用化候補概念の絞り込みに反映できる段階ではないと思われる。
- 8) 実用化戦略調査研究の第 1 期の最終報告を受けていない（最終評価をしていない）段階なので詳細な課題、困難さ（時間スケジュール等）が良くわからない。平成 8 年～12 年度に行った安全研究成果はサイクル機構の過去の安

全研究も含めて、実用化戦略調査研究の第2期計画立案に十分反映できる内容を有している。しかしながら、確率論的安全評価を除いて主としてナトリウム高速増殖炉に対しての成果であり、第2期計画の際の絞り込みには特に、他のタイプの炉計画に対しては慎重な配慮が必要であろう。また実用化戦略調査研究を支援する為に必要な安全研究開発課題がカバーされているものの、特にナトリウム炉以外に対してはこれだけの課題で十分であるかどうかは不明である。

5-3)得られた成果の普及、公開

- 1) 特許の出願、研究成果の公開、普及や国際協力も広く行われており、評価できる。
- 2) 成果の公表等は十分なされていると評価する。
- 3) 成果の普及、効果については、外部への公表も適切に行われており、また安全研究から7件の特許による普及公開も適切に行われている。
- 4) 本研究も含めてサイクル機構が研究成果の公開普及に積極的に取り組んでいることは理解できる。また専門家に対して非常に貴重な知見を提供されていることは間違いない。難題は広報であろう。高速炉開発の必要性を認めている一般の人達にサイクル機構の研究成果を如何に知ってもらうかの努力が必要。サイクル機構の一般向けPAツールにどれだけ安全研究の成果紹介が採り入れられているのか。

(6)今後の展開

- 1) 今まではナトリウム冷却炉/MOX燃料一本計画上での安全研究であった。その成果の上での今後の安全研究の展開として十分な合理性がある。しかしながら今後は実用化戦略調査研究が一方で展開されており、むしろ、その調査研究を支え補う安全研究に重点的にすべきであろう。その際にすべてを網羅的に行うのはタイムスケジュール、人的、予算的に難しいものと予想される。委員会等も十分活用し、計画も早目に追加訂正して研究を推進すべきであろう。
- 2) 安全研究は、プラントを最適化するなど1点に絞れる特定の目標を持たないために、広くパラメーターを振った研究に頼ることになり、そのため出現する物理事象もさらに広範囲、複雑になり、研究の集約が難しくなることが多い。サイクル機構では評価(コード開発)研究の重点化を提示しているので、

それを研究の進行途中のチェックアンドレビューに効率的に活用して、必要度、重要度の低下した課題の摘出に努力し、場合によっては研究の打ち切り等を実行して研究課題の集約を図り、研究全体の成果の水準と質を高めることも重要と考える。

- 3) これからの5年間は、実用化戦略研究を中心として進めることになっているので、基盤分野としてはそれに貢献することが最も重要である。従って特定の炉型を対象とした大きな規模の装置作りは望ましくない。FBRの実用化への道のりは長い。それを考えて基盤分野として汎用性のあるレベルの高い研究開発を心がけて欲しい。
- 4) 今後の計画について、実用化戦略調査研究と連携が十分図られているか。
- 5) 現在のPSAでは、「故意による妨害活動」は考慮されていないと記されているが、「妨害活動の起こる確率」は扱わずとも、「妨害活動によって局所的ダメージを受けた後に生じる物理事象の確率」は扱って行くべきであると感じる。

(7)その他

- 1) 「リスク心理学」の研究結果によると事故の統計上の死亡者の数と公衆が認識するリスクの大きさの間にしばしば大きい差がみられるものがあり、頻度の低い事故のリスクの正確な認知は特に困難であると言われている。リスクの大小の認知は、リスクの種類によらず「恐ろしさ因子」(制御不可能、致命的、カタストロフィック、リスク大、リスク軽減困難、受身)と「未知性因子」(観察不可能、知人も知らない、影響が遅延的、新しい、科学的に不明)を主要な軸として心理的になされることも分かっている。西側の原子力発電では放射線事故による公衆の死亡者は一人もいないという実績にもかかわらず原子力が非常に危険なものと認識される結果になっているのはこの「恐ろしさ因子」「未知性因子」が大きいと認識されているためであろう。これらの因子の低減の方策は技術的安全性の向上という本研究の範囲を越えるものであるが、まずその技術の専門家が自らの技術のリスクについて正しく認識し運転管理も含めて適切な対策をとることが重要であろう。さらには高速増殖炉の安全性の公衆の理解におけるリスクの心理面、認知的側面にも留意しつつ活動される事も期待したい。
- 2) 仏では、基本的には開発研究はCEAが、安全性に関してはIPSNと、独立した組織が実施しているように思う。研究開発課題説明資料の7項の期待さ

れる成果では、「国の安全規制----安全基準類の策定----」というような表現がある。他にも同じように読める記述がある。FBR 開発機関が安全規制にかかわる研究も実施することとなる。我が国の事情でそうせざるを得ないか分らないが、両者研究の基本方針(位置付け、安全性研究については外部専門家からの厳格な指導、助言体制など)、基本的スタンスを明確にしておく必要があると考える。安全審査を受けるために必要な研究は、当然サイクル機構が必要であると思う。(推進と規制の独立の確保について基本方針を述べておくことが必要であると思う。)

- 3) 本研究課題「高速増殖炉の安全研究」は過去はほとんどナトリウム炉高速炉の安全研究であり、それに実用化戦略調査研究の反映を計画したものである。そのために、今後の研究開発目標・計画、実施体制の項目の説明に不十分さ、曖昧さをむしろ意識的に含ませていることから少しわかりづらい。従ってむしろ実用化戦略調査研究の過程で摘出されたナトリウム炉以外の評価に必要な安全研究は別立(別の安全研究)で進め、本研究は Na 炉に関する安全研究としたほうが分かり易く目標達成が容易になるとも考えられる。

(8)総合評価

- 1) 今後の重点課題としてはいずれも適切な課題が挙げられている。安全研究の実施体制として各部門の連携も適切である。研究開発項目の設定、内容、スケジュールは具体的で妥当と考えられる。使用する施設設備や関連技術動向の反映、研究実施体制も妥当と考えられる。研究計画は妥当と評価できる。
- 2) 平成 8 年～12 年度の安全研究は、国、民間の変化、また「もんじゅ」事故の影響によって、大きな対応性を要求される修正を受けたものであったが、その成果は次の平成 13 年度からの研究計画への反映も含めたものとして、目標とした十分な成果をあげたものと評価する。
- 3) 本安全研究は十分な成果を挙げており、国策として十分必要な物でその波及効果も大きい。従って今後の 5 年間もサイクル機構が中心となっていくべき研究課題である。
- 4) 高速増殖炉の安全研究は高速増殖炉の開発を続ける限り必要なものであり、その意義は高い。これまでのところ、外部情勢は大きく変化した、それに適応しつつ成果をあげていると評価する。
- 5) 個々の課題については、貴重な成果が得られていると考える。
- 6) 中間評価としては技術的課題については概ね評価できるものと判断する。

- 7) 現在原子力安全委員会下の安全目標専門部会で安全要求レベルのあり方についての検討が開始されている。PSA で培った知見を集約整理され、国大への反映・活用を図って欲しい。
- 8) 幸か不幸か FBR の推進気運は世界的に小さい。逆に言えば時間に追われる必要はないのだから、腰を据えた総合戦略を策定して欲しい。サイクル機構の奮起を期待する。
- 9) 巨大なプロジェクトであるので、関係者も多く、共通の目的の基に整合性をもって、研究開発を進めるのは、けっして容易な事ではないが、是非、無駄の無いように推進して欲しい。
- 10) 平成 8 年度～平成 12 年度の研究については、個別の課題はそれぞれ評価できる成果をあげたものと認められる。また、もんじゅ事故の対応に関しても、迅速かつ大きな成果を上げた。ただし、実証炉計画の見直しや実用化戦略調査研究（FS）の開始に伴い、修正された課題やその成果が必ずしも明確ではなかった。

今後とも FS の進展等に伴って、研究計画の柔軟な見直しと修正が必要となるものと考えられるが、FBR が実用化に近づくにつれ、修正後の目標を明確に提示する努力が安全研究においてもより一層重要となってくるものと考えられる。

補足説明資料として、「今後の個別研究テーマの実施内容及び達成目標」が提示された。各課題に対して平成 17 年までの達成目標が記述されているが、定性的な記述が多く、ブレークスルー（技術的突破）が必要な課題は何か、あるいはデータの蓄積をどのレベルまで行うことが FS に貢献するための必要条件なのかなど、後の達成度の評価基準となるべき目標の明確化が不十分であると考えられる。

もんじゅのようなナトリウム冷却炉の運転実績を蓄積していくことが、社会の「安心」醸成に寄与するであろうことは理解できる。ナトリウム冷却炉についての今後の安全研究としては、社会的ニーズをくみ取り、炉心損傷に至るような重大事故の発生頻度低下に寄与するのみではなく、2 次系ナトリウム漏洩事故のような軽微ではあるが相対的発生頻度の高い事故の発生予防と封じ込めに寄与することにより、「安心」を補強するような方向にも注力してもらいたい。

- 11) 今後の展開、進め方を含めて総合評価としての感想を述べる。高速炉の安全研究において、もんじゅのナトリウム漏れ事故以降の国民の事故に対する認

識の変化を考える必要がある。事故発生以前のナトリウム漏えいに対する対策として、小漏えい事象は大漏えい事象にくらべその影響小さく、大漏えい事象に包絡されるものと考えていたように思われる。そのため小漏えいに対する認識が甘くなっていたのではないか。一般の人は小漏えいと言えども事故には変わらないと考えており、ナトリウム漏えい事故に対する認識のずれがあったのではないかと思われる。事故そのものは大事に至らなかったが、技術への信頼を損ねたことは反省すべきことと真摯に受け止めなければならない。その上にたって高速炉の安全研究の見直しがなされているのではないか。このことの説明が必ずしも十分とは思えない。今後の安全研究への取り組みにおいても、一般の人の理解を得られる説明が必要であると思う。

- 12) 全体的に、課題選定の重要度、成果の達成度を明確にして、安全性上、どう必要だから、どこまでやるという目標管理の意識を強化することが重要である。
- 13) 高速増殖炉（FBR）の安全性（リスク統御）を対象にして、多重防護による安全確保の観点から取組まれてきた本研究開発課題（①確率論的安全評価に関する研究、②燃料安全に関する研究、③炉心安全に関する研究、④伝熱流動に関する研究、⑤ナトリウム及び格納系に関する研究）は、目的・意義・目標に関する限り、中間段階としてみるとおおむね妥当なものと評価される。ただし、①の課題と目標については、(2)で述べたように、課題の意義と目標の意味が専門的な知識をもたない評価者には理解できないものといえる。これは、「安全」という概念の定義に係わることであり、本研究開発における「安全」あるいは「安全性」とはいかなる概念をさすのか、可能なかぎり平明に説明されるべきである。その上でなければ、社会的ニーズに合致したものかどうかも判定・評価しがたい。また、経済性については、(4)の費用対効果について述べたように、中間段階では評価しがたいものである。
- 14) 研究全体像、定量的な目標、具体的なスケジュールを明確にすることが必要であると思う。また、今、何故この研究を実施する必要があるかも記述することが望まれる。
- 15) 一般の人からも、専門的なことは抜きにしても、「ああそうか」と解るように努力してもらいたい。

【意見1】

高速増殖炉の実用化にとってその安全確保は必須である。原子炉の安全確保の最大の目的は原子炉の放射性物質の事故時の影響から公衆を保護する事である。原子炉施設の設計に当たっては多重防護の考え方に基つき安全確保をはかる事にしている。即ちまず異常の発生を防止し、次に異常が発生してもそれが事故へ拡大するのを防止し、さらに不幸にも事故が発生してもその環境影響の低減を図ることとしている。異常の発生の防止のためには人為的介入なしに自ら安定安全な状態を保てるよう原子炉に自己制御性を持たせること、余裕のある設計をすること、高い信頼性を持つ機器を用いる事、誤操作や誤動作を防止する設計をすることが行われる。事故拡大の防止のためには原子炉を「とめる」「冷やす」、放射能を「とじこめる」と言われているように原子炉停止系、安全保護系や非常用炉心冷却系を設けることとし、安全上重要な系は独立かつ多重な系を設けることとしている。環境影響を低減し、公衆を防護するためには原子炉格納施設を設け、広い発電所敷地をとることとしている。この多重防護の考え方により西欧の原子力発電所ではその放射性物質により死亡した公衆は現在に至るまで一人もいないという実績がある。

原子炉の安全評価のためには実際の原子炉施設で事故を発生させてその影響を調べることはできないので、その原子炉の特徴をふまえつつ模擬実験と数値解析により安全確保方策を検証し、安全評価を進めることが必要である。

本研究計画において、高速増殖炉の設計においては軽水炉と異なる特徴があることからその特徴をふまえた、安全確保を達成するため、重点化して安全研究を進めるとしているのは適切である。

安全研究の目的として高速増殖炉の実用化を支える基盤研究、国の安全規制への貢献、高速実験炉「常陽」、原子炉「もんじゅ」の設置者としての責務との関係という視点を挙げているのは適切である。研究課題として挙げられている5つのテーマはいずれも長期的に見て重要度が高く、将来に備えて今から対応しておくべき課題と考えられる。安全性は国民の関心も高く社会的ニーズがある。高速増殖炉は安全確保の考え方は軽水炉と同様であるがプルトニウム燃料を用いる高速中性子炉であること、冷却材としてナトリウムを用いること、プラントの高温化や高燃焼度化といったその特徴を考慮して研究の重点化を図っているのは適切である。

本研究は原子力安全委員会が定め推進する国の安全研究年次計画とも整合している。国の研究がナトリウム冷却大型炉に限定しているのに対しサイクル機構の安全研究は広く実

用化候補概念を対象としている。これは平成 11 年度より、サイクル機構の中長期事業計画および実用化戦略調査研究の開始によりその研究開発の見直しと重点化が行われ、安全研究についても国の研究としての役割を維持しつつ実用化のための枢要技術開発への重点化が行われたためである。

(1) 確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価に関する研究は平成 8 年から 5 年間の研究において、手法とデータベースを整備しもんじゅが国際原子力機関の基本安全原則に示される新設炉の安全目標を満たしていることを示すという成果を挙げている。さらに「もんじゅ」の炉心損傷事象に伴う潜在的な放射性放リスクを推定し、放出割合と発生確率が合理的に低減されることを確認している。これらの成果は評価できる。今後の研究計画として、実用化炉の安全設計へのリスク情報の活用、実用化戦略調査研究における候補プラントの絞り込みのための概略評価、合理的な安全運転の為の情報の活用を挙げている。これらは研究課題として適切であると考ええる。

確率論的安全評価は結果として得られた炉心損傷頻度の絶対値よりも、評価の過程で得られる情報や相対値の方が精度が高く有用であると言われている。実用化戦略における候補プラント概念もコンポーネントの使用経験はプラントによって大きい差がある。これらの点で結果の利用の仕方については注意を払う必要がある。リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領の策定も適切な課題である。なお本研究課題の範囲を越えるが今後「もんじゅ」で生じうるかもしれないトラブルに運転班が対応するには、これらの確率論的視点のみならず、プラントの設計、構造とトラブルの現象論に係る深い知識を財産保護の視点も入れて運転要領に反映するとともに適切な訓練も実施することが必要と考えられる。

(2) 燃料安全研究

原子炉の燃料棒には運転に伴って核分裂生成物が蓄積しそれが原子炉の主要な放射能のもとになっている。例えば送電線の故障により原子炉が「異常な過渡」状態に置かれても燃料棒は破損せず、故障が回復すれば通常運転を続けられる必要がある。「異常な過渡」よりもっと頻度が小さい「事故」に分類される事象が生じて燃料棒が例え少し破損しても原子炉は冷却可能で公衆のリスクは小さい必要がある。

本研究では高速増殖炉燃料棒の「異常な過渡」条件下での破損限界の試験や、燃料棒の一部が冷却流路の局所閉鎖や過出力により破損する炉心局所事故の研究を行いその安全評価手法を開発し、燃料設計・安全評価の基準類に反映するとしておりその目的は適切である。これまでの成果では緩満に過出力が生じる「異常な過渡」による燃料破損限界は燃料のスミア密度に依存することが見出されており高く評価できる。

除熱低下事象における炉外急速加熱試験の実施により、破損予測手法を整備し、現在の原型炉許容設計限界における被覆管最高温度の保守性も確認している。局所閉塞事故ではボラス状閉塞に対する評価手法が整備されている。さらに燃料破損に伴う遅発中性子を検出することにより燃料溶融に至る前に十分に時間的な余裕をもってその異常検知が可能であることを示しており評価できる。今後の研究計画では「異常な過渡」条件下での燃料破損限界の研究、炉心局所事故の研究、新型燃料の安全性試験が挙げられており、いずれも適当と考える。

(3) 炉心安全に関する研究

炉心損傷事象に使われる実験的データベース及び安全評価手法を開発し高速増殖炉の安全性向上に資するとの目的は適切である。これまでの成果として実機評価解析用コード群を整備し、国際的に使用される標準的解析手法を確立したこと、起因過程及び遷移過程初期の溶融燃料挙動に関する実験データを得た事は評価できる。今後の課題としてSIMMER-Ⅲコードの3次元化などの評価コードの整備、再臨界問題排除のための融体排出挙動試験計画が挙げられている。いずれも適切な課題と考えられる。前者は2次元計算に伴う保守性を合理化することが期待できる。高速増殖炉の再臨界問題は安全上の重要課題であり、専門家が納得できる知見を集積することがまず必要である。将来は再臨界の現象論のみならずデブリの冷却性、放出エネルギー、事象の頻度などについて炉心損傷事故の包括的で合理的な知見を整理し、設計や安全評価の考え方を整理することが重要と考えられる。シビアアクシデントは現象論的にもまだ不確定な部分も多く、解析の方法論も、経験的な従来の手法では限界がある。これらの研究により合理的な設計の途を開く視点をもって研究を推進されることを期待したい。

(4) 伝熱流動に関する研究

高速増殖炉の安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法基盤データを整備し技術基盤を確立するとの目的は適切である。これまでの研究成果では高速増殖炉の過渡伝熱流動現象解析コードシステムの構築、サーマルストライピングに関する実験的研究とその評価システムの開発整備、温度成層化に関する研究、もんじゅ温度計の流力振動の研究、自然崩壊熱除去の研究、受動的安全性に関する研究がなされており評価できる。

今後の研究計画としては伝熱流動に関連する構造安全性と高燃焼度燃料の伝熱流動現象に関する研究、機構論的な安全評価手法確立のための伝熱流動数値実験研究、実用化戦略調査研究の為の冷却材の特性評価研究が挙げられておりいずれも適切である。実験に基づき現象の物理的理解を進め、それを計算コードに反映することがまず重要である。一方機構論的な数値実験は実験では十分計測できない現象の理解を進める事が期待でき、学問的にも経験的な熱流動解析手法の革新をもたらす可能性があり、合わせて進めることは適

切である。なお機構論的研究は従来の実験に基づく経験的熱流動手法では限界のある炉心損傷事故の現象の解析にも期待できることを指摘したい。

(5) ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウムは高速炉特有の冷却材でありその漏洩に伴う燃焼特性の研究、蒸気発生器におけるナトリウム水反応に関して、その評価技術の高度化と格納系の安全評価技術の高度化を図るとの目的は適切である。高速増殖炉においては炉心を冷却し放射化している1次系のナトリウムの大量放出を防ぐ事が安全上重要であり、そのため中間熱交換器を用いて1次系のナトリウムの熱を2次ナトリウムに伝達し、これをさらに蒸気発生器において2次ナトリウムから水に熱を伝える方式がとられている。2次系のナトリウムは放射化していないので万一それが漏洩しても公衆のリスクの増加の点では問題がない。「もんじゅ」で漏洩したのはこの2次系の放射能を含まないナトリウムであり過去の高速増殖炉で時々生じた蒸気発生器の伝熱管破損時のナトリウム-水反応とともに公衆リスクを防止するという原子炉の安全確保の第一目標からは安全上問題となる現象ではない事を指摘しておきたい。しかしナトリウム漏洩燃焼やナトリウム水反応は過去の高速増殖炉における発生頻度から考えても重要で、さらに研究しその知見を実際のプラントのトラブル時の運転管理等に反映することが必要である。

これまで研究では「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関して、ナトリウム漏洩燃焼に関する研究が行われ「もんじゅ」事故原因の究明と対策に反映されており評価できる。ナトリウム水反応に関しても試験装置を用いた実験結果は実用炉の大型蒸気発生器に対する合理的な安全評価に反映されており、評価できる。格納系に関する研究では燃料からの核分裂生成物放出挙動試験が行われ、評価手法の高度化と実用炉の安全評価法への反映が行われており評価できる。今後の計画としてナトリウム漏洩燃焼に関する機構論的解析コードの開発、微小漏洩検出手法の開発、ナトリウムコンクリート反応試験、ソースターム移行評価手法の整備；ナトリウム水反応技術の高度化と実用化戦略調査研究のための要素技術の研究が挙げられており適切と考えられる。

これまでの主な成果は高速増殖炉の安全技術基盤の確立やもんじゅの安全総点検、実用化戦略調査研究に貢献しており高く評価できる。特許の出願、研究成果の公開、普及や国際協力も広く行われており、評価できる。

今後の重点課題としてはいずれも適切な課題が挙げられている。安全研究の実施体制として各部門の連携も適切である。研究開発項目の設定、内容、スケジュールは具体的で妥当と考えられる。使用する施設設備や関連技術動向の反映、研究実施体制も妥当と考えられる。研究計画は妥当と評価できる。

「リスク心理学」の研究結果によると事故の統計上の死亡者の数と公衆が認識するリスクの大きさの間にしばしば大きい差がみられるものがあり、頻度の低い事故のリスクの正確な認知は特に困難であると言われている。リスクの大小の認知は、リスクの種類によらず「恐ろしさ因子」（制御不可能、致命的、カタストロフィック、リスク大、リスク軽減困難、受身）と「未知性因子」（観察不可能、知人も知らない、影響が遅延的、新しい、科学的に不明）を主要な軸として心理的になされることも分かっている。西側の原子力発電では放射線事故による公衆の死亡者は一人もいないという実績にもかかわらず原子力が非常に危険なものと認識される結果になっているのはこの「恐ろしさ因子」「未知性因子」が大きいと認識されているためであろう。これらの因子の低減の方策は技術的安全性の向上という本研究の範囲を越えるものであるが、まずその技術の専門家が自らの技術のリスクについて正しく認識し運転管理も含めて適切な対策をとることが重要であろう。さらには高速増殖炉の安全性の公衆の理解におけるリスクの心理面、認知的側面にも留意しつつ活動される事も期待したい。

【意見2】

(1) 研究開発の目的、意義

- ・本報告書では、実施した課題と結果が記述されているが、この研究によって安全性の確保がいかに向上されたかと言う観点からの評価が重要である。
- ・安全性研究について、通常運転時、過渡時、事故時などに分けて、夫々の場合に安全確保または安全評価に必要とされる課題を順次ブレークダウンし、安全研究の全体像が分かるようにすることが重要と考える。

(2) 研究開発目標

- ・安全研究であるため、どこまで実施すればよいのか難しいが、実施した課題については当初定めた具体的目標(ターゲット)に対して、成果の達成度を明確に記述する必要があるのではないか。
- ・安全性研究の性格から困難かもしれないが、分野外の方にも解るような論点の整理、記述法を取って欲しい。

(3) 研究開発計画

- ・安全研究計画の全体像及び全体スケジュールに基づき、個別計画を示すことが重要である。

(4) 研究実施体制

- ・国外機関との共同研究は大きく取り上げられており、また大学との共同研究についても触れられているが、原研との共同研究は実施されていないのか。夫々の施設の特徴を活か

して共同であるいは相互補完的に実施する研究課題はないのか。我が国の資源を有効に利用する観点からも、原研との共同は今後考える必要はないか。

(5) 研究成果

- ・ここに取り上げられた課題については専門的に貴重な成果が得られたものと判断する。

(6) 今後の展開

- ・今後の計画について、実用化戦略調査研究と連携が十分図られているか。

(7) その他

- ・仏では、基本的には開発研究は CEA が、安全性に関しては ISPN と独立した組織が実施しているように思う。54 ページの期待される成果では、「国の安全規制---安全基準類の策定---」というような表現がある。他にも同じように読める記述がある。FBR 開発機関が安全規制にかかわる研究も実施することとなる。我が国の事情でそうせざるを得ないか分からないが、両者研究の基本方針(位置付け、安全性研究については外部専門家からの厳格な指導、助言体制など)、基本的スタンスを明確にしておく必要があると考える。安全審査を受けるために必要な研究は、当然 JNC で必要であると思う。(推進と規制の独立の確保について基本方針を述べておくことが必要であると思う)

(8) 総合評価

- ・研究全体像、定量的な目標、具体的なスケジュールを明確にすることが必要と思う。また、今、何故この研究を実施する必要があるかも記述することが望まれる。
- ・個々の課題については、貴重な成果が得られていると考える。
- ・一般の人からも、専門的なことは抜きにしても、「ああそうか」と解るように努力してもらいたいと考える。

【意見3】

(1) 研究開発の目的・意義

- ・各研究のそれぞれの目的が、①FBR実証炉（ループ型）開発のため②もんじゅ事故解明と再発防止のため ③実用化戦略調査研究との連携のための何れに位置付けられているかについては、補足資料により一応明らかにされていると考える。
- ・ニーズ・緊急性については、各研究の目的・位置づけにより決定されるものであるが、おおまかに言って、①もんじゅを今後、安定安全に運転し、実績を蓄積するための研究は緊急性が極めて高いと言える。一方、FBRの実用化およびそのための戦略調査研究は緊急性はなく、じっくり腰を据えた取組で良いと考える。
- ・高速増殖炉の開発計画がどう進もうとも、これまでの実績および得られた知見からして、サイクル機構が今後とも主導的役割を担うことは明確であり、安全研究も含めてサイク

ル機構が実施すべきと考えるが、国の具体的方針もこれから議論される状況に鑑み、サイクル機構は研究プログラムを充分検討の上、重点指向してほしい。

(2)～(4)研究開発目標、研究開発計画、研究実施体制

- ・ H8～H12年の研究が主としてFBR実証炉開発またはもんじゅ事故を踏まえたものであったことから、各々の研究目標・計画は概ね妥当なものであったと考える。

しかし今後の安全研究課題については、基盤技術に係わる研究という位置付であっても、実用化戦略調査研究と連携されたものであるべき。

実用化戦略調査研究は最適炉型を追求し、従来の実証炉型にこだわるものではないと理解している。そして各メニューが摘出され、課題を評価していく際、各メニュー間でのスタートポイントにおける技術知見にはばらつきがあるだろう。従ってブレークスルーすべき課題が明らかにされ、その実現可能性をタイムリーに評価していくためには、例えば燃料安全確認のための TREAT 炉、炉心損傷に係わる CABRI 炉等海外との積極的な共同研究の推進は非常に有意義であり、今後の大きな成果を期待したい。

(5)研究成果

①得られた成果の内容

- ・ PSA は発生確率値はイベントツリー手法や各要素の故障率データの粗密具合でいかようにも変化するものであり、米国との共同研究と米国データの入手に努めたことは評価される。

また事故時手順書等におけるウィークポイントの把握とその要因改善に特化した手順書改良メニューが策定できることも有意義。逆に言えば過剰に考慮しているポイントの摘出と合理化メニューの策定を図ることも可能な筈であり、両面から追求するとともにその具体事例を事業者にも紹介してほしい。

- ・ 燃料安全については燃料の破損限界を把握評価をし、十分な成果を出していると考え。逆に言えばもんじゅ被覆管の健全性・裕度が充分であることが明確になったことから、過剰設計部分で合理化できる点はないのかという検討もしてほしい。
- ・ 炉心安全についてもその重要性に鑑み、安全評価手法・コードの検証改良に努めた様はよく理解できる。強いて言えば、安全性の追求は限りないとも言える訳で、何を目標として、どこまで追求するのかという面からの検討をしてほしい。
- ・ 伝熱流動についてはサーマルストライピング事象や流力振動等の課題を明確にして、そのための集中的研究がなされたものと感じる。また受動的安全性に関する研究は詳細は理解できないが、非常に重要な研究と考える。
- ・ NaについてもNa-水反応に加えて、Na漏洩・燃焼試験というもんじゅ事故を踏まえた緊急の課題に集中的に取り組み、成果を収めたものとする。しかし今後を考え

ばNa漏洩事象に係わる更なる研究もさることながら、Na漏洩絶無は現実には不可能なことを踏まえて、もんじゅ運転のためのPAからの必要性も考慮して、Na漏洩があっても大した事故にならないと言える技術的知見の蓄積に努めることが必要と考える。

③得られた成果の普及・公開

- ・本研究も含めてサイクル機構が研究成果の公開普及に積極的に取り組んでいることは理解できる。また専門家に対して非常に貴重な知見を提供されていることは間違いない。難題は広報であろう。高速炉開発の必要性を認めている一般の人達にサイクル機構の研究成果を如何に知ってもらうかの努力が必要。サイクル機構の一般向けPAツールにどれだけ安全研究の成果紹介が採り入れられているのか。

②実用化戦略調査研究との関係 & 8. 総合評価

- ・実用化戦略調査研究はサイクルと統合した最適メニューを追求するものであり、従来のナトリウム冷却酸化物燃料型にこだわるものではないと理解している。しかも安全に係わる研究は多大な資金が必要。従って多くの研究メニューの早期策定・推進でなく、重要度指向にもとづく計画策定とそのための議論・考え方の整理が必要であると考え。
- ・特に従来の燃料・冷却材と異なる炉の燃料安全・伝熱特性等の把握をどう進めていくか、海外炉の活用等の計画を聞いたが、それも含めて早めに研究計画メニューと必要資金等について検討してほしい。
- ・現在原子力安全委員会下の安全目標専門部会で安全要求レベルのあり方についての検討が開始されている。PSAで培った知見を集約整理され、国大への反映・活用を図ってほしい。
- ・幸か不幸かFBRの推進気運は世界的に小さい。逆に言えば時間に追われる必要はないのだから、腰を据えた総合戦略を策定してほしい。サイクル機構の奮起を期待する。

【意見4】

(1)研究開発の目的と意義

すでに電気事業者によって実用化されている軽水炉はもとより、長期的なエネルギー開発戦略の一環として研究開発が進められてきた高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」についても、安全性の確保に係わる研究は際限のない課題である。ここで、際限がないというのは、次のことを意味している。専門的な技術知識をもたない一般市民からみて、核燃料を基礎資源とするエネルギー発生装置としての原子炉は、核物質の臨界を人為的に生じさせながら膨大な熱エネルギーを抽出する装置であり、二重ないしは多重的な危険性を内在している。一つは、放射性核物質の管理過程における危険性であり、もう一つは、臨界過程の統御にまつわる危険性である。システム技術としての原子炉では、特に

後者の危険性を一定のレベル以下にとどめることが安全性の確保につながると理解されるが、一般市民の感覚では、たとえ確率的に極めて稀であっても危険性が予想されるかぎり、「安全性が確保されている」とは認識できないと考えるべきである。また、発生確率が極めて小さい危険事象は、おそらく無限に存在する。その意味で、安全性に係わる研究課題は、際限がないのである。とはいえ、すでに実用化されている軽水炉を含めて研究開発途上にある高速増殖炉の安全性は、それら技術の社会的適用をめざすかぎり、社会的に許容される危険性を科学的に示すなかで、危険性を許容範囲内にとどめるための研究開発によってしか確保することができない。

幸か不幸か、「もんじゅ」の事故は、許容範囲をはるかに超えた危険性を顕在化させた。当然のことながら、事故の発生原因を徹底的に糾明しなければならない。その際、事故の発生原因が、高速増殖原型炉「もんじゅ」に固有の技術的要因（欠陥）にあるのか人為的管理操作上の過誤にあるのか、さらにはコンポーネント技術の設計上の問題なのかシステム技術の問題なのか、事後的とはいえ徹底的な分析を通して糾明されなければならない。

- 過去5年にわたる本研究開発課題「高速増殖炉の安全研究」は、不幸にして発生した「もんじゅ」の事故を契機とするものではないが、事故発生によってその緊急性が急速に高まったことは否めない。同時に、原子炉施設全体の安全性確保に係わる研究開発の社会的ニーズもいっそう増大したといえる。

- 本研究課題は、FBR 基盤技術開発の主体であり、高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」の設置者である、核燃料サイクル開発機構が実施すべきものである。

(2) 研究開発目標

本研究開発は、多重防護による安全確保の観点から、①「確率論的安全評価（PSA）」、②「燃料安全に関する研究」、③「炉心安全に関する研究」、④「伝熱流動に関する研究」、⑤「ナトリウム及び格納系に係わる安全」などの5つの課題を設定している。それぞれの課題に関する研究開発目標の設定はおおむね適切であると思われる。しかし、①の課題に係わる目標設定については、結果的に IAEA/INSAG-3 の基本安全原則を目安としているが、安全性に関する相対評価の基準としての妥当性と合理性についての考え方を明確にしておくべきであると思われる。また、今後の研究計画として「FBR プラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用」が謳われているが、これまでの研究開発過程でリスク情報はどのように取扱われてきたのか、特に①「確率論的安全評価（PSA）」手法との関係が不明である。リスク情報の収集方法を含めて説明されるべきであろう。

(3) 研究開発計画・研究実施体制

説明内容に特段の意見はない。

(4)研究成果

研究成果については、中間段階であり、開発計画に沿った中間的成果がみられると評価される。しかし、費用対効果については、最終的な成果をもってしか効果を評価できないことから、中間段階では評価できない性質の指標である。また、実用化戦略調査研究との関係についても、技術的成立性判断や実用化候補概念の絞り込みに反映できる段階ではないと思われる。

(5)総合評価

高速増殖炉（FBR）の安全性（リスク統御）を対象にして、多重防護による安全確保の観点から取組まれてきた本研究開発課題（①確率論的安全評価に関する研究、②燃料安全に関する研究、③炉心安全に関する研究、④伝熱流動に関する研究、⑤ナトリウム及び格納系に関する研究）は、目的・意義・目標に関する限り、中間段階としてみるとおおむね妥当なものと評価される。ただし、①の課題と目標については、(2)で述べたように、課題の意義と目標の意味が専門的な知識をもたない評価者には理解できないものといえる。これは、「安全」という概念の定義に係わることであり、本研究開発における「安全」あるいは「安全性」とはいかなる概念をさすのか、可能なかぎり平明に説明されるべきである。その上でなければ、社会的ニーズに合致したものかどうかも判定・評価しがたい。また、経済性については、(4)の費用対効果について述べたように、中間段階では評価しがたいものである。

【意見5】

(1)研究開発の目的・意義

FBRの安全研究そのものは国の計画や方針に沿ったものであり、特に異論はない。

(2)研究開発目標の設定、及び(3)研究開発計画、(4)研究実施体制

当研究がもんじゅ事故の影響を受け、計画の変更や課題の追加を余儀なくされたこと（あるいは柔軟に変更したこと）はよく判る。ただし、「過去5年間の研究は、主として実証炉を念頭に置いた当初計画に従って・・・」と書かれているように、その間、実証炉計画の見直しやFSの開始という環境の激変があったにもかかわらず、平成12年度末まで抜本的な見直しが行われなかったという印象を受ける。平成10年度末で一旦、計画を白紙に戻し、FSフェーズ1と連動する形にフォーメーションし直すこともできたのではないか。

(5)研究開発成果

①得られた成果の内容

各テーマに対する成果は、それぞれを個別に評価できるような専門知識を有していないので省略する。ただし、印象としては当然のことながら、前期で得られた成果はNa冷却

炉に特化したものがほとんどであり、「常陽、もんじゅ」の安全性維持・向上に寄与するであろうことは明瞭であるが、将来、どの程度の汎用的応用性を期待できるのかは疑問に感じる。

②実用化戦略調査研究との関係

課題としては、FS のフェーズ 2 における各種の炉候補を網羅しているが、それぞれについて Na 冷却炉と同等の条件で比較検討できるほどデータを集めるのは困難であろうと感じる。特に、補足説明資料 18P の「資金、要員計画の内訳」からは、Na 冷却炉偏重の印象を受けざるを得ない。

(6)今後の展開

現在の PSA では、「故意による妨害活動」は考慮されていないと記されているが、「妨害活動の起こる確率」は扱わずとも、「妨害活動によって局所的ダメージを受けた後に生じる物理事象の確率」は扱って行くべきであると感じる。

(7)その他

当委員会よりはむしろ原子力安全委員会の「安全目標専門部会」での議論かと思いますが、PSA 手法により算出されるリスク（の小ささ）を原子力施設の実際のリスク（の小ささ）であるかのような形で公衆に伝えるのは控えるべきであると考えます。

PSA が取り込んでいるのは「想定可能な」事象の確率のみであって、「想定されていない事象」が「想定可能な事象」に対してどのくらい存在しているのかを知る術が無い以上、計算で出てくる数字が実際のリスクの何分の一なのかは判らないと思う。実際のリスクは計算値より大きいはずである。

PSA の有用性を否定するものではないが、これはあくまでも工学的な検討ためのツールであると認識するべきであり、前提抜きに数字が一人歩きしないように留意することが必要であると思う。

(8)総合評価

平成 8 年度～平成 12 年度の研究については、個別の課題はそれぞれ評価できる成果をあげたものと認められる。また、もんじゅ事故の対応に関しても、迅速かつ大きな成果を上げた。ただし、実証炉計画の見直しや実用化戦略調査研究（FS）の開始に伴い、修正された課題やその成果が必ずしも明確ではなかった。

今後とも FS の進展等に伴って、研究計画の柔軟な見直しと修正が必要となるものと考えられるが、FBR が実用化に近づくにつれ、修正後の目標を明確に提示する努力が安全研究においてもより一層重要となってくるものと考えられる。

補足説明資料として、「今後の個別研究テーマの実施内容及び達成目標」が提示された。各課題に対して平成 17 年までの達成目標が記述されているが、定性的な記述が多く、ブ

レークスルー（技術的突破）が必要な課題は何か、あるいはデータの蓄積をどのレベルまで行うことが FS に貢献するための必要条件なのかなど、後の達成度の評価基準となるべき目標の明確化が不十分であると考えられる。

もんじゅのようなナトリウム冷却炉の運転実績を蓄積していくことが、社会の「安心」醸成に寄与するであろうことは理解できる。ナトリウム冷却炉についての今後の安全研究としては、社会的ニーズをくみ取り、炉心損傷に至るような重大事故の発生頻度低下に寄与するのみではなく、2次系ナトリウム漏洩事故のような軽微ではあるが相対的発生頻度の高い事故の発生予防と封じ込めに寄与することにより、「安心」を補強するような方向にも注力してもらいたい。

【意見6】

(1) 研究開発の目的・意義

我が国の FBR 研究開発のなかで「常陽」や「もんじゅ」の開発、許認可および運転保守に直接かかわる安全研究、並びにそれに続く電気事業者の「実証炉」開発計画を念頭に置いた安全研究は、平成 12 年末の「もんじゅ」事故に伴う必要な研究課題の追加、変更を加えながら、また実証炉計画そのものの見直しによって、長期的観点から FBR 実用化を目指した段階的な安全技術の確立に目的を明確にしていることは適切である。平成 8 年～12 年度の安全研究開発は、以上の変化、影響の中で、国の計画・方針との整合性、見直しが行われ、かつ開始された FBR サイクル実用化戦略調査研究へ反映すべき基盤研究として進められることになり、FBR の実用化に照準を定めて国の計画、社会・経済的ニーズ及び民間のニーズに応じて、目的・意義は明確になっている。このような背景で設定された安全研究課題は、FBR サイクル実用化戦略調査研究の専門技術分野を支える基盤研究を確立する重要性、緊急性からも、サイクル機構が実施すべき課題として適切である。

(2) 研究開発目標

安全研究課題は多岐にわたっており、平成 8 年～12 年度の第 1 期の目標は主に、(1)確率論的安全評価に関する研究での、「もんじゅ」への PSA 適用による安全性の確認、及び機器データベースの整備、(2)燃料安全に関する研究での、燃料破損、溶融事故事象の炉内、炉外実験、(3)炉心安全に関する研究でのコードによる炉心損傷安全評価、CABURI 炉内実験による評価データ取得、(4)伝熱流動に関する研究でのサーマルストライピングなどの過渡評価、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究でのナトリウム漏洩燃焼、ナトリウム－水反応の実験、コード評価、におかれたことは、いずれも適切である。平成 13 年～17 年度の第 2 期の計画は、FBR サイクル実用化戦略調査研究への反映も意識した目標となっており、全体として適切であるが、(1)確率論的安全評価に関する研究での候補となる

炉の概略 PSA の内容とその到着目標（レベル）を明確にすること、(2)燃料安全に関する研究での燃料破損限界の研究については、コードの整備を前倒しに強化、また期間も集約することが望まれること、(3)炉心安全に関する研究では、EAGLE 実験での方法論とそれから期待される成果の汎用性についての確認を、(4)伝熱流動に関する研究においては自然循環除熱の研究は候補炉により大きく対象が変わることも十分に検討すること、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究では、実用化戦略調査研究の進展によって対象が変わっていくことが予想され、5年の研究期間において要素技術の研究をどのように進めていくのかさらに具体的な提示が必要なこと、などが指摘される。

(3) 研究開発計画

計画の内容については、(2)項においても述べたので省略する。開発項目の独創性、創造性についてはほぼ FBR の特別な重点課題に絞られていることから妥当と評価される。また、第1期の計画は適切な見直しが行われており、第2期においても当初の目標の達成のチェック並びに実用化戦略調査研究の進展に対応する]計画の変更、見直しも、十分な対応性をもって進められるよう期待したい。研究に使用される施設、設備の整備は適切である。

(4) 研究実施体制

研究実施体制はおおむね適切と判断されるが、安全研究として提示している多岐にわたる研究課題の多さに比較して、第1期の40名が第2期で約30名に減となっているので、研究期間内のチェックアンドレビューによる研究課題の見直し、重点化によって、より充実した成果を出されることを期待したい。国内の大学、民間、及び国外の研究機関との協力、連携による研究も適切である。

(5) 研究成果

①得られた成果の内容

平成8年～12年度の5年間の研究は、研究計画及び目的が大きく変更、見直しを受けた中で、5つの大課題のもとで得られた成果は、いずれもほぼ期待された水準、質を達成していると判断される。国の安全研究としても、安全基準、安全設計、評価への資料の提供をはかっており、特に「もんじゅ」事故への対応は適切であり、十分な成果を提供している。またサイクル機構の原子力施設の安全性向上への寄与も高く認められる。

②実用化戦略調査研究との関係

第1期の中で、5つの各大課題において、実用化戦略調査研究への反映は適切に図られていると判断される。これらをもとに第2期の計画への重点研究課題が提示されている。

③得られた成果の普及、公開

成果の普及、効果については、外部への公表も適切に行われており、また安全研究から7件の特許による普及公開も適切に行われている。

(6) 今後の展開

安全研究は、プラントを最適化するなど1点に絞れる特定の目標を持たないために、広くパラメーターを振った研究に頼ることになり、そのため出現する物理事象もさらに広範囲、複雑になり、研究の集約が難しくなることが多い。サイクル機構では評価（コード開発）研究の重点化を提示しているので、それを研究の進行途中のチェックアンドレビューに効率的に活用して、必要度、重要度の低下した課題の摘出に努力し、場合によっては研究の打ち切り等を実行して研究課題の集約を図り、研究全体の成果の水準と質を高めることも重要と考える。

(7) その他

特になし。

(8) 総合評価

平成8年～12年度の安全研究は、国、民間の変化、また「もんじゅ」事故の影響によって、大きな対応性を要求される修正を受けたものであったが、その成果は次の平成13年度からの研究計画への反映も含めたものとして、目標とした十分な成果をあげたものと評価する。

【意見7】

(1) 研究開発の目的・意義

高速増殖炉（以下 FBR と書く）の開発は、長期間に渉り、長計などにおいて国の方針としてこれを推進する方策がとられ、この方針に沿って旧動燃、現サイクル機構が主として研究開発を進める立場にあった。従って、サイクル機構が FBR の研究開発にとって不可欠な要素である安全研究を進めて来たこと、及び今後もその責任を果たすことは、国の計画・方針と一致しており妥当である。

特に、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の設置者として、これらの安全運転に必要な技術的基盤を高度化することや異常時への対応など施設の安全性向上に必要な研究開発を進めることは、本来的な義務である。

国の安全年次計画に基づき、安全研究を進めることは原子力安全委員会の規制、安全審査に貢献するものであり、大きな意義がある。特に実証炉の安全規制に必要な各種のデータ、評価法などを提供することは国からの要請に応えるものであった。

以上のような目的を含んだ研究計画は妥当なものである。

しかしながら平成7年の「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故を契機として、FBR に対する国民の考え方、国の方針にも変化が現れている。サイクル機構が進めている「実用化戦略調査研究」は、その対応の一つである。安全研究においてもこれらの状況をよく認識し、

研究課題の選定においても適切にこれを反映すべきである。

(2) 研究開発目標

過去5年間の研究目標として、当初は実証炉の設計と安全審査を最重要視したことは、もんじゅの完成後であることから妥当といえる。この中で実証炉の安全設計、安全性評価に必要な実験データの取得並びに評価手法、コードの開発を目標として設定したことも妥当である。このとき、ブレークスルーすべき課題が明確に設定されていたかは必ずしも明らかではない。

この期間において最も重要なことは、もんじゅ事故への対応であった。目標を大幅に見直し、原因究明、再発防止対策及びその後実施した安全総点検に基盤研究部門として必要な貢献をしたと考えられる。ただし、この事故以前に、もんじゅにも係わる安全性向上の研究課題がどの程度目標の中に設定されていたかを再評価して欲しい。この事故は二次系からの少量のナトリウム漏洩であり、炉心への影響も殆んど無いと推定できたことから、基盤分野では殆んど意識されてなかったと予想される。しかし、ナトリウム火災実験で見られたライナー腐食現象のような基盤分野においても重要な現象が見落とされていたと考えられる。

この事故が与えた影響の大きさを考えると、今後とも重要なことは、安全と安心は背中合わせであり、研究目標を設定するときは最新の配慮が望まれることである。また、「もんじゅ」の安全対策向上への成果の反映を目標に掲げていることは妥当である。今後とも「もんじゅ」サイトとの連携を一層緊密にし、目標の具体化を図っておく事が望ましい。FBR開発にとって、今何よりも重要なことは今後もんじゅを安全に、安定して運転し、国民の信頼を回復することにある。これを目標設定の重要な指針と考えて欲しい。

(3) 研究開発計画

今後5年間の研究開発計画については、取り上げられた5つの各分野において計画は具体的で重要な課題が設定されている。いずれもFBRの安全性評価の信頼度を向上する上で重要な課題である。これらの計画は約90億円の資金と34人の職員を投入し、原子炉施設も使うかなり規模の大きな研究である。着実に有用なデータを取得することは勿論であるが、より本質的で応用範囲の広い成果を得るために、常に独創性を発揮する意欲を持ち続けることが大切である。

カザフスタンの施設を用いたEAGLEプロジェクトは、国内では実施が不可能な意欲的な計画であり炉心損傷時の挙動を明らかにするため、良い成果を期待できる。一方米国のTREAT炉を用いる計画は、その稼動が不透明なこともあり代替計画も考えておく必要があるだろう。

留意すべきことは、実用化戦略研究が一つの柱となっている状況を認識し、その炉型の

絞込みの進捗度に応じ、評価に必要なデータ、手法、コード等がタイムリーに提供できるように柔軟な計画にすることであろう。また、度々計画を見直しつつ優先度を考えて研究を進めて欲しい。これまでの行きがかり上続けるといったような考え方は厳に慎むべきである。

(4) 研究実施体制

ほぼ妥当と考える。体制も研究の進捗度、計画の変更などに対応して柔軟に考えるべきである。委員会や学会などを通じて外部の人の意見を聞くこと、議論する等開かれた体制で進めてほしい。

(5) 研究成果

① 得られた成果の内容

得られた成果の中でも、確率論的安全評価研究を通じて「もんじゅ」の炉心損傷確率の大幅な低減を達成したこと、機器信頼性データベースを整備したこと、燃料安全研究では低スミア密度の燃料の高い破損耐性の確認や燃料ピン破損挙動と早期検知性に関する有用な知見を得たこと、炉心安全研究では炉心損傷事故の発展を予測する評価手法とコードの開発と実機への適用、伝熱流動の研究では、自然循環による崩壊熱除去受動的な安全特性の実験を通じたモデルの確認、またナトリウム-水反応の実験と評価等において FBR の安全性を実証する上で不可欠なレベルの高い成果を得ている。

これらの成果は FBR の分野で幅広く利用できることは勿論、国の安全規制にも有用な指針を与えるものである。これらの結果をより深く吟味することにより、常陽、もんじゅの安全評価に見落としがないかを引き続き検討をすることを望む。

② 実用化戦略調査研究との関係

得られた成果はナトリウム冷却炉を中心に実用化戦略研究に反映できるものがほとんどである。他の冷却材や燃料、プラントが大幅に変わる場合は、対応した研究が今後必要である。

③ 得られた成果の普及、公開

得られた成果は論文や会議で積極的に発表されてきたと考えられる。また学会賞などを得たことは高く評価できる。今後とも学会賞などには積極的に応募することを勧めたい。賞を得ることにより客観的な評価がえられる一方、研究者の自信につながる。

ただ成果の世界的な普及という意味では、FBR を積極的に進めている国が大幅に減少したことことから、期待するほどには進まないだろう。ただし、これらの国も将来においても政策の変更もありえるので、特許などは積極的にとるべきであろう。

(6) 今後の展開

これからの5年間は、実用化戦略研究を中心として進めることになっているので、基盤

分野としてはそれに貢献することが最も重要である。従って特定の炉型を対象とした大きな規模の装置作りは望ましくない。FBRの実用化への道のりは長い。それを考えて基盤分野として汎用性のあるレベルの高い研究開発を心がけてほしい。

(7) その他

特になし。

(8) 総合評価

本研究開発は、FBRの研究開発をサイクル機構が主体となって進めることが国の方針であることから必要不可欠である。また、国の安全審査を進める上で必要な規定類の策定や改定にとって、成果として得られた諸データ、評価手法、コード類は大変有用なものである。

「もんじゅ」のナトリウム漏洩事故は、大変残念ではあるが研究計画を変更して、再発防止策の策定や安全性向上に取り組み、これに貢献したことは評価できる。今後の5年間の研究計画においては、実用化戦略研究への寄与を重視していることも妥当である。

今後とも、FBRの実用化にとって「もんじゅ」を安全に、安定して運転し、国民の信頼を取り戻すことが何より優先すると考えるので、基盤部門も「もんじゅ」サイトとより緊密な連携の下に、安全性向上に努力を払う必要がある。

【意見8】

(1) 研究開発の目的・意義

本テーマは、高速増殖炉のPSA、燃料安全、炉心安全、伝熱流動、Na・格納系安全に関する研究であり、その必要性は明確である。

(2) 研究開発目標の設定

本研究をめぐる環境は過去5年間に大きく変貌した。すなわち「もんじゅ」の二次系Naの漏洩により、まずその原因究明、対策に多くの努力を割かざるを得なかった。その後、FBRサイクル実用化戦略調査研究が開始され、本研究の目標もそれとの整合性が重要になってきている。このような情勢変化を踏まえつつ、適切に目標を設定していると評価する。

(3) 研究開発計画

基本的に妥当なものであると評価する。

(4) 研究開発（実施）体制

基本的に妥当なものであると評価する。

(5) 研究開発成果

成果の公表等は十分なされていると評価する。

(6) その他

特になし。

(7) 総合評価

高速増殖炉の安全研究は高速増殖炉の開発を続ける限り必要なものであり、その意義は高い。これまでのところ、外部情勢は大きく変化した、それに適応しつつ成果をあげていると評価する。

【意見 9】

FBR 安全研究の研究課題についての発表内容はいずれも適切である。ただし、限られた研究者数でこのような幅広い研究計画を遂行することはきわめて難しく、少なくとも 2 倍くらいのマンパワーが必要になると思われることを強調しておきたい。

【意見 10】

(1) 研究開発の目的・意義

- ・ Na 冷却炉に関する安全研究として捕えた場合、目的・意義は明確であり、社会的、経済的ニーズもあり重要性・緊急性が高く、長期的視野からも、今から進めておくべき研究課題であろう。
- ・ 国の安全研究計画と符号しておりサイクル機構が主体的に実施すべきものである。

(2) 研究開発目標

- ・ 目標の設定は適切である。ただし今後の 5 年間は本中間報告書でまとめられた研究目標・課題を実用化戦略調査研究の状況に応じて適切に見直されるべきである。

(3) 研究開発計画

- ・ 従来の Na 炉安全研究の成果を十分反映させた独創的、創造性に富んだ研究内容になっており、使用する施設設備は適切である。

実用化戦略調査研究で摘出される研究課題を含むべく、研究計画を弾力的に展開すべきである。

(4) 研究実施体制

- ・ サイクル機構内の実施体制、国内外との研究協力等は適切である。過去 5 年間と今後 5 年間の研究課題・計画を比較すると人員と資金は概ね妥当であろう。研究課題を固定的に考えず、実用化戦略調査研究の成果を適宜反映させ、効率的に人員・資金を運用すべきであろう。

(5) 研究成果

①過去に得られた成果

- ・達成された研究成果は水準、質、意義、達成度等いずれも十分である。

②実用化戦略調査研究との関係

- ・実用化戦略調査研究の第1期の最終報告を受けていない（最終評価をしていない）段階なので詳細な課題、困難さ（時間スケジュール等）が良くわからない。平成8年～12年度に行った安全研究成果はサイクル機構の過去の安全研究も含めて、実用化戦略調査研究の第2期計画立案に十分反映できる内容を有している。しかしながら、確率論的安全評価を除いて主としてNa高速増殖炉に対しての成果であり、第2期計画の際の絞り込みには特に、他のタイプの炉計画に対しては慎重な配慮が必要であろう。また実用化戦略調査研究を支援する為に必要な安全研究開発課題がカバーされているものの、特にNa炉以外に対してはこれだけの課題で十分であるかどうかは不明である。

今後の第2期戦略調査研究の進展結果と評価を十分反映させて、今後の5年間の安全研究課題を追加修正する柔軟な対応をすべきであろう。

(6)今後の展開

- ・今まではNa冷却炉/MOX燃料一本計画上での安全研究であった。その成果の上での今後の安全研究の展開として十分な合理性がある。しかしながら今後は実用化戦略調査研究が一方で展開されており、むしろ、その調査研究を支え補う安全研究に重点的にすべきであろう。その際にすべてを網羅的に行うのはタイムスケジュール、人的、予算的に難しいものと予想される。委員会等も十分活用し、計画も早目に追加訂正して研究を推進すべきであろう。

(7)その他

- ・本研究課題「高速増殖炉の安全研究」は過去はほとんどNa炉高速炉の安全研究であり、それに実用化戦略調査研究の反映を計画したものである。そのために、今後の研究開発目標・計画、実施体制の項目の説明に不十分さ、曖昧さをむしろ意識的に含ませていることから少しわかりづらい。従ってむしろ実用化戦略調査研究の過程で摘出されたNa炉以外の評価に必要な安全研究は別立（別の安全研究）で進め、本研究はNa炉に関する安全研究としたほうがわかりやすく目標達成が容易になるとも考えられる。

(8)総合評価

本安全研究は十分な成果を挙げており、国策として十分必要な物でその波及効果も大きい。従って今後の5年間もサイクル機構が中心となっていくべき研究課題である。

【意見11】

（中間評価としては技術的課題については概ね評価できるものと判断する。）

（ただし、今後の展開、進め方を含めて総合評価としての感想を述べる。）

高速炉の安全研究において、もんじゅのナトリウム漏れ事故以降の国民の事故に対する認識の変化を考える必要がある。事故発生以前のナトリウム漏えいに対する対策として、小漏えい事象は大漏えい事象に比べその影響小さく、大漏えい事象に包絡されるものと考えていたように思われる。そのため小漏えいに対する認識が甘くなっていたのではないか。

一般の人は小漏えいと言えども事故には変わらないと考えており、ナトリウム漏えい事故に対する認識のずれがあったのではないかと思われる。事故そのものは大事に至らなかったが、技術への信頼を損ねたことは反省すべきことと真摯に受け止めなければならない。その上にたって高速炉の安全研究の見直しがなされているのではないのでしょうか。このことの説明が必ずしも十分とは思えない。今後の安全研究への取り組みにおいても、一般の人の理解を得られる説明が必要と思う。

【意見 12】

(1) 研究開発の目的、意義

FBR の開発にとって安全性は、絶対必要案件の一つであり、強力に推進すべきものである。ただ、本安全研究は、当初、実証炉をターゲットに置いて平成 8 年に 5 年計画で開始されたが、その間、もんじゅの事故、戦略調査研究という外部環境条件が激変し、FBR 開発にとって非常に大きな影響を受けることになり、その目的も当然ながら変更をせざるを得ないこととなった。

もんじゅ事故は、研究の追加と言うことで、全体の目的については変更がないと考えるが、戦略調査研究開始以降は、明らかに安全研究の達成時期、その成果の使われ方等、過去の研究計画と比べて大きな変更があつてしかるべきである。

本安全研究は、大型ナトリウム炉が対象であるが、戦略調査研究の性格は多様な炉型を検討対象としていることから、今後は、重金属炉、ガス炉、等の安全研究に着手しなければならない。

報告書には本研究が戦略調査研究にどのように反映できるのか、特に大型ナトリウム炉以外にはどのように適用、或いは応用できるのかをもっと強調しないと、目的が激変しているのに頑迷固陋に当初の方針のもとに進めてきたというそしりを受ける恐れがある。

(2) 研究開発目標

大型ナトリウム炉の安全研究だけ突出して進めることなく他の炉型とのバランスをどうとるかは重要であると考えらる。

(3) 研究開発計画

本研究の今後の目的として、a)戦略調査研究、b)国の安全規制への貢献、c)常陽、もんじゅの許認可、安全性維持 等があるが、個々の目的毎に成果の必要時期が異なると考える。大ざっぱに言えば、もんじゅの早期運転開始等の観点から、c)が最も早く成果を求められ、今年度から5年計画で始まる戦略調査研究第二期に成果を反映する a)が、二番目の優先度であり、実証炉計画が見直された b)は、三番目になると考える。

この視点で、整理するとよいのではないかと思う。

(5) 研究成果

① 得られた成果の内容

・ PSA

PSA はもんじゅへの反映をうたっているが、CDF の絶対値をあまり言うのは適当でなく、むしろ、設計改良、運転条件の変更による CDF の低減、データベースの拡充等に力点を置くべきである。

また、内部事象の評価を終えたと言う段階であり、ヒューマンファクター、或いは、地震等の外的起因事象評価については言及していないのに、もんじゅへの適用はこれで十分というような誤解を与えることを危惧する。

なお、FBR 機器信頼性データベースは、日米のデータを基にしているが、なぜ、フランスのデータを使用しないのか、その説明が必要なのではないか。

・ 燃料安全

実験と解析の組み合わせで貴重な成果が得られているが、その成果が燃料設計等でどれくらいの位置を占めるのか、残された課題は何なのか、どこまでやればよいのかがよくわからない。

また、MOX だけが突出しているので、今後、金属燃料、窒化物燃料で安全関係でなにをやらなくてはならないかの検討が少ない。

・ 炉心安全

FBR、特に大型ナトリウム炉で、炉容器内で事故が終息し得る事が実証できれば、FBR 推進上、大きなメリットとなる。その観点から、解析コードの開発、EAGLE プロジェクトでの実炉を用いた実験等は多いに期待できるものであり、推進を図ってもらいたい。

ただ、EAGLE プロジェクトの実験条件と限られた数のデータを効果的に実機 FBR の事故条件に一般化できるように研究を進めることを要望する。

・ 伝熱流動

ナトリウムの伝熱流動について、個別には基礎的なことの成果をあげているが、課

題の選定の仕方がバラバラで、趣味的に行われているような印象を受ける。全体を俯瞰してもんじゅ温度計の流力振動的な問題がまだ、残っていないかよく検討する必要がある。

これまでの知見が全体の中でどのような位置を占め、設計等にどう反映できるのか、今後の課題は何なのか、そして、どこまで詰めればよいのかが、よくわからない。例えば、集合体内潜り込み現象、集合体間熱移行現象等が自然循環の解析でどう使われるかが不明である。

炉停止に係わる受動的安全方策として有効性が期待されている SASS は、常陽を用いて炉内試験をする計画となっている予定だが、これに触れないのはなぜか。

また、紹介のあった伝熱流動数値実験研究は、試験装置を使用しないで、直接、シミュレーションで伝熱流動特性を得ることが出来、費用などが格段に節約出来ることが期待されるので、推進を図ってほしい。

・ナトリウム及び格納系

ナトリウム漏洩燃焼は基礎的知見として、必要なことは理解するが、ライナー、窒素封入など、建屋設計との関係を考慮すると、今後の扱いは検討を要するのではないか。

(8) 総合評価

全体的に、課題選定の重要度、成果の達成度を明確にして、安全性上、どう必要だから、どこまでやるという目標管理の意識を強化することが重要である。

巨大なプロジェクトであるので、関係者も多く、共通の目的の基に整合性をもって、研究開発を進めるのは、けして容易な事ではないが、是非、無駄の無いように推進して欲しい。

参 考 資 料

核燃料サイクル開発機構

参 考 資 料 目 次

参考資料 1	研究開発課題の中間評価について（諮問）	(1)
参考資料 2	評価結果に対する措置	(3)
参考資料 3	課題評価委員会委員の意見に対するサイクル機構の見解 及び質問に対する回答	(8)
参考資料 4	高速増殖炉の安全研究（課題説明資料）	(44)
	[研究開発課題説明資料(本文)]	(45)
	[研究開発課題補足説明資料]	(144)
	[用語の説明]	(167)
参考資料 5	高速増殖炉の安全研究（OHP 資料）	(180)

参 考 資 料 1

研究開発課題の中間評価について（諮問）

12サイクル機構(企)127

平成13年3月1日

研究開発課題評価委員会

(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

委員長 岡 芳明 殿

核燃料サイクル開発機構

理事長 都甲 泰正

研究開発課題の中間評価について（諮問）

研究開発外部評価規程第7条第1項に基づき、次の事項について諮問致します。

なお、検討結果については、平成13年6月中旬までに答申を示されたく申し添えます。

・諮問事項

「高速増殖炉の安全研究」に関する中間評価

以上

参 考 資 料 2

評価結果に対する措置

研究開発課題評価委員会
「高速増殖炉の安全研究」の評価結果（中間評価）に対する措置

平成13年8月9日
核燃料サイクル開発機構

「高速増殖炉の安全研究」に係わる今回の中間評価においては、我が国の高速増殖炉（FBR）開発及び国の安全規制への貢献に係わる過去5年間を中心としたこれまでの研究成果、並びに実用化戦略調査研究第2期への反映及び国の安全研究年次計画の実施に係わる今後5年間の研究計画や進め方について、おおむね適切であるとの評価を頂きましたので、計画どおり研究を継続して実施することとします。

評価の対象とした、①確率論的安全評価、②燃料安全、③炉心安全、④伝熱流動、⑤ナトリウム及び格納系、の各安全研究分野における技術的なご指摘については、研究の実施に当たって適切に反映いたします。また、今後の研究の進め方等へのご指摘については、以下のような措置をとることとします。

1. 今後の研究の進め方

「今後の研究計画においては、「もんじゅ」の延長であるナトリウム冷却・混合酸化物燃料型の FBR に加えて、幅広い実用化候補概念についての研究が展開される必要がある。特に実用化戦略調査研究第2期の目標である候補概念の基本的成立性の判断や絞込みに効果的に研究成果の反映ができるよう、研究課題の重点化を行うことが求められる」とのご指摘に対し、

- ・ 実用化戦略調査研究におけるこれまでの検討から、第2期で行う候補概念の基本的成立性の判断や絞込みのために必要な要素技術及びこれを支える基盤研究分野での研究課題を抽出してきました。安全研究についても、研究組織の強化を含めて、第2期において研究成果の効果的な反映ができるよう、研究の優先度と緊急性を踏まえて研究計画の見直しを行っています。その中では、ナトリウム冷却・混合酸化物燃料型以外の FBR に対しても、成立性の判断を行う上で不可欠となる試験データの提供や評価手法の整備に係わる安全研究について重点的に実施いたします。
- ・ 特に、炉心安全や伝熱流動の分野では、ナトリウム冷却・混合酸化物燃

料型炉を対象に開発してきた解析コードを重金属冷却炉やガス冷却炉、並びに従来の酸化物燃料に加えて金属燃料等の新型燃料に対しても適用できるように機能拡張を図っていきます。

また、「今後の研究計画は実用化戦略調査研究の進展や内外の情勢変化に対応して、弾力的に実施されることも強く望まれる」、「今後の研究資源が必ずしも潤沢ではないと予想されることを踏まえて、費用対効果を十分に勘案して、研究を弾力的かつ重点化して実施することが重要である」とのご指摘に対し、

- ・ 今後の研究の優先度や費用対効果に関しては、実用化戦略調査研究第 2 期において行われる候補概念の成立性判断や絞込みの観点から不可欠となる研究課題について重点的に研究資源を配分することといたします。具体的な研究課題としては、リスク情報を活用した安全設計方針の検討、新型燃料の成立性判断のための炉内安全性試験の予備調査、再臨界回避方策検討のための炉内・炉外試験、多様な冷却材に対する熱流動特性評価等の安全研究を重点化して行うことといたします。
- ・ また、今後の設計研究の進展や候補概念の成立性に係わる見通しの変化等の状況に応じて、研究課題の追加、見直しを行うなど、適宜研究計画の見直しを図りつつ弾力的に研究を実施してまいります。
- ・ なお、サイクル機構としては、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の役割はきわめて重要であり、特に「もんじゅ」運転再開は最優先事項として考えています。大洗工学センターの基盤研究部門は、これまで「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の原因究明及び再発防止策の検討において全面的な支援を行ってきましたが、今後も、プラント部門との一層の連携を図るとともに、ナトリウムに係わる安全研究を初めとする安全技術基盤をもとに安全審査や運転再開に向けて継続して支援を続けていきます。

2. 研究成果の一般化、汎用化

「研究成果の世界的な普及という観点では、海外における FBR 開発計画が見直されている状況下において、我が国が FBR 安全研究を継続して進め、将来国際貢献を果たしていくとの姿勢を持つことは重要である。そのためにも、研究成果の一般化や汎用化を目指すとともに、研究者がさらに独創性、創造性を発揮することを期待する」とのご指摘に対し、

- ・ 安全研究における海外の機関との国際協力は、研究資源の分担による効率化、安全に関する考え方の国際的共有等の観点からきわめて有益であり、海外の試験用原子炉等の安全研究施設の利用を含めて、今後も継続して推進いたします。また、我が国における研究成果を基に、二国間協定や国際機関への協力を通じて、積極的な国際貢献を果たしていくこととします。
- ・ 安全研究において開発してきた安全設計や安全評価のための技術は、できる限り特定の炉型に特化しない形で、幅広い分野への適用性を持たせるよう一般化を図ってまいります。独創性、創造性の発揮という観点からは、平成13年度から社内公募型研究制度を発足させて、サイクル機構の研究者自らが独創性、創造性を発揮した研究に挑戦できるような環境の整備を図るとともに、大学や国内外の研究機関との研究協力を通じて先進的な研究成果を取り込んだ研究を進めていきます。
- ・ 安全研究の成果を一般化して、安全基準類の策定に反映するという点については、安全研究年次計画の実施を通じて引き続き国の安全規制への貢献を果たしてまいります。さらに、安全研究成果をFBR実用炉に対する安全設計方針の検討に反映するとともに、学会等における民間基準・標準の検討にも積極的に参画することといたします。

3. 研究成果の公開、情報発信

「原子力の安全に関する地域住民や一般国民の関心が高いことを踏まえて、サイクル機構全体として広報に対する取り組みをさらに強化することが望まれる。研究開発の実施においても、専門的・技術的成果の公開との視点から一步進めて幅広い情報発信を行うとの姿勢を持つことが重要である」とのご指摘に対し、

- ・ 原子力施設の安全に係わる技術的な問題の解決や安全の一層の向上を目的とする安全研究の成果については、各種学会、専門誌等への公開に加えて、一般の方が参加可能な地域フォーラムや成果報告会を毎年企画して幅広い情報発信に努めます。また、国の安全研究については、原子力安全委員会への報告を通じて、研究成果の幅広い公開と普及にも努めてまいります。
- ・ 一般の方々を対象とした幅広い広報活動という点については、サイクル機構としても広報部門の技術広報機能を強化していますが、さらにその機能を充実させ、分かりやすい情報発信に努めていきます。また、研究

者においても、研究成果の公開という視点から一歩進めて、安全研究によって得られた技術の進歩や安全の向上についての、より分かりやすい情報発信に積極的に努めることといたします。

参 考 資 料 3

課題評価委員会委員の意見に対する

サイクル機構の見解及び質問に対する回答

(補足説明資料)

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
(1) 研究開発の目的・意義	1) 高速増殖炉の実用化にとってその安全確保は必須である。原子炉の安全確保の最大の目的は原子炉の放射性物質の事故時の影響から公衆を保護する事である。原子炉施設の設計に当たっては多重防護の考え方に基づき安全確保をはかる事にしている。即ちまず異常の発生を防止し、次に異常が発生してもそれが事故へ拡大するのを防止し、さらに不幸にも事故が発生してもその環境影響の低減を図ることとしている。異常の発生の防止のためには人為的介入なしに自ら安定安全な状態を保てるよう原子炉に自己制御性を持たせること、余裕のある設計をすること、高い信頼性を持つ機器を用いる事、誤操作や誤動作を防止する設計をすることが行われる。事故拡大の防止のためには原子炉を「止める」「冷やす」、放射能を「とじこめる」と言われているように原子炉停止系、安全保護系や非常用炉心冷却系を設けることとし、安全上重要な系は独立かつ多重な系を設けることとしている。環境影響を低減し、公衆を防護するためには原子炉格納施設を設け、広い発電所敷地をとることとしている。この多重防護の考え方により西欧の原子力発電所ではその放射性物質により死亡した公衆は現在に至るまで一人もないという実績がある。	1) 拝承
	2) 本研究計画において、高速増殖炉の設計においては軽水炉と異なる特徴があることからその特徴をふまえた、安全確保を達成するため、重点化して安全研究を進めるとしているのは適切である。	2) 拝承
	3) 安全研究の目的として高速増殖炉の実用化を支える基盤研究、国の安全規制への貢献、高速実験炉「常陽」、原子炉「もんじゅ」の設置者としての責務との関係という視点を挙げているのは適切である。	3) 拝承
	4) 研究課題として挙げられている5つのテーマはいずれも長期的に見て重要度が高く、将来に備えて今から対応しておくべき課題と考えられる。	4) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	5) 安全性は国民の関心も高く社会的ニーズがある。高速増殖炉は安全確保の考え方は軽水炉と同様であるがプルトニウム燃料を用いる高速中性子炉であること、冷却材としてナトリウムを用いること、プラントの高温化や高燃焼度化といったその特徴を考慮して研究の重点化を図っているのは適切である。	5) 拝承
	6) 過去5年にわたる本研究開発課題「高速増殖炉の安全研究」は、不幸にして発生した「もんじゅ」の事故を契機とするものではないが、事故発生によってその緊急性が急速に高まったことは否めない。同時に、原子炉施設全体の安全性確保に係わる研究開発の社会的ニーズもいっそう増大したといえる。	6) 拝承
	7) 本研究課題は、FBR 基盤技術開発の主体であり、高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」の設置者である、核燃料サイクル開発機構が実施すべきものである。	7) 拝承
	8) FBRの安全研究そのものは国の計画や方針に沿ったものであり、特に異論はない。	8) 拝承
	9) 国の安全研究計画と符号しておりサイクル機構が主体的に実施すべきものである。	9) 拝承
	10) 本テーマは、高速増殖炉のPSA、燃料安全、炉心安全、伝熱流動、Na・格納系安全に関する研究であり、その必要性は明確である。	10) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	11) 我が国のFBR研究開発のなかで「常陽」や「もんじゅ」の開発、許認可および運転保守に直接かかわる安全研究、並びにそれに続く電気事業者の「実証炉」開発計画を念頭に置いた安全研究は、平成12年末の「もんじゅ」事故に伴う必要な研究課題の追加、変更を加えながら、また実証炉計画そのものの見直しによって、長期的観点からFBR実用化を目指した段階的な安全技術の確立に目的を明確にしていることは適切である。平成8年～12年度の安全研究開発は、以上の変化、影響の中で、国の計画・方針との整合性、見直しが行われ、かつ開始されたFBRサイクル実用化戦略調査研究へ反映すべき基盤研究として進められることになり、FBRの実用化に照準を定めて国の計画、社会・経済的ニーズ及び民間のニーズに依えて、目的・意義は明確になっている。このような背景で設定された安全研究課題は、FBRサイクル実用化戦略調査研究の専門技術分野を支える基盤研究を確立する重要性、緊急性からも、サイクル機構が実施すべき課題として適切である。	11) 拝承
	12) FBRの開発は、長期間に涉り、長計などにおいて国の方針としてこれを推進する方策がとられ、この方針に沿って旧動燃、現サイクル機構が主として研究開発を進める立場にあった。従って、サイクル機構がFBRの研究開発にとって不可欠な要素である安全研究を進めて来たこと、及び今後もその責任を果たすことは、国の計画・方針と一致しており妥当である。 特に、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の設置者として、これらの安全運転に必要な技術的基盤を高度化することや異常時への対応など施設の安全性向上に必要な研究開発を進めることは、本来的な義務である。 国の安全年次計画に基づき、安全研究を進めることは原子力安全委員会の規制、安全審査に貢献するものであり、大きな意義がある。特に実証炉の安全規制に必要な各種のデータ、評価法などを提供することは国からの要請に応えるものであった。 以上のような目的を含んだ研究計画は妥当なものである。	12) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	13) 各研究のそれぞれの目的が、①FBR実証炉（ループ型）開発のため②もんじゅ事故解明と再発防止のため③実用化戦略調査研究との連携のための何れに位置付けられているかについては、補足資料により一応明らかにされていると考える。	13) 拝承
	14) ニーズ・緊急性については、各研究の目的・位置づけにより決定されるものであるが、おおまかに言って、①もんじゅを今後、安定安全に運転し、実績を蓄積するための研究は緊急性が極めて高いと言える。一方、FBRの実用化およびそのための戦略調査研究は緊急性はなく、じっくり腰を据えた取組で良いと考える。	14) 拝承
	15) Na冷却炉に関する安全研究として捕えた場合、目的・意義は明確であり、社会的、経済的ニーズもあり重要性・緊急性が高く、長期的視野からも、今から進めておくべき研究課題であろう。	15) 拝承
	16) 本安全研究は、大型ナトリウム炉が対象であるが、戦略調査研究の性格は多様な炉型を検討対象としていることから、今後は、重金属炉、ガス炉、等の安全研究に着手しなければならない。	16) ご指摘のとおり認識しています。
	17) 高速増殖炉の開発計画がどう進もうとも、これまでの実績および得られた知見からして、サイクル機構が今後とも主導的役割を担うことは明確であり、安全研究も含めてサイクル機構が実施すべきと考えるが、国の具体的方針もこれから議論される状況に鑑み、サイクル機構は研究プログラムを充分検討の上、重点指向してほしい。	17) ご指摘のように、今後の実用化戦略調査研究の進展や内外の情勢変化を踏まえて、常に研究の優先度を考慮して重点指向するとともに、研究プログラムの弾力的な運用を図ることといたします。
	18) 平成7年の「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故を契機として、FBRに対する国民の考え方、国の方針にも変化が現れている。サイクル機構が進めている「実用化戦略調査研究」は、その対応の一つである。安全研究においてもこれらの状況をよく認識し、研究課題の選定においても適切にこれを反映すべきである。	18) ご指摘のように、今後の安全研究の実施計画は、内外の情勢変化に柔軟に対応するとともに、実用化戦略調査研究の第2期計画と整合させて、研究課題の選定を行ってきました。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	19) FBRの開発にとって安全性は、絶対必要案件の一つであり、強力に推進すべきものである。ただ、本安全研究は、当初、実証炉をターゲットに置いて平成8年に5年計画で開始されたが、その間、もんじゅの事故、戦略調査研究という外部環境条件が激変し、FBR開発にとって非常に大きな影響を受けることになり、その目的も当然ながら変更をせざるを得ないこととなった。 もんじゅ事故は、研究の追加と言うことで、全体の目的については変更がないと考えるが、戦略調査研究開始以降は、明らかに安全研究の達成時期、その成果の使われ方等、過去の研究計画と比べて大きな変更があつてしかるべきである。	19) 「研究開発課題補足説明資料」で述べたように、実用化戦略調査研究第1期（H11～12年度）では、①開発目標・設計目標の設定、②FBRシステム候補概念の幅広い検討、③第2期で実施する研究開発項目の策定、が行われました。 すなわち、第1期においては実用化候補概念の幅広いサーベイと併行して、安全研究を含む基盤研究の課題の抽出・整理を行いました。この結果を基に、具体的な研究組織の変更、H13年度から開始する第2期検討で行う候補概念の成立性の判断や絞込みに反映すべき研究課題の重点化と見直しを行いました。
	20) 報告書には本研究が戦略調査研究にどのように反映できるのか、特に大型ナトリウム炉以外にはどのように適用、或いは応用できるのかをもっと強調しないと、目的が激変しているのに頑迷固陋に当初の方針のもとに進めてきたというそしりを受ける恐れがある。	20) 上記19)で述べたように、実用化戦略調査研究の第2期において候補概念の成立性を判断し絞込みを行うための研究を行うこととしています。その中で、ナトリウム炉以外の炉型に対して、成立性の判断に必要な要素技術開発及びこれを支える基盤研究を実施します。 炉心安全や伝熱流動の分野では、ナトリウム炉用に開発してきた解析コードを重金属炉やガス冷却炉に適用できるような機能拡張を検討しています。 ただし、「常陽」や「もんじゅ」のような研究開発段階の炉を所有するサイクル機構としては、これらを支援するためのナトリウム技術基盤を維持しておくことも必要と考えています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	21) すでに電気事業者によって実用化されている軽水炉はもとより、長期的なエネルギー開発戦略の一環として研究開発が進められてきた高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」についても、安全性の確保に係わる研究は際限のない課題である。ここで、際限がないというのは、次のことを意味している。専門的な技術知識をもたない一般市民からみて、核燃料を基礎資源とするエネルギー発生装置としての原子炉は、核物質の臨界を人為的に生じさせながら膨大な熱エネルギーを抽出する装置であり、二重ないしは多重的な危険性を内在している。一つは、放射性核物質の管理過程における危険性であり、もう一つは、臨界過程の統御にまつわる危険性である。システム技術としての原子炉では、特に後者の危険性を一定のレベル以下にとどめることが安全性の確保につながると理解されるが、一般市民の感覚では、たとえ確率的に極めて稀であっても危険性が予想されるかぎり、「安全性が確保されている」とは認識できないと考えるべきである。また、発生確率が極めて小さい危険事象は、おそらく無限に存在する。その意味で、安全性に係わる研究課題は、際限がないのである。とはいえ、すでに実用化されている軽水炉を含めて研究開発途上にある高速増殖炉の安全性は、それら技術の社会的適用をめざすかぎり、社会的に許容される危険性を科学的に示すなかで、危険性を許容範囲内にとどめるための研究開発によってしか確保することができない。	21) サイクル機構としてもご指摘のとおり認識しています。 ①原子炉における、きわめて発生の可能性が低い事故（炉心損傷事故又はシビアアクシデントと呼ばれる。）については、その発生確率と発生した場合の影響を合わせて「リスク」という観点から、確率論的安全評価で扱われるのが通例であり、FBRについてもPSA研究を行っています。 ②「臨界統御」の問題については、FBRにおいては「再臨界のポテンシャル」として開発の初期の時代から研究が行われています。「もんじゅ」や実証炉においては、仮に炉心が損傷して再臨界が発生しても、その影響が原子炉容器の中で食い止められるということを安全解析を通じて評価していました。実用化戦略調査研究においては、「問題となるような再臨界そのものを回避する」という目標を設定して、さらに進んだ安全確保の考え方を確立したいと考えています。 ③「安全確保には際限なき努力が必要か」、「社会が求める許容範囲は何か」等には尽きない議論がありますが、安全研究を行うものとしては、原子力施設の安全性の向上に向けた努力を継続的に行うことが重要と考えます。その際に、安全確保の目標を国として定めようという動きが、原子力安全委員会が進めている「安全目標」の検討であり、ここでは多方面からの幅広い検討が行われるものと期待するとともに、サイクル機構としても、安全研究の技術的成果を提供して行きたいと考えています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	22) 幸か不幸か、「もんじゅ」の事故は、許容範囲をはるかに超えた危険性を顕在化させた。当然のことながら、事故の発生原因を徹底的に糾明しなければならない。その際、事故の発生原因が、高速増殖原型炉「もんじゅ」に固有の技術的要因（欠陥）にあるのか人為的管理操作上の過誤にあるのか、さらにはコンポーネント技術の設計上の問題なのかシステム技術の問題なのか、事後的とはいえ徹底的な分析を通して糾明されなければならない。	22) 「もんじゅ」における2次系からのナトリウム漏えい事故は、放射性物質を含まない冷却材の漏えいで、放射性物質の存在する炉心の健全性への影響が無かったことから、原子炉施設としての安全性は確保されたと考えています。 事故の原因究明に関しては、当時の安全規制を管轄していた科学技術庁及び原子力安全委員会により、技術的要因から組織や管理体制に至るまでの幅広い調査・審議が行われ、それぞれ報告書として公開されています。 サイクル機構でも、技術的観点から、これらの原因究明を行うとともに、再発防止対策を検討するため、短期集中的に研究資源の投入を行ってきており、その主な成果は今回の課題評価委員会でも報告したとおりです。 さらに、本事故の経験や反省点を敷衍するとの観点から、「もんじゅ安全総点検」を実施して、最新の研究知見やプラントの運転データに照らして、安全に係わる問題点がないかどうかをしらみつぶしに調べて、改善すべき点は改善することとしています。
	23) 本報告書では、実施した課題と結果が記述されているが、この研究によって安全性の確保がいかに向上されたかと言う観点からの評価が重要である。 安全性研究について、通常運転時、過渡時、事故時などに分けて、夫々の場合に安全確保または安全評価に必要とされる課題を順次ブレイクダウンし、安全研究の全体像が分かるようにすることが重要と考える。	23) 原子炉の安全確保は今回の課題評価の範囲である「安全研究」のみで達成されるものではなく、「多重防護」の考え方による通常運転から事故に至るまでの安全設計に係わる種々の研究分野、並びにプラントの運転組織における品質活動や運転員の教育訓練を含む安全運転に係わる技術の向上を合わせて総合的に達成されるものです。 「安全研究」の役割や他の研究開発分野との関連についての、説明は不十分であったため、「研究開発課題補足説明資料」で追加説明させていただきました。
	24) 原子炉の安全評価のためには実際の原子炉施設で事故を発生させてその影響を調べることはできないので、その原子炉の特徴をふまつつ模擬実験と数値解析により安全確保方策を検証し、安全評価を進めることが必要である。	24) サイクル機構としてもご指摘のとおり認識しています。安全評価は解析コードを用いて行いますが、モデル化している物理現象が実験により解明され、裏付けられているかどうかについて、十分に検証を行うことを基本としています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
(2) 研究開発目標の設定	1) 本研究をめぐる環境は過去5年間に大きく変貌した。すなわち「もんじゅ」の二次系Naの漏洩により、まずその原因究明、対策に多くの努力を割かざるを得なかった。その後、FBRサイクル実用化戦略調査研究が開始され、本研究の目標もそれとの整合性が重要になってきている。このような情勢変化を踏まえつつ、適切に目標を設定していると評価する。	1) 拝承
	2) 安全研究課題は多岐にわたっており、平成8年～12年度の第1期の目標は主に、(1)確率論的安全評価に関する研究での、「もんじゅ」へのPSA適用による安全性の確認、及び機器データベースの整備、(2)燃料安全に関する研究での、燃料破損、溶融事故事象の炉内、炉外実験、(3)炉心安全に関する研究でのコードによる炉心損傷安全評価、CABRI炉内実験による評価データ取得、(4)伝熱流動に関する研究でのサーマルストライピングなどの過渡評価、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究でのナトリウム漏洩燃焼、ナトリウム-水反応の実験、コード評価、におかれたことは、いずれも適切である。平成13年4月13年～17年度の第2期の計画は、FBRサイクル実用化戦略調査研究への反映も意識した目標となっており、全体として適切である。	2) 拝承
	3) (1)確率論的安全評価に関する研究での候補となる炉の概略PSAの内容とその到着目標(レベル)を明確にすること、(2)燃料安全に関する研究での燃料破損限界の研究については、コードの整備を前倒しに強化、また期間も集約することが望まれること、(3)炉心安全に関する研究では、EAGLE実験での方法論とそれから期待される成果の汎用性についての確認を、(4)伝熱流動に関する研究においては自然循環除熱の研究は候補炉により大きく対象が変わることも十分に検討すること、(5)ナトリウム及び格納系に関する安全研究では、実用化戦略調査研究の進展によって対象が変わっていくことが予想され、5年の研究期間において要素技術の研究をどのように進めていくのかさらに具体的な提示が必要なこと、などが指摘される。	3) ご指摘の趣旨にしたがって、安全研究の計画は、実用化戦略調査研究の進展に伴う優先度を考慮して、適宜見直しを図りつつ弾力的な実施を行います。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	4) 目標の設定は適切である。ただし今後の5年間は本中間報告書でまとめられた研究目標・課題を実用化戦略調査研究の状況に応じて適切に見直されるべきである。 5) 過去5年間の研究目標として、当初は実証炉の設計と安全審査を最重要視したことは、もんじゅの完成後であることから妥当といえる。この中で実証炉の安全設計、安全性評価に必要な実験データの取得並びに評価手法、コードの開発を目標として設定したことも妥当である。このとき、ブレイクスルーすべき課題が明確に設定されていたかは必ずしも明らかではない。 この期間において最も重要なことは、もんじゅ事故への対応であった。目標を大幅に見直し、原因究明、再発防止対策及びその後実施した安全総点検に基盤研究部門として必要な貢献をしたと考えられる。ただし、この事故以前に、もんじゅにも係わる安全性向上の研究課題がどの程度目標の中に設定されていたかを再評価して欲しい。この事故は二次系からの少量のナトリウム漏洩であり、炉心への影響も殆んど無いと推定できたことから、基盤分野では殆んど意識されてなかったと予想される。しかし、ナトリウム火災実験で見られたライナー腐食現象のような基盤分野においても重要な現象が見落とされていたと考えられる。 この事故が与えた影響の大きさを考えると、今後とも重要なことは、安全と安心は背中合わせであり、研究目標を設定するときは最新の配慮が望まれることである。また、「もんじゅ」の安全対策向上への成果の反映を目標に掲げていることは妥当である。今後とも「もんじゅ」サイトとの連携を一層緊密にし、目標の具体化を図っておく事が望ましい。FBR開発にとって、今何よりも重要なことは今後もんじゅを安全に、安定して運転し、国民の信頼を回復することにある。これを目標設定の重要な指針と考えて欲しい。	4) ご指摘のとおり、今後の研究計画は実用化調査戦略研究の進展や情勢変化に応じて、柔軟に実施することとします。 5) ご指摘の点については、今後の研究の実施において十分に参考にさせていただきます。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	6) 本研究開発は、多重防護による安全確保の観点から、①「確率論的安全評価（PSA）」、②「燃料安全に関する研究」、③「炉心安全に関する研究」、④「伝熱流動に関する研究」、⑤「ナトリウム及び格納系に係わる安全」などの5つの課題を設定している。それぞれの課題に関する研究開発目標の設定はおおむね適切であると思われる。しかし、①の課題に係わる目標設定については、結果的にIAEA/INSAG-3の基本安全原則目安としているが、安全性に関する相対評価の基準としての妥当性と合理性についての考え方を明確にしておくべきであると思われる。	6) ご指摘されている「IAEA/INSAG-3の基本安全原則」については、PSAの解説と合わせて「研究開発課題補足説明資料」でその概要を説明いたしました。
	7) 今後の研究計画として「FBRプラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用」が謳われているが、これまでの研究開発過程でリスク情報はどのように取扱われてきたのか、特に①「確率論的安全評価（PSA）」手法との関係が不明である。リスク情報の収集方法を含めて説明されるべきであろう。	7) ご指摘の点については、「研究開発課題補足説明資料」において、PSAの解説とともに、リスク情報及びその活用について追加の説明を行いました。
	8) 大型ナトリウム炉の安全研究だけ突出して進んでいくことになるので、他の炉型とのバランスをどうとるかは重要であると考えます。	8) 実用化戦略調査研究と今回の「安全研究」との関連については、「研究開発課題補足説明資料」で追加の説明を行いました。 また、ナトリウム炉の安全研究が突出しているとの指摘については、(1)の19)及び20)で述べたように、H13年度より研究組織や計画の再構築を行い、第2期検討で行う候補概念の成立性判断や絞込みに必要な研究についてはナトリウム炉以外の炉型においても同様に実施します。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	9) 安全研究であるため、どこまで実施すればよいのか難しいが、実施した課題については当初定めた具体的目標(ターゲット)に対して、成果の達成度を明確に記述する必要があるのではないか。 安全性研究の性格から困難かもしれないが、分野外の方にも解るような論点の整理、記述法を取って欲しい。	9) 過去5年間の安全研究は、当初目標であった実証炉の安全審査に必要なデータや評価手法の整備、並びに「もんじゅ」事故の原因究明と再発防止対策については、期待される成果を挙げたと考えます。「研究開発課題説明資料」では、分野ごとに現在までの達成度と残された課題を記載していますが、実用化戦略調査研究に重点をシフトした研究計画を再構築してきました。 安全研究自体の役割や課題の位置付けが分かりにくいところのご指摘については、「研究開発課題補足説明資料」で安全研究の背景となる情報を含めて追加の説明を行いました。
(3) 研究開発計画	1) 本研究は原子力安全委員会が定め推進する国の安全研究年次計画とも整合している。国の研究がナトリウム冷却大型炉に限定しているのに対しサイクル機構の安全研究は広く実用化候補概念を対象としている。これは平成11年度より、サイクル機構の中長期事業計画および実用化戦略調査研究の開始によりその研究開発の見直しと重点化が行われ、安全研究についても国の研究としての役割を維持しつつ実用化のための枢要技術開発への重点化が行われたためである。	1) 拝承
	2) 基本的に妥当なものであると評価する。	2) 拝承
	3) 説明内容に特段の意見はない。	3) 拝承
	4) 開発項目の独創性、創造性についてはほぼFBRの特別な重点課題に絞られていることから妥当と評価する。また、第1期の計画は適切な見直しが行われており、第2期においても当初の目標の達成のチェック並びに実用化戦略調査研究の進展に対応する計画の変更、見直しも、十分な対応性をもって進められるよう期待したい。研究に使用される施設、設備の整備は適切である。	4) ご指摘のとおり、今後の研究は実用化戦略調査研究の進展に応じて適宜見直し、柔軟な運営を図っていきます。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	5) 今後5年間の研究開発計画については、取り上げられた5つの各分野において計画は具体的で重要な課題が設定されている。いずれもFBRの安全性評価の信頼度を向上する上で重要な課題である。これらの計画は約90億円の資金と34人の職員を投入し、原子炉施設も使うかなり規模の大きな研究である。着実に有用なデータを取得することは勿論であるが、より本質的で応用範囲の広い成果を得るために、常に独創性を発揮する意欲を持ち続けることが大切である。 カザフスタンの施設を用いたEAGLEプロジェクトは、国内では実施が不可能な意欲的な計画であり炉心損傷時の挙動を明らかにするため、良い成果を期待できる。一方米国のTREAT炉を用いる計画は、その稼動が不透明なこともあり代替計画も考えておく必要がある。 留意すべきことは、実用化戦略研究が一つの柱となっている状況を認識し、その炉型の絞込みの進捗度に応じ、評価に必要なデータ、手法、コード等がタイムリーに提供できるように柔軟な計画にすることであろう。また、度々計画を見直しつつ優先度を考えて研究を進めて欲しい。これまでの行きがかり上続けるといったような考え方は厳に慎むべきである。	5) ご指摘の点を踏まえて研究を実施します。
	6) H8～12年の研究が主としてFBR実証炉開発またはもんじゅ事故を踏まえたものであったことから、各々の研究目標・計画は概ね妥当なものであったと考える。 しかし今後の安全研究課題については、基盤技術に係わる研究という位置付けであっても、実用化戦略調査研究と連携されたものであるべき。実用化戦略調査研究は最適炉型を追求し、従来の実証炉型にこだわるものではないと理解している。そして各メニューが抽出され、課題を評価していく際、各メニュー間でのスタートポイントにおける技術知見にはばらつきがあるだろう。従ってブレークスルーすべき課題が明らかにされ、その実現可能性をタイムリーに評価していくためには、例えば燃料安全確認のためのTREAT炉、炉心損傷に係わるCABRI炉等海外との積極的な共同研究の推進は非常に有意義であり、今後の大きな成果を期待したい。	6) ご指摘のと通りの趣旨で、今後の研究を進めてまいります。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) 当研究がもんじゅ事故の影響を受け、計画の変更や課題の追加を余儀なくされたこと（あるいは柔軟に変更したこと）はよく判る。ただし、「過去5年間の研究は、主として実証炉を念頭に置いた当初計画に従って……」と書かれているように、その間、実証炉計画の見直しやFSの開始という環境の激変があったにもかかわらず、平成12年度末まで抜本的な見直しが行われなかったという印象を受ける。平成10年度末で一旦、計画を白紙に戻し、FSフェーズ1と連動する形にフォーメーションし直すこともできたのではないか。	7) (1)の19)及び20)で記載しましたように、実用化戦略調査研究第1期では、候補概念の幅広いサーベイとともに、第2期の検討に必要な研究計画を整理しました。これを受けて、研究組織や具体的実施計画を見直しました。 また、実用化調査戦略研究と基盤研究の関連や成果の反映について、「研究開発課題補足説明資料」で追加の説明を行いました。
	8) 本研究の今後の目的として、a) 戦略調査研究、b) 国の安全規制への貢献、c) 常陽、もんじゅの許認可、安全性維持 等があるが、個々の目的毎に成果の必要時期が異なると考える。大ざっぱに言えば、もんじゅの早期運転開始等の観点から、c) が最も早く成果を求められ、今年度から5年計画で始まる戦略調査研究第二期に成果を反映するa) が、二番目の優先度であり、実証炉計画が見直されたb) は、三番目になると考える。この視点で、整理するとよいのではないかと思う。	8) ご意見は参考にさせていただきます。今後の研究については、優先順位を固定して考えるよりも、その時点での緊急性、重要度に応じて柔軟に研究を実施することが重要と考えます。 サイクル機構の全体的な立場としては、3つの目的はいずれも重要と考えますが、「もんじゅ」への対応を最優先としつつも、研究計画全体の展開を実用化戦略調査研究に重点化していくこととします。
	9) 安全研究計画の全体像及び全体スケジュールに基づき、個別計画を示すことが需要である。	10) ご指摘の点については、「研究開発課題補足説明資料」で追加の説明をいたしました。
	10) 従来のNa炉安全研究の成果を十分反映させた独創的、創造性に富んだ研究内容になっており、使用する施設設備は適切である。 実用化戦略調査研究で摘出される研究課題を含むべく、研究計画を弾力的に展開すべきである。	11) ご指摘の点については、補足説明資料で追加の説明したが、現在の研究計画は第1期検討で摘出された研究ニーズに基づいて策定しています。一方で、実用化戦略調査研究は、候補概念の検討の進展や絞込みの結果に応じて、必要となる要素技術やこれを支える基盤研究に対するニーズも変化する、いわばローリングプランという性格を持っていることを踏まえて、研究計画を弾力的に展開していくこととします。

(4) 研究実施体制	1) 基本的に妥当なものであると評価する。	1) 拝承
	2) 説明内容に特段の意見はない。	2) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	3) 研究実施体制はおおむね適切と判断されるが、安全研究として提示している多岐にわたる研究課題の多さに比較して、第1期の40名が第2期で約30名に減となっているので、研究期間内のチェックアンドレビューによる研究課題の見直し、重点化によって、より充実した成果を出されることを期待したい。国内の大学、民間、及び国外の研究機関との協力、連携による研究も適切である。	3) ご指摘のとおり、研究計画及び研究資源の柔軟な運用を図って行きます。
	4) ほぼ妥当と考える。体制も研究の進捗度、計画の変更などに対応して柔軟に考えるべきである。委員会や学会などを通じて外部の人の意見を聞くこと、議論する等開かれた体制で進めて欲しい。	4) ご指摘に従って、研究を進めます。
	5) 国外機関との共同研究は大きく取り上げられており、また大学との共同研究についても触れられているが、原研との共同研究は実施されてないのか。夫々の施設の特徴を活かして共同であるいは相互補完的に実施する研究課題はないのか。我が国の資源を有効に利用する観点からも、原研との共同は今後考える必要はないか。	5) サイクル機構は、原研との間で「原子力の研究開発に関する研究協力協定書」を取り交わし、両機関の研究資源を効率的に利用し、それぞれの機関の使命を果たすべく、数々の共同研究を実施しております。最近は、実用化戦略調査研究関係のテーマ等について技術交流を進めているところです。
	6) サイクル機構内の実施体制、国内外との研究協力等は適切である。過去5年間と今後5年間の研究課題・計画を比較すると人員と資金は概ね妥当であろう。研究課題を固定的に考えず、実用化戦略調査研究の成果を適宜反映させ、効率的に人員・資金を運用すべきであろう。	6) 実用化戦略調査研究は、候補概念の検討の進展や絞込みに結果に応じて、必要となる要素技術やこれを支える基盤研究に対するニーズも変化する、いわばローリングプランという性格を持っていることを踏まえて、研究計画と研究資源を弾力的に運営することとします。
	7) FBR安全研究の研究課題についての発表内容はいずれも適切である。ただし、限られた研究者数でこのような幅広い研究計画を遂行することはきわめて難しく、少なくとも2倍くらいのマンパワーが必要になると思われることを強調しておきたい。	7) 今後の研究の実施における研究資源は潤沢ではないが、研究課題の優先度と費用対効果を十分に考慮して、限られた研究者数で効率的な研究の実施を心がけることとします。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
(5) 研究開発成果 5-1)得られた成果の内容 <全体>	1) 平成8年－12年度の5年間の研究は、研究計画及び目的が大きく変更、見直しを受けた中で、5つの大課題のもとで得られた成果は、いずれもほぼ期待された水準、質を達成していると判断される。国の安全研究としても、安全基準、安全設計、評価への資料の提供をはかっており、特に「もんじゅ」事故への対応は適切であり、十分な成果を提供している。またサイクル機構の原子力施設の安全性向上への寄与も高く認められる。	1) 拝承
	2) 達成された研究成果は水準、質、意義、達成度等いずれも十分である。	2) 拝承
	3) ここに取り上げられた課題については専門的に貴重な成果が得られたものと判断する。	3) 拝承
	4) 得られた成果の中でも、確率論的安全評価研究を通じて「もんじゅ」の炉心損傷確率の大幅な低減を達成したこと、機器信頼性データベースを整備したこと、燃料安全研究では低スミア密度の燃料の高い破損耐性の確認や燃料ピン破損挙動と早期検知性に関する有用な知見を得たこと、炉心安全研究では炉心損傷事故の発展を予測する評価手法とコードの開発と実機への適用、伝熱流動の研究では、自然循環による崩壊熱除去受動的な安全特性の実験を通じたモデルの確認、またナトリウム－水反応の実験と評価等においてFBRの安全性を実証する上で不可欠なレベルの高い成果を得ている。	4) 拝承
	5) これらの成果はFBRの分野で幅広く利用できることは勿論、国の安全規制にも有用な指針を与えるものである。これらの結果をより深く吟味することにより、常陽、もんじゅの安全評価に見落としがないかを引き続き検討をすることを望む。	5) ご指摘のとおり認識しています。
	6) 得られた成果はナトリウム冷却炉を中心に実用化戦略研究に反映できるものがほとんどである。他の冷却材や燃料、プラントが大幅に変わる場合は、対応した研究が今後必要である。	6) ご指摘のとおり認識しています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) 得られた成果は論文や会議で積極的に発表されてきたと考えられる。また学会賞などを得たことは高く評価できる。今後とも学会賞などには積極的に応募することを勧めたい。賞を得ることにより客観的な評価がえられる一方、研究者の自信につながる。 ただ成果の世界的な普及という意味では、FBRを積極的に進めている国が大幅に減少したことから、期待するほどには進まないだろう。ただし、これらの国も将来においも政策の変更もありえるので、特許などは積極的にとるべきであろう。	7) ご指摘のとおり認識しています。
	8) 各テーマに対する成果は、それぞれを個別に評価できるような専門知識を有しないので省略する。ただし、印象としては当然のことながら、前期で得られた成果はNa冷却炉に特化したものがほとんどであり、「常陽、もんじゅ」の安全性維持・向上に寄与するであろうことは明瞭であるが、将来、どの程度の汎用的応用性を期待できるのかは疑問に感じる。	8) 過去の研究は「もんじゅ」及び実証炉を主たる対象とし、ナトリウム冷却炉に適用されるものでありますが、現在ではナトリウムそのものを用いた研究を除いて、炉型に共通の基盤研究との位置付けで研究しています。炉心安全や伝熱流動に係わる安全評価手法は物性値（入力データ）を変えることで、重金属炉、ガス炉及び水炉の解析にも適用しています。 「説明用OHP資料」にも記載したように、安全解析コードは汎用性を十分考慮して作成しているため、FBR以外や原子力以外の分野に対しても適用できるものであり、具体的な適用実績もあります。
	9) 研究成果については、中間段階であり、開発計画に沿った中間的成果がみられると評価される。しかし、費用対効果については、最終的な成果をもってしか効果を評価できないことから、中間段階では評価できない性質の指標である。	9) 今回の課題評価は、FBRの研究開発に係わる初めての中間評価であり、事前評価を行わないで中間評価をお願いしたものです。今後も5年程度の間隔で中間評価をお願いすることも考えられます。したがって、約5年間の期間を対象として研究成果と今後の計画についてご検討をお願いしています。 サイクル機構としては、国の予算が厳しい現在の情勢下において、研究資金が潤沢には与えられないということを十分に考慮して、今後も研究の優先度や費用対効果を十分に考慮して、弾力的に研究を進めていきます。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
＜確率論的安全評価＞	1) PSAは発生確率値はイベントツリー手法や各要素の故障率データの粗密具合で如何様にも変化するものであり、米国との共同研究と米国データの入手に努めたことは評価される。	1) 拝承
	2) 確率論的安全評価に関する研究は平成8年から5年間の研究において、手法とデータベースを整備しもんじゅが国際原子力機関の基本安全原則に示される新設炉の安全目標を満たしていることを示すという成果を挙げている。さらに「もんじゅ」の炉心損傷事象に伴う潜在的な放射性放出リスクを推定し、放出割合と発生確率が合理的に低減されることを確認している。これらの成果は評価できる。	2) 拝承
	3) 今後の研究計画として、実用化炉の安全設計へのリスク情報の活用、実用化戦略調査研究における候補プラントの絞り込みのための概略評価、合理的な安全運転の為の情報の活用を挙げている。これらは研究課題として適切であると考えている。	3) 拝承
	4) リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領の策定も適切な課題である。	4) 拝承
	5) 確率論的安全評価は結果として得られた炉心損傷頻度の絶対値よりも、評価の過程で得られる情報や相対値の方が精度が高く有用であると言われている。実用化戦略における候補プラント概念もコンポーネントの使用経験はプラントによって大きい差がある。これらの点で結果の利用の仕方については注意を払う必要があろう。	5) ご指摘のとおり認識しています。
	6) 本研究課題の範囲を越えるが今後「もんじゅ」で生じうるかもしれないトラブルに運転班が対応するには、これらの確率論的視点のみならず、プラントの設計、構造とトラブルの現象論に係る深い知識を財産保護の視点も入れて運転要領に反映するとともに適切な訓練も実施することが必要と考えられる。	6) ご指摘のとおり認識しています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) 事故時手順書等におけるウィークポイントの把握とその要因改善に特化した手順書改良メニューが策定できることも有意義。逆に言えば過剰に考慮しているポイントの摘出と合理化メニューの策定を図ることも可能な筈であり、両面から追求するとともにその具体事例を事業者にも紹介して欲しい。	7) ご指摘のような、リスク情報の「もんじゅ」における運転管理及び将来炉の安全設計方針検討での活用に係る研究成果についても適宜公開できるようにします。
	8) PSAはもんじゅへの反映をうたっているが、CDFの絶対値をあまり言うのは適当でなく、むしろ、設計改良、運転条件の変更によるCDFの低減、データベースの拡充等に力点を置くべきである。	8) ご指摘のとおり、PSAの結果である炉心損傷確率の評価値の絶対値の議論は慎重に行うべきであり、設備や運転方法の改善等の安全向上への反映に重点をおくことが重要と考えて研究成果の具体的活用を図っています。 また、機器の信頼性データベースについても、引き続き拡充を図っていきます。
	9) 当委員会よりはむしろ原子力安全委員会の「安全目標専門部会」での議論かと思うが、PSA手法により算出されるリスク（の小ささ）を原子力施設の実際のリスク（の小ささ）であるかのような形で公衆に伝えるのは控えるべきであると考え。 PSAの有用性を否定するものではないが、これはあくまでも工学的な検討のためのツールであると認識すべきであり、前提抜きに数字が一人歩きしないように留意することが必要であると思う。	9) ご指摘頂いたように、数字が一人歩きすることは不適切であり、上記8)で述べたように、絶対値を用いた議論は慎重に行うことといたします。 原子力安全委員会における「安全目標」の検討においては、一般公衆や立地地域住民の皆さんとの「リスク・コミュニケーション」の問題を含めた、多方面からの幅広い検討が行われることを期待しています。リスク情報の活用に関して、先ず行われるべきは、技術的観点から原子力施設の安全確保を一層合理的で抜け落ちのないものにしていく努力であり、この観点からはPSAはきわめて有用と考えますので、サイクル機構としても安全研究成果を積極的に提供していきます。
	10) PSAが取り込んでいるのは「想定可能な」事象の確率のみであって、「想定されていない事象」が「想定可能な事象」に対してどのくらい存在しているのかを知る術が無い以上、計算で出てくる数字が実際のリスクの何分の一なのかは判らないと思う。実際のリスクは計算値より大きいはずある。	10) PSAでは、原子力施設に係わるリスクの要因について、可能な限り抜け落ちのないよう、過去の運転経験や研究知見の限りを尽くして、いわば人知の及ぶ限りの努力を行うものの、ご指摘のとおり、100%完全であるとは決して言い切れません。選定した起因事象やその生起頻度、故障率や運転員操作に係わるデータベースには少なからず不確かさが含まれており、評価に当たってはこの不確かさの幅を十分に考慮するようにしています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	11) 内部事象の評価を終えたと言う段階であり、ヒューマンファクター、或いは、地震等の外的起因事象評価については言及していないのに、もんじゅへの適用はこれで十分というような誤解を与えることを危惧する。	11) 「課題説明資料本文」でも触れましたように、地震等の外的事象についても評価を行いました。その結果、地震安全に係る特性について理解を深めるとともに、炉心損傷発生頻度は内的事象の評価値よりも大きく、不確定性は大きいものの、IAEA/INSAGのめやすを下回るとの見通しを得ています。 ヒューマンファクターについては、軽水炉の評価で標準的に用いられている手法により考慮しています。
	12) FBR機器信頼性データベースは、日米のデータを基にしているが、なぜ、フランスのデータを使用しないのか、その説明が必要なのではないか。	12) フランスにはFBRに係わる長い運転経験がありますが、残念ながら、PSAへの適用を目的としたFBR機器の信頼性データベースの整備は行われていません。協力関係の深いフランスの原子力庁に対しては、サイクル機構から信頼性データベースの整備に係わる協力を呼びかけたこともあります。実現できませんでした。
<燃料安全>	1) 原子炉の燃料棒には運転に伴って核分裂生成物が蓄積しそれが原子炉の主要な放射能のもとになっている。例えば送電線の故障により原子炉が「異常な過渡」状態に置かれても燃料棒は破損せず、故障が回復すれば通常運転を続けられる必要がある。「異常な過渡」よりもっと頻度が小さい「事故」に分類される事象が生じて燃料棒が例えば少し破損しても原子炉は冷却可能で公衆のリスクは小さい必要がある。 本研究では高速増殖炉燃料棒の「異常な過渡」条件下での破損限界の試験や、燃料棒の一部が冷却流路の局所閉鎖や過出力により破損する炉心局所事故の研究を行いその安全評価手法を開発し、燃料設計・安全評価の基準類に反映するとしておりその目的は適切である。これまでの成果では緩満に過出力が生じる「異常な過渡」による燃料破損限界は燃料のスミア密度に依存することが見出されており高く評価できる。	1) 拝承
	2) 除熱低下事象における炉外急速加熱試験の実施により、破損予測手法を整備し、現在の原型炉許容設計限界における被覆管最高温度の保守性も確認している。	2) 拝承
	3) 局所閉塞事故ではボラス状閉塞に対する評価手法が整備されている。	3) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	4) 燃料破損に伴う遅発中性子を検出することにより燃料溶融に至る前に十分に時間的な余裕をもってその異常検知が可能であることを示しており評価できる。	4) 拝承
	5) 今後の研究計画では「異常な過渡」条件下での燃料破損限界の研究、炉心局所事故の研究、新型燃料の安全性試験が挙げられており、いずれも適当と考える。	5) 拝承
	6) 燃料安全については燃料の破損限界を把握評価をし、十分な成果を出されていると考える。逆に言えばもんじゅ被覆管の健全性・裕度が充分であることが明確になったことから、過剰設計部分で合理化できる点はないのかという検討もして欲しい。	6) ご指摘の点は本研究の重要な目的のひとつであり、そういった方向で将来の安全基準類の検討に反映いたします。
	7) 実験と解析の組み合わせで貴重な成果が得られているが、その成果が燃料設計等でどれくらいの位置を占めるのか、残された課題は何なのか、どこまでやればよいのかがよくわからない。 また、MOXだけが突出しているので、今後、金属燃料、窒化物燃料で安全関係でなにをやらなくてはならないかの検討が少ない。	7) 燃料の過渡条件下での破損限界に係わる研究知見は、燃料の許容設計限界とも関連し、燃料設計や安全評価における判断基準としても重要となります。これまでに、MOX燃料に関しては、約100 GWd/t程度までのデータが中実及び中空燃料ペレット設計に隊対して得られており、高燃焼度領域を除いてほぼ技術的な見通しを得ています。 一方、金属燃料や窒化物燃料については、米国で金属燃料の破損挙動に係わる実験データベースが一部得られている他はデータベースは僅少です。サイクル機構としては、実用化戦略調査研究の第2期において新型燃料の安全に係わる基本的成立性を判断するための検討を強化することを考えています。このため、試験炉を用いた安全性試験の実施に向けて、米国との共同研究による予備調査を開始しています。
＜炉心安全＞	1) 炉心損傷事象に使われる実験的データベース及び安全評価手法を開発し高速増殖炉の安全性向上に資するとの目的は適切である。	1) 拝承
	2) これまでの成果として実機評価解析用コード群を整備し、国際的に使用される標準的解析手法を確立したこと、起因過程及び遷移過程初期の溶融燃料挙動に関する実験データを得た事は評価できる。	2) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	3) 今後の課題としてSIMMER-IIIコードの3次元化などの評価コードの整備、再臨界問題排除のための融体排出挙動試験計画が挙げられている。いずれも適切な課題と考えられる。前者は2次元計算に伴う保守性を合理化することが期待できる。	3) 拝承
	4) シビアアクシデントは現象論的にもまだ不確定な部分も多く、解析の方法論も、経験的な従来の手法では限界がある。これらの研究により合理的な設計の途を開く視点をもって研究を推進されることを期待したい。	4) ご指摘の趣旨に従って研究を進めます。
	5) 高速増殖炉の再臨界問題は安全上の重要課題であり、専門家が納得できる知見を集積することがまず必要である。将来は再臨界の現象論のみならずデブリの冷却性、放出エネルギー、事象の頻度などについて炉心損傷事故の包括的で合理的な知見を整理し、設計や安全評価の考え方を整理することが重要と考えられる。	5) ご指摘のとおり認識で、第2期における安全研究では再臨界問題の解決、第3期においては損傷炉心物質の炉容器収納に向けた研究を重点化を行い、安全設計や安全評価の考え方を整理していく計画です。
	6) 炉心安全についてもその重要性に鑑み、安全評価手法・コードの検証改良に努めた様はよく理解できる。強いて言えば、安全性の追求は限りないとも言える訳で、何を目標として、どこまで追求するのかという面からの検討をして欲しい。	6) 安全研究は単に継続的に実施することとしないで、その時点での安全に係わる問題を解決するための重点化して行うこととしてます。炉心損傷事故に係わる安全研究については、これまで「もんじゅ」や実証炉を対象として、仮に炉心損傷が発生し、厳しい再臨界が発生し得る事態になったとしてもその影響が原子炉容器内で収納できることを目標として安全評価手法の高度化を図ってきました。今後はFBR実用化に向けて、仮に炉心損傷が発生したとしても再臨界の発生そのものが回避できるように炉心を設計できるようにしたいと考えています。すなわち、将来の安全論理においては、影響緩和から厳しい事態の発生の回避へと重点を移していきます。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) FBR、特に大型ナトリウム炉で、炉容器内で事故が終息し得る事が実証できれば、FBR推進上、大きなメリットとなる。その観点から、解析コードの開発、EAGLEプロジェクトでの実炉を用いた実験等は多に期待できるものであり、推進を図ってほしい。 ただ、EAGLEプロジェクトの実験条件と限られた数のデータを効果的に実機FBRの事故条件に一般化できるように研究を進めることを要望する。	7) 前半については拝承します。 後半については、EAGLEの第1の目的は実燃料物質を用いて熔融燃料の早期炉心外排出挙動に係わる実験的根拠をもって再臨界問題の排除が原理的に可能であることを示すことにあります。試験データを一般化するために、大洗の炉外可視化基礎試験を効果的に組み合わせ、さらにはSIMMER-III等の解析コードを活用するようにします。 なお、将来試験データの評価と一般化を行う中で、その時点での実用炉の炉心設計の動向を踏まえて研究が不足していることが明らかとなった場合には、当然ながら追加的な実験の実施を含めて、計画の見直しを行っていきます。
<伝熱流動>	1) 高速増殖炉の安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法基盤データを整備し技術基盤を確立するとの目的は適切である。	1) 拝承
	2) これまでの研究成果では高速増殖炉の過渡伝熱流動現象解析コードシステムの構築、サーマルストライピングに関する実験的研究とその評価システムの開発整備、温度成層化に関する研究、もんじゅ温度計の流力振動の研究、自然崩壊熱除去の研究、受動的安全性に関する研究がなされており評価できる。	2) 拝承
	3) 今後の研究計画としては伝熱流動に関連する構造安全性と高燃焼度燃料の伝熱流動現象に関する研究、機構論的な安全評価手法確立のための伝熱流動数値実験研究、実用化戦略調査研究の為に冷却材の特性評価研究が挙げられておりいずれも適切である。	3) 拝承
	4) 実験に基づき現象の物理的理解を進め、それを計算コードに反映することがまず重要である。一方機構論的な数値実験は実験では十分計測できない現象の理解を進める事が期待でき、学問的にも経験的な熱流動解析手法の革新をもたらす可能性があり、合わせて進めることは適切である。	4) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	5) 伝熱流動についてはサーマルストライピング事象や流体力振動等の課題を明確にして、そのための集中的研究がなされたものと感じる。また受動的安全性に関する研究は詳細は理解できないが、非常に重要な研究と考える。	5) 拝承
	6) 紹介のあった伝熱流動数値実験研究は、試験装置を使用しないで、直接、シミュレーションで伝熱流動特性を得ることが出来、費用などが格段に節約出来ることが期待されるので、推進を図ってほしい。	6) ご指摘のとおり推進いたします。
	7) 機構論的研究は従来の実験に基づく経験的熱流動手法では限界のある炉心損傷事故の現象の解析にも期待できることを指摘したい。	7) ご指摘の点は参考にさせていただきます。
	8) ナトリウムの伝熱流動について、個別には基礎的なことの成果をあげているが、課題の選定の仕方がバラバラで、趣味的に行われているような印象を受ける。全体を俯瞰してもんじゅ温度計の流体力振動的な問題がまだ、残っていないかよく検討する必要がある。	8) 伝熱流動に係わる研究は、FBRシステム内の規模（炉心、容器や機器、プラント全体）及び事象の厳しさ（定常運転、異常な過渡変化、事故、設計基準外事象）からなるマトリクス上で評価すべき現象と解析手法を整理しています。これまでの研究によって、解析、実験ともにこのマトリクスを構成する研究課題の全体についておおむね解決できており、現在残された重要な課題について重点的に取り組んでいます。特に、もんじゅの温度計破損やナトリウム燃焼、フェニックス炉の配管溶接部漏えいの経験から、伝熱流動研究は構造バウンダリの健全性や破損後の影響が重要であったことから、流体－構造相互作用、ナトリウムの化学反応を伴う伝熱流動課題（ナトリウム燃焼やナトリウム－水反応）の研究を重視しています。これらにより安全設計や安全評価の技術基盤を体系的に確立できると考えています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	9) これまでの知見が全体の中でどのような位置を占め、設計等にどう反映できるのか、今後の課題は何なのか、そして、どこまで詰めればよいのか、よくわからない。例えば、集合体内潜り込み現象、集合体間熱移行現象等が自然循環の解析でどう使われるかが不明である。	9) これまでの伝熱流動研究を通じて、炉心からの熱除去能力（崩壊熱除去）及び主冷却系を通じて熱を輸送する能力（過渡伝熱流動）を評価する手法をほぼ確立し、現状で解析による設計が可能なレベルに至っています。したがって、実用化戦略調査研究では、経済性をさらに追求することを踏まえて、これらの成果の活用により設計成立性の判断材料を提供していきます。 自然循環に関する研究については、自然循環時に炉心を流れる流量は定格運転時の1%程度まで低下する可能性があるが、このとき流体の温度差（＝密度差）から生じる浮力が炉心内の流動に影響を与えます。冷却材の燃料集合体内への潜り込み、燃料集合体間の熱移行等の現象は、自然循環条件の下で温度の高い燃料集合体からの熱除去を促進する可能性があるために、重点的に研究を行ってきました。これらの現象を実験と解析を通じて安全評価に反映できるまで解明してきており、これにより過渡時のピーク温度を含め最高温度の評価に自然の緩和効果を取り入れることができるようになりました。
	10) 炉停止に係わる受動的安全方策として有効性が期待されているSASSは、常陽を用いて炉内試験をする計画となっている予定だが、これに触れないのはなぜか。	10) 常陽においてMk-III炉心に移行した後に、自己作動型炉停止機構（SASS）を設置し、常陽の運転を通じて実炉環境の下で機能確認を試験する計画です。それに先立って行った炉外のナトリウム環境下での要素試験については、すでに数年前に終了しているため、今回の中間評価では報告しませんでした（中間評価では、炉心変形に伴う受動的安全特性の評価のための体系的な手法体系に整備とFFTFを用いた試験への適用について報告しています。）。「常陽」を用いたSASSの試験計画については、別途課題評価を受ける予定です。
<ナトリウム及び格納系>	1) ナトリウムは高速炉特有の冷却材でありその漏洩に伴う燃焼特性の研究、蒸気発生器におけるナトリウム水反応に関して、その評価技術の高度化と格納系の安全評価技術の高度化を図るとの目的は適切である。	1) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	2) これまで研究では「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関して、ナトリウム漏洩燃焼に関する研究が行われ「もんじゅ」事故原因の究明と対策に反映されており評価できる。	2) 拝承
	3) ナトリウム水反応に関しても試験装置を用いた実験結果は実用炉の大型蒸気発生器に対する合理的な安全評価に反映されており、評価できる。	3) 拝承
	4) 格納系に関する研究では燃料からの核分裂生成物放出挙動試験が行われ、評価手法の高度化と実用炉の安全評価法への反映が行われており評価できる。	4) 拝承
	5) 今後の計画としてナトリウム漏洩燃焼に関する機構論的解析コードの開発、微小漏洩検出手法の開発、ナトリウムコンクリート反応試験、ソースターム移行評価手法の整備；ナトリウム水反応技術の高度化と実用化戦略調査研究の為に要素技術の研究が挙げられており適切と考えられる。	5) 拝承
	6) 高速増殖炉においては炉心を冷却し放射化している1次系のナトリウムの大量放出を防ぐ事が安全上重要であり、そのため中間熱交換器を用いて1次系のナトリウムの熱を2次ナトリウムに伝達し、これをさらに蒸気発生器において2次ナトリウムから水に熱を伝える方式がとられている。2次系のナトリウムは放射化していないので万一それが漏洩しても公衆のリスクの増加の点では問題がない。「もんじゅ」で漏洩したのはこの2次系の放射能を含まないナトリウムであり過去の高速増殖炉で時々生じた蒸気発生器の伝熱管破損時のナトリウム-水反応とともに公衆リスクを防止するという原子炉の安全確保の第一目標からは安全上問題となる現象ではない事を指摘しておきたい。しかしナトリウム漏洩燃焼やナトリウム水反応は過去の高速増殖炉における発生頻度から考えても重要で、さらに研究しその知見を実際のプラントのトラブル時の運転管理等に反映することが必要である。	6) ご指摘のとおり認識しています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) NaについてもNa-水反応に加えて、Na漏洩・燃焼試験というもんじゅ事故を踏まえた緊急の課題に集中的に取り組む、成果を収めたものとする。しかし今後を考えればNa漏洩事象に係わる更なる研究もさることながら、Na漏洩絶無は現実に不可能なことを踏まえて、もんじゅ運転のためのPAからの必要性も考慮して、Na漏洩があっても大した事故にならないと言える技術的知見の蓄積に努めることが必要と考える。	7) ご指摘の通り、今後「もんじゅ」の本格運転を行うサイクル機構において、ナトリウム漏えいに関する技術的知見を引き続き蓄積していくことは、必要な課題と考えております。今後のナトリウム漏えい研究は、詳細な物理現象の解明という観点と、実際のプラントでの対応技術の二つの側面で進めていきたいと考えています。前者の例としては、ナトリウムの着火機構の解明などがあり、後者の例としては影響緩和対策の有効性の確認、さらに事故が収束して漏えいしたナトリウムが冷却した後処理方法の検討などがあります。 これらの研究の成果については、すべて公表し、一般の方々の理解の向上にも役立てていきます。
	8) ナトリウム漏洩燃焼は基礎的知見として、必要なことは理解するが、ライナー、窒素封入など、建屋設計との関係を考慮すると、今後の扱いは検討を要するのではないか。	8) ご指摘の通り、ナトリウム漏えい研究は設計に反映される形で成果を出していくことが重要であると考えております。ご指摘のライナーに関しましては、鋼製ライナーについての燃焼雰囲気下での腐食機構の評価、高温下での変形挙動と構造健全性の評価手法などが「もんじゅ」事故以降に詳細化された事項であります。また非鋼製ライナーについても、すでに各種のセラミック材料についての詳細な比較検討のデータが得られております。窒素注入につきましては、その燃焼抑制効果のデータ、さらに窒素注入により燃焼抑制された残ナトリウムが冷却後に空気にさらされた時の再着火挙動についての知見などが得られています。これらのように、設計と結びつけるための試験研究も着実に進められており、今後も同様に考えております。
5-2) 実用化戦略調査研究との関係	1) これまでの主な成果は高速増殖炉の安全技術基盤の確立やもんじゅの安全総点検、実用化戦略調査研究に貢献しており高く評価できる。	1) 拝承
	2) 第1期の中で、5つの各大課題において、実用化戦略調査研究への反映は適切に図られていると判断される。これらをもとに第2期の計画への重点研究課題が提示されている。	2) 拝承
	3) 今後の第2期戦略調査研究の進展結果と評価を十分反映させて、今後の5年間の安全研究課題を追加修正する柔軟な対応をすべきであろう。	3) ご指摘のように、今後の研究計画は常に優先度を考慮して研究課題の追加、見直しを行うなど、柔軟に運用していきます。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	4) 実用化戦略調査研究はサイクルと統合した最適メニューを追求するものであり、従来のナトリウム冷却酸化物燃料型にこだわるものではないと理解している。しかも安全に係わる研究は多大な資金が必要。従って多くの研究メニューの早期策定・推進でなく、重要度指向にもとづく計画策定とそのための議論・考え方の整理が必要と考える。 5) 特に従来の燃料・冷却材と異なる炉の燃料安全・伝熱特性等の把握をどう進めていくか、海外炉の活用等の計画をお聞きしたが、それも含めて早めに研究計画メニューと必要資金等について検討して欲しい。 6) 課題としては、FSのフェーズ2における各種の炉候補を網羅しているが、それぞれについてNa冷却炉と同等の条件で比較検討できるほどデータを集めるのは困難であろうと感ずる。特に、「研究開発課題補足説明資料」18Pの「資金、要員計画の内訳」からは、Na冷却炉偏重の印象を受けざるを得ない。	4) ご指摘の点について、平成13年度以降の研究はナトリウム冷却・MOX燃料にこだわって研究を実施するつもりはありませんし、実用化戦略調査研究第1期の検討を受けて、優先度と緊急性を考慮して研究を重点化していくこととしています。特に、ナトリウム冷却炉以外の炉型や従来のMOX燃料以外の新型燃料についても、第2期検討において、成立性判断や候補概念の絞り込みを行う上で必要な研究課題については今後重点的に研究します。 5) 「研究開発課題補足説明資料」に記載したように、実用化戦略調査研究の第1期においては、まずは開発・設計目標を設定し、主として机上の設計検討を通じて第2期の検討対象となる実用化候補概念数種を抽出し、併せて、第2期検討で成立性判断や絞り込みを行う上で不可欠となる要素技術開発項目を抽出して、整理しています。安全研究全体のスコープと実用化戦略調査研究との関連等については、「研究開発課題補足説明資料」で追加の説明を行いました。 6) すべての候補概念についてナトリウム冷却炉の同等のレベルの研究知見を短期間で得ることが難しいのは事実です。実用化戦略調査研究第2期で行う候補概念の成立判断や絞り込みに必要な最低限の研究を今後重点的に行うこととなります。安全研究においては、第2期で検討される候補概念に安全に係わる大きな欠陥がないか、安全確保の概略の見通しはどうかなどに係る研究知見の提供を計画しています。なお、ナトリウムに係る試験研究はどうしても研究資金が大きくなりますが、実用化戦略調査研究においてナトリウム関連研究に研究資源を大きく振り分けているわけではありません。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	7) 実用化戦略調査研究との関係についても、技術的成立性判断や実用化候補概念の絞り込みに反映できる段階ではないと思われる。	7) 上記5)及び6)で述べたように、実用化戦略調査研究の第1期において、第2期で行う候補概念の成立性判断や絞り込みに必要な研究課題（実用化要素技術）を摘出し、研究計画を整理してきました。その中では、第2期の目的である成立性の判断や絞り込みに必要な要素技術に重点化した研究を展開することを計画しています。安全研究を含む基盤研究についても、H13年度以降はこの目的に重点化した形で展開する計画です。
	8) 実用化戦略調査研究の第1期の最終報告を受けていない（最終評価をしていない）段階なので詳細な課題、困難さ（時間スケジュール等）が良くわからない。平成8年～12年度に行った安全研究成果はJNCの過去の安全研究も含めて、実用化戦略調査研究の第2期計画立案に十分反映できる内容を有している。しかしながら、確率論的安全評価を除いて主としてNa高速増殖炉に対しての成果であり、第2期計画の際の絞り込みには特に、他のタイプの炉計画に対しては慎重な配慮が必要であろう。また実用化戦略調査研究を支援する為に必要な安全研究開発課題がカバーされているものの、特にNa炉以外に対してはこれだけの課題で十分であるかどうかは不明である。	8) ご指摘の事項については、「研究開発課題補足説明資料」及び上記4)～7)で述べたように、実用化戦略調査研究の第2期検討に整合させて実施することとしています。確率論的安全評価以外の分野についても、ナトリウムそのものを用いた研究を除いて、炉型に共通な研究と位置付けて研究します。また、設計研究や候補概念の絞り込みの進展を踏まえて、必要な研究課題の追加や見直しを行っていきます。
5-3)得られた成果の普及、公開	1) 特許の出願、研究成果の公開、普及や国際協力も広く行われており、評価できる。	1) 拝承
	2) 成果の公表等は十分なされていると評価する。	2) 拝承
	3) 成果の普及、効果については、外部への公表も適切に行われており、また安全研究から7件の特許による普及公開も適切に行われている。	3) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	4) 本研究も含めてJNCが研究成果の公開普及に積極的に取り組んでいることは理解できる。また専門家に対して非常に貴重な知見を提供されていることは間違いない。難題は広報であろう。高速炉開発の必要性を認めている一般の人達にJNCの研究成果を如何に知ってもらうかの努力が必要。JNCの一般向けPAツールにどれだけ安全研究の成果紹介が採り入れられているのか。	4) 安全研究は技術的な安全上の問題解決を目標とした研究で、研究成果の幅広い普及を目指して、安全研究の成果については、各種学会、専門誌等への公開に加えて、一般の方が参加可能な地域フォーラムや成果報告会を毎年企画し、幅広い情報発信に努めます。また、一般用の展示施設やパンフレットにおいて研究の紹介を行っている例もあります。さらに、国の安全研究については、原子力安全委員会を通じて成果の普及にも努めています。 ご指摘のような、一般の人を対象とした幅広い広報活動という点については、サイクル機構としても広報部門の技術広報機能の一層の強化・拡充に努めます。また、研究者においても研究成果の公開という視点から一歩進めて、より積極的な情報発信に努めます。

(6) 今後の展開	1) 今まではNa冷却炉/MOX燃料一本計画上での安全研究であった。その成果の上での今後の安全研究の展開として十分な合理性がある。しかしながら今後は実用化戦略調査研究が一方で展開されており、むしろ、その調査研究を支え補う安全研究に重点的にすべきであろう。その際にすべてを網羅的に行うのはタイムスケジュール、人的、予算的に難しいものと予想される。委員会等も十分活用し、計画も早目に追加訂正して研究を推進すべきであろう。	1) 拝承
	2) 安全研究は、プラントを最適化するなど1点に絞れる特定の目標を持たないために、広くパラメーターを振った研究に頼ることになり、そのため出現する物理事象もさらに広範囲、複雑になり、研究の集約が難しくなることが多い。サイクル機構では評価（コード開発）研究の重点化を提示しているので、それを研究の進行途中のチェックアンドレビューに効率的に活用して、必要度、重要度の低下した課題の摘出に努力し、場合によっては研究の打ち切り等を実行して研究課題の集約を図り、研究全体の成果の水準と質を高めることも重要と考える。	2) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	3) これからの5年間は、実用化戦略研究を中心として進めることになっているので、基盤分野としてはそれに貢献することが最も重要である。従って特定の炉型を対象とした大きな規模の装置作りは望ましくない。FBRの実用化への道のりは長い。それを考えて基盤分野として汎用性のあるレベルの高い研究開発を心がけて欲しい。	3) ご指摘の趣旨に従って研究を進めます。
	4) 今後の計画について、実用化戦略調査研究と連携が十分図られているか。	4) 「研究開発課題補足説明資料」で過去5年間及び今後の5年間の計画の工程表並びに実用化戦略調査研究との関連について追加の説明を行いました。
	5) 現在のPSAでは、「故意による妨害活動」は考慮されていないと記されているが、「妨害活動の起こる確率」は扱わずとも、「妨害活動によって局所的ダメージを受けた後に生じる物理事象の確率」は扱って行くべきであると感じる。	5) 故意による妨害活動に対する我が国の原子力発電所における考え方は、これを未然に防ぐための物理的防護を強化するというものです。米国では調査研究の例はあるようですが、少なくとも我が国の軽水炉PSAのなかで評価された例はないと思われます。
(7) その他	1) 「リスク心理学」の研究結果によると事故の統計上の死亡者の数と公衆が認識するリスクの大きさの間にしばしば大きい差がみられるものがあり、頻度の低い事故のリスクの正確な認知は特に困難であると言われている。リスクの大小の認知は、リスクの種類によらず「恐ろしさ因子」(制御不可能、致命的、カタストロフィック、リスク大、リスク軽減困難、受身)と「未知性因子」(観察不可能、知人も知らない、影響が遅延的、新しい、科学的に不明)を主要な軸として心理的になされることも分かっている。西側の原子力発電では放射線事故による公衆の死亡者は一人もいないという実績にもかかわらず原子力が非常に危険なものと認識される結果になっているのはこの「恐ろしさ因子」「未知性因子」が大きいと認識されているためであろう。これらの因子の低減の方策は技術的安全性の向上という本研究の範囲を越えるものであるが、まずその技術の専門家が自らの技術のリスクについて正しく認識し運転管理も含めて適切な対策をとることが重要であろう。さらには高速増殖炉の安全性の公衆の理解におけるリスクの心理面、認知的側面にも留意しつつ活動される事も期待したい。	1) 拝承

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	2) 仏では、基本的には開発研究はCEAが、安全性に関してはIPSNと、独立した組織が実施しているように思う。期待される成果では、「国の安全規制---安全基準類の策定---」というような表現がある。他にも同じように読める記述がある。FBR開発機関が安全規制にかかわる研究も実施することとなる。我が国の事情でそうせざるを得ないか分かりませんが、両者研究の基本方針(位置付け、安全性研究については外部専門家からの厳格な指導、助言体制など)、基本的スタンスを明確にしておく必要があると考える。安全審査を受けるために必要な研究は、当然サイクル機構で必要であると思う。(推進と規制の独立の確保について基本方針を述べておくことが必要であると思う。) 3) 本研究課題「高速増殖炉の安全研究」は過去はほとんどNa炉高速炉の安全研究であり、それに実用化戦略調査研究の反映を計画したものである。その為に、今後の研究開発目標・計画、実施体制の項目の説明に不十分さ、曖昧さをむしろ意識的に含ませていることから少しわかりづらい。従ってむしろ実用化戦略調査研究の過程で抽出されたNa炉以外の評価に必要な安全研究は別立(別の安全研究)で進め、本研究はNa炉に関する安全研究としたほうがわかりやすく目標達成が容易になるとも考えられる。	2) 補足説明資料にて述べたように、安全研究は国の安全規制そのものではなく、安全規制や安全基準の基礎となるデータや知見を提供するための研究です。研究の実施は所要の研究施設と専門家を有する機関が行うのが合理的であり、FBRの分野においてはサイクル機構が安全研究の役割を担っていると考えています。 安全規制の独立性は当然のご指摘ですが、重要なことは誰がデータや知見を提供するかということではなく、安全規制や安全基準類の策定が透明性を持って国民が納得できる形で行われることであると考えます。また、法令に基づく国の規格・基準については、今後その多くが民間基準に委ねられることになっているのが時代の趨勢であり、原子力の分野においても事業者や開発機関が基準の基礎資料や基準案を提供するようになることも予想されます。 サイクル機構や原研で行われている国の安全研究については、原子力安全委員会の安全研究専門部会において、客観的立場の専門家による審議を経て策定され評価を受けています。 3) サイクル機構の基盤研究は従来よりの研究を拡大するのではなく、H13に開始した実用化戦略調査研究の第2期検討の目的に照らして、重点化することとしています。そのための組織体制についても見直しを行いました。 ナトリウム炉に係わる研究とそれ以外の研究を分離した方が分かりやすいとのご指摘はご意見として承りますが、同じ研究者と研究組織が実施すること、第2期においては炉型間の適切な比較を行うことなどから、少なくとも安全研究を含む基盤研究については、ナトリウムそのものを用いた研究以外は炉型に共通の研究との位置付けを強化することとします。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
(8) 総合評価	1) 今後の重点課題としてはいずれも適切な課題が挙げられている。安全研究の実施体制として各部門の連携も適切である。研究開発項目の設定、内容、スケジュールは具体的で妥当と考えられる。使用する施設設備や関連技術動向の反映、研究実施体制も妥当と考えられる。研究計画は妥当と評価できる。	1) 拝承
	2) 平成8年～12年度の安全研究は、国、民間の変化、また「もんじゅ」事故の影響によって、大きな対応性を要求される修正を受けたものであったが、その成果は次の平成13年度からの研究計画への反映も含めたものとして、目標とした十分な成果をあげたものと評価する。	2) 拝承
	3) 本安全研究は十分な成果を挙げており、国策として十分必要な物でその波及効果も大きい。従って今後の5年間もサイクル機構が中心となっていくべき研究課題である。	3) 拝承
	4) 高速増殖炉の安全研究は高速増殖炉の開発を続ける限り必要なものであり、その意義は高い。これまでのところ、外部情勢は大きく変化した、それに適応しつつ成果をあげていると評価する。	4) 拝承
	5) 個々の課題については、貴重な成果が得られていると考える。	5) 拝承
	6) 中間評価としては技術的課題については概ね評価できるものと判断する。	6) 拝承
	7) 現在原子力安全委員会下の安全目標専門部会で安全要求レベルのあり方についての検討が開始されている。PSAで培った知見を集約整理され、国大への反映・活用を図って欲しい。	7) ご指摘のとおり、国の検討に対して積極的に研究成果を提供します。
	8) 幸か不幸かFBRの推進気運は世界的に小さい。逆に言えば時間に追われる必要はないのだから、腰を据えた総合戦略を策定して欲しい。JNCの奮起を期待する。	8) ご指摘の趣旨を踏まえて研究を行います。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	9) 巨大なプロジェクトであるので、関係者も多く、共通の目的の基に整合性をもって、研究開発を進めるのは、けっして容易な事ではないが、是非、無駄の無いように推進して欲しい。 10) 平成8年度～平成12年度の研究については、個別の課題はそれぞれ評価できる成果をあげたものと認められる。また、もんじゅ事故の対応に関しても、迅速かつ大きな成果を上げた。ただし、実証炉計画の見直しや実用化戦略調査研究（FS）の開始に伴い、修正された課題やその成果が必ずしも明確ではなかった。 今後ともFSの進展等に伴って、研究計画の柔軟な見直しと修正が必要となるものと考えられるが、FBRが実用化に近づくにつれ、修正後の目標を明確に提示する努力が安全研究においてもより一層重要となってくるものと考えられる。 11) 今回、補足説明資料として、「今後の個別研究テーマの実施内容及び達成目標」が提示された。各課題に対して平成17年までの達成目標が記述されているが、定性的な記述が多く、ブレークスルー（技術的突破）が必要な課題は何か、あるいはデータの蓄積をどのレベルまで行うことがFSに貢献するための必要条件なのかなど、後の達成度の評価基準となるべき目標の明確化が不十分であると考えられる。	9) ご指摘のとおり、研究計画は優先度と重要性を勘案して、費用対効果を考慮して効率的に進めることとします。 10) 実証炉計画が見直され、実用化戦略調査研究が開始されたH11年度の時点で、実証炉の設計に固有の研究やきわめて長期にわたる一部の研究は収束させています。H13年度からは第1期で整理した研究計画に従って、実用化戦略調査研究の第2期への反映に重点化した研究を開始しています。 第2期における実用化候補概念の絞込みは、安全性の視点に加えて、燃料サイクル全体としての経済性、環境負荷軽減等のいくつかの指標に基づいて透明性をもって総合的に評価を行う必要があります。そのための評価方法についても検討が行われています。候補概念の客観的比較・評価については、別途行われる「実用化戦略調査研究」の課題評価において議論していただくのが適切と考えます。 11) 実用化戦略調査研究における炉の安全性に関する解発目標は、「将来の軽水炉と同等以上の安全の確保」としています。第2期検討においては、各候補概念について基本的成立性を判断して少数の概念に絞り込むこととなります。したがって、安全研究としてはこのような検討や評価に必要な解析手法やデータを提供するのが役割となっています。すなわち、後の達成度評価の段階では、第2期検討作業に安全研究の成果がいかに関与に反映されたかという視点で判断していただきたいと思います。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	12) もんじゅのようなナトリウム冷却炉の運転実績を蓄積していくことが、社会の「安心」醸成に寄与するであろうことは理解できる。ナトリウム冷却炉についての今後の安全研究としては、社会的ニーズをくみ取り、炉心損傷に至るような重大事故の発生頻度低下に寄与するのみではなく、2次系ナトリウム漏洩事故のような軽微ではあるが相対的発生頻度の高い事故の発生予防と封じ込めに寄与することにより、「安心」を補強するような方向にも注力してもらいたい。	12) サイクル機構としても、軽微な事故、トラブルの発生を未然に防止し、仮に異常が発生したとしてもその拡大を防止することが多重防護による安全確保のもっとも重要な考え方であると認識しています。安全運転と軽微なトラブルに対する的確な対応の実績を積み重ねることにより、社会に対する「安心」を醸成するための努力はご指摘のとおり重要であろうと考えます。 なお、ご指摘のナトリウム漏えいに係わる安全研究では、小規模な漏えいの把握やその検出技術の高度化に関する研究を強化しています。
	13) 今後の展開、進め方を含めて総合評価としての感想を述べさせていただきます。高速炉の安全研究において、もんじゅのナトリウム漏れ事故以降の国民の事故に対する認識の変化を考える必要がある。事故発生以前のナトリウム漏えいに対する対策として、小漏えい事象は大漏えい事象にくらべその影響小さく、大漏えい事象に包絡されるものと考えていたように思われる。そのため小漏えいに対する認識が甘くなっていたのではないかと。一般の人は小漏えいと言えども事故には変わらないと考えており、ナトリウム漏えい事故に対する認識のずれがあったのではないかとと思われる。事故そのものは大事に至らなかったが、技術への信頼を損ねたことは反省すべきことと真摯に受け止めなければならない。その上にたって高速炉の安全研究の見直しがなされているのではないのでしょうか。このことの説明が必ずしも十分とは思えない。今後の安全研究への取り組みにおいても、一般の人の理解を得られる説明が必要と思う。	13) 「もんじゅ」の事故は技術的にもサイクル機構という組織全体にとってもきわめて甚大な影響をもった事故でした。ご指摘の点については、これまでもできる限りの努力を行ってきましたし、今後も一般の人に一層信頼していただくための努力を続けてまいります。 なお、「もんじゅ」事故を受けて、安全研究においても原因究明や再発防止対策を検討するために必要な研究の見直しや追加を行いました。 安全研究への取り組みに対する一般の理解を得るための努力につきましても、下記15)のとおり認識しています。

評価項目	評価意見	サイクル機構の見解、質問に対する回答
	14) 全体的に、課題選定の重要度、成果の達成度を明確にして、安全性上、どう必要だから、どこまでやるという目標管理の意識を強化することが重要である。	14) 今後の研究については、実用化戦略調査研究の第2期への反映が主眼となり、補足説明資料で追加の説明を行いました。基本的には第2期で求められる候補概念の成立性判断や絞込みに反映する事項に重点化して安全研究を進めます。また、実用化戦略調査研究自体が、研究の進展とともに、研究対象や必要な要素技術が変化するローリングプランという性格をもっていることを踏まえて、基盤研究も弾力的に進めることとします。
	15) 高速増殖炉（FBR）の安全性（リスク統御）を対象にして、多重防護による安全確保の観点から取組まれてきた本研究開発課題（①確率論的安全評価に関する研究、②燃料安全に関する研究、③炉心安全に関する研究、④伝熱流動に関する研究、⑤ナトリウム及び格納系に関する研究）は、目的・意義・目標に関する限り、中間段階としてみるとおおむね妥当なものと評価される。ただし、①の課題と目標については、（2）で述べたように、課題の意義と目標の意味が専門的な知識をもたない評価者には理解できないものといえる。これは、「安全」という概念の定義に係わることであり、本研究開発における「安全」あるいは「安全性」とはいかなる概念をさすのか、可能なかぎり平明に説明されるべきである。その上でなければ、社会的ニーズに合致したものかどうかとも判定・評価しがたい。また、経済性については、（4）の費用対効果について述べたように、中間段階では評価しがたいものである。	15) 補足説明資料で、課題評価の範囲とした「安全研究」の位置付けや原子炉施設の安全確保全体の枠の中での位置付けについて、説明しました。 専門家以外についても分かり易くというご指摘についてはサイクル機構全体として強化すべき視点であると認識しています。また、研究者において、専門家相手に成果を公表するだけではなく、積極的な情報発信の努力が必要であると認識しています。
	16) 研究全体像、定量的な目標、具体的なスケジュールを明確にすることが必要だと思います。また、今、何故この研究を実施する必要があるかも記述することが望まれる。	16) 補足説明資料で、安全研究の位置付け、研究の目標、スケジュール、成果の反映先等について、追加的な説明を行いました。
	17) 一般の人からも、専門的なことは抜きにしても、「ああそうか」と解るように努力してもらいたいと考える。	17) ご指摘のような、一般の人を対象とした幅広い広報活動という点については、サイクル機構としても広報部門の技術広報機能の一層の強化・拡充に努めます。また、研究者においても研究成果の公開という視点から一歩進めて、安全研究によって得られた技術の進歩や安全の向上についての、より分かりやすい情報発信に積極的に努めることとします。

参 考 資 料 4

高速増殖炉の安全研究 (課題説明資料)

【研究開発課題説明資料】

本資料は、課題評価委員会
の評価意見等により改訂
したものである。

高速増殖炉の安全研究

平成 13 年 3 月

(平成 13 年 9 月改訂)

核燃料サイクル開発機構

目 次

1. 課題名	1
2. 概要	1
3. 研究の経緯と目的	1
(1) 研究の経緯	1
(2) 研究の目的	2
4. サイクル機構における安全研究と国の年次計画との関連	3
(1) サイクル機構における FBR 安全研究	3
(2) 国の安全研究年次計画の目的	4
(3) サイクル機構における安全研究と国の年次計画との関連	4
5. これまでの研究成果と今後の計画	5
(1) 過去 5 年間の研究の目標と課題	5
(2) 確率論的安全評価に関する研究	5
(3) 燃料安全に関する研究	10
(4) 炉心安全に関する研究	20
(5) 伝熱流動に関する安全研究	28
(6) ナトリウム及び格納系に関する安全研究	44
(7) これまでの成果のまとめ	49
6. 今後の研究の進め方、体制及び資金計画	51
(1) 今後の重点研究課題	51
(2) サイクル機構内実施体制	51
(3) 国内外の研究協力の実績	52
(4) 研究成果の公開・普及の実績	53
(5) 資金及び要員計画	54
7. 期待される成果及び波及効果	54

研究開発課題補足説明資料

用語の説明

図表目次

表 1	サイクル機構における安全研究課題の一覧	56
表 2	受動的な安全特性評価手法	56
図 1	サイクル機構の安全研究と国の年次計画との関連	57
図 2	設計改良、運転条件の変更等による炉心損傷発生頻度の低減	58
図 3	放射性物質放リスクの評価例	58
図 4	ナトリウム冷却系機械式ポンプ運転失敗故障率の設計流量依存性	59
図 5	ナトリウム冷却系機械式ポンプ運転失敗故障率の運転温度依存性	59
図 6	ナトリウム冷却系電動弁開閉失敗確率（点推定値）の使用時間と開閉周期についての依存性	59
図 7	TREAT, EBR-II, CABRI 炉内試験（スローTOP 条件）での燃料断面溶融割合の概略評価結果	60
図 8	高、低スミア密度燃料の過出力時挙動の概念	61
図 9	プレナムガス圧相当フープ応力と被覆管温度概略評価値の関係	62
図 10	照射後急速加熱破裂強度特性	63
図 11	ポラス状局所閉塞事象の研究項目一覧	64
図 12	4 サブチャンネル基礎水流動試験で用いたポラス状閉塞物	64
図 13	37 本ピンバンドルナトリウム試験体概略図	65
図 14	37 本ピンバンドル内温度分布（詳細解析結果）	65
図 15	ASFRE コードによる集合体内温度分布の解析結果と実験との比較	66
図 16	閉塞割合と冷却材相対温度上昇の関係（閉塞が無い場合の平均温度上昇に対して）	67
図 17	炉心局所事故の各種起因事象と実験的知見に基づく事象推移の概念	68
図 18	破損燃料継続照射時の安定性と異常検知の容易性を示す炉内試験データ	69
図 19	SAS4A による CABRI E13 試験解析	70
図 20	SIMMER-III による SCARABEE BF2 試験解析	70
図 21	現在までの各 CABRI プログラムの狙いと主な成果	71
図 22	CABRI-RAFT プログラムにおける TP2 試験の成果	72
図 23	MELT-II 試験装置を用いた事故後物質移動挙動試験の成果	73
図 24	融体排出挙動把握のための試験研究	74
図 25	可視化基礎試験のこれまでの成果	75
図 26	EAGLE 炉内試験の内容	76

図 27	EAGLE 炉外試験の内容	77
図 28	高速炉の伝熱流動解析評価コードシステム	78
図 29	複合現象の解析評価コードシステム	78
図 30	サーマルストライピングに対する解析的評価システムの構成	79
図 31	仏国フェニックス炉 2 次主冷却配管合流部の構成	79
図 32	フェニックス炉サーマルストライピング解析結果 (DINUS-3 による主配管内壁から 0.1mm 位置における瞬時ナトリウム温度分布)	80
図 33	等速条件における流動状況可視化結果	80
図 34	温度変動のパワースペクトル密度の比較	80
図 35	温度変動強度分布の比較	81
図 36	各種乱流モデルによる温度変動パワースペクトル密度の変化	82
図 37	DINUS-3 コードによる瞬時ナトリウム温度分布	82
図 38	試験片中央位置における温度時系列挙動の比較	82
図 39	温度ゆらぎ振幅の減衰特性に関する比較	83
図 40	高速炉の上部プレナム内温度成層化解析	83
図 41	もんじゅ温度計の流力振動解析	84
図 42	DRACS を有する炉容器	85
図 43	集合体内もぐりこみ現象の初生条件	85
図 44	側壁冷却条件での発熱上端断面集合体内温度分布の実験と解析の比較	86
図 45	PLANDTL 炉心軸方向温度分布の比較	87
図 46	模擬炉心最高温度の IWF による低下 (IWF の強度を示す無次元数による整理)	87
図 47	実規模炉心径方向温度分布へのパッド形状による影響	88
図 48	SSC による FFTF 炉容器上部プレナムの多次元熱流動解析結果	89
図 49	SSC によるプラント動特性解析の炉心反応度変化 (FFTF 流量過渡試験による検証)	89
図 50	75%出力、96%流量から、50%の流量過渡変化による動的反応度効果試験の予測解析	90
図 51	30%出力と定格流量からの ULOF 試験に関する反応度変化の予測解析結果	90
図 52	ナトリウム漏えい燃焼実験-II の温度測定データと ASSCOPS 解析結果	91
図 53	小規模ナトリウムプール燃焼試験装置と測定データ	91
図 54	ナトリウム燃焼雰囲気下での炭素鋼材料の熔融塩型腐食速度評価線	92

図 55	蒸気発生器の高温ラプチャ評価のクリープ破断基準値と試験データ	92
図 56	ナトリウム-水反応試験装置 (SWAT-1R)	93
図 57	ナトリウム-水反応試験の測定データ例 (反応ジェットの温度分布)	93
図 58	炉容器内ソースターム移行挙動試験装置 (燃料からの FP 放出試験)	94
図 59	炉容器内ソースターム移行挙動試験のデータ例 (3000℃までの加熱試験)	94

1. 課題名

高速増殖炉の安全研究

2. 概要

核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）における高速増殖炉（FBR）の安全研究に係わる中間評価として、我が国の FBR 開発及び国の安全規制への貢献に係わるこれまでの研究成果、並びに実用化戦略調査研究第 2 期への反映及び国の次期安全研究の実施に係わる平成 13～17 年度の計画や進め方について評価を受ける。特に、比較的規模の大きな試験研究や国際共同研究の計画についての報告を行い、評価の結果を今後の予算要求や研究計画の具体化に反映する。

評価の対象分野としては、機器構造材料、炉心・燃料、「常陽」を用いた研究等については別途評価の機会を予定しているため、確率論的安全評価、燃料安全、炉心安全、伝熱流動、及び冷却系や格納系に係わる安全研究を主たる対象とする。

なお、本研究に関する背景と位置づけ、FBR サイクル実用化戦略調査研究との関連等については、「研究開発課題補足説明資料」に記載する。

3. 研究の経緯と目的

(1) 研究の経緯

サイクル機構における高速増殖炉（FBR）の安全研究は、これまで我が国の FBR 研究開発の一環として「常陽」や「もんじゅ」の開発、許認可及び運転保守並びに電気事業者が進めてきた実証炉計画に直接・間接に反映することを目的として実施し、体系的な安全技術基盤の整備を図ってきた。特に、平成 8～12 年度の過去 5 年間の安全研究においては、電気事業者が進めてきた「実証炉」計画を念頭に置いて、実証炉の設計と安全審査に必要な緊急性の高い安全研究に重点化して研究を実施してきた。

その後、平成 7 年 12 月に発生した「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の原因究明・再発防止策検討並びにもんじゅ安全総点検に最優先で対応するため、必要な安全研究課題の追加、変更等を行うとともに、電気事業者による実証炉計画が見直され、サイクル機構において電気事業者等との密接な連携体制のもとで FBR サイクル実用化戦略調査研究が開始されるなどの情勢変化を受けて、安全研究の計画は柔軟かつ効果的に見直しを図りつつ、成果の反映先を常に意識して進めてきている。

一方、サイクル機構における安全研究は原子力安全委員会が定め推進している国の安全研究年次計画としての側面を合わせ持ち、国の安全基準類の策定や原子力安全の一層の向上、安全設計や安全評価の考え方や技術基盤の整備等、国の安全規制を支援するための研究を鋭意進めている。本年次計画は、平成 8～12 年度の研究成果の取りまとめと報告を終了し、平成 13 年度より次期計画（平成 13～17 年度）を引き続き実施することとしている。

FBR の実用化を支える基盤研究としての安全研究は、FBR サイクルの実用化戦略調査研究の第 1 期において、実用化候補概念の設計検討、予備的安全評価、候補概念の比較検討等に貢献してきた。実用化戦略調査研究は、平成 13 年度より第 2 期に移行するため、安全研究についても、実用化戦略調査研究に直接研究成果を反映する基盤研究分野のひとつとして、種々の実用炉概念を対象として安全性に係わる成立性の判断や概念の絞込みに効果的に貢献することとしている。すなわち、今後の安全研究は、FBR 基盤技術開発にベースをおき、かつ国の安全研究年次計画への貢献を果たしつつも、経済性と安全性の間の適切なバランスを考慮した FBR サイクル実用化戦略調査研究への反映に重点をおいて実施することとしている。

(2) 研究の目的

FBR における安全確保の最大の目的は、原子炉内に存在する放射性物質の潜在的影響から人と環境を防護することにある、このために、原子炉施設の設計に当たっては多重防護（または、深層防護）の考え方に基づいて、事故防止対策を講じることとしている。このような基本的な安全確保の考え方は軽水冷却型の原子炉と同等である。一方で、FBR の設計においては、軽水炉とは異なる特徴があることから、これら FBR の特徴を十分に踏まえた安全確保を達成するために、安全研究についても以下を重点化して進めている。

- ① 伝熱特性の優れたナトリウムの使用とプラントの高温化：自然循環除熱の活用、構造信頼性確保に向けた過渡伝熱流動現象の解明と解析技術の高度化
- ② 炉心燃料の高燃焼度化：異常状態における燃料ピンの健全性に係わる安全裕度の確保
- ③ プルトニウムを使用する高速中性子炉：万一の炉心損傷時の合理的な安全評価による安全裕度の確保、将来は再臨界問題の排除を目標

- ④ 化学的に活性なナトリウムの使用：ナトリウム漏えいに係わる対策、蒸気発生器における伝熱管破損時のナトリウム－水反応に係わる対策

過去数年間におけるサイクル機構の FBR 安全研究は、主として電気事業者が進めてきた実証炉計画を念頭において、実証炉の設計詳細化と安全審査に備えるべく、所要の安全技術基盤の確立を目指して進めてきた。実証炉計画の見直しにより、現時点での目標は、長期的観点から FBR 実用化を目指して、段階的に安全技術を確立することとなっている。

安全研究の今後の目的は次の 3 点に集約できる。先ず第 1 には、FBR の実用化を支える基盤研究として、実用炉候補概念の設計評価、予備的安全評価、候補概念の比較検討等に必要な評価手法や実験データ等の知見を提供すること、特に、第 2 期における実用炉候補概念の基本的成立性の判断、比較検討及び絞込みに研究成果を効果的に反映することである。第 2 の目的は、国の安全規制への貢献の観点から、安全基準類や安全審査のための判断資料の提供、原子力施設の安全性向上等に対して、国の研究開発機関として安全研究を推進する役割を担うことである。さらに、第 3 の目的は、サイクル機構の高速実験炉「常陽」及び高速原型炉「もんじゅ」の設置者としての責務と関係している。すなわち、サイクル機構における安全研究においては、自らが設置し運転しているこれらの原子炉の許認可、及び安全性維持・向上へ主体的に貢献を果たすことも重要な目的である。

4. サイクル機構における安全研究と国の年次計画との関連

(1) サイクル機構における FBR 安全研究

サイクル機構におけるこれからの FBR 安全研究は、我が国の FBR 開発を支援する研究開発分野のひとつとして、前節に記載した目的をカバーして幅広い分野にわたって実施している。国の安全研究がナトリウム冷却炉に限定されているのに対して、サイクル機構における研究はすべての実用炉候補概念をその対象としている。

FBR の安全確保の基本的考え方は軽水炉と同等であるが、プルトニウム燃料を使用した高速中性子炉であること、冷却材としてナトリウムを用いること、プラントの高温化や燃料の高燃焼度を実現することなどの FBR の特徴を十分に考慮して、研究の重点化を図っている。

(2) 国の安全研究年次計画の目的

原子力安全委員会が定め推進する国としての研究であり、5 カ年単位で年次計画が策定される。FBR 分野については、昭和 63 年度に国の安全研究として追加され、これ以来サイクル機構はこの分野において積極的に研究課題の提案を行い、実施してきた。確率論的安全評価（PSA）分野の研究についても併せて FBR に係わる研究を実施してきた

国の研究としての研究目的は、安全規制への反映の観点から、安全基準類等への反映、安全設計や安全評価について安全審査等に対する判断材料を提供することにある。また、原子力施設の安全性向上についても国としての重要な目的である。国の計画策定においては、体系立てた計画とするため、研究機関からの提案に加えて、産官学多方面から幅広いニーズ調査を行い、研究課題についても安全設計及び安全評価に関連する幅広い分野をカバーしている。また、計画策定段階、中間段階、終了段階で、それぞれ国の安全研究専門部会において評価を受けている。

FBR 分野における国の研究の現在の範囲は、安全規制の当面の対象となるナトリウム冷却炉に限定したものとなっている。すなわち、「常陽」、「もんじゅ」とその延長上の想定される大型炉を対象としたものであった。燃料形態については限定はしていないが、実質上は従来型の混合酸化物燃料（MOX）燃料を対象とした研究となっている。現在は平成 8 年～12 年度の 5 カ年年次計画の最終段階にあり、5 年間の研究成果の報告を取りまとめた状況にある。

(3) サイクル機構における安全研究と国の年次計画との関連

両者の関係を図 1 に示す。

FBR 分野における国の安全研究年次計画は、サイクル機構が主たる研究実施機関となっているため、国の研究の約 90%程度はサイクル機構が実施している。国の研究がナトリウム冷却大型炉に限定しているのに対して、サイクル機構の安全研究は広く実用炉候補概念を対象としている。また、サイクル機構が設置している原子炉施設に固有の運転安全等に係わる自主研究を行っている。

今回の評価の対象としては、機器構造材料、炉心・燃料、「常陽」を用いた研究等については別途評価の機会を予定しているため、①確率論的安全評価、②燃料安全、③炉心安全、④伝熱流動、及び⑤冷却系や格納系に係わる安全研究を主たる対象とする（評価の対象についても図 1 参照）。

5. これまでの研究成果と今後の計画

(1) 過去5年間の研究目標と課題

平成8～12年度の安全研究は、電気事業者の「実証炉」計画を念頭に置いて、実証炉の設計と安全審査を支援することを最大の目標として、必要な研究に重点化して実施してきた。また、実証炉計画が「もんじゅ」の延長上のナトリウム冷却大型炉であったことから、その内容は国の安全研究年次計画に合致したものとなっている。

一方、平成7年12月の「もんじゅ」事故の影響はきわめて大きく、事故の原因究明・再発防止策検討並びに安全総点検のため、研究資源を大きく振り向けることを余儀なくされるとともに、安全研究計画の効果的見直し（研究課題の追加、見直し）を行ってきた。

さらに、平成11年度よりは、サイクル機構の中長期事業計画及びFBRサイクル実用化戦略調査研究の開始により、FBR研究開発の見直しと重点化が行われ、安全研究についても、国の研究としての役割を維持しつつも、FBR実用化のための枢要技術開発に重点化して進めることとなった。

以上、これまでの安全研究計画は、内的・外的情勢の変化に対して柔軟かつ効果的に見直しを図りつつ、成果の反映先を常に意識して進めてきたといえる。

以下の各節においては、安全研究の研究課題を①確率論的安全評価、②燃料安全、③炉心安全、④伝熱流動、及び⑤冷却系や格納系に係わる安全研究の5分野にまとめ、研究の目的、内容、これまでの主な成果、平成12年度末での研究の達成度、今後の研究計画についての各論を記載する。なお、5分野における研究課題の一覧を表1に示す。

(2) 確率論的安全評価に関する研究

1) 研究の目的

FBRの安全性を包括的に評価するための確率論的安全評価（PSA）手法及びFBR機器の信頼性データベースを開発・整備するとともに、その適用を通じてFBRの安全性の向上に資する。

2) 研究内容

上記目的を達成するために、平成12年度までは、PSAのFBRプラントへの適用として、設計・建設段階の「もんじゅ」を対象とした詳細なPSA評価、もんじゅ安全総点検におけるPSAの観点からの安全性の再確認等を実施してきた。また、これらのPSAを実施するために、PSA手法を開発・

整備するとともに、FBR 機器信頼性データベース（CORDS）を構築し、CORDS データの分析を行った。

一方、平成 13 年度以降は、まず、実用化戦略調査研究第 2 期において、実用炉の安全設計方針の作成にリスク情報を活用していく。また、FBR 実用炉候補プラントを絞り込むために、種々の候補プラントを対象とした概略 PSA 評価を行うとともに、合理的なリスク低減方策を検討し、提案していく。さらに、「もんじゅ」の合理的な安全運転を達成するために、運転基準や運転要領等の策定・改訂へ PSA によって得られるリスク情報を活用していく。

3) これまでの研究成果

PSA 評価手法及びデータベースを開発整備するとともに、「もんじゅ」に対して詳細な PSA を実施し、炉心損傷発生頻度と放射性物質放出口リスクを評価した。これらの成果は以下のようにまとめられる。

① 「もんじゅ」 PSA：安全性向上への反映

FBR 原型炉「もんじゅ」について炉心損傷の防止を高い信頼度で達成することを目的として、「もんじゅ」の詳細な PSA を実施するとともに、炉心損傷発生頻度の低減に有効な設計改良や事故管理方策を検討した。その結果を「もんじゅ」における詳細設計と緊急時運転手順書案の作成へ反映することによって、炉心損傷発生頻度の大幅な低減を達成した（図 2）。炉心損傷発生頻度の評価に当たっては、プラント内機器のランダムな故障や運転員のエラーのような内的起因事象だけでなく、地震及びプラント内洪水や火災といった外的起因事象に対する評価も実施した。また、計画的な保守活動のために、安全系の多重度が低下するような状態をも考慮した原子炉停止時における炉心損傷発生頻度の評価も行った。

2 次主冷却系漏えい事故後の「もんじゅ」安全総点検において、「もんじゅ」の最新の設備構成、定期試験・定例試験手順書等を反映するように「もんじゅ」の PSA 評価を見直した。その結果、見直し前後で評価結果に有意な差は認められず、「もんじゅ」が IAEA/INSAG-3 の基本安全原則に示される新設炉の安全目標を十分達成していることを改めて確認した。

② 「もんじゅ」 PSA：潜在的リスクの特性把握

炉心損傷事象を仮想した場合の、放射性物質放出口リスクを評価するため

の PSA 評価技術を確立した。この評価技術を活用して、「もんじゅ」における炉心損傷事象に伴う潜在的な放射性物質放出リスクを推定した（図 3）。その結果、(1)ある発生確率を境に放射性物質の放出割合が極端に増えることは無いこと、(2)リスク曲線の中で発生確率の高い領域は、格納機能の健全性によって放射性物質の放出割合が小さく抑えられていること、(3)放射性物質放出割合の大きな領域は、発生確率が低く抑えられていることを確認した。

③ PSA 手法の開発・整備

イベントツリーとフォールトツリー解析手法によりレベル 1 PSA を行うための統合型リスク解析システム（PIRAS）や FBR 機器信頼性データベース（CORDS）等を開発した。その結果、「もんじゅ」や大型炉の PSA をパソコン上で効率的に実施可能となった。さらに、「もんじゅ」の詳細な PSA の実施等を通じて、FBR プラントの PSA 技術を確立した。

一方、運転段階の FBR の合理的な安全運転を支援するために、リビング PSA システム（LIPSAS）を開発し、「もんじゅ」サイトへ導入した。その結果、「もんじゅ」固有のデータとプラント状態を反映した PSA を迅速に行うことが可能となった。このため、LIPSAS から得られるリスク情報を運転・保全へ活用すれば、サイトにおける安全運転のためのリスク管理が行えるようになった。

④ FBR 機器信頼性データベース（CORDS）の構築

FBR の運転・故障経験に基づく PSA 評価を行うために、日米の FBR 4 施設（「もんじゅ」、「常陽」、EBR-II 及び FFTF）とナトリウム試験ループ 15 施設からナトリウム冷却系の機器を中心に機器の運転・故障データを収集し、FBR 機器信頼性データベース（CORDS）を構築してきた。その結果、動的機器（ポンプ、弁等）の動的故障（運転失敗、作動失敗等）については、データ母集団が故障率を PSA に活用できる規模に達した。

また、構築した CORDS データベースを基に、FBR 機器故障率データハンドブックを作成し、これを「もんじゅ」のみならず平成 4 年動燃設計の大型炉の PSA へ活用してきた。さらに、FBR 機器故障率データハンドブックを電気事業者へ開示し、CORDS データは実証炉の PSA に貢献した。

⑤ FBR 機器信頼性データベース（CORDS）の応用

PSA の実施に当たって、適切かつ簡便な機器非信頼度評価を行うために、主要なナトリウム機器について故障率の各種パラメータへの依存性を分析した。その結果、以下を確認するとともに、CORDS データを活用することによって FBR の運転・故障経験に基づく PSA の実施が可能になった。

(a)機械式ポンプの故障率：設計範囲であれば、流量と温度に依らず一定値を適用可（図 4、図 5）

(b)電動弁の開閉失敗確率：使用時間と待機時間に依らず一定の故障率値を適用可（図 6）

4) 研究の達成度

FBR のための PSA 評価手法と機器信頼性データベース（CORDS）を開発した。CORDS は FBR 機器信頼性データベースとしては、世界でも最大規模のデータ母集団を保有する。開発した手法と CORDS を活用して、詳細設計段階の FBR「もんじゅ」を対象とした詳細 PSA を実施し、PSA の結果を基に「もんじゅ」の設計改良や事故管理方策の提案を行うことによって「もんじゅ」の安全性向上へ役立てた。さらに、PSA を実施することによって、FBR が軽水炉と同等の安全性を有することを示した。特に、放射性物質の放出リスク評価に当たっては、機構論的な詳細解析に基づく PSA 評価手法を確立し、FBR の評価として世界でも最高水準にあると言える。また、概念設計段階の FBR（平成 4 年動燃設計の大型炉）を対象とした概略 PSA（炉心損傷発生頻度評価）を実際に行ったことによって、概念設計段階の実用化 FBR プラントを対象とした概略 PSA が実施可能であるとの見通しを得た。

PSA で取り扱うリスク要因としては、内的起因事象だけでなく、共通要因的に複数の安全設備の機能を喪失させる外的起因事象として地震、プラント内洪水、プラント内火災に対する評価、さらには、定格出力運転時のみならず原子炉停止時における評価を実際に行うことによって、重要なリスク要因を網羅した PSA 評価技術を整備した。

5) 今後の研究計画

実用化戦略調査研究では、リスク情報を活用した安全設計を行うこととし、リスク情報を活用した実用化 FBR の安全設計方針を作成するとともに、第 2 期における候補プラント絞り込みのための概略 PSA を実施し、合理的にリスクを低減するための設備構成や設備運用案を提案する。また、「もん

じゅ」の安全運転にリスク情報を反映することを通して、実用化 FBR の合理的な運転・保安全管理案の作成に備える。

① 実用化炉の安全設計方針作成のためのリスク情報の活用

実用化戦略調査研究第 2 期計画において、実用化炉の安全設計方針を作成するために、平成 15 年度までの 3 年間で FBR の安全確保の基本的考え方（考え方の例：ガス冷却炉については炉心損傷防止の徹底強化、ナトリウム冷却炉については炉心損傷の防止と影響緩和の併用等）とリスク情報を活用した安全要求レベルの案を作成する。ここでの検討結果は、原子力安全委員会における安全目標の検討の材料として資する。また、これと並行して平成 16 年度までに安全要求レベルを確保するための安全設計方針案を整理し、平成 16～17 年度において、FBR に特有な安全上の重要事象（例：ガス冷却炉における減圧事象、ナトリウム冷却炉におけるナトリウム・水反応等）に対する安全確保の考え方、設計対応方針等を整理する。

② 実用化戦略調査研究第 2 期における候補プラントの絞り込みのための概略 PSA 評価

実用化候補プラントを絞り込むための一つの指標として、炉心損傷発生頻度を評価するため、実用化戦略調査研究第 2 期計画において、各候補プラントについて、概念設計情報に基づく概略 PSA を実施する。これと並行して、様々な設備構成（例：原子炉の冷却方式、冷却能力等）、設備運用（例：定期検査時の原子炉冷却系の運用方法）についてリスク感度を評価し、コストの検討と合わせて、合理的にリスクを低減するために有望な設備構成、設備運用を整理し、提案する。

設計の進捗の早い大型・中型ナトリウム冷却炉については平成 15 年度まで実施し、大型ガス冷却炉や中型重金属冷却炉については、平成 17 年度までの 5 年間実施する。また、小型炉については設計の進捗を見ながら、平成 15～17 年度に実施する予定である。

③ FBR プラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用

リビング PSA システム(LIPSAS)や統合型リスク解析システム(PIRAS)を用いて、「もんじゅ」の機器信頼性データに基づく「もんじゅ」のリスク評価を行い、その結果として得られるリスク情報を活用して「もんじゅ」の運転基準や運転要領の策定あるいは改訂を行っていく。なお、原子炉運

転時を対象とした研究を平成 15 年度まで実施し、平成 15～17 年度に原子炉停止時（1 回以上運転した後の停止状態を指す）を対象とした研究を実施する。また、FBR 機器信頼性データベース（CORDS）の拡充と活用については継続的に実施する。

(3) 燃料安全に関する研究

1) 研究の目的

① 過渡条件下での燃料破損限界

過出力型及び除熱低下型の過渡条件下における燃料破損メカニズムと破損限界を実験的に解明するとともに、これに裏付けられた合理的な破損評価手法を開発する。これにより、高性能化 MOX 燃料の実用化を可能にするとともに安全評価上の基準類の整備を図る。

② 炉心局所事故

高燃焼度、高線出力といった高性能 MOX 燃料を対象として、炉心局所事故時の燃料ピン・冷却材伝熱挙動、及び被覆管破損後の燃料損傷拡大挙動を実験的に解明するとともに、これらの評価手法を開発する。これにより、異常の初期段階での検知が確実になされることを示し、安全性と高性能化を両立する MOX 燃料の実用化及び安全評価上の基準類の整備を図る。

③ 新型燃料安全性試験の予備調査

実用化戦略調査研究で検討している新型燃料の安全特性を、TREAT 炉を用いた炉内試験により確認する試験計画についての予備調査を行い、その実現方策について検討する。

2) 研究の内容

① 過渡条件下での燃料破損限界

イ. 過出力条件下での燃料破損限界

EBR-II 及び CABRI 炉での炉内過出力試験を実施するとともに、既存の TREAT 試験の結果を含めた試験データベースとして整備する。また、これらを総合的に評価することにより、燃料条件依存性を反映した破損評価手法を開発し、合理的な判断基準類の整備に反映する。

ロ. 除熱低下型事象における燃料破損限界

照射済燃料要素から採取した被覆材を用い、除熱能力低下型（流量現象型）の過渡条件を模擬した炉外急速試験を行い、高燃焼度条件下の機械強度及び破損限界特性に関するデータベースを拡充する。

② 炉心局所事故

イ. 流路閉塞時の挙動評価

ワイヤスペーサ型集合体において発熱部で閉塞を形成し得る形態として、微少粒子が堆積したポーラス状閉塞について、水及びナトリウムを作動流体とした炉外試験を実施するとともに、これに基づく解析コードの改良・検証を行う。これにより、閉塞の想定に応じた局所的な冷却性阻害の評価手法を高度化・整備するとともに、実機における燃料ピン破損の有無と破損モードについて評価する。

ロ. 燃料破損時の事象推移の評価

EBR-II 及び CABRI 炉を用いて燃料ピン破損を生じさせる炉内試験を実施するとともに、MOL-7B や MOL-7C シリーズ試験などの既存の炉内試験データを含めた破損後事象推移について総合的に評価する。これにより、破損燃料継続照射時の安定性と異常検知性に係わる知見を整理するとともに、極端な初期条件を想定した場合の影響について評価する。

③ 新型燃料安全性試験の予備調査

米国 ANL-W の試験用原子炉 TREAT を用いた、新型燃料の安全特性を把握するための燃料安全性炉内試験について、試験ニーズ、試験実施のフェジビリティ及び試験施設性能の検討を行い、試験の全体計画を策定するための予備調査を米国との共同で実施する。

3) これまでの研究成果

① 過渡条件下での燃料破損限界

イ. 過出力条件下での燃料破損限界

EBR-II TOPI シリーズ試験（1981～1995 年）、CABRI-2（1987～1991 年）及び CABRI-FAST（1992～1995 年）試験プログラムにおいて、出力ランプ型の過出力試験（以下、「スローTOP」という）を実施した。また、既存の TREAT 炉内試験におけるスローTOP 試験データの再評価を行った。これらにより、被覆管破損・非破損データにおける燃料断面溶融割合を評価し、燃料燃焼度との関係を調べた。その結果、図 7 に示すように、破損時の燃料溶融条件は燃料のスミア密度に大きく依存し、理論密度比 85%程度以下の中・低スミア密度燃料ではきわめて高い破損限界が得られること、及び既存データの範囲では破損限界の燃焼度への顕著な依存性は見られな

いことが示された。

これらの試験データの総合的な分析及び解析評価により、図 8 に示す高スミア密度及び低スミア密度燃料の過渡応答特性の違いを把握した。一般に、固相燃料の熱膨張に伴う被覆管内面への機械的負荷は燃料溶融開始時点で最大になり、燃料溶融の進展とともに減少していく。しかし、高スミア密度燃料では燃料溶融の進展に伴って溶融領域の圧力が急激に上昇し、比較的低い断面溶融割合でも破損を生じる。すなわち、高スミア密度燃料の破損限界については、燃料断面溶融割合が重要な指標となることが分かる。

一方、低スミア密度燃料では溶融領域の圧力が上昇せず、固相燃料のスエリングを含めた体積増加は中心の溶融領域に吸収され、被覆管への機械的負荷はプレナムガス圧力と同程度の低いものとなる。図 9 は中・低スミア密度燃料における被覆管温度とプレナムガス圧力に相当する被覆管フープ応力の概略評価値との関係を、材料強度データの例と共に示したものである。理論密度比 80%程度の低スミア密度燃料の破損限界については、燃料断面溶融割合よりもむしろ被覆管温度(温度上昇に伴う材料強度の低下)が重要な指標になる。また、理論密度比 85%程度の中スミア密度燃料の破損限界は、低スミア密度燃料の場合と同様に高い被覆管温度条件でのみ破損しているが、プレナムガス圧力に加えて溶融領域圧力の破損への寄与が推測される。

上記の知見を解析モデルに反映するとともに、15～20a/o までの高燃焼度化の影響についても検討し、FCCI (fuel-cladding chemical interaction) の進行や燃料内での固体 FP の蓄積など、破損限界に影響し得る要因を摘出した。

ロ. 除熱低下型事象における燃料破損限界

除熱能力低下型事象(LOF 事象)の一例として外部電源喪失時の被覆管温度を評価すると、原型炉では比較的短時間の温度上昇としてピークが現れる 1 次ピークが重要である。一方、実証炉等の大型炉設計研究においては、全電源喪失時の長時間の自然循環モードにおいて被覆管の温度上昇として 1 次ピーク～3 次ピークが生じることが知られている。1 次ピークの温度上昇に対する被覆管強度に関する知見を得る目的から照射済被覆管の急速加熱破裂試験を、長時間高温状態が維持される 3 次ピークに対しては照射済燃料ピン加熱試験(TOH 試験)を実施し、以下の評価を実施した。

TOH 試験結果の評価

最大照射量 $15 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)、最大燃焼度 15a/o まで照射した TOH 試験のデータを取得した。評価では、所定の温度まで急速加熱し、破損が検出されるまでその温度を保持する定常温度型の試験データから、被覆材に応じた照射による強度低下特性を把握した。また、破断部の組織観察により破損モードが粒界破断であることを明らかにした。さらに、冷却過渡時の被覆管破断予測評価手法整備の一環として、取得した試験データをベースに TOH 破断強度式を作成した。これによって、緩慢なランプ型試験において被覆管の破断時期が適切に予測できるようになった。

急速加熱破裂試験の評価

最大照射量 $22.7 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) まで燃料照射した被覆管の急速加熱試験を実施した。原型炉の使用末期における燃料要素の設計周応力条件 (69MPa) で実施した試験では、破裂温度は 1055.6°C となり許容設計限界の被覆管最高温度 (830°C) よりもはるかに高かった。試験での被覆管温度上昇率 (10°C/s) が原型炉の LOF 時 1 次ピークで想定される上昇率 (5°C/s) よりも厳しい条件になっていることを考慮することにより、原型炉の許容設計限界の被覆管最高温度が十分保守的であることを確認した (図 10 参照)。これは、将来被覆管温度に対する許容設計限界をさらに合理化できる可能性を示すものである。また、破裂機構の解明を目的とした組織観察を実施したが、破裂機構に関してスエリング量、破裂温度及び組織の間に明確な相関は認められなかった。

② 炉心局所事故

イ. 流路閉塞時の挙動評価

局所事故の重要な起因事象の一つとして燃料集合体内流路閉塞事象がある。ワイヤスペーサ型集合体では、集合体発熱部まで侵入し得る粒子状の異物がワイヤに沿って集積し、高さ方向に厚みを持ったポラス状の閉塞を形成することが、実験結果等をもとに想定される。このようなポラス状の閉塞について、水・ナトリウムを作動流体とした炉外試験を行い現象を把握するとともに、燃料集合体内温度を予測する解析評価手法の開発・検証、及び実機条件への適用評価を行った。

現象解明のための実験研究

実験研究による閉塞物内熱流動場の解明では、図 11 に示すように解析手法の開発のための検証データの取得と閉塞物内部の物理現象の把握

を目的として、閉塞物を構成する粒子スケールの試験からバンドル体系の試験までを行った。

多孔質体内における熱流動現象に関する研究では、ポーラス状閉塞物内の温度が閉塞物内の流れ場に強く依存することから、閉塞物を構成する粒子をパイレックスガラス球でモデル化するなどしてポーラス状閉塞内部の流動場の可視化手法を確立するとともに、閉塞チャンネルと健全チャンネル間の流れ場の相互関係について把握した。

4 サブチャンネル基礎水流動試験では、燃料集合体内の流路単位であるサブチャンネルスケールの現象に着目した。試験体はポーラス状閉塞物によって閉塞された1つのサブチャンネルとそれに隣接する3つのサブチャンネルで構成される4サブチャンネル体系となっており、水平断面方向に5倍拡大モデルとなっている(図12)。試験の目的は、サブチャンネル内の流速/温度分布および閉塞物内の温度分布を調べ、閉塞物内部の冷却材の流れが温度分布に与える影響を明らかにし、温度分布及びホットスポットの位置の評価手法を確立することである。このため、図12に示すような4種類の閉塞物を用いて、閉塞物内部と周辺の流れとの関係および閉塞物内部流れが温度分布に及ぼす影響について調べた。その結果、閉塞物内部の温度分布は周囲の流動場の影響を受け、閉塞物上部では閉塞物側面からの水平方向流れが、閉塞物下部では下端面から流入する軸方向流れが、それぞれ閉塞物内部および模擬燃料ピン表面の冷却に寄与していることが分かった。また、閉塞物側面および上端面からポーラス状閉塞物内の冷却材への水平方向および軸方向流れによる熱輸送が重要な役割を果たしていることが示された。

37 本ピンバンドルナトリウム試験では、現象の総合的把握と解析手法開発のための検証データを得ることを目的とし、実機と同等のピン径およびピンピッチを有するバンドル体系で閉塞物内外の温度分布測定を実施した。ポーラス状閉塞物(粒子径 0.34[mm]、空隙率 40%)を集合体内に周辺2列の14サブチャンネルを閉塞するよう配置した(図13)。他の実験の知見から、ワイヤースペーサ型燃料集合体の場合、閉塞物の形状は千鳥格子状になると考えられるが、保守側の観点からこのような連続閉塞形態を仮定した。試験の結果、閉塞物内部の温度は流れ方向に急激に上昇し、周囲の3サブチャンネルが全て閉塞しているサブチャンネルに接する模擬燃料ピン表面の流れ方向下流位置において集合体内最高温度が観測された。また、高出力・高流量条件(流量 30%以上)と低出力・低流量条件(流量 15%以

下) とでは閉塞物内部の冷却材温度およびヒーターピン表面温度の分布が異なることが判明した。高出力・高流量条件においては、健全サブチャンネルに接する内側閉塞サブチャンネル内の流れ方向の温度分布は閉塞物周辺の流動場の影響を受け、ラッパ管に接する外側の閉塞サブチャンネルでは鉛直方向流れが支配的で流れ方向に温度が上昇し、水平方向断面内で温度分布が生じていることが分かった。一方、低出力・低流量条件においては、閉塞物内部の水平断面内ではほぼ様な温度分布となることが分かった。また、本試験の閉塞条件(37本ピンバンドル体系、周辺2列閉塞)では、閉塞物上端からワイヤ巻きピッチ($L=200[\text{mm}]$)の1/4の高さで閉塞物下流に生じる後流域が消滅し、鉛直方向流れが支配的な領域となった。本試験により閉塞物を含む集合体内温度場の特性が明らかになり、解析手法の検証データが得られた。

閉塞集合体内熱流動現象評価手法の開発および適用解析

解析手法としては、閉塞領域近傍の熱流動を詳細に解く多次元解析コード CASCADE および燃料集合体全体を解くサブチャンネル解析コード ASFRE の開発・整備を行った。

CASCADE コードについては、4 サブチャンネル水流動試験を対象とした実験解析を実施し、閉塞物のモデル化手法の高度化について検討した。解析結果から、ピン表面近傍の粒子径および空隙率、流動抵抗の評価、伝熱相関式の評価が重要であることを明らかにした。また、解析により閉塞物内部の流況を把握し最高温度を予測することができた。さらに、本解析手法を37本ピンバンドルナトリウム試験に適用し検証解析を行った。ここでは、計算機能力の制限から閉塞領域を含む部分モデルを構築し、ASFRE コードの解析結果を境界条件として解析を実施した。図14に37本ピンバンドル体系内の温度分布を示す。解析結果は実験結果に比べ冷却材温度を高め評価するものの、閉塞物内部の流れ方向の温度上昇および閉塞物下流側に生じる後流域での温度分布の特性を良好に再現するとともに、模擬燃料ピンの周方向温度分布を含む閉塞物内温度の詳細な空間分布を予測することができた。

ASFRE コードについては、上記の試験や局所詳細解析等で得られた知見を反映して解析モデルの改良を行うとともに、モデルの妥当性を確認するための検証解析を実施した。解析モデルに関しては、ポーラス状流路閉塞モデルを改良しポーラス状閉塞物の模擬性を向上させるとともに、燃料ピン3次元熱伝導モデルを組み込んだ。これらにより、冷却材温度、被覆管温度及び燃料ピン中心温度の評価精度の向上を達成した。また、解析コードの並列ベクトル処理化を進め、271本ピンバンドル体系など実機規模の大型バンドル体系への適用を可能とした。

改良した ASFRE コードの予測精度を確認するため、水及びナトリウム炉外試験データを用いた数種類の検証解析を実施した。まず、「常陽」及び「もんじゅ」の燃料集合体モックアップ水試験データを用いて、圧力損失モデル（ワイヤスペーサモデル）の検証を実施した。低流量時は幾分過大評価するものの、試験で得られた差圧とほぼ一致しており、さらに、ワイヤスペーサの影響で発生する周方向圧力分布も良好に再現することを確認した。ポーラス状閉塞発生時の燃料集合体内温度分布に関しては、仏国で実施された 19 ピンバンドル体系中心流路閉塞ナトリウム炉外試験 Scarlet-2、及びサイクル機構で実施した 37 ピンバンドル体系周辺流路閉塞ナトリウム炉外試験 CCTL-LF の試験解析を実施した。例として図 15 に CCTL-LF 試験解析の結果を示す。これらの試験解析より、ASFRE コードは閉塞領域内を保守的に評価するとともに、燃料集合体内全体の温度分布を良好に再現することを確認した。

さらに、検証された ASFRE コードを用いて、大型燃料集合体（217 ピンバンドル体系）におけるポーラス状流路閉塞予備解析を実施し、閉塞物空孔率、閉塞位置、流路閉塞割合といったパラメータが冷却材温度上昇に与える影響を把握した。結果の一例を図 16 に示す。同じ流路閉塞割合でも、閉塞位置、閉塞形態によってピーク温度が異なってくるのは、基本的には閉塞された領域への入熱と通過できる流量とのバランスで冷却材温度が決まってくるためである。すなわち、通過流量は集合体内流量配分、閉塞物空孔率、隣接サブチャンネルの閉塞の有無及び閉塞物後流側の流況に影響され、出力／流量比の高い中心部での閉塞でピーク温度が高くなる。一方、千鳥格子状閉塞の場合、閉塞していない隣接サブチャンネルからの冷却効果により温度上昇は小さなものとなる。すなわち、ワイヤスペーサ型燃料集合体で発生する閉塞として最も代表性を有する千鳥格子型閉塞では温度上昇がきわめて小さく、燃料交換まで破損しないか、あるいは長時間を経てのクリープ破損になるとの結論を得た。

ロ. 燃料破損時の事象推移の評価（局所事故研究に係わる全体まとめを含む）

図 17 は炉心局所事故に係わる各種の起因事象及び想定される事象推移の概念を示したものである。実用化段階での高燃焼度化、高線出力化を考慮すると、燃料ピンの自然破損、ポーラス流路閉塞、局部での過大な燃料発熱等が代表的な起因事象となる。

EBR-II RBCB プログラム（1981～1995 年）や MOL7B 試験の結果は、燃料ピンの自然破損からの事象推移が数日から数十日オーダーのきわめて緩慢なものであり、早期の段階での異常検知が十分に可能であることを示している。図 18(a)は EBR-II RBCB プログラムにおいて、60 日及び 110

日の破損燃料継続運転（RBCB）を行った例であり、DN 信号などによる異常の初期段階での検知性が示された。MOL7B 試験では、冷却材温度を意図的に高めた設定で燃料ピン破損を発生させ、その後約 200 日間にわたって継続照射することで、図 18(b)に示すように試験体を構成していたほとんど全ての燃料ピンに（18 本の燃料ピンのうち 17 本）破損を生じさせた。このような、実機では到底考えられないような極端な条件下においても、燃料及び被覆管はともに溶融しておらず、事象推移はきわめて緩慢であることが確認された。

ポラス状流路閉塞については、上記イ.の研究から、非現実的で極端な想定を用いない限り冷却材温度上昇が軽微であり、燃料ピンの健全性が維持されることが示されている。このような温度上昇で考えられる破損モードは、被覆管の長時間クリープによる破損になると考えられる。ANL との共同により照射済燃料ピンを電気炉で加熱した TOH 試験の結果では、800～900℃での被覆管破損データが得られているが、900℃以上の高温にならない限り、破損までには数時間を要し、また破損後のピンからのガス放出も数分以上の時間スケールでの緩慢なものとなっている。

以上のことから、代表的な流路閉塞においては、短時間の同時的なピン破損が生じる可能性は小さく、破損後の損傷拡大挙動は MOL7B 試験結果に見られるように緩慢なものであると判断される。したがって、発生頻度の観点から重視すべき流路閉塞事象についても、自然破損と同様に異常の早い段階での検知と炉停止が十分に期待できる。

一方、MOL7C シリーズ試験（図 18(c)参照）、EBR-II TOPI-1E 試験及び CABRI-RAFT RB1/RB2 試験では、あえて溶融燃料が冷却材流路中に放出されるような試験条件を設定して、このような境界条件での損傷拡大挙動の評価に有効なデータを得た。これらの試験の結果は、燃料溶融を伴った場合の事象進展が数十秒から分オーダーの短時間で生じ得ることを示したが、同時に溶融燃料と冷却材との接触によって、その早期の段階からきわめて大量の DN 先行核が冷却材流に移行し、損傷拡大は DN 信号検知による炉停止までの短時間においてのみ可能であることを示した。

以上のことから、発生頻度の観点から重視すべき起因事象に対する事象推移はきわめて緩慢であり、異常の初期段階での検知と炉停止が可能であることを確認した。また、発生頻度は少ないものの溶融燃料の冷却材中への放出を想定した場合の影響評価についても評価の考え方を整理するとともに、評価に有効な試験データが得られた。

4) 研究の達成度

① 過渡条件下での燃料破 損 限 界

過出力条件下での燃料破損限界に関する研究では、既存炉内試験データの総合的な分析に基づき、低スミア密度燃料の高い破損限界を確認するとともに、既存データの範囲では破損限界の燃焼度への依存性が顕著ではないことを確認した。また、スミア密度等の燃料条件に依存した破損メカニズムの理解を深め、その解析モデルへの反映を進めた。

除熱低下型事象における燃料破損限界については、炉外急速加熱試験の実施により燃料要素被覆管の強度データベースを拡充し、これに基づき破損機構を検討するとともに破損予測評価手法を整備した。また、データベースに基づく破損限界特性から現状の原型炉許容設計限界における被覆管最高温度の保守性を確認することができた。

② 炉心局所事故

流路閉塞時の挙動評価については、ポラス状閉塞に関する炉外試験によりその現象解明を行った。ポラス状閉塞の場合には体系内の最高温度は閉塞物に覆われたピン表面に見られること、閉塞物内には流れが生じており閉塞物内の温度場がその流れに強く依存することを明らかにした。また、37 ピンバンドルナトリウム試験によりポラス状閉塞物を含む集合体内温度場の特性を明らかにし、解析手法の検証データを得た。炉外試験データに基づいて閉塞物内外の流れ場を考慮し、閉塞物内の急峻な温度分布を評価できる多次元解析手法を開発した。

ポラス状閉塞及びピン内の 3 次元熱伝導をモデル化し、実規模集合体（～271 ピン）の評価に適用できるサブチャンネル解析コード ASFRE を開発し、炉外試験データに基づいて検証した。これにより実機体系でのポラス状閉塞での温度評価を行った。閉塞形状などをパラメータとした実機解析により、ワイヤスペーサ型集合体で想定される千鳥格子状の閉塞形態においては温度上昇が極めて少なく、仮に被覆管破損を生じたとしても、ピン自然破損と類似の緩慢な挙動となるとの見通しを得た。

ロ. 燃料破損時の事象推移の評価

炉内試験データの分析評価に基づき、破損燃料継続照射時の長期安定性、及びこのフェーズでの DN 信号等による異常検知性が十分に余裕を持つこ

とを確認した。また、熔融燃料の冷却材流路への放出を伴うような極端な初期条件からの事象推移についても試験データを拡充し、その影響評価の考え方をまとめた。

5) 今後の研究計画

① 過渡条件下での破損限界

過出力条件下での燃料破損挙動に係わる炉内試験データの総合的な評価を進め、燃料条件に依存した破損評価手法を整備する。また、より高い燃焼度条件での MOX 燃料及び新型燃料の破損限界データを下記③の研究から取得し、既存のデータベースと併せて合理的な燃料破損判断基準類の整備を図る。

除熱低下型事象における燃料破損限界については、オーステナイト鋼並びに実用化炉心の候補材料であるフェライト鋼及び ODS 鋼について、未照射材及び照射済被覆管を用いた材料物性に係わる炉外試験を行う。また、急速加熱破裂試験データを更に拡充し、機械強度、延性等に及ぼす照射効果を取り入れた破損限界特性を総合的に評価する。これにより既存のオーステナイト鋼に対する燃料許容設計限界の合理化を検討するとともに、実用化炉心候補材に対する健全性判断基準の整備を図る。

② 炉心局所事故

「伝熱流動に係わる安全研究」の中で評価手法の維持・発展を図るとともに、燃料ピン破損後挙動の知見については原子炉プラントにおける異常診断技術高度化と及び運転手順の最適化の中で反映していく。

③ 新型燃料安全性試験

米国の TREAT 炉ではナトリウム・ループを用いた高速炉燃料の過渡試験の豊富な実績があり、燃料発熱と冷却材による除熱のバランスが問題になるような試験課題の研究に適している。また、同炉を有する ANL には照射済燃料を取り扱う施設や照射後試験施設も整備されており、照射済燃料を用いた安全性試験が実施可能である。これらの利点を活かして、「燃料安全研究」及び「炉心安全研究」に同炉を活用する試験計画についての予備検討を、米国 ANL との共同研究として実施する。

本共同研究では、試験ニーズについて日米双方のそれぞれの提案を検討した上で試験目的の共有化を図ることとしている。これまでの日本側での

実用化戦略調査研究における検討では、金属燃料の炉心損傷時初期の軸方向分散・固化挙動、窒化物燃料の高温での解離現象等が、新型燃料の安全に係わる基本的成立性判断のために試験ニーズ及び緊急性が高い研究テーマの候補として挙げられている。また、使用可能な試験燃料、試験体製造や試験実施に係わるフィージビリティ及び試験工程の検討・調査を主に米国側で行う計画である。このような予備検討を行った上で、日米の試験ニーズが合致でき、現在休止中である TREAT 炉の運転再開が実現できれば、平成 15 年度以降の段階において、共同炉内試験計画の実施方策の具体化を図る計画である。

(4) 炉心安全に関する研究

1) 研究の目的

炉心損傷事象に係わる実験的データベース及び安全評価手法を整備・適用して、FBR の炉心安全性向上に資する。

2) 研究内容

① 炉心損傷事象推移評価手法の開発

炉心損傷事故（CDA）時における原子炉容器内の事象推移評価のための総合的な安全解析手法の開発を行う。CDA の初期の過程である起因過程の解析コード SAS4A については、3 次元核動特性等に係わる現実的評価及び高性能燃料などへの適用性拡張を目指してコードの検証・改良を継続して標準的評価手法としての高度化を図る。CDA 遷移過程評価手法については、適用性向上と精度改善のための SIMMER-III の検証・改良を行い標準的な評価手法として完成させるとともに、2 次元体系の制約を解消するために 3 次元版解析コード SIMMER-IV を開発する。また、起因過程解析と遷移過程解析の結合についても合理的な接続手法の開発を行う。事故後熱除去過程の評価手法を整備して、炉容器内で事故が終息し得ることを示すためのコードシステムを確立する。

② 実機評価研究

①で開発・整備した一連の評価手法を用いた実機評価を行い、炉心損傷事象推移に関する主要現象についての安全評価の考え方を整理し、また、炉心安全性向上のための炉心設計に対する提案を行う。

③ CABRI 炉内試験

CABRI 炉を用いた炉内試験を実施して、CDA 遷移過程における初期の

軸方向燃料分散から熔融プール形成までの事象推移を対象に、支配的物理メカニズムを解明するとともに、これらの挙動を評価するモデルの検証データを取得する。

④ MELT-II試験装置を用いた事故後物質移動挙動試験

CDA の事故後物質移動挙動に係わる炉外試験を大洗工センターの MELT-II 試験装置を用いて実施する。本試験は、熔融炉心物質が炉心下部の冷却材中に流出した際の熔融燃料・冷却材熱的相互作用 (FCI) の把握、及び熔融炉心物質による炉心下部構造材へのアタック挙動の把握を目的とし、アルミナや低融点合金を熔融炉心の模擬物質として用いる。

⑤ EAGLEプロジェクト及び可視化基礎試験

仮に CDA が発生した場合においても、熔融炉心物質が炉心領域から早期に排出され、再臨界の問題が排除できるとの見通しを実験的に確認し、そのための設計条件の明確化を図ることを目的とした炉内・炉外試験を行う。

カザフスタン共和国で実施する EAGLE プロジェクトでは、IGR 炉内試験施設及び炉外試験施設を用い、実燃料を使用した融体排出挙動試験を行い、炉心からの熔融物質の流出挙動のデータを取得する。

また、融体排出挙動の支配現象把握に焦点をあて、冷却材の模擬物質として水を用いた可視化基礎試験を MELT-II 試験装置を用いて実施し、EAGLE プロジェクトを補完する。

3) これまでの研究成果

① 炉心損傷事象推移評価手法の開発

CDA の起因過程解析コード SAS4A は、「もんじゅ」の CDA 解析に使用した SAS3D に代わる後継コードとして 1980 年代後半に米国アルゴンヌ国立研究所から初期のコードを導入した後、欧州研究機関との協力を通じて、さらにモデル改良及び検証を進め、現在までにほぼ実機 CDA 解析に適用できる段階に完成させている。SAS4A コードは、炉心を多数のチャンネル (1 つのチャンネルは、条件の類似した複数の燃料集合体を平均化して構成する。) で代表し、燃料集合体内で起因過程の諸現象をモデル化するとともに、上下プレナムにより炉心全体を水力学的に結合し、炉心の核的動特性は 1 点近似の動特性モデルを採用している。SAS4A のモデルについては、過去数年間においては、遷移過程へ進展する際の炉心状態を明確化することを目的として、燃料チャंकモデル、プレナムガス放出モデル、燃料ペレット柱運動モデルの開発を進め、起因過程後期の物質配位の評価精度を

向上させ、従来の安全評価の保守性を確認した。検証研究の一例として、図 19 は SAS4A を用いて解析した CABRI E13 試験の燃料分布の時間変化を示す。実験では、燃料破損の後、投入されたエネルギーの蓄積量にしたがって、軸方向上下へ燃料が分散している現象が観測されているが、SAS4A コードはその挙動をよく再現している。

また、炉心の非対称位置にある制御棒の誤引き抜き事象や、起因過程後期における比較的大規模な燃料配位の変化等にも適用可能とすることを目的として、空間依存の核的動特性を評価するための 3 次元核計算モデル (CITATION) を SAS4A と結合することとし、プログラミングを完了するとともに、実機解析へ適用してその妥当性を確認した。

遷移過程解析コード SIMMER-III については、1980 年頃に米国ロスアラモス国立研究所から導入した SIMMER-II に代わる後継コードとして、サイクル機構が 1990 年からその開発を初め、1996 年までに核計算を含む総合コードとして完成している。SIMMER-III は、2 次元円筒座標体系で、損傷炉心の多相多成分流れを汎用的にモデル化した流体力学部を中性子輸送理論による空間依存動特性モデルと結合した総合コードである。本コードの検証計画は、コードの開発と併行して段階的に進めており、これまでに、基本モデルの体系的な検証研究に続き、安全評価上の主要現象に係わる総合検証研究を終了した。すなわち、沸騰プール挙動、燃料放出・固化挙動、燃料-冷却材相互作用、物質膨張挙動及び崩壊炉心の核計算の 5 分野の検証解析を欧州研究機関と共同で実施した。検証解析を通じてモデル改良が行われ、これらの主要現象について SIMMER-III が適切に解析できることが確認された。一例として、図 20 に SCARABEE BF2 炉内試験を解析した結果を示す。本試験は、燃料を炉内に設置したるつぼ内で核発熱により加熱して沸騰プールを形成したものである。SIMMER-III の解析結果は旧手法 (SIMMER-II) に比べて、燃料の沸騰挙動に関する実験データ (液面の振動振幅・周期、壁面への熱流束分布) をきわめて良好に再現できた。このように SIMMER-III で改良されたモデルにより、炉心損傷時の燃料プールの動きによる反応度挿入挙動がより適切に評価できるようになった。また、SIMMER-III コードの有する高い汎用性を活用して、燃料加工施設 (JCO) における臨界事故解析への適用による事象解明への寄与、ナトリウム-水反応現象の機構論的解析手法としての整備が行われた。

2 次元モデルである SIMMER-III の適用性の限界 (すなわち、過度に保守的な燃料集中挙動、制御棒案内管等を通した燃料流出挙動の解析体系設

定の困難性等)を解消するため、SIMMER-IIIを3次元に拡張したSIMMER-IVの開発・整備に着手し、現在流体力学部の3次元化まで開発が進んでいる。以上のSIMMER-IIIの開発と並行して、SAS4AとSIMMER-IIIの接続コードSAME-IIを開発し、両コードと併せてFBRの安全解析における国際的な標準コードシステムとして完成させた。

事故後熱除去過程の評価手法としては、損傷炉心物質で形成されるデブリベッド冷却性解析コードDEBRIS-MDを3次元熱流動コードAQUAと組み合わせて解析する方法を採用している。

なお、SAS4A、SIMMER-IIIの開発・検証研究は、欧州研究機関(CEA, IPSN, FZK)との共同研究のもとに行われ、安全研究分野における世界の専門家の力を集約して、欧州研究機関が有する実験データを有効活用するとともに、開発成果を国際的に認められたものとすることができた。

② 実機評価研究

これまでの研究で集約されたSAS4A、SAME-II、SIMMER-III等の安全評価技術の原型炉及び実証炉への適用研究を通じて以下の結論を得た。起因過程においては、炉心設計に際してボイド反応度を適切に制限(5~6ドル以下)することによって、現象の不確かさを考慮しても、固有の自己制御機能により有意な機械的エネルギー発生に至ることなく遷移過程へ移行する。遷移過程評価においては、物理的に妥当と考えられるパラメータの不確かさの範囲で炉心からの燃料流出を抑制した場合にのみ、機械的なエネルギーを生じる再臨界事象が発生する。このように、適用研究によって炉心損傷評価手法の開発が実機への適用を可能とするレベルに到達したことを示すと同時に、これまでのCABRI計画などの国際共同炉内試験や国内外での炉外試験データなどの安全研究計画の成果が評価手法として有効に反映されていることを確認した。これらの実機解析での知見と制御棒等の炉心隣接構造を通じた燃料流出挙動解析を通じて、実用化に向けた安全研究の方向として再臨界排除概念を提案した。実用化戦略調査研究第1期においては、ナトリウム冷却炉の炉心損傷事故解析によるボイド反応度制限値、各種再臨界回避方策の有効性を定量評価して設計研究へのフィードバックを行うとともに、多様な候補プラントの炉心安全評価を実施して候補概念の炉心安全上の特徴を整理した。

③ CABRI炉内試験

これまでに、フランス IPSN（原子力安全防護研究所）を初めとする欧州パートナーと協力し、CABRI-1、CABRI-2 及び CABRI-FAST の 3 シリーズのプログラムを完了するとともに、第 4 期の CABRI-RAFT 計画を実施している。図 21 はこれらのプログラムを通じて得られた主な研究成果及び今後平成 13 年度内に期待される成果を示すものである。起因過程と呼ばれる CDA の初期の段階では、冷却材沸騰による出力上昇が生じるが、この出力上昇によって高温化した燃料が軸方向に分散することで極端な出力上昇には至らないことを示すデータを得た。また、現行の RAFT プログラムでは、起因過程から遷移過程と呼ばれる炉心プール形成過程への移行の過程に関するデータが得られている。図 22 はこのような遷移過程初期の物質配位に係わるデータを 3 本ピンクラスター体系で取得した試験結果の例である。軸方向に分散した燃料が上下ブランケット領域に進入し、構造材への伝熱によって固化しており、実機における遷移過程初期の炉出力レベルを定量化する上で重要な結果を得た。平成 13 年度には熔融燃料／スチールプール内の伝熱・流動に係わる基礎データを取得し、遷移過程評価手法の精度向上を達成して再臨界問題排除のための現象論的知見を深める予定である。

④ MELT-II試験装置を用いた事故後物質移動挙動試験

大洗工学センターに設置した MELT-II 試験装置は、高周波誘導加熱技術により低融点合金やアルミナなどの模擬物質を加熱・熔融させ、安全性試験を行うための熔融物質挙動試験装置である。

融体－構造材相互作用試験においては、種々の熔融物質（アルミナ、食塩、スチール、スズ等）をジェット状に構造材（スチール、錫等）上に落下させて、熔融貫通挙動を観察する試験を実施した（図 23 上左）。これらの試験は、物質の組み合わせにより熔融物質の融点が構造材物質の融点より高い場合（実機における酸化物燃料とスチールの組み合わせの場合に相当し、侵食面上にクラストが形成される）と、その逆の場合（侵食面上にクラストが形成されない）に大別され（図 23 上中）、各々の場合について、侵食速度を予測する実験相関式を導出した。これらの相関式を用いて実機条件に外挿した結果（図 23 上右）、炉心物質である酸化物燃料ジェットのアタックによる構造材の侵食速度は、侵食面上に固化クラストが生成してジェットから構造材への伝熱を抑制するため、スチールが単独

でアタックする場合と比較して非常に緩慢であることが示された。なお、本研究成果の一部をまとめた「高温融体ジェットによる金属板の溶融侵食挙動[II]:溶融金属ジェットの場合」については、Nuclear Engineering and Design 誌に投稿し、1992 年の米国原子力学会熱流動部門の最優秀論文賞を受賞した。

融体-冷却材相互作用試験においては、溶融炉心物質が制御棒案内管等の空間を通過して、炉心下部領域のナトリウム中へジェット状に排出される場合の挙動を把握するために、低融点合金を水中に注入する試験を実施した。図 23 下左に示したように、低融点合金と水の温度の組み合わせを種々に変えた試験の結果から、融体の分散程度（ジェットの侵入長）及び相互作用の規模（1 回の相互作用に寄与する融体の量）に応じた 4 種の基本モードが把握された。さらに、これらのモードのうち、小規模相互作用と効果的な融体の分散・冷却が生じ、ジェット侵入長の短い挙動となるモード（モード D）は、冷却材の安定膜沸騰が生じ得ない温度条件の場合に現れることが分かった。これらの知見を実機の酸化物燃料とナトリウムの場合に適用すると、図 23 下右に示したように、実機の炉心損傷時に想定される温度条件では、上記のモード D が生じる可能性が高いと推定される。このことから、溶融炉心物質のジェットは冷却材中に深く侵入することではなく、したがって、炉心下部構造材を次々と貫通するシナリオは想定し難く、冷却材中で速やかに分散・クエンチされて、冷却保持されやすいデブリ粒子状になるとのシナリオが見通された。

4) 研究の達成度

① 炉心損傷事象推移評価手法の開発

SAS4A、SIMMER-III 両コードの開発・検証を欧州研究機関と共同ではば計画通りに進め、実機の安全解析に適用可能なレベルまで仕上げた。さらに、両コードの接続コード SAME-II の開発も完了し、これまでの炉心安全に関わる炉内・炉外試験の知見を有効に反映した FBR の国際的な標準的安全評価手法として完成させた。これらは、「もんじゅ」、実証炉はもとより、仏・スーパーフェニックス、ロシア・BN-800（IAEA ベンチマーク解析）、BN-600（解体核 Pu 処分協力）、欧州における加速器駆動システム（ADS）等の安全評価で使用されている。

② 実機評価研究

本研究で開発された評価手法を原型炉及び実証炉における CDA 事象推

移評価へ適用して実機評価の実績を蓄積するとともに、これらの実機評価の知見に基づき、実用化に向けた安全研究の方向として再臨界回避概念を提案し（特許申請 2 件）、その有効性の定量評価を行った。実用化戦略調査研究において、多様な候補プラントの炉心安全評価を実施し、設計研究へ炉心安全性確保の観点からフィードバックを行い、また候補プラントの炉心安全上の特徴を整理した。

③ CABRI 炉内試験

起因過程における挙動を実験的に解明し、出力上昇が抑制されることを示すために必要な燃料破損及び破損後分散挙動のデータを得た。また、遷移過程評価における不確定性の低減に必要な基礎データを取得した（一部は、平成 13 年度まで継続実施）。

④ MELT-II 試験装置を用いた事故後物質移動挙動試験

熔融炉心物質ジェットによる炉心下部構造材の侵食挙動に関し、模擬物質を用いた試験データを取得し、実機条件での侵食速度の予測評価に適用可能な実験相関式を導出した。また、熔融炉心物質ジェットが炉心下部冷却材中に流出する際の相互作用挙動に関し、低融点合金と水を模擬物質とした試験データを取得した。試験で得られた相互作用挙動のモードを実機条件へ外挿し、熔融物質の炉容器内での冷却保持に有利なモードとなる可能性が高いとの見通しを得た。

5) 今後の研究計画

① 炉心損傷事象推移評価手法の開発

既存の試験データを用いた SAS4A の検証を行うとともに、実用炉候補概念の評価に必要な新型燃料モデル、空間依存動特性、受動安全性モデルなどのモデル高度化を行う。SIMMER-III については、実機解析を通じたモデル改良と、CABRI-RAFT 炉内試験、再臨界回避概念に係わる EAGLE 試験データを用いた検証を行い、再臨界回避方策の有効性を評価する手法として整備する。さらに 3 次元コード SIMMER-IV の開発を継続し、実機への適用研究が可能となるレベルまで開発を進める。3 次元核計算モデルの結合はドイツ FZK との国際協力で行う計画である。これらの改良・整備を行った評価手法を用いて実用化戦略調査研究第 2 期における候補概念の炉心安全評価を行い、候補概念の絞り込みに必要な情報を適宜提供していく。このために、実用化候補プラントとして検討されている多様な冷却材や新型燃料に対して以上の評価手法を適用するために、物性ライブラリの整備

や個別のモデル改良を併行して進める。

また、ロシア解体核 Pu 処分支援への国際貢献の一環として、サイクル機構が整備した安全解析コードをロシアへも貸与し、BN-600 炉の安全解析に使用していく予定である。

一方、ナトリウム冷却炉の実用化候補では経済性向上のために、出力に比してコンパクトな炉容器が採用されるため、事故後の燃料デブリからの崩壊熱除去の成立性が重要な課題となる。このため、崩壊熱除去過程の解析手法の高度化が必要とされており、解析手法の開発と検証データ取得のための試験計画検討を行い、実用化戦略調査研究における安全評価に反映していく。

② EAGLEプロジェクト及び可視化基礎試験

CDA 時に熔融炉心物質が早期に炉心部から排出されることを示すために必要な炉内・炉外試験の役割分担の考え方を整理し、EAGLE 炉内・炉外試験及び大洗工学センターでの可視化基礎試験の計画を策定してきた。図 24 に示すように、炉内試験の大きな特徴は核加熱による現実的な流出経路壁破損モードの実現と、これを境界条件とした流出挙動の最終確認にある。これに対して EAGLE 炉外試験では、 UO_2 (ZrO_2 とスチールを含む) とナトリウムを用い、融体温度を初めとする境界条件依存性の確認に主眼を置くこととしている。

MELT-II 試験装置を用いた可視化基礎試験は、水を冷却材の模擬物質とすることで視覚情報を活かし、熔融燃料の早期排出の観点から重要となる流出経路の冷却材ボイド化メカニズムなど個別の重要現象把握に重点をおいて実施する。図 25 は平成 12 年度に実施した可視化基礎試験の成果を示すものである。融体を冷却材が満たされた流出経路に導管で注入する試験により、炉心物質早期流出の必須条件である冷却材ボイド化のメカニズムが把握でき、 UO_2 -ナトリウム系では早期ボイド化が期待できることを確認した。また、H13～15 年度は融体プールを流出経路に隣接設置した試験を行い、実機模擬性を高めた条件で融体放出の駆動圧の影響を把握し、その成果を EAGLE 炉内・炉外試験の試験体設計と試験条件選定に反映する計画である。さらに、平成 16 年度からは EAGLE 試験の結果を踏まえて、さらに補完的な炉外試験を大洗工学センターで実施し、その結果を実機条件に適用できる形で一般化していく計画である。

図 26 には EAGLE 炉内試験計画の内容を示す。ナトリウムを使用した最終試験は熔融炉心物質の早期流出挙動を確認する ID1 と ID2 の 2 試験であ

り、平成 16 年度までに実施する。それに先がけて、2 つの準備試験（GP、WF）、ナトリウムを用いない FD 試験を実施し、現象論的知見を深め、併せて試験技術を段階的に高めることを計画している。

EAGLE 炉外試験計画を図 27 に示す。これまでに、試験技術確立を目的とした準備試験をすでに終了し、融体の生成・保持及び炉心模擬部への融体の移送に成功している。今後は、ナトリウムを用いないドライ体系の本試験を平成 12 年度末から開始し、平成 14 年度までにナトリウムを用いた最終試験を 4 試験実施する。これらの EAGLE 炉外試験により、溶融炉心物質流出挙動の境界条件依存性を明らかにして、炉内試験条件の絞り込みを行うとともに、炉内試験を含めた全体成果の実機への適用性向上を図る。

また、再臨界問題排除のための炉心性能へのインパクトが小さな設計オプション（例えば、軸ブランケット削除型燃料集合体の採用）の有効性や成立性を調べるための試験ニーズとフィージビリティを検討しており、平成 15 年度以降の段階で試験を追加実施する可能性も視野に入れている。

(5) 伝熱流動に関する安全研究

1) 研究の目的

FBR の安全性向上および安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法、基盤データを整備し、技術基盤を確立する。特に、異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の確立、及び冷却材バウンダリや炉内構造物の健全性、崩壊熱除去時の炉心除熱性能、ATWS を対象とした炉心核的特性と伝熱流動を結合させた受動安全特性を評価する手法の確立と実験的知見の取得を目的とする。

2) 研究内容

FBR の安全評価のための伝熱流動解析評価コードシステムおよび実験データベースを構築する。これらを活用して、冷却材バウンダリの健全性（構造安全）に関する研究、自然循環に関する研究として崩壊熱除去時の除熱性能に関する研究（崩壊熱除去時の炉心安全）、受動的な安全特性に関する研究として炉心の核熱流動に関する研究（スクラム失敗時の炉心安全）を実施する。さらに局所事故時の燃料集合体の健全性評価（燃料安全）、確率論的安全評価におけるプラント応答解析（PSA）、ナトリウム燃焼やナトリウム水反応における熱流動研究（ナトリウム安全）に適用するための技術基盤を確立する。

過渡伝熱流動現象評価に関する研究では、定格運転時から事故時にわたるプラントシステム内の過渡伝熱流動現象について評価する手法を開発する。さらに、FBRの安全上重要な伝熱流動現象として、温度成層化やサーマルストライピングなどの熱荷重、流力振動などの水力的荷重、自由液面の安定性などを熱-流体-構造相互作用を考慮して評価する手法の開発・整備を実施し、システムの安全性評価と安全裕度の適正化に資する。サーマルストライピングに関しては水およびナトリウムによる実験を行い、現象論的特徴を抽出する。

自然循環崩壊熱除去に関する研究では、実炉等における自然循環試験データを用いた現象の考察と解析手法の検証の成果を受けて、対流効果が小さいときに顕在化する現象、すなわち炉心上部の低温の冷却材が集合体内にもぐりこむ現象、集合体間の熱移行現象、インターラッパ流れ現象の実験的研究を実施する。これらの成果を一般化して自然循環除熱の判断基準を提示する。そして実用化炉にこれらの知見や手法を適用し、自然循環を活用した崩壊熱除去が可能であることを確認する。

受動的な安全特性評価に関する研究では、炉心変形などによる反応度を考慮して核熱流動評価を行う解析手法を確立する。また実炉（米国 FFTF 炉）データを用いてこれらの手法を検証する。受動的な安全特性を安全評価において適切に考慮するためには、検証度が不十分であるので、さらに実炉でデータを取得するための試験を提案する。さらに実用炉の安全設計の進捗につれて、必要があれば受動的な安全特性をさらに詳細に評価する手法の開発を検討する。それらには、炉心核特性の空間依存性や三次元の詳細な温度分布の反映、自己作動型炉停止機構（SASS）などの受動的な安全性を高めた装置の採用に対応する安全評価手法など挙げられる。

3) これまでの研究成果

① 過渡伝熱流動現象評価に関する研究

過渡伝熱流動現象解析コードシステムの構築

FBRの定格運転時から運転時の異常な過渡変化、事故、設計基準外事故までを対象とした伝熱流動解析コードシステムを開発した（図28参照）。燃料集合体の解析に関しては単相熱流動にASFRE、二相流にSABENAコードを開発した。また、燃料集合体内部の局所的な温度分布などを評価するためにSPIRALコードを開発した。原子炉容器などのプレナムの熱流動解析には有限差分法のAQUA、有限要素法のSPLASH、直接シミュレーション

ョンのため DINUS3 を開発した。プラント全体の自然循環や過渡事象、配管破損などの評価のため、プラント動特性コードの Super-COPD と SSC を開発した。

さらに、FBR においてはさまざまな複合現象を評価する必要がある。図 29 には代表的な複合現象とそれら进行评估する解析コードを示す。全炉心を並列燃料集合体としてモデル化し、プレナムのモデルも結合させた ACT コード、サーマルストライピングや流力振動などを解析する流体構造連成解析コード、カバーガス空間における熱流動と遮蔽プラグの伝熱进行评估する FLUSH コード、核熱流動結合評価コード SSC が含まれる。

以上の計算コードにより実用炉において熱流動に係わる安全評価解析を行うにはほぼ充足しているが、実用炉では、経済性を一層向上させるために、厳しい設計要求が課されることから、これらの解析コードを利用して設計ウィンドウを明確化するとともに、いくつかの重要な現象、例えば、構造材への非定常熱伝達や、狭隘流路の熱流動、反応を伴う流れ、多成分・混相流に関しては解析コードを高度化する必要がある。

サーマルストライピングに対する解析的評価システムの開発・整備

冷却材バウンダリの健全性評価に重要な熱過渡特性について温度境界層における温度ゆらぎ幅の低減効果等を含め、冷却材側から構造材側まで一貫して評価できる解析手法を開発・整備した。汎用多次元熱流動解析コード群と構造側の解析コードと合わせた解析的評価システムを構築し、実際のサーマルストライピング事象に適用し、評価精度を定量化した。

サーマルストライピングによる高サイクル熱疲労損傷挙動を解析的に評価できるようにするために開発した計算コードシステムを図 30 に示す。同システムは流体側評価コード 3 種類(AQUA,DINUS-3,THEMIS)及び構造側評価コード 3 種類(BEMSET,FINAS,CANIS)により構成される。それぞれの解析コードについての検証は、個々に行われた炉外実験などによる詳細データを用いて実施した。また、コードシステムとしての性能进行评估するため、DINUS-3,BEMSET,FINAS,CANIS の 4 種類の計算コードを用いて、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク問題を解析した。

図 32 に、ベンチマーク問題となったフランス高速原型炉フェニックスの 2 次主冷却系配管構成を示す。フェニックス炉 2 次主冷却系配管では、定格出力運転時に同配管内を 340℃ の低温ナトリウムが流れ、曲率半径 763mm の 90° エルボ通過後 900mm 位置で、水漏洩検出系枝管内を流れ

る高温ナトリウムと合流する。また、160mm 下流側に主配管周方向溶接線が位置し、ここで運転開始から 90,000 時間後に貫通き裂が発生した。ベンチマーク演習では、主配管外壁上で測定された温度ゆらぎ特性やき裂進展特性など、サーマルストライピングを特徴づける各種パラメータが比較・検討された。

図 32 に、主配管内壁から 0.1mm 位置における周方向(q-z)断面での瞬時流体温度分布(DINUS-3 コード出力)を示す。結果に見られるように、枝管から流出した高温ナトリウムが、主配管内壁に沿って左右に振動しながら下流側に押し流される。これは、枝管からの高温ナトリウムが主配管内において柔な障害物の役割を果たしたことから生じた一種の後流渦に起因した振動($\sim 8\text{Hz}$)であると推察される。さらに、枝管から流出した高温ナトリウム噴流の両脇から、概ね左右対称に下流側に広がる高温領域が認められる。これは噴流両外縁から剥離する流れ($\sim 0.8\text{Hz}$)に起因するものであり、この両外縁と周方向溶接線とが交わる 2 箇所で主配管内壁上での温度ゆらぎ振幅が最大となった。以上の評価結果は、主配管外壁上で測定された温度ゆらぎ挙動の特徴を良好に再現するとともに、主配管切出し後に確認された貫通き裂位置と良好な一致を示した。

サーマルストライピングに対する実験的研究

流体温度ゆらぎの発生から構造物内部に伝わるまでの過程で発生する様々な効果を、(1)主流中での流体温度ゆらぎの発生と主流による輸送・減衰、(2)境界層通過による流体温度ゆらぎの減衰、(3)熱伝達非定常特性による温度ゆらぎの減衰、および(4)構造物内熱伝導による温度ゆらぎの減衰の 4 つの素過程に分離して評価する実験を行った。

流体温度ゆらぎの発生・輸送・減衰の各メカニズムを明らかにするための実験では、中央位置に低温水が鉛直に噴出する 1 本のノズルを、またこの左右に高温水が鉛直に噴出するノズルを平行に設置した 3 噴流装置を用い、噴流流速による影響を詳細に把握した。

図 33 に 3 本の噴流の吐出速度 0.5m/s 、噴流の吐出温度差 5°C における可視化結果を示す。結果より分かるとおり、3 本の噴流流速が等しい場合(0.5m/s ;等速条件)、噴流は振動を伴って混合を起こすものの、中心の低温噴流流速を左右の高温噴流流速(1.0m/s)より小さくした場合(0.5m/s ;非等速条件)、噴流間の混合に振動は発生しなかった。この結果より、噴流の振動は温度変動強度に大きな影響を与える点で重要であることが確認された。

図 34 に等速条件と非等速条件における温度変動のパワースペクトル密度を示す。等速条件下では、噴流の振動に起因する卓越周波数成分が現れているのに対し、非等速条件下では、そのような卓越した周波数成分が存在しないことが分かる。また、等速条件下で確認された卓越周波数は、噴流流速に比例していることを確認した。

流体温度ゆらぎの発生・輸送・減衰に関する本実験データを用い、各種乱流モデルによる現象模擬性を確認するため、 k - ϵ 二方程式乱流モデル(以下 k - ϵ モデル)、低レイノルズ数型応力・熱流束方程式乱流モデル(以下 LRSFM)、および直接シミュレーション(以下 DNS)による多次元解析を実施した。なお、 k - ϵ モデルおよび LRSFM による解析には CASCADE コードを、また DNS による解析には DINUS-3 コードを用いた。

図 35 に実験および各種乱流モデルによる温度変動の RMS 値(温度変動強度)の等高線図を示す。なお、温度変動強度は噴流間最大温度差で規格化している。温度変動強度の大きい領域について実験結果と比較すると、 k - ϵ モデルではより下流位置までその領域が存在し、また LRSFM ではその領域全体がより下流側にシフトしていることが分かる。一方、DNS では実験と分布形状が良く一致していることが分かる。

図 36 に、図 35 の A 点における温度変動のパワースペクトル密度の比較を示す。噴流の振動に対応する卓越周波数成分に関しては、LRSFM による解析が実験結果を良好に再現し、一方、高周波数成分に関しては、DNS による結果が実験結果を良好に再現した。結果として、DNS は温度変動強度の空間分布および温度変動の PSD に関して良好に模擬することができ、噴流間の混合の伴う温度変動の予測に有効であることを確認した。一方、LRSFM では噴流の振動に伴う比較的低周波数の卓越成分を模擬することが可能であることを確認した。

流体温度ゆらぎの発生から構造物内部に伝わるまでの全過程を把握するための実験では、高低温ナトリウム(320℃および 280℃)を平行に設置したノズルから噴出(2.0m/s)させ、この下流側に設置した即応性熱電対を横方向に貼り付けた試験片に衝突させる装置を用いて行った。また、この実験データを用い、図 30 に示した流体-構造物熱連成解析能力に関する詳細な検証を実施した。図 37 に、DINUS-3 コードによる瞬時ナトリウム温度分布(最大温度差 40℃により規格化)を、図 38 に、試験片中央(高低温ノズル横方向中央)位置における 0.2 秒間の温度時系列挙動を示す。この図より、温度ゆらぎ振幅および周波数が、流体中から試験片内に向かうに従い、大きく

減衰している様子が分かる。

図 39 に、高低温ノズル横方向中央位置における温度ゆらぎ振幅の減衰特性を実験結果と解析結果で比較する。同図より、実験結果に見られる温度ゆらぎが境界層を通過することによる同振幅の急激な減衰特性を、解析結果が極めて良好に模擬できていることが分かる。

温度成層化に関する研究

温度成層化現象は、高温ナトリウムに満たされた原子炉容器上部プレナム内に炉心からの低温ナトリウムが流入することによって、スクラム過渡時などに発生する。低温ナトリウムの慣性力が小さい場合、上部プレナム内の下層に低温ナトリウム領域が、またその上層に高温ナトリウム領域が生じ、この境界に温度成層界面が形成される。この温度成層界面近傍では、軸方向に温度勾配が大きく、また時間とともに界面位置が変化することから、これに接する構造物は有意な熱応力を受ける。温度成層化の安全評価では、上下方向に層化した高低温ナトリウム間での熱量の授受による成層界面の散逸を解析することが必要となる。図 40 は、代数応力乱流モデルを用いた多次元コード（AQUA）による温度成層化解析の一例である。定格運転状態（左側）においては上部プレナム内が高温ナトリウムに満たされて概ね一様な温度となっているのに対し、スクラム後 300 秒（右側）では炉心出口からの低温ナトリウムによって上部プレナム内下層領域が満たされ、上層領域との間に温度成層界面が生じている。このような温度成層界面挙動の模擬性と数値解析手法の妥当性については、各種の炉外実験、さらに高速原型炉もんじゅでの試験を通じて確認している。

もんじゅ温度計の流力振動

平成 7 年 12 月に発生した「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の原因は、二次主冷却系配管の温度計さや管が流体—構造連成振動によって破損したことによるものであった。この事故の原因究明とこれを契機に実施された流力振動に関連する研究に関して述べる。

もんじゅ二次主冷却系の温度計は、主配管の横腹に設けられた管台に溶接され、さや管が配管内に 185mm 突き出した構造である。さやの先端約 150mm の部分は、直径が 10mm と細くなっている。流れ場におかれたさや管にはカルマン渦による振動が生じるが、定格 100% 流量時におけるカルマン渦の発生周波数がさやの固有振動数の 40% 程度であったことや、ナ

トリウム漏えいは低流速条件（40%流量試験時）に発生したことから、カルマン渦以外の要因があるものと推定された。温度計が破損した原因を究明する作業の一環として数値解析及び水流動試験を行った。数値解析では、有限要素法流動解析コードにより温度計の振動と流れ場の特性を評価するとともに、さや先端の応答変位を定量化した。水流動試験では、温度計さやの実寸大模型を使用して、流量をスweepさせて流速と振動の変位振幅との関係を求めた。また、もんじゅにおいて温度計が設置されていた流動条件を模擬して、その影響を定量化した。

定格流量条件でさやの振動とさやの後流に発生する渦の相互作用を解析した結果、円柱両側面から同期した対称渦が放出されるという現象と、抗力方向に卓越する自励振動が解析された（図 41）。水流動試験でも同様の結果であった。したがって、温度計の固有振動数 f と直径 D で無次元化した流速 ($Vr=v/fD$) が 1.0 から 2.5 程度の時に生じるインライン振動と呼ばれる自励振動現象が温度計さやで発生しており、それがき裂の発生と進展につながったと結論した。

次に、ナトリウム漏えいが発生したときの運転状態（40%流量、ナトリウム温度 485℃）で同様の解析を行ったが自励振動が発生しなかった。水流動試験でも同様であった。すなわち、40%流量条件において、温度計さやは十分に剛であり、抗力方向、揚力方向ともに有意な振動が発生しない。ところが、さや段付部にき裂が発生し進展したとすれば、それにつれて有効断面積が減少して固有振動数が低下すると考えられる。そこで、温度計さや段付部にき裂を想定し、さやの固有振動数が低下した状態での流力振動特性を検討した。すなわち、40%流量条件でさやの固有振動数をパラメータとした流力振動解析を実施した。その結果、さやの固有振動数が低下すれば、40%流量条件でも抗力方向の自励振動が生じるとの結果を得た。

ここに述べた解析と水流動試験から温度計が破損に至る事象進展が推定され、最後に、その推定を確認するために、温度計の細管付根部に予めき裂を入れた試験体を用いて水流動試験を実施した。その結果、き裂が進展して、温度計の固有振動数が徐々に低下しながら破損に至るという過程を再現することができ、以上の推定が正しいことが確認されたと考えている。

以上の結果は、変位応答が先に述べた無次元流速などを用いて整理されることを示している。これらを発展させて、この現象を体系的に整理し、温度計の設計に反映させる試みがなされた。サイクル機構では、「温度計の流力振動防止のための設計方針（案）」を作成し、それに基づき、改良温度

計の設計検討がなされた。

データが少ない領域に着目して、超臨界領域までの高レイノルズ数における水流動試験、テーパ円柱を用いた構造形状依存性も測定した。さらに、自励振動の発生機構や、流れ中の渦の周波数が構造の振動数に引き込まれるロックイン現象、渦の構造を解明に注目した解析研究を行った。

④ 自然循環崩壊熱除去に関する研究

自然循環による崩壊熱除去はナトリウム冷却高速炉の特性を活かして、その安全性をより向上させることのできる重要な機能の一つとして位置づけられる。すなわち、冷却材の通常の運転温度が沸点より十分に低いことから高温部と低温部の温度差（密度差）と機器配置上の高低差により冷却材をポンプ等の動的機器の作動を期待せずに循環させ、自然通風による空気冷却器などの除熱源さえ確保できれば炉心を冷却することができる。

その一方で、自然循環時には循環流量と流路内の温度分布が相互に関係し合うことから複雑な現象を呈する場合がある。特に、崩壊熱除去系として直接炉心補助冷却系（Direct Reactor Auxiliary Cooling System, DRACS）を採用した場合には炉心部の直上に冷却器（Dipped Heat Exchanger, DHX）が配置されること（図 42 参照）から、DHX からの低温ナトリウムと高温の炉心部との間で負の浮力による熱流動的相互作用が生じ得る。実証炉や欧州の EFR などの大型 FBR 設計例では多くがこの DRACS を採用しており、炉心部における熱流動現象の解明が自然循環時の安全性の評価を行う上で重要となっている。

このような自然循環時の現象として DHX からの低温ナトリウムが炉心の燃料集合体間の隙間部に入り込み対流するインターラッパーフロー（Inter-wrapper Flow, IWF）、及び同低温ナトリウムが負の浮力により集合体の出口から内部に潜り込む集合体内潜り込み現象が炉心部の温度に大きな影響を与え得ると考えられる。その他、炉心部の径方向の温度分布により集合体を横切るように熱が輸送される集合体間熱移行の寄与が大きくなると考えられる。これらの現象についてそれぞれ評価手法を構築した。

集合体内潜り込み現象

水を用いた基礎試験により現象解明とその初生条件の把握を行うとともに超音波を用いた速度場計測と温度計測結果の比較から現象の発生を温度測定のみにより検出する手法を確立した。この手法を適用してナトリウム

試験を実施し、実機と同規模の集合体頂部と上部プレナム内温度条件の下で集合体内潜り込み現象を把握した。図 43 に示すように、初生条件は、プレナム下部の低温流体と集合体内上昇流の温度差による浮力を表す Gr 数及び集合体内上昇流の Re 数の関数として表すことができる。また、潜り込み深さは実機で想定される自然循環状態をカバーした条件（プレナムと集合体内上昇流の温度差が 150℃以内で自然循環流量が定格の 0.5%以上）では上部遮蔽体内に留まり、ピンバンドル部には到達しないことを明らかにした。

集合体間熱移行現象

集合体間熱移行を受けた集合体内熱流動特性を評価する手法として、新たに複数集合体解析手法を開発した。集合体内温度分布の評価では、サブチャンネル解析手法用に MIT で開発されたサブチャンネル間混合効果の評価式を導入し、これを過渡時へ拡張した。これにより発熱・流量条件の異なる複数集合体を一括して解析し、集合体間の径方向熱輸送とそれによる集合体内の速度・温度場の変化並びにこれらの相互作用を含めて集合体内の最高温度を評価することができる。本解析手法について、複数の集合体からなる模擬炉心部を用いた集合体間の熱移行に関する定常及び過渡ナトリウム試験の結果を用いて検証した。検証した集合体規模は 37、61、169 ピン束である。

3 体の集合体からなる模擬炉心を用いたナトリウム試験により、集合体間熱移行を受けた集合体内の温度分布について検証した結果を図 44 に示す。この図では、左の集合体の温度を低く保ち、右側の 61 ピン集合体が側面から冷却される場合の発熱部上端断面の水平方向温度分布を実験と解析結果について比較している。複数集合体解析手法により、集合体内の温度分布の歪みが精度よく評価できることが分かる。

IWF を含む炉心部熱流動現象の解析手法

炉心部と上部プレナムとの熱流動的相互作用を含めた自然循環時の熱流動現象の評価手法として、多次元熱流動解析手法により個々の集合体を矩形にモデル化し集合体間のギャップ領域と上部プレナムを一つの解析領域の中で一括して取り扱うための新たな詳細モデルを開発した。

IWF による熱輸送についてナトリウム試験データに基づく検証結果を以下に示す。試験は 6 角状に配置された 7 体の模擬燃料集合体と上部プレナ

ム浸漬された模擬 DHX を有する PLANDTL-DHX 試験装置を用いて行われた。自然循環に相当する発熱流量条件にて模擬炉心の全発熱量を DHX で除熱した定常状態における炉心部温度分布として、中央に置かれた集合体の中心サブチャンネルとその周りの集合体間ギャップ部の軸方向温度分布を比較した結果を図 45 に示す。解析結果は IWF により冷却され低温となったギャップ部の温度分布、集合体内発熱部及び上方非発熱部の温度分布をよく再現していることが分かる。特に集合体の上方非発熱部ではギャップ部に熱が奪われ温度が顕著に低下している。発熱、流量条件をパラメータとして模擬炉心部内の最高温度（入口からの温度上昇幅を集合体内の発熱量と通過流量の比で決まる温度上昇幅で無次元化）を解析と実験で比較した結果を図 46 に示す。横軸はギャップ部の自然対流の大きさを表す Gr 数と集合体内の流量を代表する Re 数の比により IWF の強度を表す無次元数である。無次元最高温度は IWF の強度が大きくなるほど低下し、解析結果は実験結果とよく一致している。

実規模炉心体系での予測評価

以上のように検証されたモデルを用いて実規模炉心体系での自然循環時の熱流動現象を予測した。IWF の特性を把握するために、集合体間パッドの形状及び IWF を促進するためのフローガイドを形状パラメータとした解析を実施した。解析ケースは、集合体間パッドが鉢巻き型で集合体間ギャップの流路をある高さで全て塞ぐ Closed Pad Case、及びパッドにスリットを設けて上下に通過する流路を確保した Slit Pad Case とした。解析条件は炉心の出力が定格出力の 1.7%、ループ側より供給される流量が定格の 1% で自然循環時に相当する定常状態とした。

ドライバ燃料部上端高さでの J=1 列集合体を通る径方向温度分布の比較を図 47 に示す。全体に Slit Pad Case の方が温度が低い。各集合体内の温度では、Slit Pad Case の温度分布は Closed Pad Case に比べて集合体内の温度分布が急峻となっており IWF による冷却を受けていることが分かる。

自然循環評価における留意点

これまでの水試験及びナトリウム試験の結果並びに解析評価から得られた知見を基に、自然循環時の炉心最高温度を評価する上での留意点を整理する。

崩壊熱除去系の形式によらない現象として、自然循環時には集合体内の

通過流量が減少するため相対的にラッパ管を通した径方向の熱輸送の影響が顕著となる。したがって、外側炉心と径方向ブランケット集合体の境界など温度差の大きい領域を含めこの効果を考慮する必要がある。このとき、集合体の内部の温度分布が径方向の熱輸送と相互に関連することにも留意する必要がある。また、集合体内部の径方向温度分布が定格時の強制循環状態に比べスクラム過渡時（自然循環への移行時）には平坦となることを考慮することにより過渡時の炉心最高温度を合理的に評価できる。これらの効果を考慮した集合体内の温度場の評価には、サブチャンネル間混合効果を取り入れた複数集合体解析手法が適用できる。

DRACS を用いる炉では、特に IWF に注意する必要がある。集合体間パッドの形式に強く依存する現象で、集合体間ギャップ流路を塞ぐような鉢巻き型のパッドを採用すれば IWF は抑制される。しかし、上部プレナムが低温で集合体部が高温となっているためパッドより上方での IWF や集合体内部への低温ナトリウムの潜り込み現象が生じる可能性があり、これに伴う集合体流量の再配分に留意する必要がある。パッドの上下を流体が通過できるパッド形状とした場合、顕著な IWF が生じる結果炉心の最高温度を有意に低下させることが期待できる。このような現象を評価する場合には、集合体の内部、ギャップ領域、上部プレナムを同時に解析する手法により各領域間の熱流動相互作用を考慮する必要がある、本研究で開発した詳細モデルが適用できる。

⑤ 受動的安全特性評価に関する研究

FBR において、冷却材として液体ナトリウムが使用されていることは安全上重要な特徴の一つであり、自然循環による崩壊熱除去が可能であるという炉心の除熱といった観点から有利であるだけでなく、異常時の過出力の抑制に対しても熱膨張による即効的な負の反応度温度効果が大きいという有利な条件を与えている。これらは、いずれも自然現象に基づく受動的な安全特性であり、その積極的な活用は、安全性のみならず信頼性の向上やシステムの簡素化にとって重要となるものである。

過出力の抑制や原子炉停止に係わる受動的な安全性の実用化に当たっては、解析モデルの開発・整備と実プラントにおける炉内試験による検証が不可欠である。しかし受動的な安全特性は、炉心の寸法等への依存性が強いこと、反応度効果を分離して測定することが困難であることなどから、現状において安全評価上の観点から十分な精度が達成されているとは言い難い。そ

ここで本研究では、受動的安全特性を総合的に評価できるコードシステムを開発し、その検証と実プラントにおける受動的安全特性の実証に必要なデータを取得できる試験を提案することを目的とした研究開発を実施した。

フランスの Rapsodie 及び米国の EBR-II では、受動的安全性に係る実機 FBR プラントを用いた試験データの取得に成功している。しかし、これらの高速炉は小型炉心であり、出力規模が小さい。一般に、こうした受動的安全特性は大型炉になるほど小さくなることから、より大型の高速炉における固有の安全特性を実験的に確認し、安全評価における十分な解析精度を保証する必要がある。さらに、Rapsodie では 1 次系ポンプの流量半減時間が 40 秒と通常の設計の 7 倍程度であること、EBR-II 炉では金属燃料を使用していることも、酸化物燃料を使用した大型炉とは異なる特徴である。

米国の FFTF では 1986 年に Phase I 受動的安全性試験が実施されている。FTTF の炉心体積と熱出力はおよそ原型炉「もんじゅ」の半分、常陽の 4~5 倍、EBR-II や Rapsodie の 10 倍程度に相当し、炉心寸法が比較的大きい。また、流量半減時間は 6 秒であること、酸化物燃料を使用していること等、我が国の大型炉の設計条件と整合のとれたものである。Phase I 試験は基礎的な静的摂動試験で、各種反応度効果の分離に着眼したものの、最も効果が大きく同時に不確定性も最も大きいと考えられる炉心の構造変形に伴う反応度変化を定量化するには、摂動量が小さすぎて不十分であった。そこで、主として炉心の構造変形による反応度効果を検証するために Phase II 試験が計画された。サイクル機構も、日米欧共同の本国際プロジェクトに参画して、炉停止系不作動事象 (ATWS) 時のプラント挙動等の評価を行い、FTTF による検証データ拡充のための試験計画の最適化の提案を行った。

解析手法の確立

受動的安全性評価解析コード群の概要を表 2 に示す。TETRAS は静的な熱流動解析コードで、与えられた出力及び流量条件でのラッパー管の温度分布を計算する。BEACON/FINAS は集合体及び炉心の静的な変形解析挙動解析コードで、TETRAS で得られた温度分布から、各集合体の熱湾曲量と集合体間の 3 次元的相互作用から炉心変形量を求める。CITATION と PERKY は、上で得られた炉心変形量による反応度効果を計算する。SSC と SAS4A はプラント及び炉心動特性解析コードで、炉心変形や制御棒駆

動軸の熱膨張による反応度効果をプラント熱流動挙動と動的に結合して評価する。SSC では上部プレナム内流動モデルの多次元化により、制御棒駆動軸膨張効果を精度良く評価可能とした。また、燃料ペレット-被覆管の機械的相互作用を考慮する炉心燃料膨張解析モデルに関しては、CABRI 等の炉内試験データにより検証した。

上記のコード群により炉心挙動を機構論的に解析するためには、整合性を確保した解析コードの体系化が必要であることから、解析手順の最適化による計算時間の短縮、コード間のデータ授受の省力化等も図った。これにより静的解析と動的解析とを組み合わせ、冷却材の温度上昇に対する即応性があり、比較的大きな負の反応度効果を有する炉心の径方向膨張を考慮する受動的な安全特性の評価技術を確立した。

不確定要因の検討と評価手法の検証

反応度効果の定量化に重要な現象に関しては複数のコードで比較解析を実施した。すなわち、炉心変形については、BEACON の 120° セクター炉心疑似 3 次元モデル、FINAS の詳細な全炉心 3 次元モデル、SAS4A の簡便な単一集合体はりモデルを併用して相互に比較した。炉心槽で拘束される形式の FFTF 炉心の彎曲挙動が明らかになり、3つの詳細度の異なる解析で互いに整合性のある結果が得られた。

反応度マップ解析に関しては、BEACON によって解析された各炉心変形状態に対応する反応度を PERKY によって 3 次元的に評価するとともに、SAS4A により数個のパラメータの関数として炉心彎曲反応度を簡便な方法で評価して両者を比較した。前者の反応度マップ解析においては、パッド間のギャップが大きい（炉心の拘束が緩い）場合を除いては 3 次元効果は小さく、最外周の燃料集合体で全炉心の反応度を代表できることが確認された。また SAS4A の簡易モデルでは、炉心拘束の強度の変化モデルに適切なモデルパラメータを設定すれば、PERKY と同等の結果を得ることができることが判明した。

プラント動特性解析に関しては、SSC と SAS4A とを相互に比較した。炉心のモデル化については SSC と SAS4A とは同等である。SSC では BEACON と PERKY による炉心変形反応度解析結果を入力しているため、詳細な炉心変形挙動が反映されているが、動的な効果は考慮されていない。一方、SAS4A では代表単一集合体による簡易炉心変形モデルによって、熱流動過渡変化と炉心変形の動的な相互作用が考慮される。

炉心彎曲以外の反応度については、制御棒駆動軸膨張と燃料軸方向膨張の効果が顕著である。制御棒駆動軸膨張については、SSC の多次元流動モデルを用いて原子炉上部プレナム内の 2 次元熱流動解析を実施した(図 48)。図は定常運転時におけるプレナム内の流速ベクトル及び冷却材温度分布を示している。プレナム内には約 370~490℃の冷却材温度分布があり、制御棒駆動軸周辺の温度が比較的高い。1 点近似解析ではこのような温度分布は再現できないので、プレナム内冷却材温度とのカップリングが強い制御棒駆動軸の熱膨張の評価には多次元解析が不可欠であることが確認できた。また、燃料軸方向膨張については、ULOF 時の燃料と被覆管の接触状況を CEDAR コードの詳細なモデルと SSC とを比較し、SSC の燃料ペレット-被覆管の機械的相互作用モデルの妥当性を確認した。

解析コード検証の一貫として、FFTF で実施された受動的安全性に関する Phase I 試験 (75%出力-96%流量から、87%に流量を減少させた流量過渡試験) と SSC によるプラント動特性解析の炉心反応度変化を比較して図 49 に示す。試験では全反応度変化 (Net) のみが測定可能である。図によれば、SSC の解析結果は試験の全反応度変化の傾向を良く再現している。これから SSC の反応度効果モデルはドップラー反応度、燃料軸方向反応度、炉心湾曲反応度、制御棒駆動軸膨張反応度等の主要な反応度成分の寄与割合と時定数とを適切にモデル化していることが確認できた。

実機への適用

開発された解析コードの総合的検証と実機における受動的安全特性の有効性の実証を目的として、比較的大きな炉心体積を持つ FFTF 炉での ATWS 挙動の解析を行い、検証データ取得のための試験提案を念頭においた ATWS 試験解析を実施した。

まず、ATWS の試験に先立ち、原子炉出力、冷却材流量、原子炉容器入口温度を変化させて生じる反応度を測定する静的試験を実施して、反応度分離に関する多くの情報を得ることが不可欠である。動的効果については、流量過渡試験を実施して反応度応答の時定数を評価する。これらの基礎的試験 (静的試験と流量過渡試験) と ATWS 試験とを組み合わせることにより、反応度の分離、静的効果と動的効果の評価を行い、実機における現象の解明を進めていく上で不可欠な検証データが得られる。図 50 に 75%出力、96%流量から、50%の流量過渡変化による動的反応度効果試験の予測解析の結果を示す。フェーズ 1 試験で測定された反応度も同図に示している。

本試験の提案では 10 セント以上の反応度変化が得られ、コード検証に有用なデータが取得できると考えられる。

ATWS 試験に関しては、試験の初期出力は高い方がより大きな炉心彎曲反応度を得ることができるが、不確定性も考慮して試験を安全に実施可能な試験条件を設定し、30%出力と定格流量からの ULOF 試験はその条件を満足することを示した。解析の一例として、図 51 に 30%出力と定格流量からの ULOF 試験に関する反応度変化の予測解析結果を示す。ドップラー反応度（正）、燃料軸方向膨張反応度（正）、炉心彎曲反応度（負）及び制御棒駆動軸膨張反応度（負）が主要な成分であり、炉心彎曲及び制御棒軸膨張により、燃料温度の低下に伴うドップラー反応度による出力の上昇が抑制されている。約 200 秒までの短時間では炉心変形による負の反応度効果が顕著であり、それ以降は制御棒軸膨張も大きな負の反応度効果となり、炉出力の低下に寄与していることが分かる。

反応度の分離の観点からは、燃料の初期温度が高いと過渡時の燃料温度変化が過大となるため、燃料の反応度と炉心彎曲の反応度を分離することが困難である。そこで、初期出力と初期流量の両者を低下させることにより出力流量比を大きくすれば、有意な炉心彎曲反応度を得ながら反応度分離が可能であることを明らかにし、反応度の分離には、13.5%出力－13.5%流量からの ULOF 試験の有効性を示し、試験計画の最適化の提案を行った。さらに、ULOF 試験だけでなく、ULOHS や UTOP 試験の有用性も検討し、その優先度を決定した。炉心入口温度を変化させて炉心支持板の反応度等を測定できる試験として、ULOHS 試験は UTOP 試験よりも優先度が高いことを示した。

受動的安全性試験の提案

上記の解析コード群を用いた検討から、(1)構造変形反応度に着目した静的反応度効果分離試験、(2)75%出力、96%流量から、50%の流量過渡変化を与える動的反応度効果試験、(3)部分出力(30%出力、100%流量)からの ULOF 試験、(4)低出力(13.5%)、低流量(13.5%)からの ULOF 試験、(5)75%出力、100%流量からの ULOHS 試験を組み合わせることを提案した。

これらの条件は、試験を安全に実施できる範囲で、反応度効果を分離・定量化し、解析コードを検証するに必要なデータを取得するとともに、高速炉の受動的 safety 特性を実証すべく最適化したものである。また、試験前に炉心の初期変形状態を、試験時に燃料の温度、プレナム温度等を、試験

後には燃料と被覆管の固着状態を測定するならば、解析モデルの検証を一層確かなものとする事が可能となる。

4) 研究の達成度

過渡伝熱流動現象評価に関しては、高速炉システム全体の安全評価に必要な解析コードシステムを開発した。これにより、実用炉の安全設計評価が可能となった。さらに、流体構造連成等の複合現象に関する解析コードも開発し、評価の高精度化を達成した。さらに、実用炉における安全性と経済性の向上、設計指針等の基準化に必要な研究を実施中である。温度成層化については手法の確立、流力振動については設計方針の策定を達成した。

自然循環崩壊熱除去に関する研究では、自然循環現象の現象解明、評価手法を終了し、実用炉における崩壊熱除去評価を実施するとともに、プラント設計を支援するための技術基盤を確立した。

受動的な安全特性に関する研究では、解析手法体系を確立し、受動的な安全特性の実証及び解析手法の総合的検証のための FFTF 試験計画の提案を行った。本研究の成果は、将来、常陽及びもんじゅ等で同種の試験研究を行う際の技術基盤を提供するとともに、実用炉の設計における受動的な安全特性の強化の検討等に反映できる。

5) 今後の研究計画

国の安全研究として熱流動分野の研究を着実に実施するとともに、これらの成果を活用して実用化研究を精力的に実施する。また、安全評価のさらなる高度化と、実用化研究で検討される経済性と安全性向上および最適化に活用できる数値シミュレーション技術の開発及び汎用的なデータ基盤として活用できる試験研究を実施する。

① 過渡伝熱流動現象評価に関する研究

高速炉の実用化研究に向けて、伝熱流動技術基盤の統合化と応用（安全設計指針などの整備、安全評価研究）を目指す研究のひとつである。日本機械学会により現在進められている熱疲労に起因した構造物の損傷防止規定・基準類の策定作業等に、関連研究成果を積極的に反映させてゆくことを主要な目的として、(イ)流体-構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備、(ロ)熱過渡に伴う流体-構造応答特性に関する試験、および(ハ)解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討を、発展的に継続・実施す

る。

② 高燃焼度燃料の伝熱流動現象に関する研究

燃料集合体に変形あるいは流路閉塞が発生した場合の燃料ピン温度を評価する手法の開発、炉外試験による過渡時・異常時を含む熱流動特性の解明、試験データに基づく評価手法の検証を実施する。また、燃料集合体ダクトの温度分布を予測するため、炉心全体の熱流動特性を評価する解析手法の開発、炉外試験データによる手法の検証を実施する。

③ 伝熱流動数値実験研究

事故時の複合的な現象に関する機構論的評価手法開発と試験データの蓄積、及び複雑な形状内部の伝熱流動現象に関する機構論的評価手法開発と試験データの蓄積を実施する。具体的には、(1)多成分多相流と化学反応解析コードの開発、(2)化学反応のモデリング（反応経路、反応生成物、反応速度）、(3)相関式の定量化（微視的シミュレーションの活用）、(4)ナトリウム-水反応、ナトリウム燃焼の機構論的評価手法の構築、(5)流体-構造境界面でのエネルギー散逸・輸送メカニズム解明、(6)複雑形状に囲まれた内部伝熱流動評価手法と相関式の数値導出を行う。なお、伝熱流動数値実験研究は、平成 15 年度で終了する予定であるが、平成 16 年度からは既存の解析コードと統合し数値高速炉システム開発を実施する。

④ 多様な冷却材の伝熱流動特性の比較研究

実用化戦略調査研究として、冷却材の物性など熱流力的特性の違いを数値的に定量化し、無次元数などの形で設計に必要なデータベースを提示する。ナトリウム冷却炉の伝熱流動特性の評価研究（炉容器内、主冷却系）では、解決すべき課題の現状知見と評価技術の成熟度などに応じて水実験、ナトリウム実験、基礎試験、数値実験を適切に組み合わせて設計成立性を示す。特に原子炉容器上部プレナム熱流動、2 次系削除型蒸気発生器の熱流動に重点化する。さらに、重金属およびガス冷却炉の伝熱流動特性の評価研究では、概略解析を実施してその特徴を把握するとともに、設計研究の進捗に応じて手法開発、評価の詳細化を検討する。

(6) ナトリウム及び格納系に関する安全研究

1) 研究の目的

ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図るとともに、ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図る。

2) 研究内容

FBR に特有のナトリウムに係わる安全研究については、ナトリウム漏えい時の燃焼現象関連試験ならびに解析コードの改良を行うとともに、蒸気発生器伝熱管破損時のナトリウム-水反応に伴う高温ラプチャ現象関連試験及び評価手法の確立と将来炉に向けた手法の高度化を行う。

ソースターム及び格納系に係わる安全研究では、FBR のソースターム評価に必要な基礎データ取得試験ならびに解析コードの開発・検証を行う。

本研究は、平成 7 年 12 月に発生した「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故を受けて、事故の原因究明、影響評価、再発防止対策の検討等のために、研究計画の大幅な見直しと重点化を行っている。

3) これまでの研究成果

① ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

サイクル機構におけるナトリウム燃焼の従来の研究においては、「もんじゅ」の 2 次主冷却系配管（空気雰囲気中に置かれている。）からの大規模なナトリウム漏えいを想定した研究が中心的課題であった。炉心の冷却性への影響及び漏えいした部屋の圧力上昇の観点からもっとも厳しい条件を与えることが知られていたからである。

ところが、平成 7 年 12 月に発生した「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故は漏えいの規模は小さいものの、結果として、新たな技術的問題を提起するものとなった。本研究では、「もんじゅ」事故を受けて、その原因究明と再発防止対策のために研究資源の重点投資を行った。

「もんじゅ」事故の再現を目的とした模擬実験（漏えい燃焼実験-I, II）を実施した（図 52）。同実験では、「もんじゅ」の二次主冷却系配管室の一部を模擬した構造物と床ライナを配置し、約 480℃ のナトリウムを約 50g/sec（約 180 kg/hr）の速度で漏えいさせ、「もんじゅ」事故時のナトリウムの漏えい飛散の様子、熱的な影響、構造物（換気ダクト、グレーチング、床ライナ、コンクリート）への影響などを詳細に調査した。また、ナトリウム燃焼挙動の解析コードである ASSCOPS については、漏えい燃焼実験の検証解析を通じて、適用範囲の拡大（大規模な漏えい燃焼だけでなく小規模な漏えい燃焼までカバーすること）や取り扱う現象モデルの詳細

細化（燃焼により発生する反応生成物の化学変化の扱い、エアロゾル挙動の扱い、コンクリートからの放出水挙動の扱い等）を図った。

「もんじゅ」事故の再現を目的とした漏えい燃焼実験を実施した後の試験研究として、ナトリウム燃焼時の諸現象をより広範かつ詳細に把握するために、小規模ナトリウムプール燃焼実験、再着火挙動試験及び落下液滴燃焼試験を実施した。小規模ナトリウムプール燃焼実験(図 53)は、「もんじゅ」事故より更に小さい漏えい速度領域（約 5～25 kg/hr）での燃焼挙動を把握するために実施したもので、燃焼温度やプールの拡がり挙動についての漏えい速度依存性を実験的に確認した。再着火挙動試験は、燃焼を不活性化により鎮めて冷却した後、に空気にさらすことにより再着火を起こす現象に着目した実験で、再着火の条件や再着火防止の方法（湿り炭酸ガスによる安定化）が調べられた。また、落下液滴燃焼試験ではナトリウムのスプレー燃焼現象についての詳細把握のため、単一液滴の落下燃焼挙動として、落下速度や燃焼速度についてのデータを取得した。

「もんじゅ」事故を対象とした漏えい燃焼実験結果は、上述したように影響把握や解析コードの開発に貢献することができたが、漏えい燃焼実験-II では床ライナ材に腐食貫通穴が生じるという新たに検討を要する事態が発生した。このため、ナトリウム燃焼雰囲気下での構造材料（炭素鋼）の腐食機構を解明するための詳細な材料試験を実施した。その結果、腐食機構としては、 Na_2O - Na 系の高温環境で支配的となる NaFe 複合酸化型の腐食機構と、 NaOH - Na_2O_2 系の高温環境で支配的となる熔融塩型腐食機構が存在することを明らかにした。各々の腐食機構については、腐食減肉速度と温度の関係がアレニウスの式で整理できることを示し、材料試験データに基づいて腐食速度評価線を作成した(図 54)。なお、「もんじゅ」事故においては NaFe 複合酸化型の腐食が生じたものと推定されている。

解析的な研究としては、上述した ASSCOPS の他に、さらに解析技術の高度化を図ることを目的に、SPHINCS（ゾーン／フローネットワークモデルのスプレー・プール燃焼解析）、AQUA-SF（多次元熱流動解析コード AQUA にナトリウム燃焼モデルを付加）、COMET（液滴燃焼の直接シミュレーション）、MPS-3D（粒子法を用いた漏えいナトリウム飛散挙動解析）、GENESYS, BISHOP（化学平衡計算による反応生成物組成解析）からなる機構論的解析コード体系を開発した。これらの解析コードは、ASSCOPS コードによる解析をバックアップするとともに、将来のナトリウム冷却炉に対して、より詳細かつ合理的な安全評価を行う際の手法として活用でき

る。

② ナトリウム－水反応に関する研究

FBR の蒸気発生器において、万一伝熱管にき裂が生じると、ナトリウム中に水が漏えいして高温・腐食性のナトリウム-水反応ジェットとなり、隣接する伝熱管の健全性に影響を及ぼす。伝熱管の典型的な損傷モードとしては、ウェステージ（損耗）と呼ばれる減肉機構と反応熱による機械的強度の低下による破損（高温ラプチャ）の 2 つのモードがあるが、いずれが支配的となるかは蒸気発生器の設計や運転条件に依存する。サイクル機構では、「もんじゅ」の運転条件を模擬した実証的な試験を行い、実機の条件では高温ラプチャは発生せず、ウェステージが主な破損要因であることを確認してきた。一方で、「もんじゅ」よりもさらに高温・高圧運転を指向する将来の大型蒸気発生器の設計に当たっては、高温ラプチャに係わる知見を含めた総合的な評価手法の確立が求められてきた。

したがって、本研究においては、伝熱管破損伝播のメカニズムの一つとして高温ラプチャ挙動の評価手法の体系化を図った。まず、材料基礎試験として伝熱管材料についての高温引張／クリープ試験を行い、700～1100℃の超高温領域における破断強度を評価した。クリープ試験データは Larson-Miller パラメータ法を適用してマスター線図を作成し、クリープ強さに関する材料基準値を定めた(図 55)。また、材料試験に加えて伝熱管形状の試験体を用いた破損模擬試験を実施して、評価における構造上の因子の保守性を確認するとともに、高温ラプチャ評価モデルの検証を行った。これらの成果は「もんじゅ」安全総点検に反映して、もんじゅの蒸気発生器の高温ラプチャに対する安全裕度の確認を行った。

上述した高温ラプチャ評価モデルは、過去に実施されたナトリウム－水反応試験の温度測定データと高温材料試験データを組み合わせた経験値ベースの評価手法であるが、将来炉への反映を目的とした、さらなる評価の高度化を目指した試験研究も開始した。平成 12 年から試験を開始した SWAT-1R（ナトリウム－水反応試験装置、図 56）では、ナトリウム－水反応に伴う反応ジェットの温度分布(図 57)やジェットから伝熱管への熱伝達率を測定するとともに、音響検出器開発のための音響データ測定を実施している。これらは実用炉（ナトリウム冷却大型炉）の蒸気発生器に係わる安全設計及び評価に反映する。

③ ソースタームと格納系安全に関する研究

FBR のシビアアクシデント条件下では、軽水炉よりもさらに高温となった燃料からの FP 放出挙動が重要となるため、実際の照射済み MOX 燃料からの FP 放出を測定するための新たな試験装置をホットセル内に設置した。実際の FBR 燃料を用いた高温での試験データはこれまでほとんど得られていなかったが、本試験では、最高約 3000℃での照射済み MOX 燃料ペレットからの FP 等の放出割合に関する実験データの取得に成功した。また、炉内ソースターム挙動解析コードの開発・整備を行った(図 58、図 59)。

4) 研究の達成度

ナトリウム漏えい燃焼に関する研究については、「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の原因究明に貢献するとともに、その成果を漏えい対策設備の検討へ反映することができた。また、本研究を通じて、ナトリウム漏えい燃焼の解析コード ASSCOPS の改良と適用範囲の拡大を達成するとともに、これを補完する機構論的な解析コード体系を併せて開発・整備した。

ナトリウム-水反応に関する研究では、「もんじゅ」蒸気発生器における高温ラプチャ評価を行い、安全総点検に貢献し、もんじゅの安全裕度を確認することができた。また、将来の大型 FBR プラントにおける高温ラプチャ現象に対する詳細メカニズム解明のための要素試験データを蓄積するとともに、ナトリウム-水反応の総合的試験装置の製作を終了し、試験準備を完了した。

ソースタームと格納系安全に関する研究では、将来炉の評価で用いる解析コードの検証・改良に必要な実験データを取得できた。試験では、FBR の実照射燃料からの FP 放出に関して 3000℃までの高温データの取得に成功した。

5) 今後の研究計画

① ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究

ナトリウム漏えい燃焼については、機構論的解析コード群の開発・検証を支援するための典型的な燃焼形態に係わる詳細実験を継続して実施するとともに、個別に開発してきた解析コードを統合して、ナトリウム漏えい燃焼コード体系としての高度化を図る。また、微小漏えいの検出技術開発においては、高感度でナトリウムの選択的検出性を有する手法（レーザ利用）について、検出系の適用性を評価し、微小漏えい時の検出信頼性の向

上を図る。

ソースタームに関する研究としては、移行に関する評価手法の整備を継続し、実用炉の安全評価に適用できるレベルに改良を図るとともに、安全評価におけるソースタームの想定に係わる考え方を整理する。また、ナトリウムとコンクリートが仮に接触した場合の実験データの拡充と評価手法の高度化を目的として、空気雰囲気でのナトリウム-コンクリート反応挙動に関する実験的知見の取得を行う。

② ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究

SWAT-1R によるナトリウム-水反応試験及び評価手法の高度化を継続するとともに、大規模な試験装置である SWAT-3R（蒸気発生器水リーク試験装置）を用いた高温ラプチャ現象の総合的試験を開始し、隣接管冷却効果やナトリウム流動効果等についての実験的知見を取得する。また、これらの試験研究の成果を基に、ナトリウム-水反応に係わる機構論的解析技術を開発する。

③ 実用化戦略調査研究

実用炉候補のひとつとして検討されているナトリウム冷却大型炉においては、プラントの簡素化と経済性追求の観点から、二次系簡素化型蒸気発生器の採用が選択肢のひとつとして検討されている。このような蒸気発生器で中間熱移行媒体として Pb-Bi の利用が考えられており、蒸気発生器の伝熱管破損時にはナトリウム中に Pb-Bi が放出・混合されるため、ナトリウム中の Pb-Bi 挙動に係わる研究の実施を予定している。また、重金属冷却炉においては、鉛の放射化によって発生する放射性ポロニウムの挙動が安全評価や被ばく低減の観点から重要となるため、ポロニウムの挙動に関する研究を行う。

(7) これまでの成果のまとめ

過去 5 年間の研究は、主として実証炉を念頭においた当初計画に従って、大型 FBR の設計及び安全審査を支援するための安全研究を実施し、所要の安全技術基盤を確立した。実証炉計画は見直しをされているが、この成果は実用化調査戦略研究におけるナトリウム冷却実用炉の検討にそのまま利用できる。実証炉を対象とした安全基準類の検討については、サイクル機構における安全研究の成果及び知見を、旧科学技術庁原子炉規制課からの

委託研究として、原子力安全研究協会が行った FBR 安全基準の調査検討において、安全設計及び安全評価の方針の予備検討に反映した。

「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故に際し、その原因究明、再発防止策検討及び安全総点検においては、安全研究成果を全面的に活用するとともに、新たな研究をタイムリーかつ効果的に実施した。また、配管中の構造物の設計基準（機械学会）策定、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の改訂（原子力安全委員会）に貢献した。

国の安全研究については、平成 10 年度に中間評価を受け、「もんじゅ」事故の影響を踏まえて研究課題の追加・見直しを行った。平成 12 年度末に 5 カ年の報告書を作成し、原子力安全委員会を通じて研究成果の普及に貢献した。

実用化戦略調査研究に対しては、第 1 期においては、安全設計や安全評価に係わる解析手法やデータが活用されている。また、ナトリウム冷却炉以外を含む幅広い検討に対しては第 2 期（平成 13 年度より開始）以降も継続して研究成果を反映する。

個々の分野における主要成果は以下のようにまとめられる。

- ① 確率論的安全評価：FBR を対象として PSA 手法体系、信頼性 DB の継続的拡充の基盤を確立。「もんじゅ」への着実な適用実績と実用炉への適用準備整備。実用炉の安全設計や運転管理へのリスク情報活用の技術基盤を整備。
- ② 燃料安全：燃料の破損限界について、過出力型及び流量低下型事象とともに、MOX 燃料に対する従来の破損判断基準が十分な安全裕度を有していることを確認。炉心局所事故については、実証炉を対象にボラス状局所閉塞にかかわる安全評価手法を開発。
- ③ 炉心安全：CABRI 計画等の国際共同炉内試験研究の成果を踏まえて、SAS、SIMMER 等の炉心安全解析コードの体系を主体的に確立。実用炉における再臨界問題の排除に向けた効果的な試験研究計画を立案し、着手。
- ④ 伝熱流動：計算流体力学手法に基づく機構論的解析手法体系を開発することにより、サーマルストライピングや温度成層化現象に対するきわめて高精度の解析技術を確立。自然循環に係わる研究では水・ナトリウムを用いた実験的研究に基づき、現象の解明（潜り込み、集合体間伝熱、インターラップフロー）と解析手法の開発を進め、将来の大型炉の崩壊熱除去系の設計合理化を行うための技術基盤を確立。

- ⑤ Na 及び格納系：「もんじゅ」事故及び対策への的確な対応。ナトリウム冷却実用炉に対する基盤技術の確立し、ナトリウム－水反応については高温ラプチャに係わる総合的研究計画を策定。照射燃料からの FP 放出では 3000℃ の高温実験に成功。

6. 今後の研究の進め方、体制及び資金計画

(1) 今後の重点研究課題

今後の 5 年間（平成 13～17 年度）の研究計画については、5 分野の各論において詳述したとおりである。サイクル機構としては、「もんじゅ」の許認可や安全性向上を最優先とし、国の安全研究年次計画に対して貢献を果たしつつも、FBR サイクル実用化戦略調査研究第 2 期（主要候補概念の選定）への効果的反映が研究の主眼となる。今後、重点的に実施する安全研究課題のうち、重要度及び緊急度が高い研究、比較的規模の大きな研究課題及び国際協力で実施される共同研究課題を以下に整理する。

- ① PSA の応用：実用炉の安全論理検討へのリスク情報の活用（経済性目標と合致した合理的な安全水準の確保）
- ② 新型燃料に係わる安全確保：TREAT 炉を用いた安全性試験の実現に向けた予備調査（MOX 燃料との比較の観点から金属燃料、窒化物燃料の安全に係わる基本的成立性の判断）
- ③ 炉心損傷に対する安全向上：熔融燃料の早期炉心外排出に係わるカザフスタンとの EAGLE 共同試験研究プロジェクト（実用炉に対する再臨界問題の排除ための技術的見通しを実験的に取得）
- ④ 設計の最適化や安全評価の高度化に向けた伝熱流動数値実験研究：より機構論的かつ汎用的な手法体系を構築するとともに、多様な冷却材（ナトリウム、重金属、ガス）に対する伝熱流動特性の比較・評価（第 2 期での実用炉候補概念の絞込みのための判断材料提供）
- ⑤ 蒸気発生器に関する安全技術高度化：伝熱管の高温ラプチャ現象に係わるナトリウム－水反応の総合的試験計画（SWAT-3R）（「もんじゅ」の安全裕度の確認、将来の大型蒸気発生器の設計・安全評価への反映）

(2) サイクル機構内実施体制

本研究は、サイクル機構大洗工学センターのシステム技術開発部及び要素技術開発部を中心として、FBR 実用化及びこれを支える研究開発を進めるための WBS の下で体系的に実施する。また、国の安全研究年次計画及

びこれに社内自主研究を加えたサイクル機構の安全研究基本計画については、計画の策定及び成果のとりまとめを本社安全推進本部の下で進める。

(3) 国内外の研究協力の実績

安全研究の分野は、原子力安全に係わる国際的コンセンサスの醸成、研究資源の効率的運用等の観点から、原子力開発の初期の段階から活発であり、サイクル機構の行う FBR 安全研究においても積極的に国際協力を進めてきた。近年、欧米諸国が FBR 開発を中止または大幅にスローダウンさせてきたため、国際協力においても我が国の主体的役割が一層重要となっている。主な国際協力及び国際貢献の実績を以下に示す。

- ① 米国との協力：EBR-II を用いた燃料安全研究、新型燃料安全性試験の予備検討。
- ② 欧州との協力：CABRI 炉内試験、SAS4A 及び SIMMER-III コード開発・検証、Phenix に関する熱流動ベンチマーク、ロシアの BN-800 の CDA 解析に係わる IAEA のベンチマーク、ナトリウム燃焼に関するフランスとの情報交換。
- ③ カザフとの協力：再臨界問題の排除に向けた EAGLE プロジェクト。
- ④ フランスの許認可支援：フランス Superphenix 炉の炉心損傷事故の安全評価に対し、SIMMER-II 及び SIMMER-III コードを用いた再臨界事象の解析の技術協力。また、Phenix 炉の燃料集合体事故の解析についても技術支援。
- ⑤ ロシアとの協力：解体核 Pu 処分に係わる技術協力として、我が国が提案している高速炉を用いた Pu 燃焼処理を推進するため、ロシアが行う BN-600 安全評価のための支援とサイクル機構の安全評価コードの提供。

研究開発成果の普及の観点からは、安全研究を通じて開発・整備を行った解析コード（熱流動解析コード、炉心安全解析コード、ナトリウム燃焼解析コード等）を、大学、民間（電気事業者、メーカー）、海外研究機関等に提供してきた実績がある。ただし、一部は契約や協定に基づき限定的に提供したものである。

大学等との研究協力及び基礎研究成果の活用については、サイクル機構の諸制度（先行基礎工学研究、社外公募型研究、博士研究員制度等）を活用して、過去 5 年間に 16 件の共同研究を実施した。得られた基礎的知見は、サイクル機構の安全研究成果の一部として活用を図っている。

この他、日本原子力学会、日本機械学会等の専門委員会や大学の研究会に参画して国内専門家との技術交流や情報交換を定常的に行うとともに、サイクル機構の安全研究専門委員会及び熱流動研究専門委員会を活用している。また、サイクル機構の行う安全研究の成果については、大洗工学センターで開催する安全研究成果発表会及び敦賀本部で開催するもんじゅ・国際技術センター技術報告会の場で研究成果の公開と普及に努めている。

以上の国内外の研究協力・国際貢献は、平成13年度以降においても継続して推進する計画である。

(4) 研究成果の公開・普及の実績

サイクル機構の研究開発成果は公開を原則としているが、特に、国の安全研究においては成果の公開と普及が強く求められてきた。平成8～12年度までの5カ年の間に、今回の評価対象とした安全研究分野において、専門誌、国際会議等への論文投稿、サイクル機構公開報告書等を通じて研究成果の公開と普及を行った実績は以下のとおりである。

- ① 確率論的安全評価： 40 件（専門誌・国際会議投稿論文：8 件）
- ② 燃料安全： 44 件（専門誌・国際会議投稿論文：7 件）
- ③ 炉心安全： 75 件（専門誌・国際会議投稿論文：25 件）
- ④ 伝熱流動： 173 件（専門誌・国際会議投稿論文：60 件）
- ⑤ Na 及び格納系： 125 件（専門誌・国際会議投稿論文：18 件）

今回の中間評価の対象範囲における約460件の内訳は、専門誌や国際会議への投稿論文が約120件、サイクル機構技報や公開成果報告書が約180件、原子力学会や機械学会等で口頭発表が約160件となっており、質と量の両面で多くの業績を収めてきたと考えられる。

社外表彰等の実績としては、原子力学会、科学技術庁、機械学会、国際水理学会、米国原子力学会等で、6件の研究成果が論文賞等の表彰を受けた。詳細については、以下のとおりである。

1992 年 米国原子力学会熱流動部門の最優秀論文賞：高温融体ジェットによる金属板の溶融侵食挙動[II]：溶融金属ジェットの場合

1993 年 日本原子力学会賞：高速炉の受動的安全性評価技術の開発

1995 年 科学技術庁長官賞 (創意工夫功労賞):計算科学的手法による温度揺らぎ評価技術の開発

1995 年 日本機械学会動力エネルギーシステム部門優秀講演：集合体間熱移行の試験・解析評価

1996 年 日本原子力学会 論文賞・高速炉賞：サーマルストライピング
に対する解析的評価手法の開発

1997 年 日本機械学会 計算力学講演会 優秀講演賞：流体・構造熱的
連成挙動の数値解析

1997 年 国際水理学会最優秀論文賞：多次元熱流動解析コードのベン
チマーク演習－浮力駆動の貫通流と温度成層化

特許取得の実績としては、伝熱流動及び炉心安全の分野において、試験
研究施設に固有のものを除いて、7 件（日本、米国、欧州）の登録が行わ
れた。

(5) 資金及び要員計画

高速増殖炉の安全研究関連予算として、今後 5 年間（平成 13 年度～平成
17 年度）に総額約 75 億円（約 15 億円／年）を予定している。なお、過去
5 年間（平成 8 年度～12 年度）の研究の予算規模は約 107 億円であった。

研究開発要員としては、約 30 名（過去 5 年間においては約 40 名）を考
えている。

7. 期待される成果及び波及効果

今後の 5 年間は、FBR サイクル実用化戦略調査研究の第 2 期と対応して
おり、各種実用炉候補概念の基本的成立性評価、比較検討及び絞込みに、
効果的に利用すべき、安全性に係わる技術基盤（評価手法、試験データ）
を提供する。また、国の安全研究として、国の安全規制の観点から重要と
なる安全基準類の策定への反映並びに安全設計・安全評価に係わる評価手
法及びデータの提供についても、次期年次計画に沿って今後も継続して貢
献を果たす。さらに、安全研究を通じて得られる技術基盤は、サイクル機
構の設置した原子炉施設である「常陽」及び「もんじゅ」の許認可や安全
性維持・向上方策の検討に適宜利用していく。

一方、PSA 手法体系及び伝熱流動や炉心安全の分野で開発された解析手
法（計算機シミュレーション技法）は、FBR 以外の分野や非原子力分野へ
も波及効果が大きい。

① PSA 手法体系は燃料サイクルシステムへの適用拡大が可能である。

また、リスク情報は国の安全目標の検討や実用炉の合理的な安全設計
方針の検討へも貢献できる。

② 伝熱流動分野で開発した機構論的解析コード群はきわめて汎用性が

高く、産業界や自然現象の広い分野での利活用が可能である。

- ③ 炉心安全分野で開発した多次元多相流コードも FBR 分野以外への適用が可能である（実績：SIMMER-III コードによる JCO 臨界事故のシミュレーション、加速器駆動システムへの適用）。

今後の FBR 安全研究の推進は、国際協力・貢献の推進、海外における FBR 関連研究の活性化、国内における大学等との研究交流の活発化にも大きく寄与できるものと考えられる。

表 1 サイクル機構における安全研究課題の一覧

安全研究分野	平成 8～12 年度の研究課題	平成 13～17 年度の研究課題
確率論的安全評価に関する研究	・ もんじゅの PSA 研究 ・ PSA 手法の開発整備 ・ FRB 機器信頼性データベースの構築・応用	・ 安全設計方針検討、運転安全へのリスク情報の活用 ・ 実用化候補炉の概略 PSA ・ データベースの維持・拡充
燃料安全に関する研究	・ 過渡時燃料破損限界の研究 ・ 炉心局所事故に関する研究	・ 過渡時燃料破損限界の研究 ・ 新型燃料の安全性試験の予備調査
炉心安全に関する研究	・ CDA 評価手法に関する研究 ・ CDA 時の融体挙動研究 ・ CABRI 炉内安全性試験研究	・ CDA 評価手法に関する研究 ・ CDA 時の融体排出挙動の試験研究 (EAGLE、MELT-II)
伝熱流動に関する安全研究	・ 過渡伝熱流動の研究 ・ 自然循環除熱の研究 ・ 受動的安全性の研究 ・ 伝熱流動数値実験研究	・ 過渡伝熱流動の研究 ・ 高燃焼度炉心伝熱流動現象 ・ 伝熱流動数値実験研究 ・ 多様な実用炉の熱流動特性
ナトリウム及び格納系に関する安全研究	・ ナトリウム燃焼 ・ ナトリウム－水反応研究 ・ ソースターム・格納系評価	・ ナトリウム燃焼・ソースターム研究 ・ ナトリウム－水反応研究 ・ 実用炉の蒸気発生器研究

表 2 受動的な安全特性評価手法

タスク	入力データ	作業項目・範囲	アウトプット	コード及びその特徴
(1) 炉心計算	炉心形状、組成	炉内熱流動解析用データの作成	出力分布、反応度係数	CITATION:3D 拡散コード
(2) 炉内定常熱流動解析	出力分布 流量配分	炉心熱変形を解析するため原子炉容器内の温度分布を計算する	ダクトの温度分布 (軸方向、周方向)	TETRAS: サブチャンネルコード
(3) 照射による炉心永久変形解析	照射履歴	照射による炉心の永久変形を予測する	炉心初期形状	BEACON:3D はりモデル
(4) 炉心熱変形解析	炉内構造の温度分布 炉心初期形状	出力／流量比と炉心入口温度をパラメータとして炉心の熱変形状態を計算する	炉心の熱変形状態	FINAS: 3D 有限要素法 BEACON:3D はりモデル
(5) 炉心変形反応度解析	炉心熱変形状態	出力／流量比と炉心入口温度をパラメータとして各炉心変形状態について反応度変化を計算する	反応度マップ	PERKY: 摂動コード
(6) システム及び炉心動特性解析	(1)と(5)の結果 プラントシステムデータ	炉心及びプラント動特性を計算する	出力、反応度、温度、その他	SSC: プラント動特性解析 SAS4A: 炉心動特性解析

サイクル機構のFBR安全研究

- ・ FBR実用化を支える基盤研究
- ・ 国の安全規制への反映
- ・ 常陽、もんじゅの安全性向上

国の安全研究年次計画

- ・ 国の安全規制（安全基準類策定、許認可判断材料提供等）
- ・ 原子炉施設の安全性向上

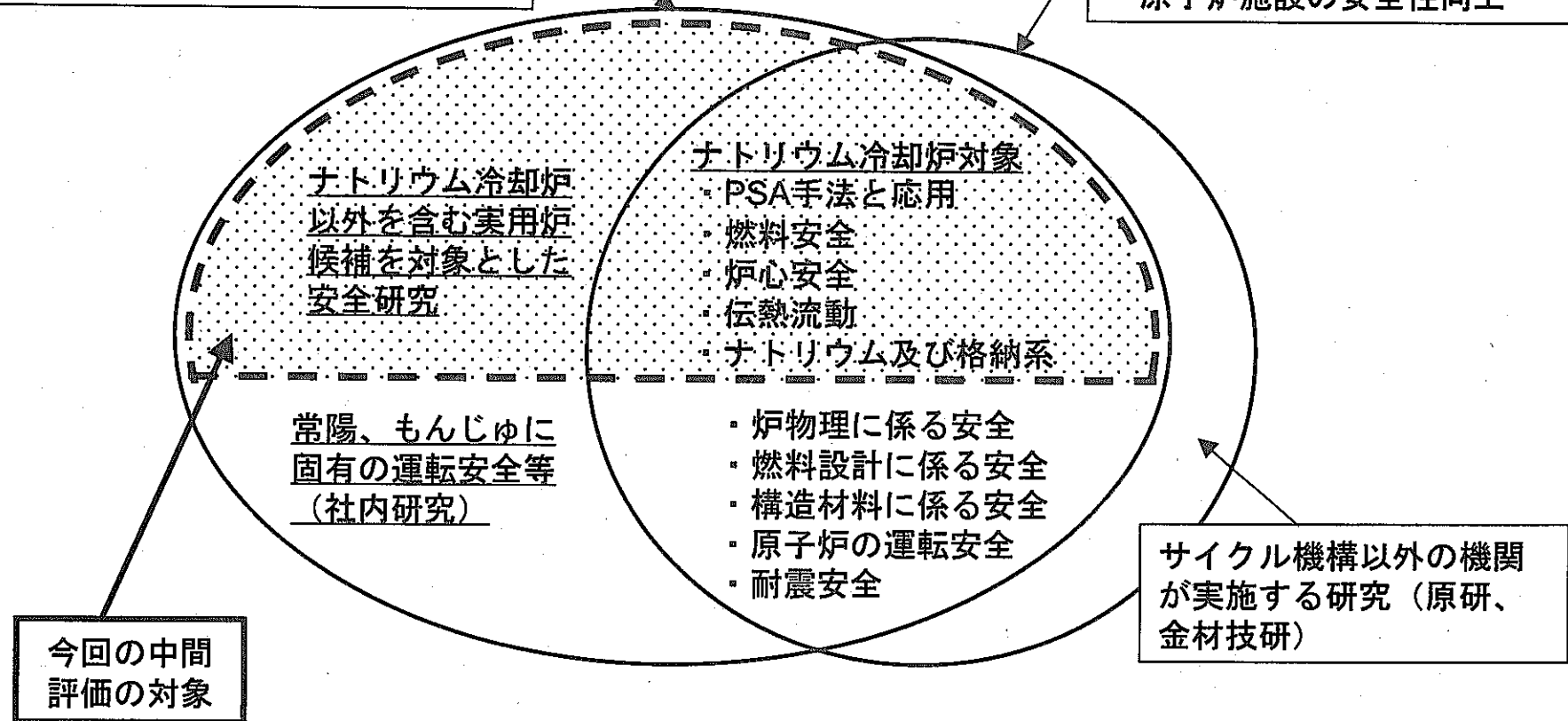


図1 サイクル機構の安全研究と国の年次計画との関連

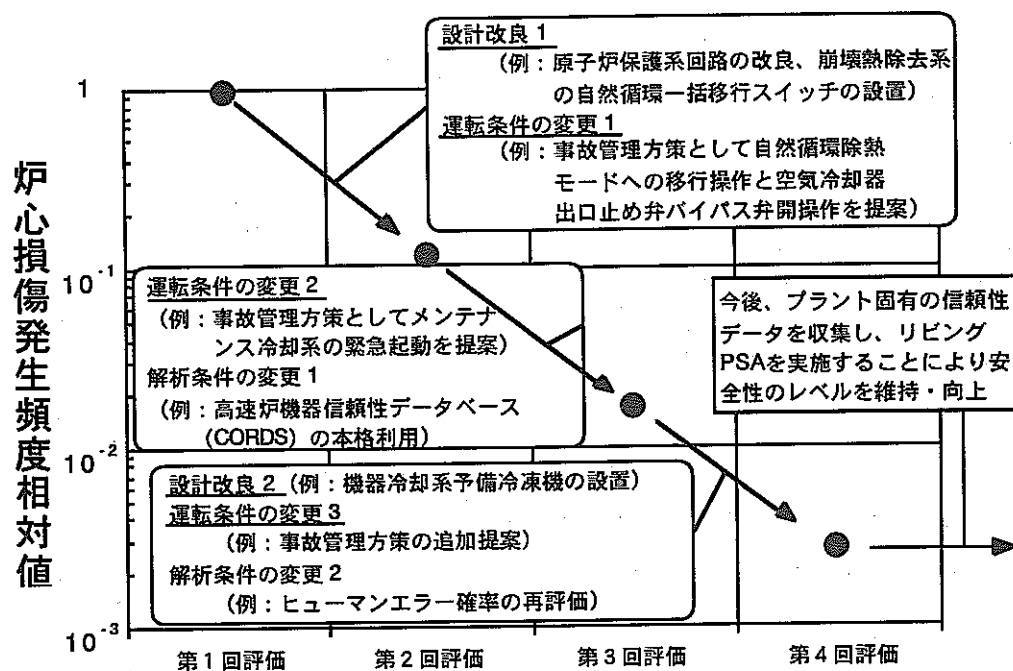


図2 設計改良、運転条件の変更等による炉心損傷発生頻度の低減

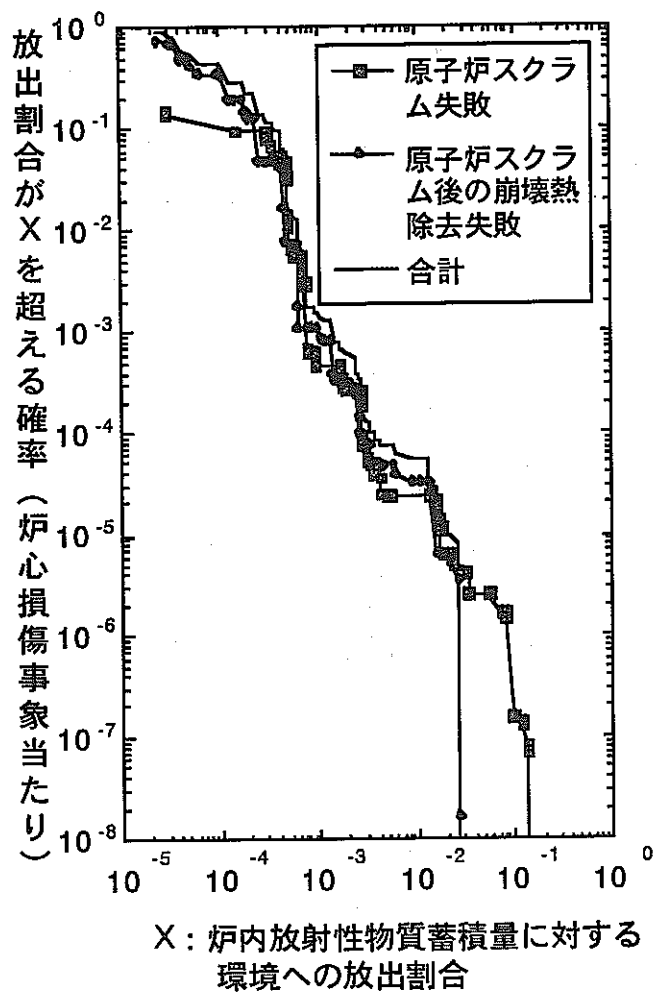


図3 放射性物質放出口リスクの評価例

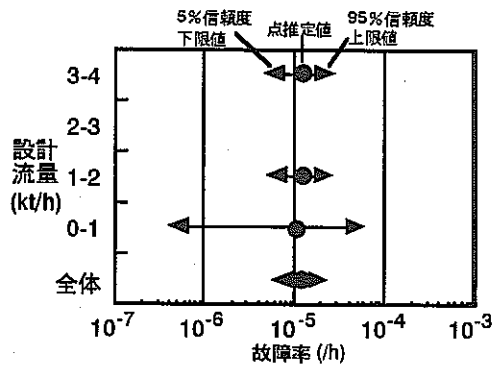


図4 ナトリウム冷却系
機械式ポンプ
運転失敗故障率の
設計流量依存性

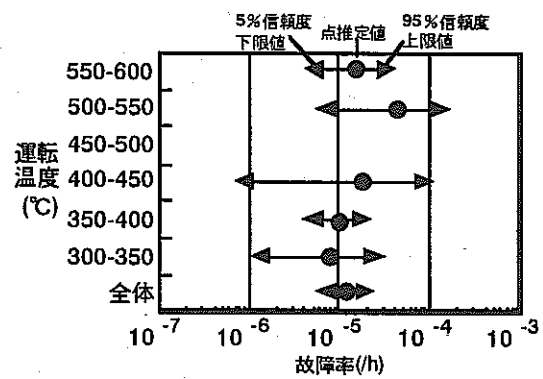


図5 ナトリウム冷却系
機械式ポンプ
運転失敗故障率の
運転温度依存性

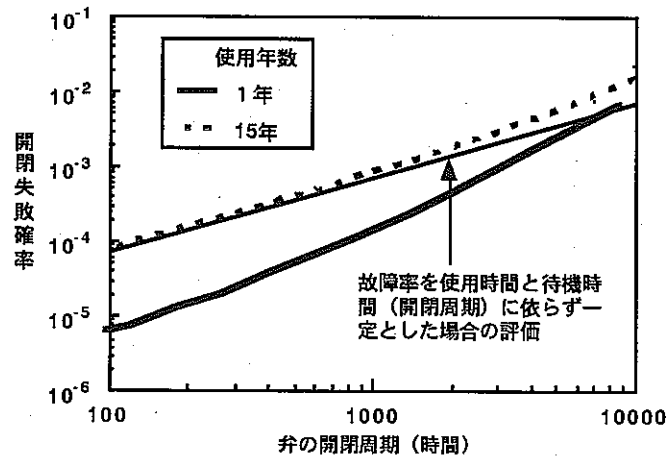
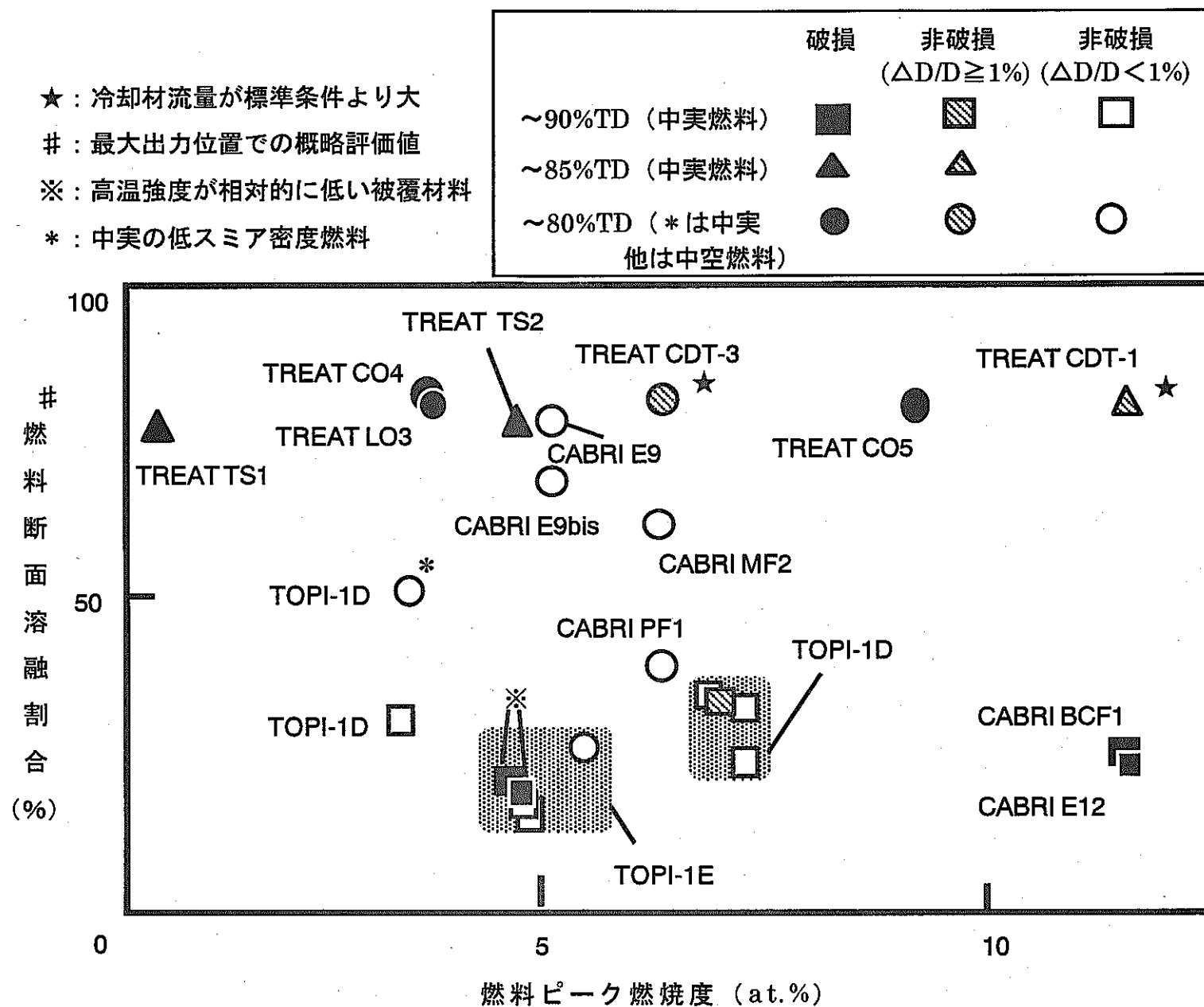


図6 ナトリウム冷却系電動弁
開閉失敗確率（点推定値）の
使用時間と開閉周期についての依存性



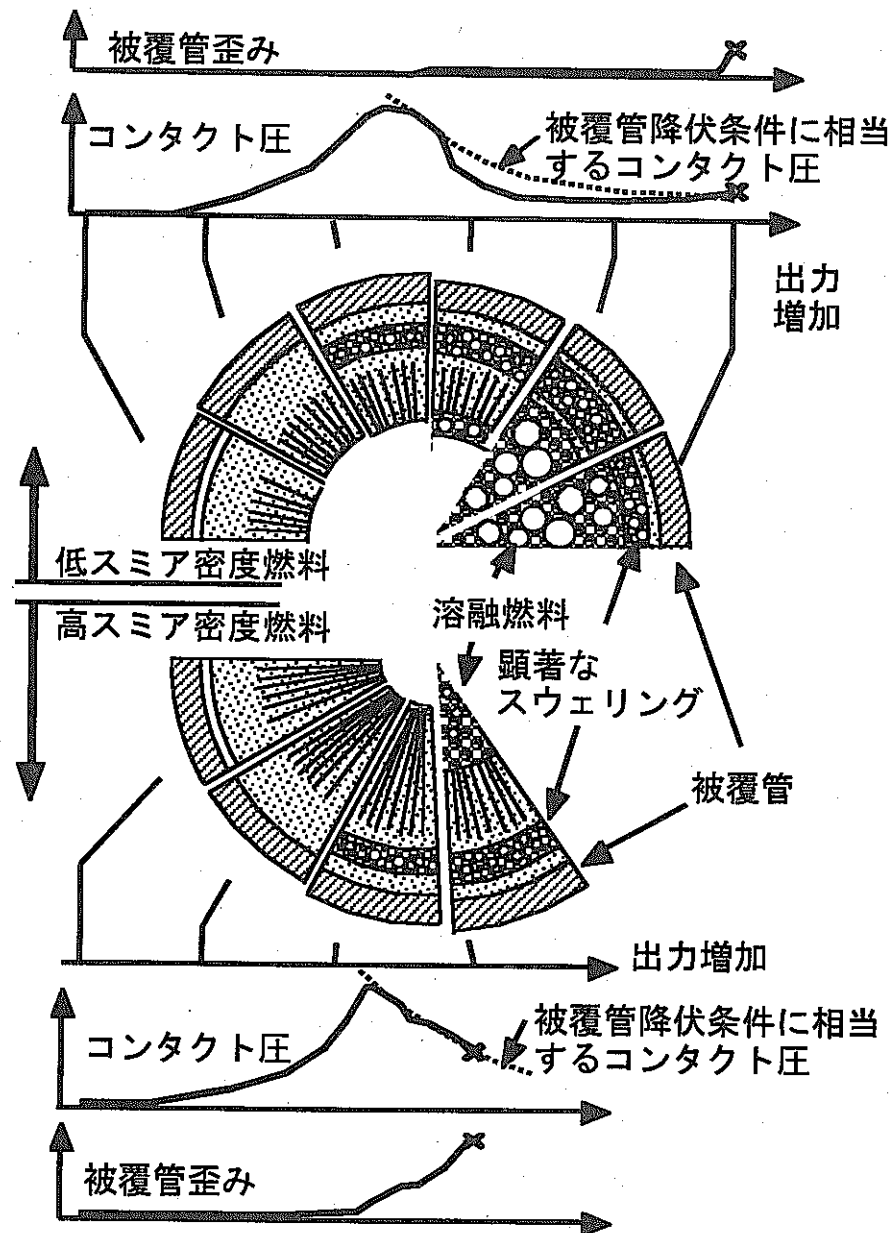


図8 高、低スミア密度燃料の過出力時挙動の概念

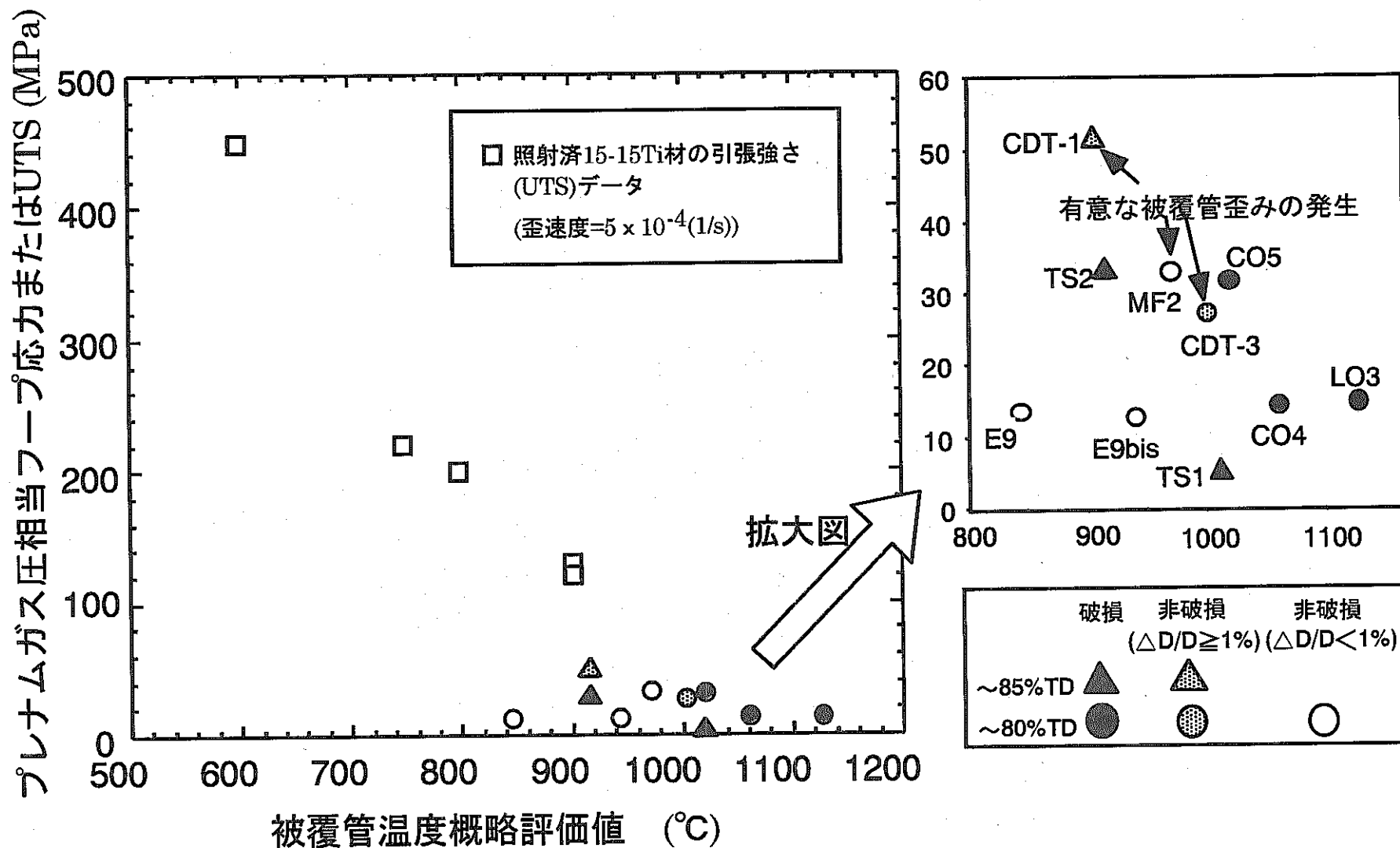


図9 プレナムガス圧相当フープ応力と被覆管温度概略評価値の関係

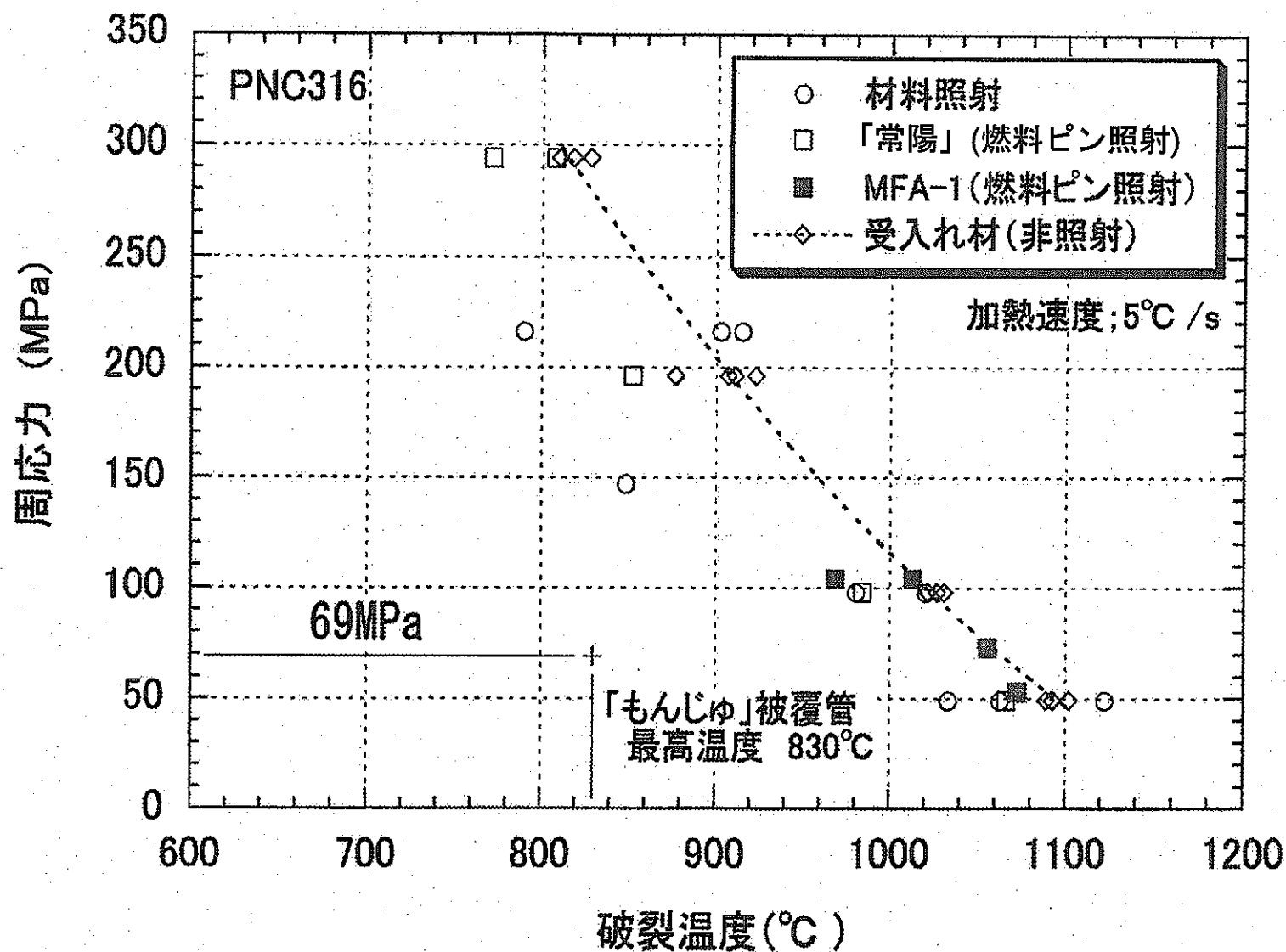


図10 照射後急速加熱破裂強度特性

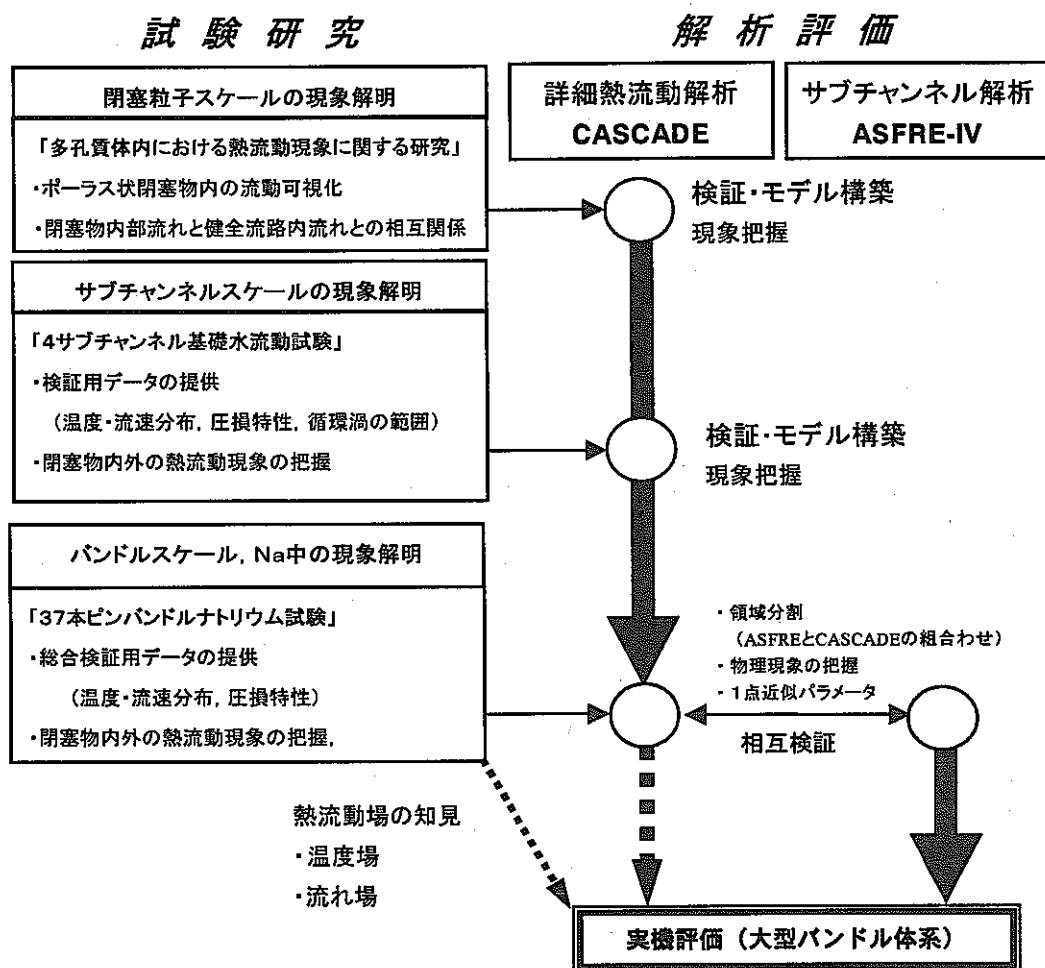


図11 ポーラス状局所閉塞事象の研究項目一覧

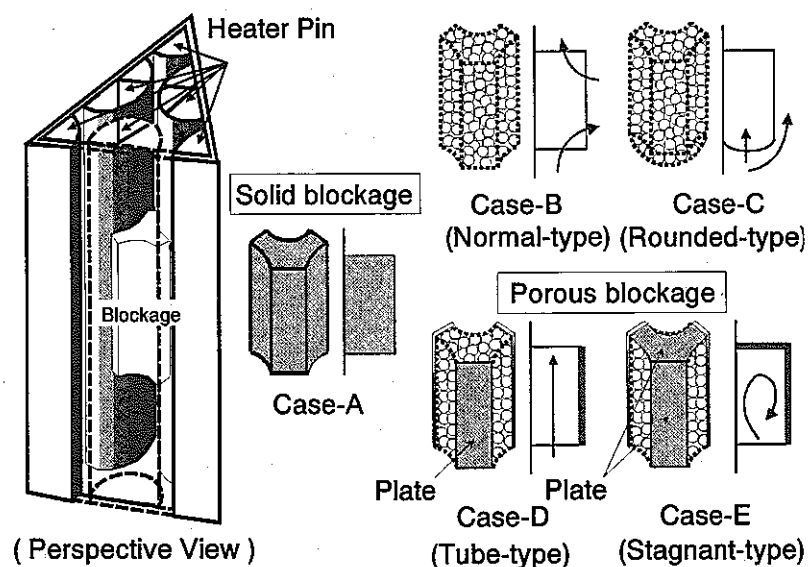


図12 4サブチャンネル基礎水流動試験で用いたポーラス状閉塞物

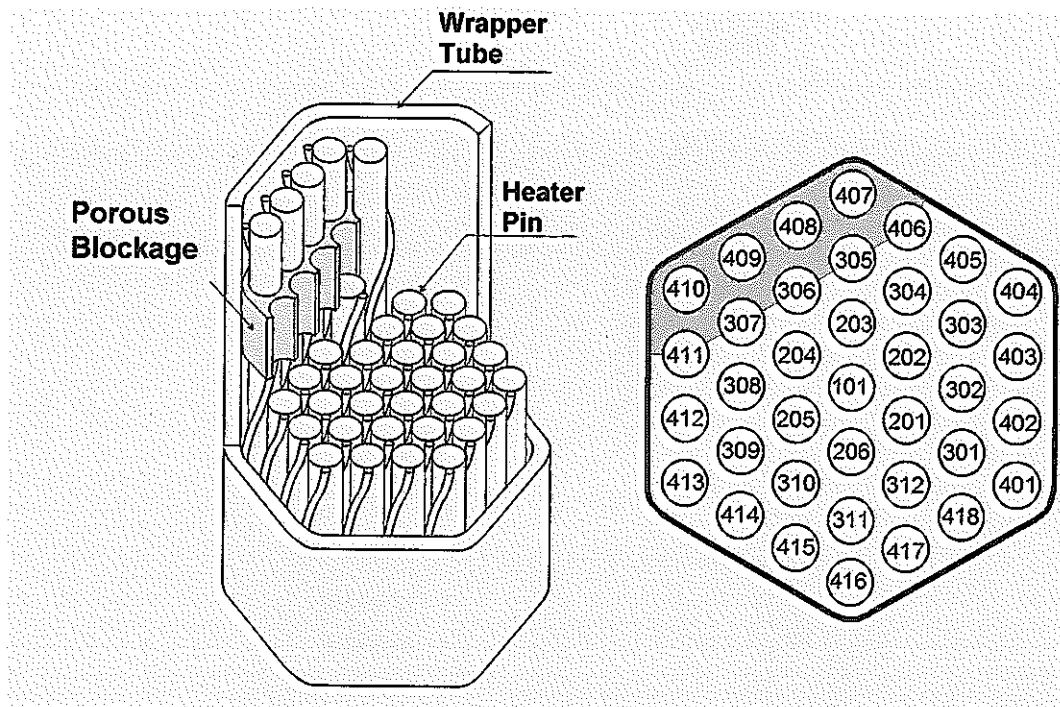


図13 37本ピンバンドルナトリウム試験体概略図

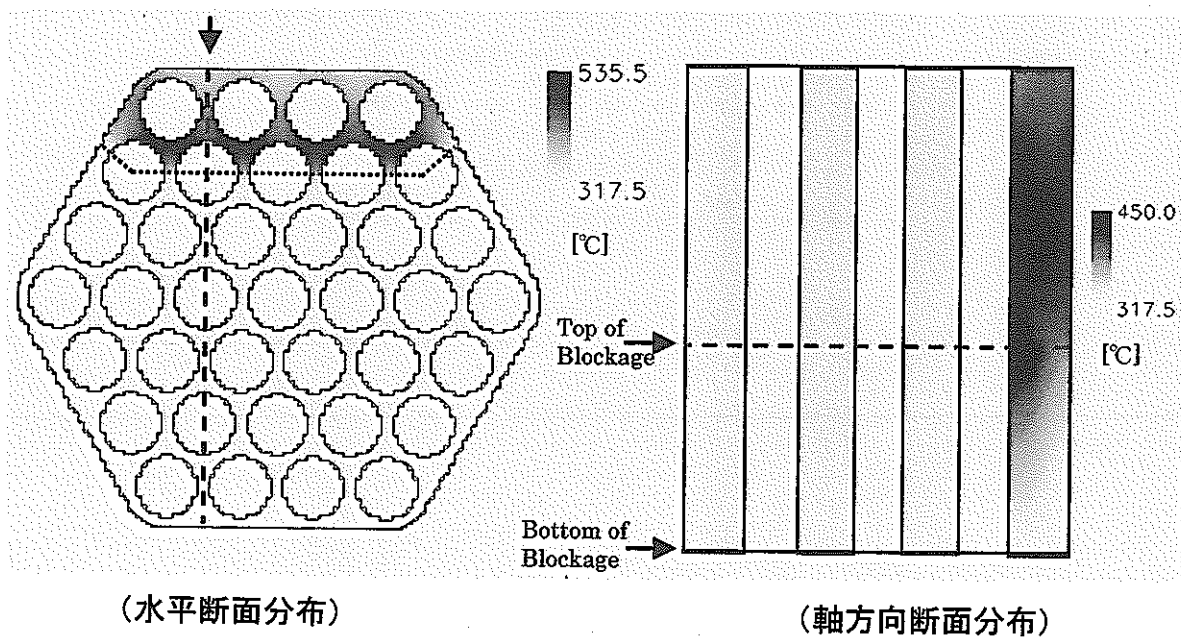
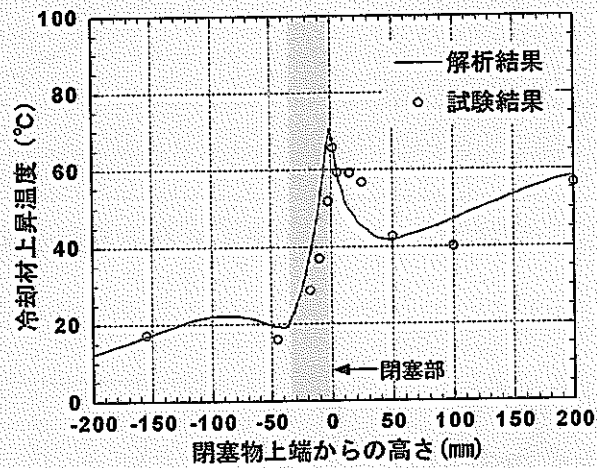
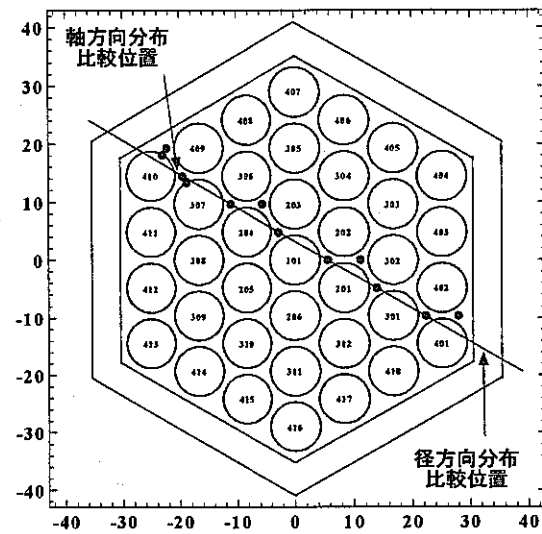
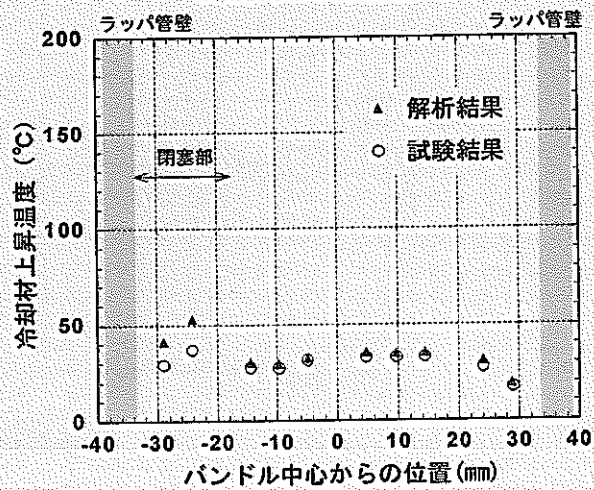


図14 37本ピンバンドル内温度分布
(詳細解析結果)



<軸方向冷却材温度分布>



<径方向冷却材温度分布>

図15 ASFREコードによる集合体内温度分布の解析結果と実験との比較

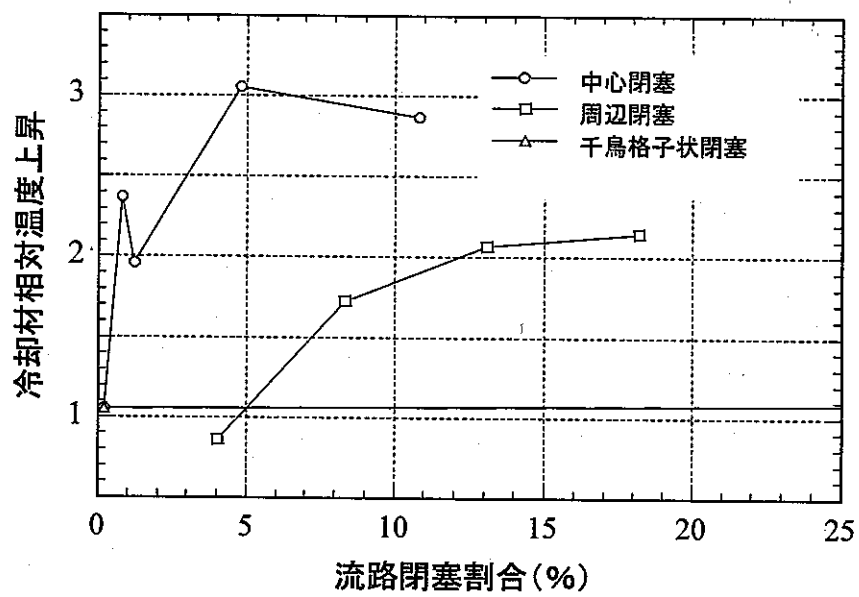


図16 閉塞割合と冷却材相対温度上昇の関係
(閉塞が無い場合の平均温度上昇に対して)

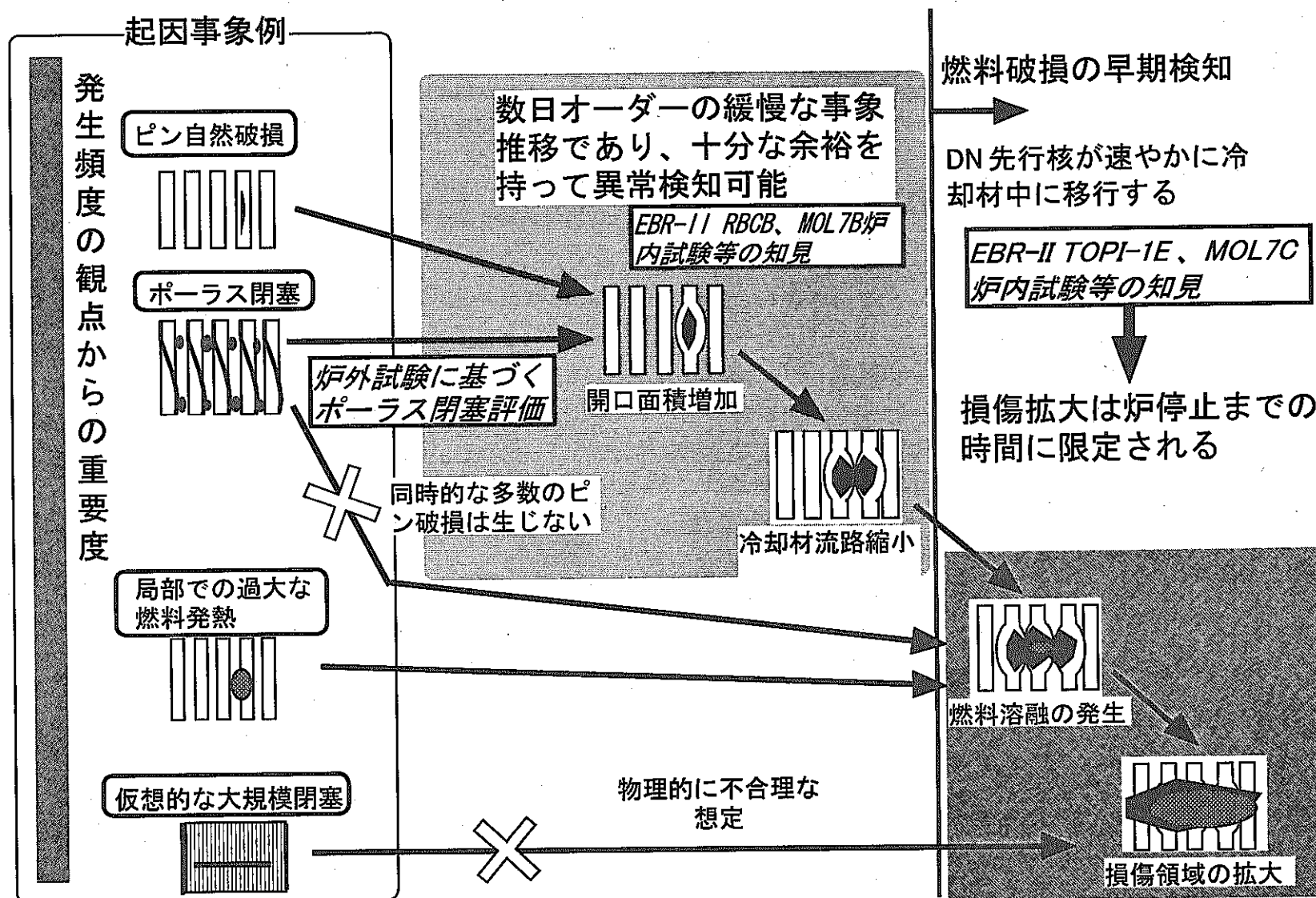
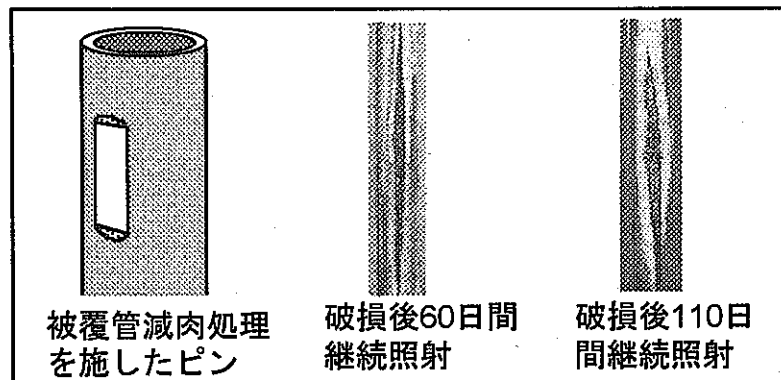
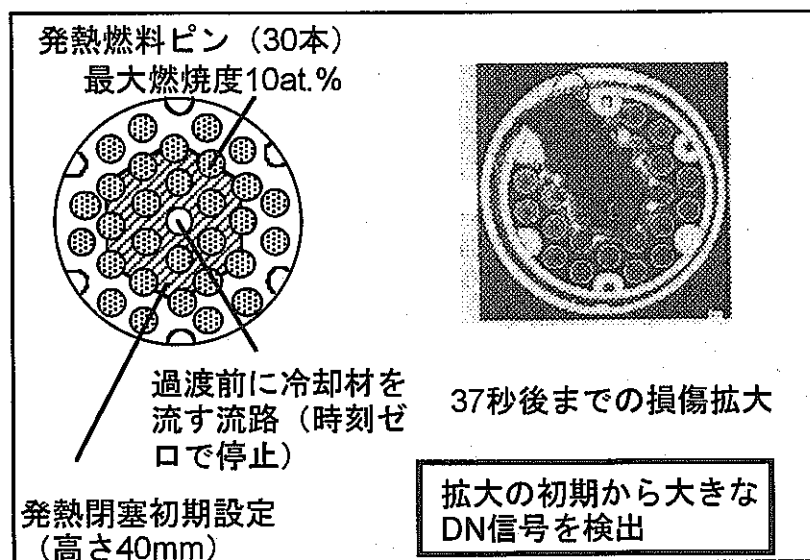


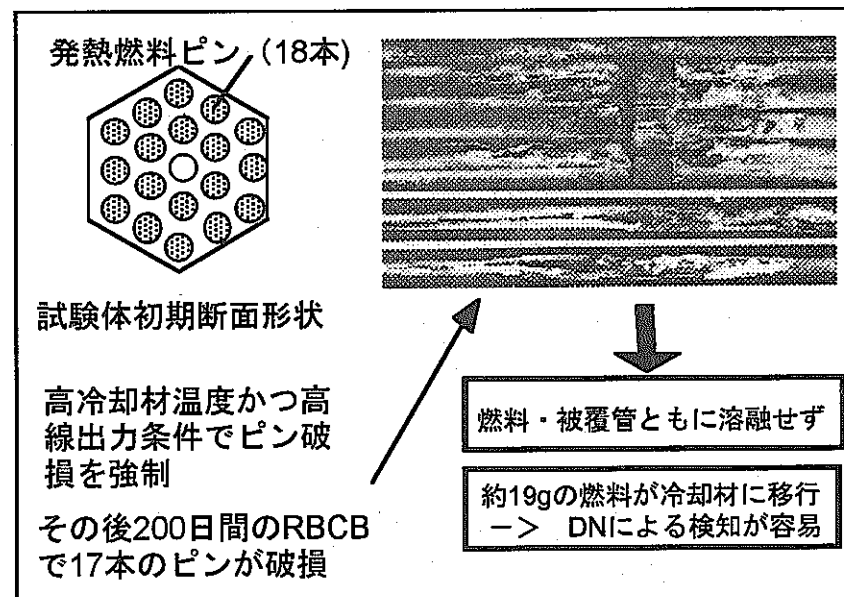
図17 炉心局所事故の各種起因事象と実験的知見に基づく事象推移の概念



(a) 破損燃料を継続照射した場合の安定性を示すEBR-II炉でのRBCB試験データ



(c) 初期に規模の大きな発熱閉塞を設定し燃料溶融を生じさせたMOL7C/6試験での損傷拡大データ



(b) 18本ピン束のほとんどが破損するまでRBCB運転を行ったMOL7B試験データ

燃料溶融に至る前の事象推移の緩慢さ

⇒ 燃料溶融に至る前の異常検知の容易性

燃料溶融を伴う場合のDNの大量放出

⇒ 炉停止までは短時間の損傷拡大のみ

図18 破損燃料継続照射時の安定性と異常検知の容易性を示す炉内試験データ

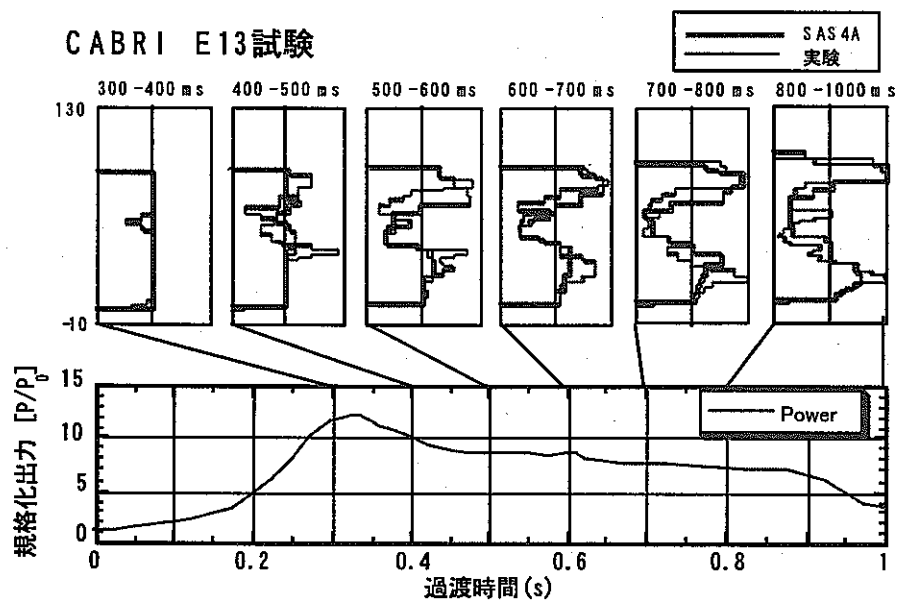
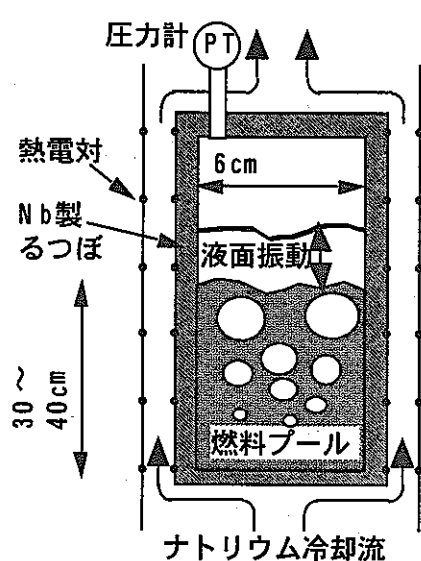
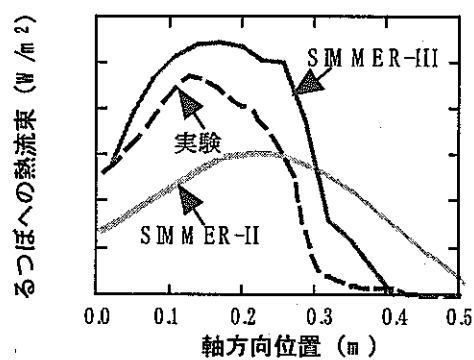


図 19 SAS4A による CABRI E13 試験解析



沸騰による液面振動の振幅と周波数

	BF2 試験	SIMMER-III	SIMMER-II
振幅	10 cm	~10 cm	~30 cm
周波数	0.8 Hz	~0.9 Hz	~1.2 Hz



プール壁面への熱流束分布

図 20 SIMMER-III による SCARABEE BF2 試験解析

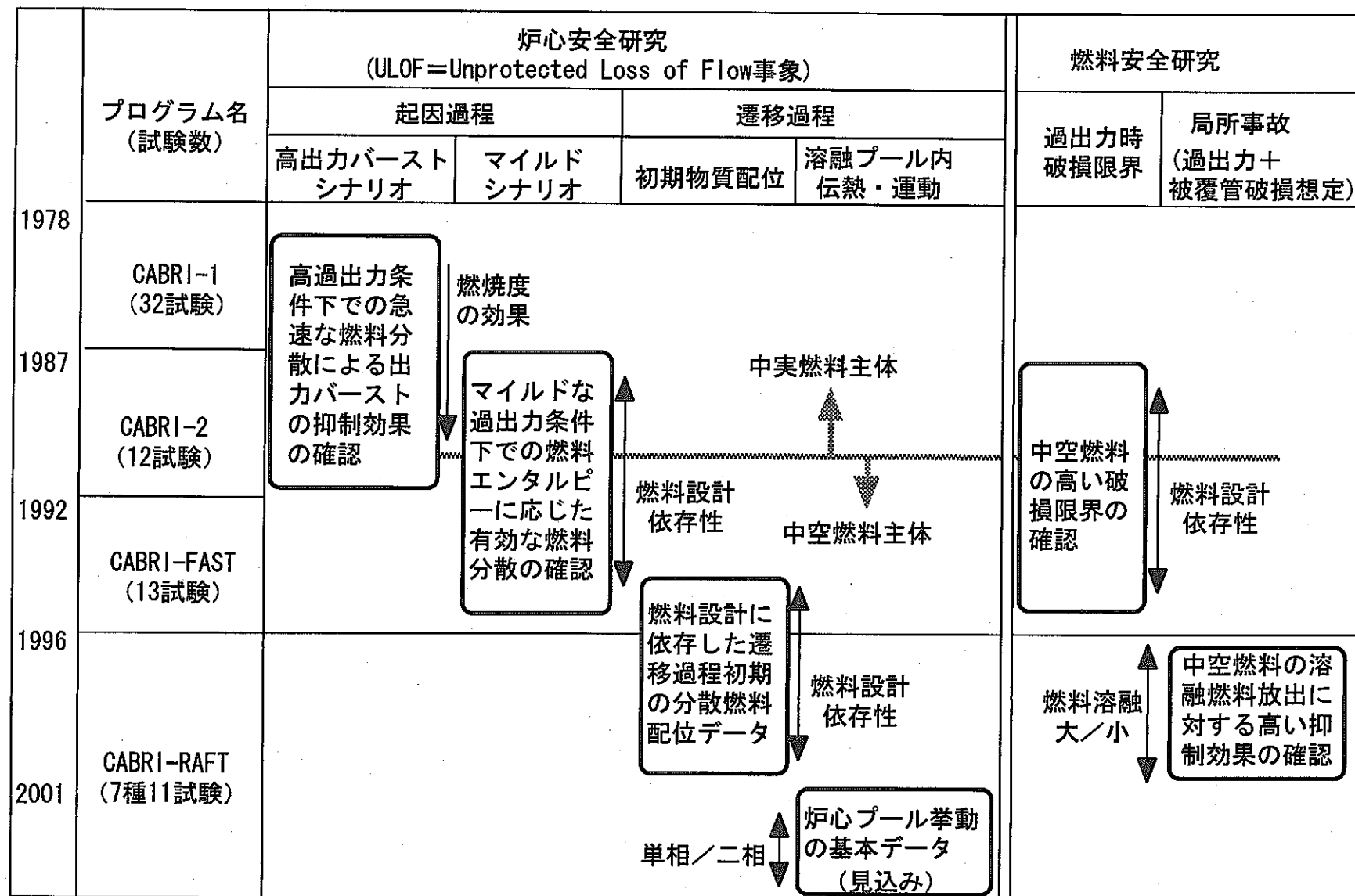


図21 現在までの各CABRIプログラムの目的と主な成果

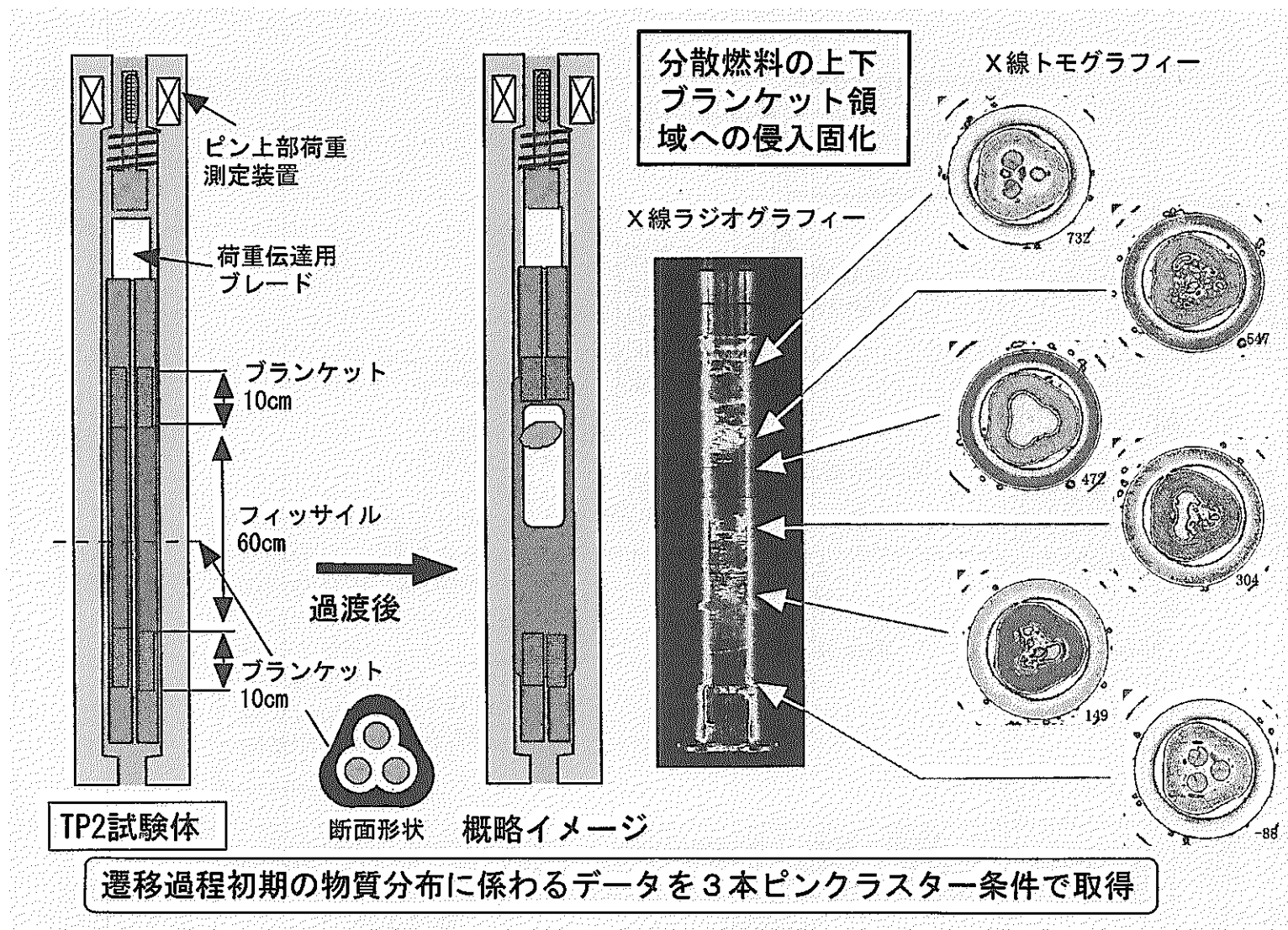
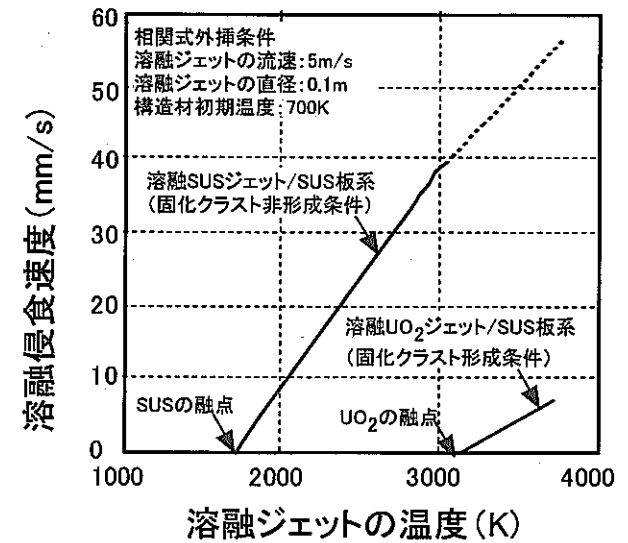
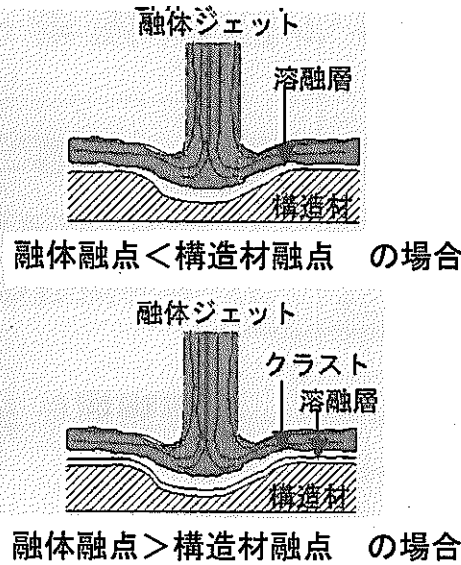
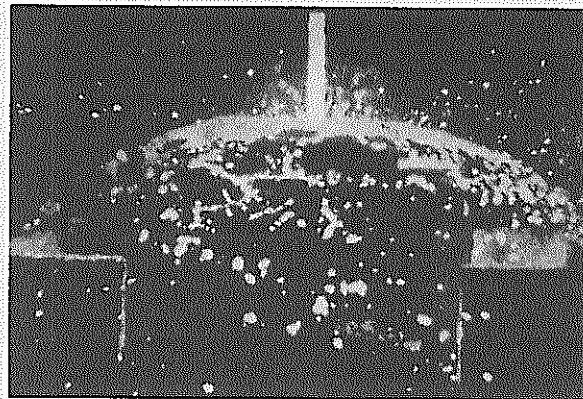


図22 CABRI-RAFTプログラム TP2試験の成果

溶融炉心物質による炉心下部構造材へのアタック挙動の把握



溶融炉心物質ジェットと冷却材の相互作用 (FCI) モードの把握

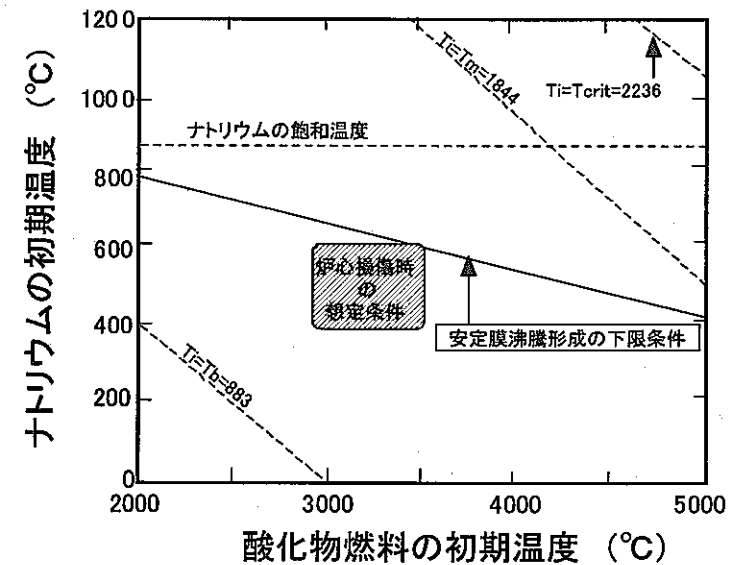
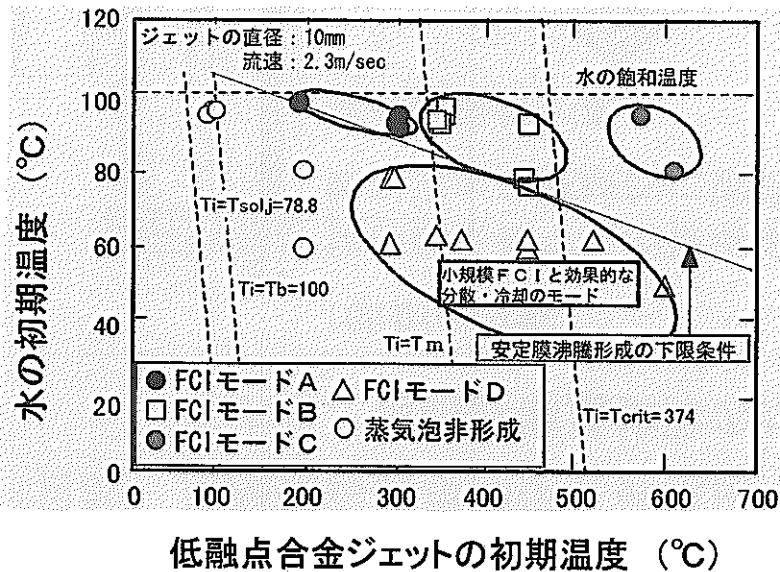


図23 MELT-II試験装置を用いた事故後物質移動挙動試験の成果

EAGLEプロジェクト

(目的) 溶融燃料の早期炉心外排出に係わる実燃料を用いた実験データを取得することにより、再臨界問題排除のための技術的見通しを得る。

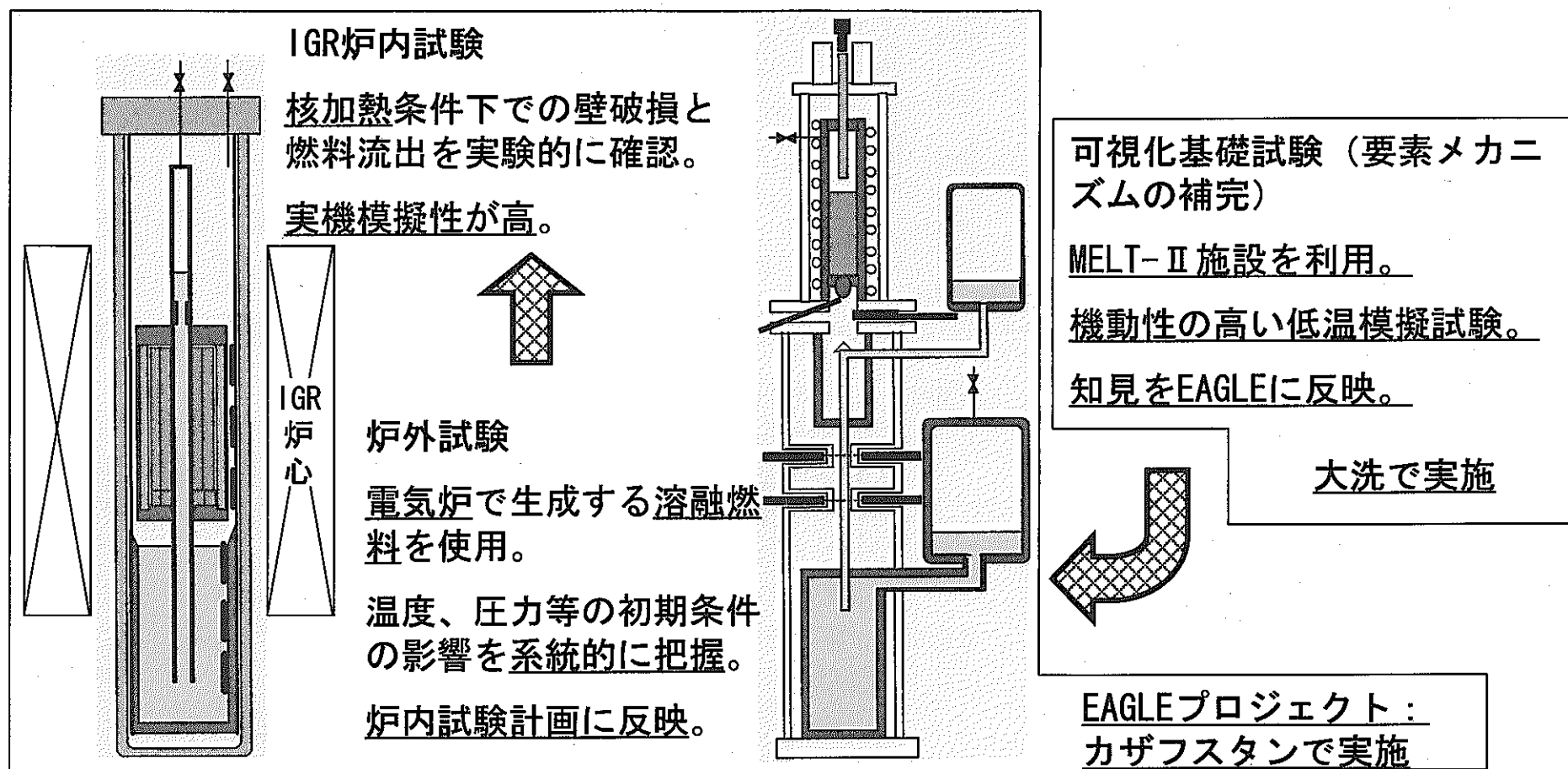


図24 融体排出挙動把握のための試験研究

燃料が流出経路の冷却材と接触した時の経路でのボイド発生、拡大挙動（燃料の流出を容易にする上で重要）に着目し、模擬物質として低融点合金（融体）と水（冷却材）を用いた試験を実施する。

これまでの試験から、ボイド拡大が、融体温度が高い燃料／ナトリウム系では短時間で生じることが推定されている。

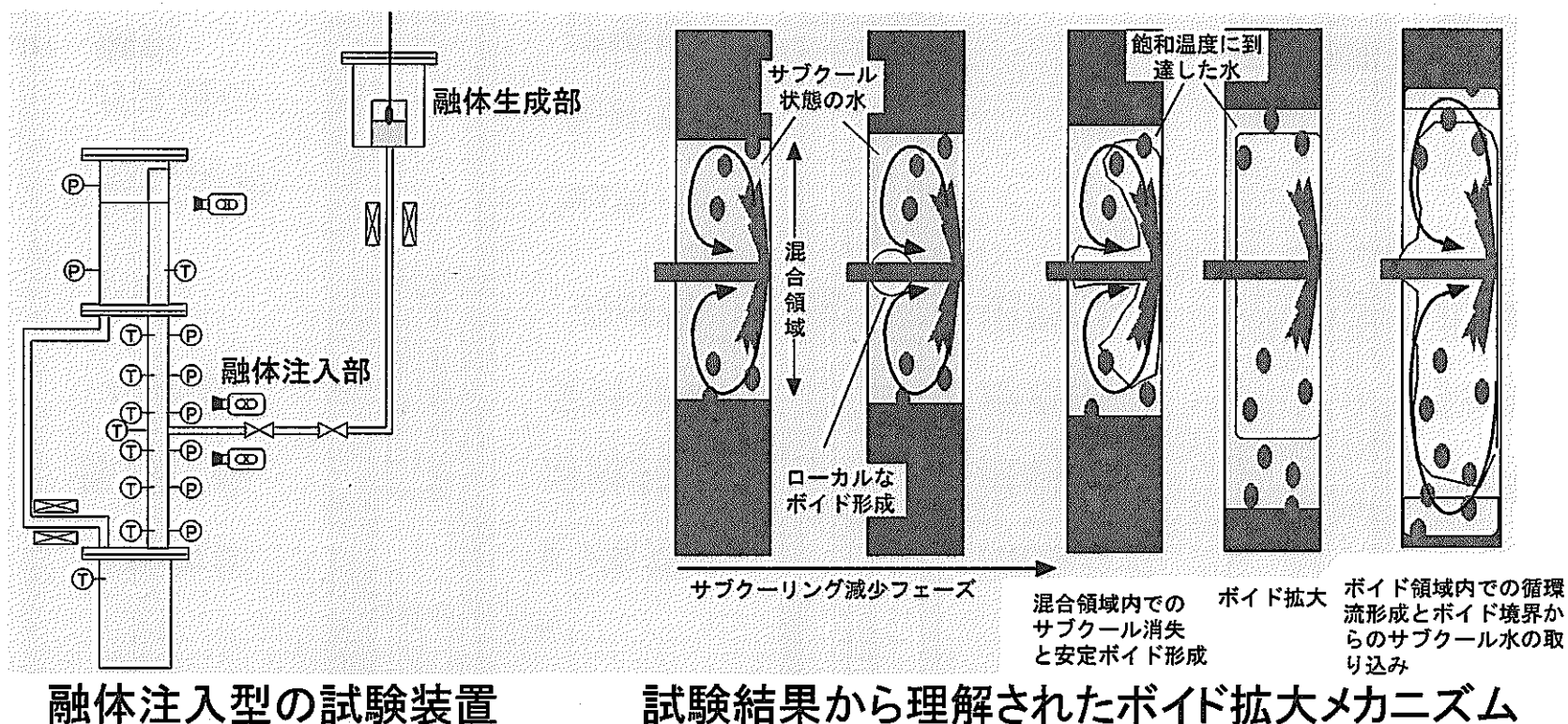


図25 可視化基礎試験

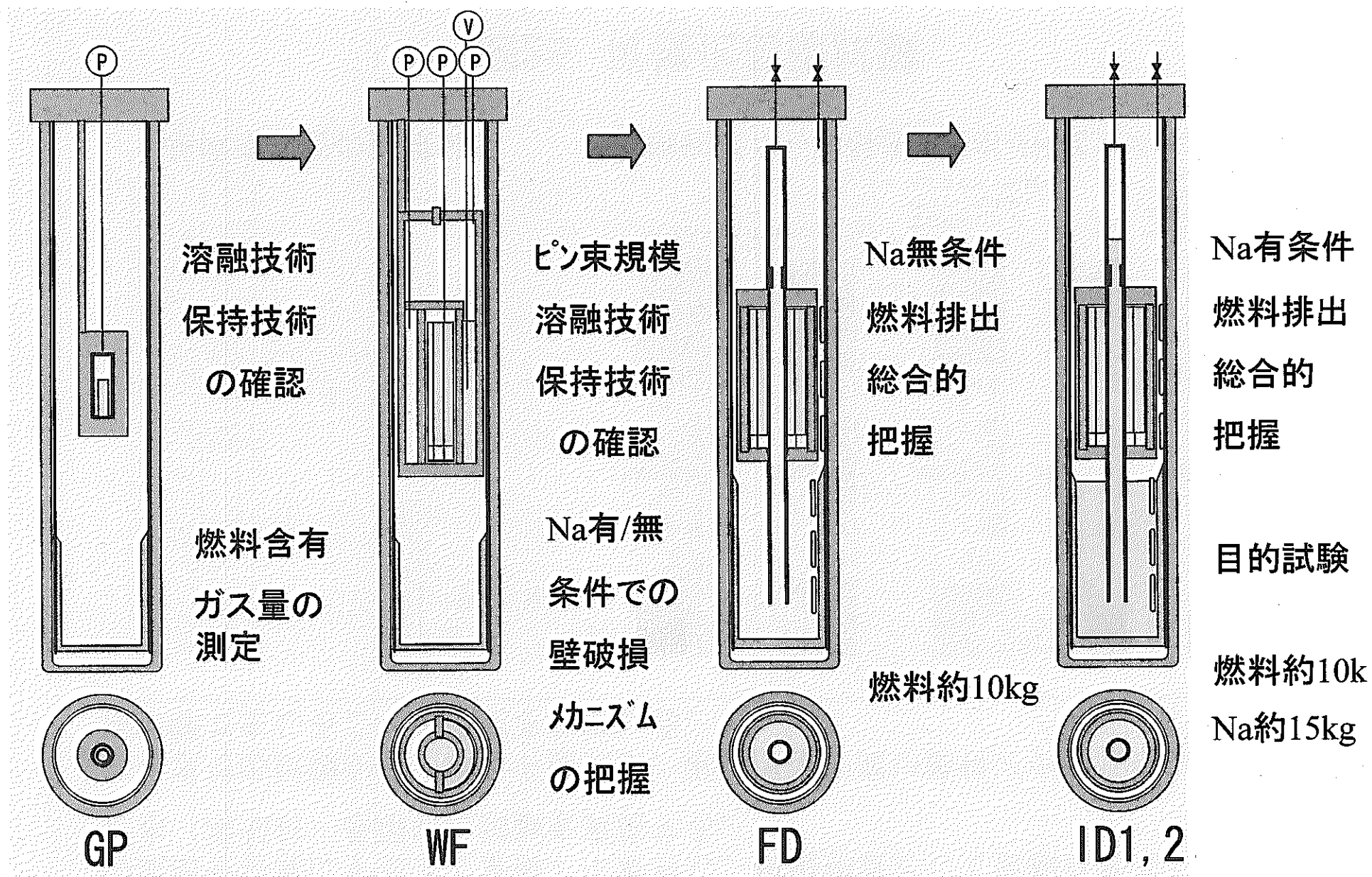


図26 EAGLE炉内試験の内容

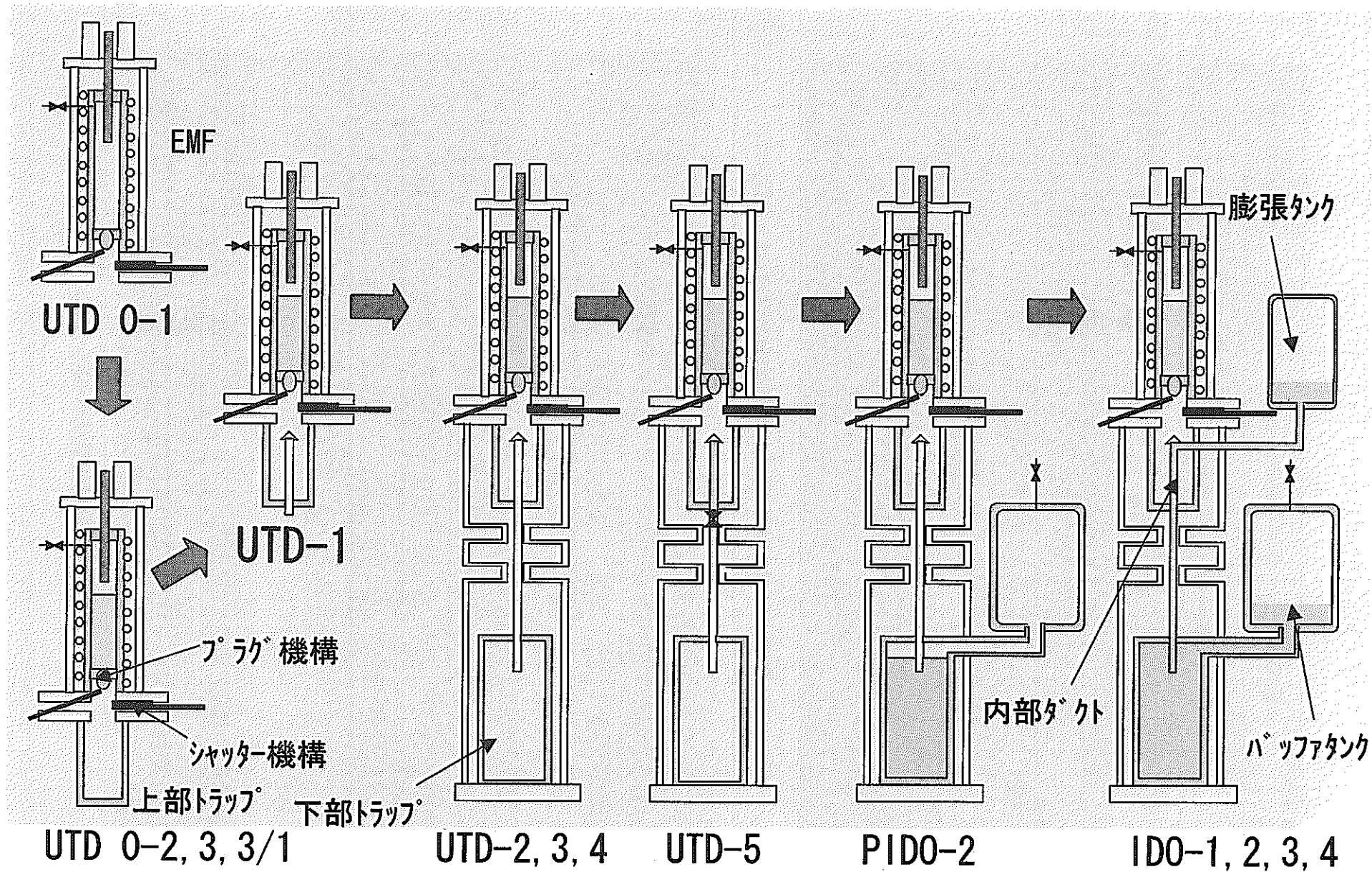


図27 EAGLE炉外試験の内容

事象区分 対象領域	通常運転	異常な過渡変化	事故	設計基準外事象
燃料集合体	ASFRE (单相流サブチャンネル解析コード) (圧力損失、乱流混合、ホットスポット温度、局所閉塞)			
	SPIRAL	集合体 詳細熱流動 解析コード	二相流 サブチャンネル 解析コード	SABENA
炉容器 プラント機器	AQUA (多次元熱流動解析コード) (温度成層化、サーマルストライピング、自然対流、乱流混合、自由液面)			
	DINUS-3	乱流直接シミュレー ション解析コード		
	SPLASH	移動格子座標系 自由液面解析コード		
システム全体	Super-COPD (プラント動特性解析コード) (熱過渡、プラント制御、不安定挙動、運転手順、事故管理)			
	SSC (プラント安全評価解析コード) (自然循環除熱、配管破損、除熱源喪失、受動安全性評価)			

図28 高速炉の伝熱流動解析評価コードシステム

対象領域を結合した大規模解析	燃料集合体	炉容器 プラント機器	冷却系
	全炉心解析コード (ACT)		
気相・液相・固相を結合した伝熱流動解析	気相 (カバーガス)	液相 (冷却材)	固相 (構造材)
	熱流動－構造連成解析コード (FLUSH) 自由液面挙動 ← SPLASH → 流力振動 温度ゆらぎ ← AQUA/DINUS-3 BEMSET → THEMIS		
核－熱流動－構造を結合した複雑現象解析	反応度応答	過渡熱流動	構造変形
	プラント動特性解析コード (SSC) (受動的な安全特性評価)		

図29 複合現象の解析評価コードシステム

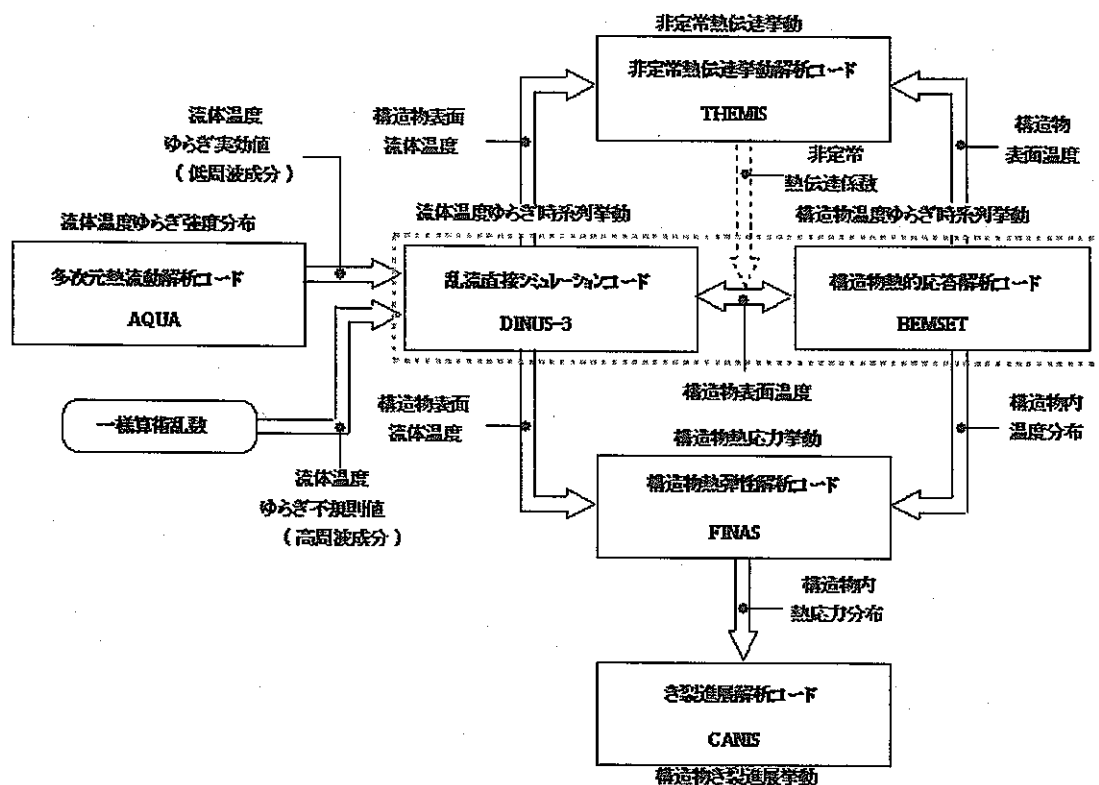


図 30 サーマルストライピングに対する解析的評価システムの構成

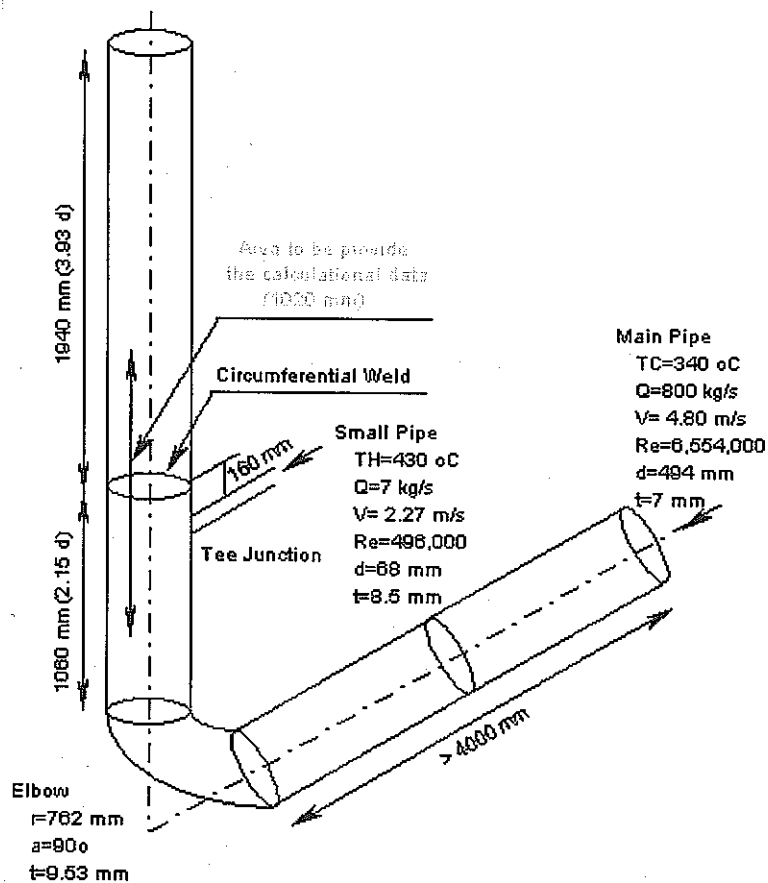


図 31 仏国フェニックス炉 2次主冷却配管合流部の構成

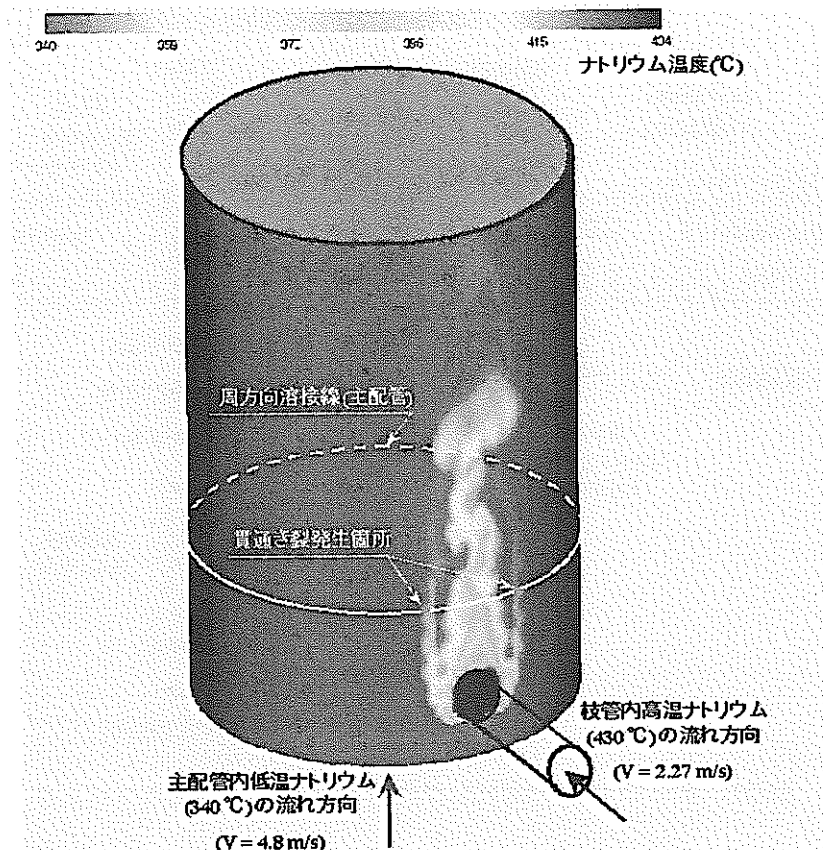


図32 フェニックス炉サーマルストライピング解析結果
(DINUS-3による主配管内壁から 0.1 mm 位置における瞬時ナトリウム温度分布)

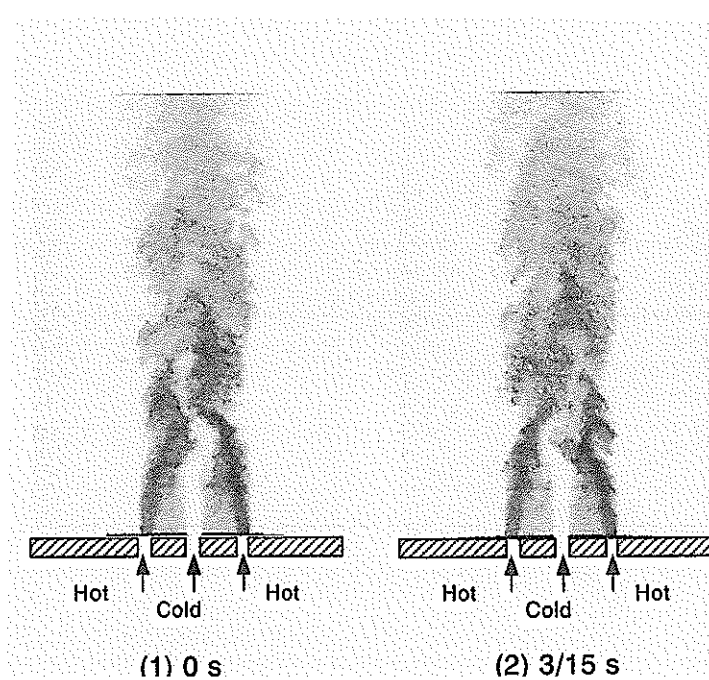


図33 等速条件における流動状況可視化結果

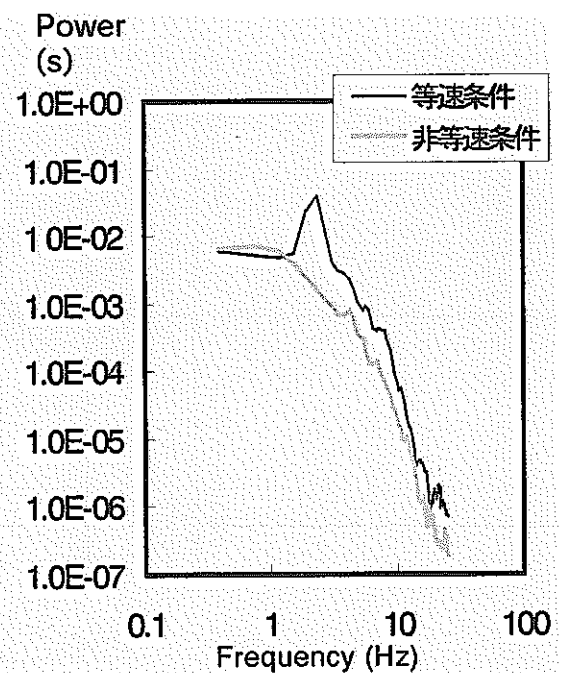


図34 温度変動のパワースペクトル密度の比較

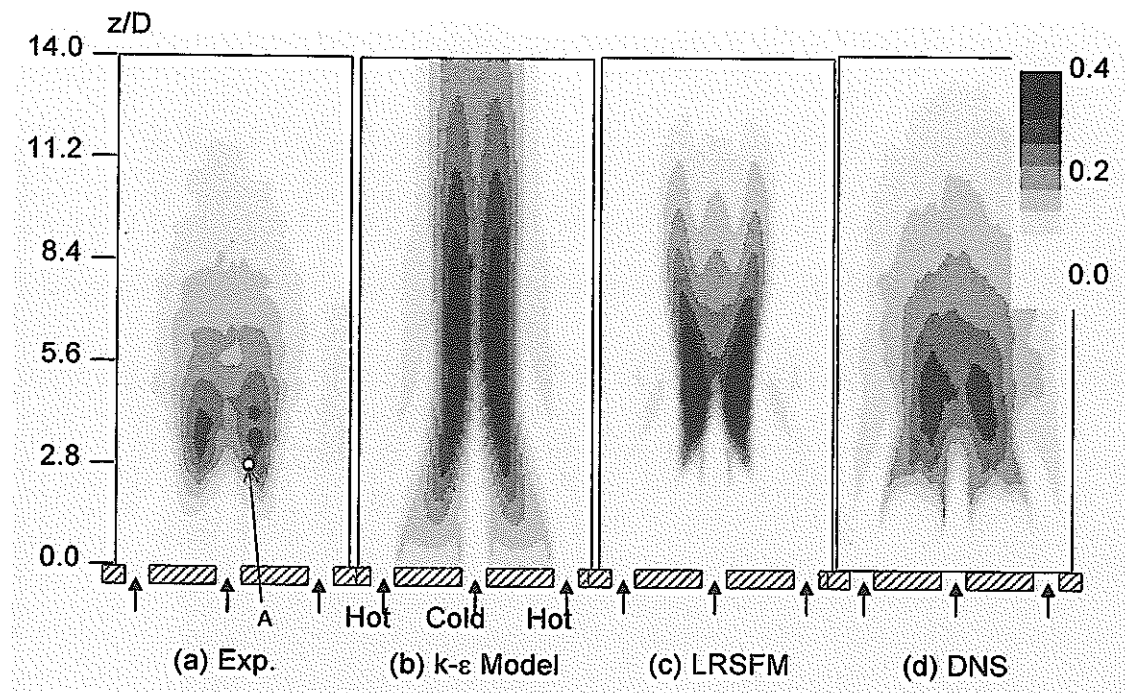


図35 温度変動強度分布の比較

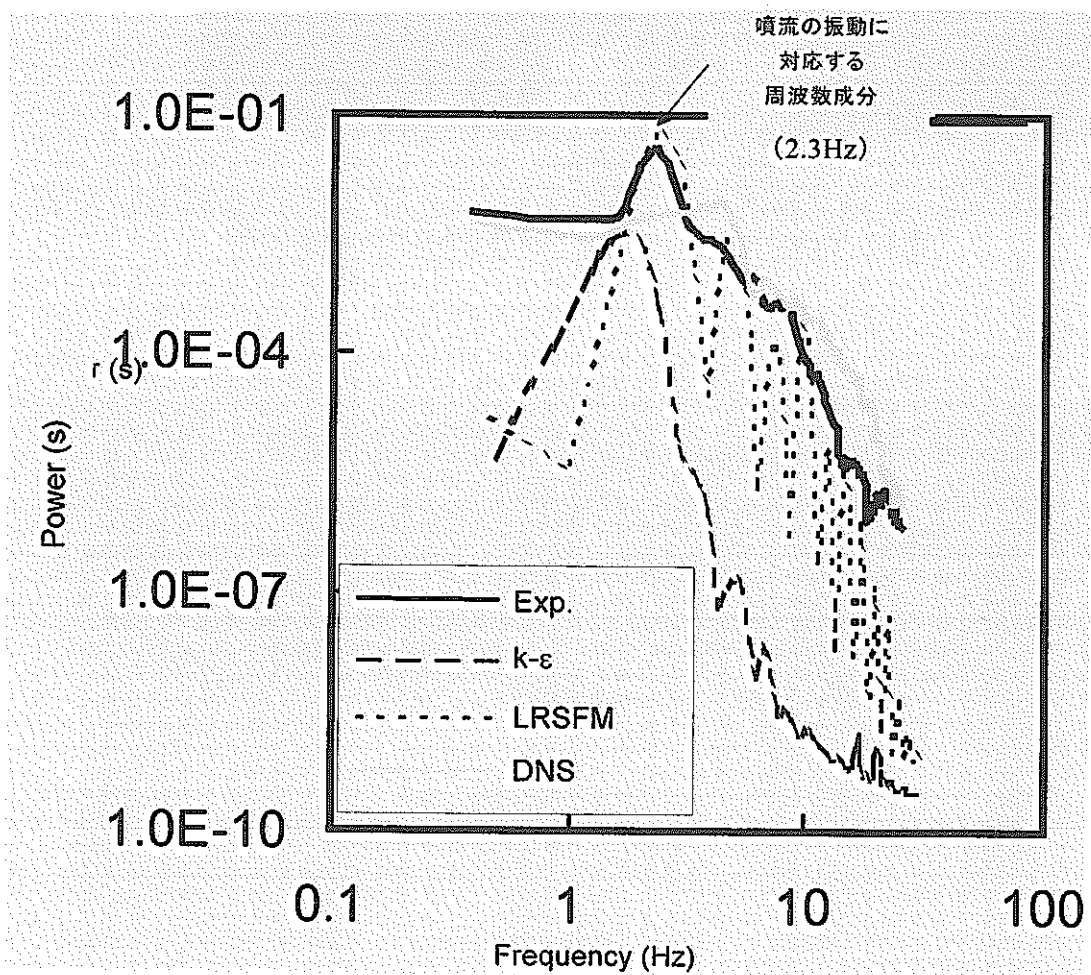


図36 各種乱流モデルによる温度変動パワースペクトル密度の変化

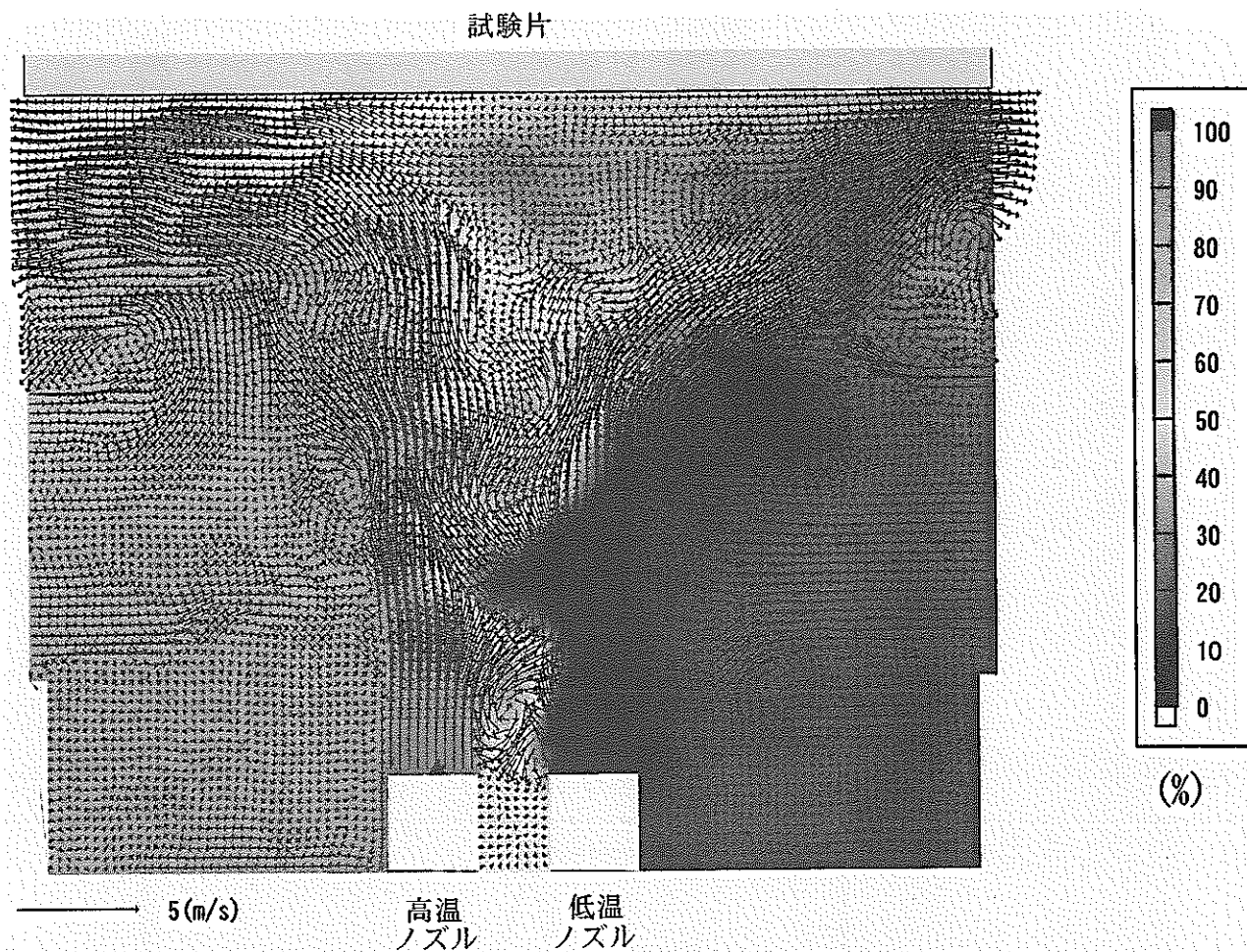


図37 DINUS-3 コードによる瞬時ナトリウム温度分布

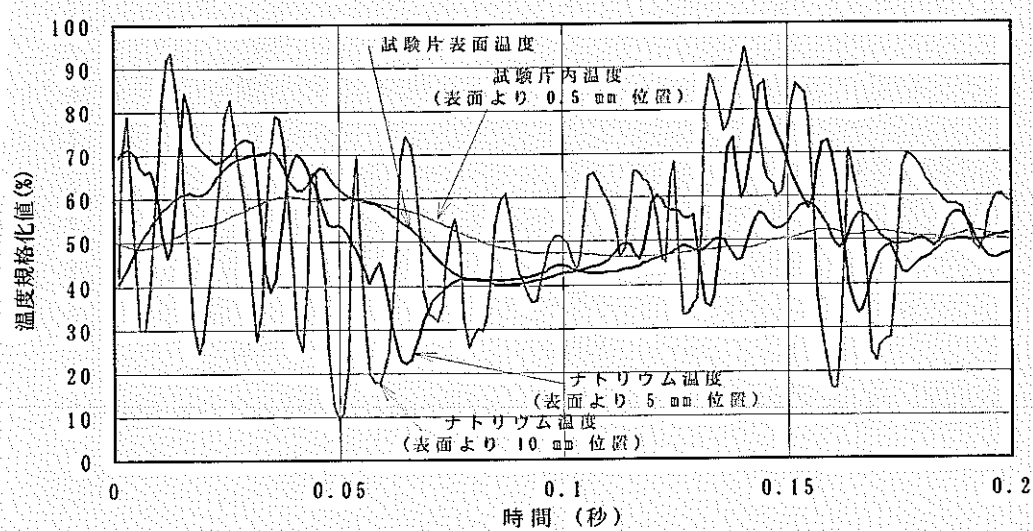


図38 試験片中央位置における温度時系列挙動の比較

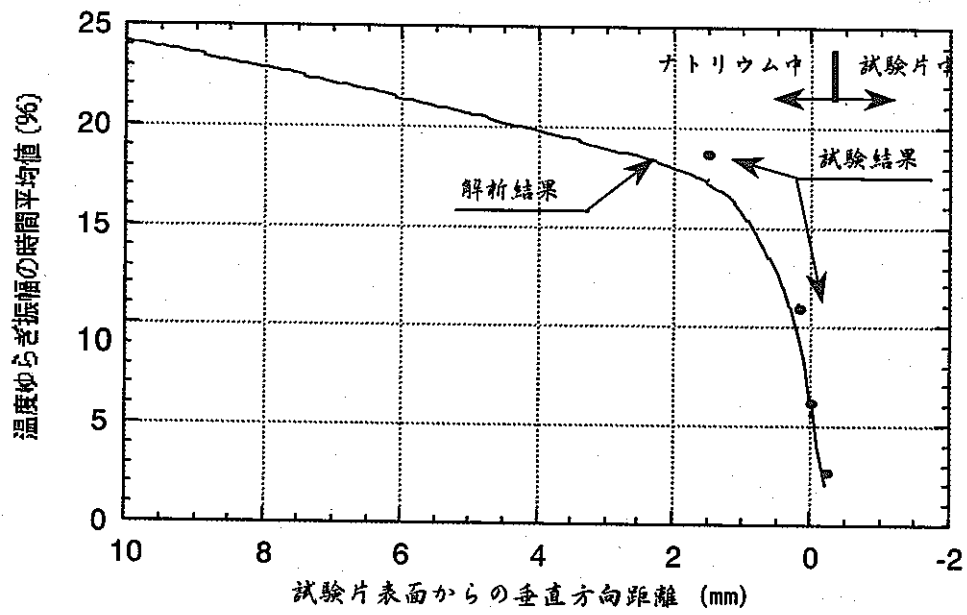


図39 温度ゆらぎ振幅の減衰特性に関する比較

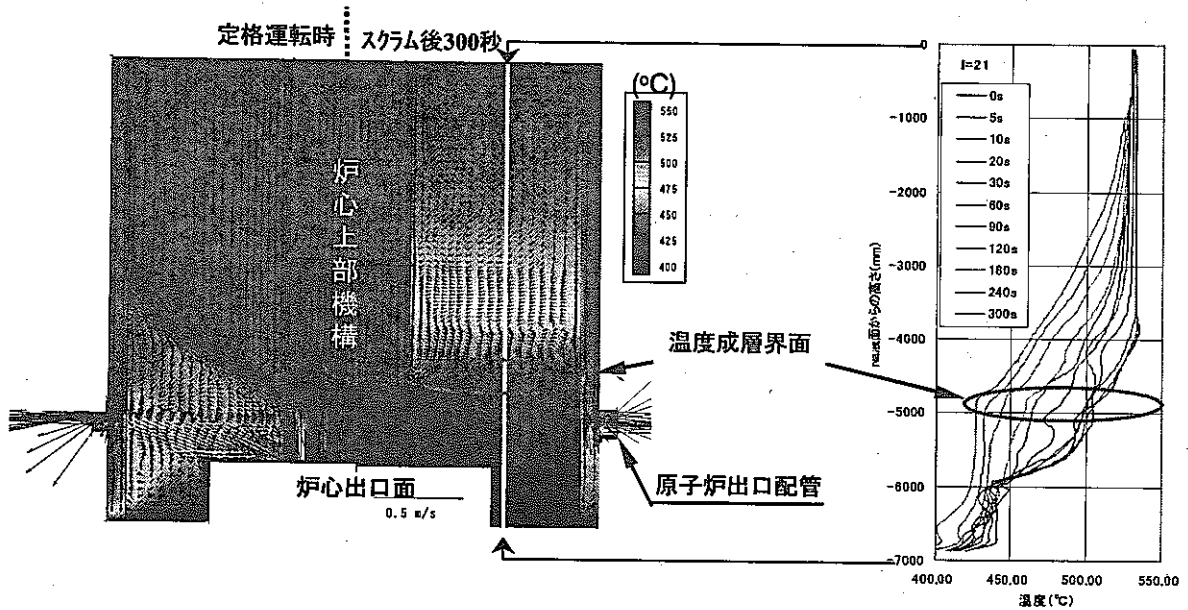
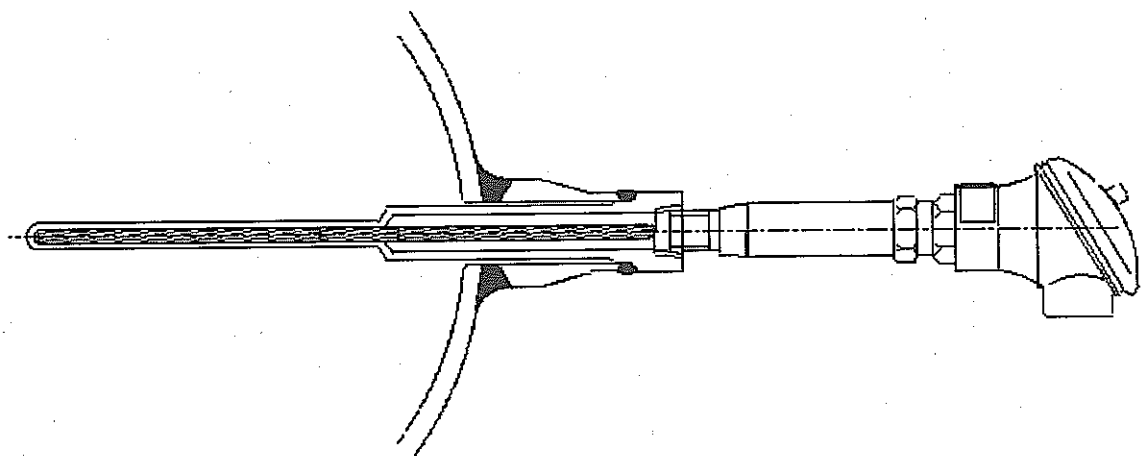
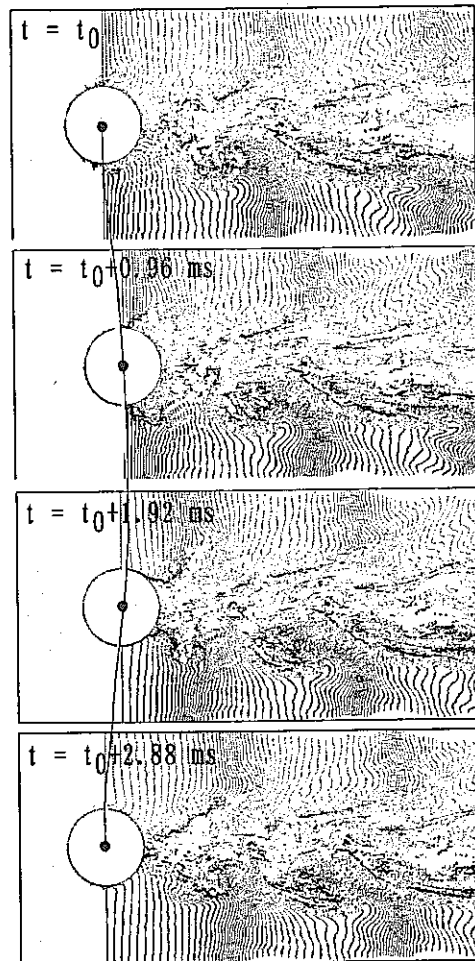


図40 高速炉の上部プレナム内温度成層化解析



温度計（段付き部で折損）

図41 もんじゅ温度計の流力振動解析

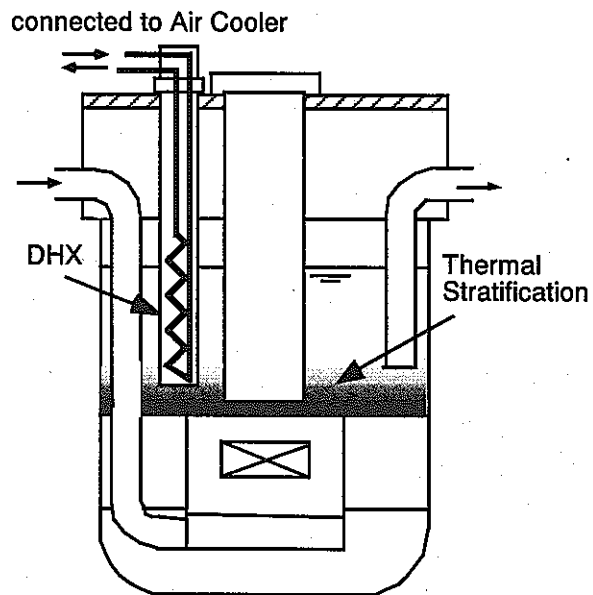


図42 DRACSを有する炉容器

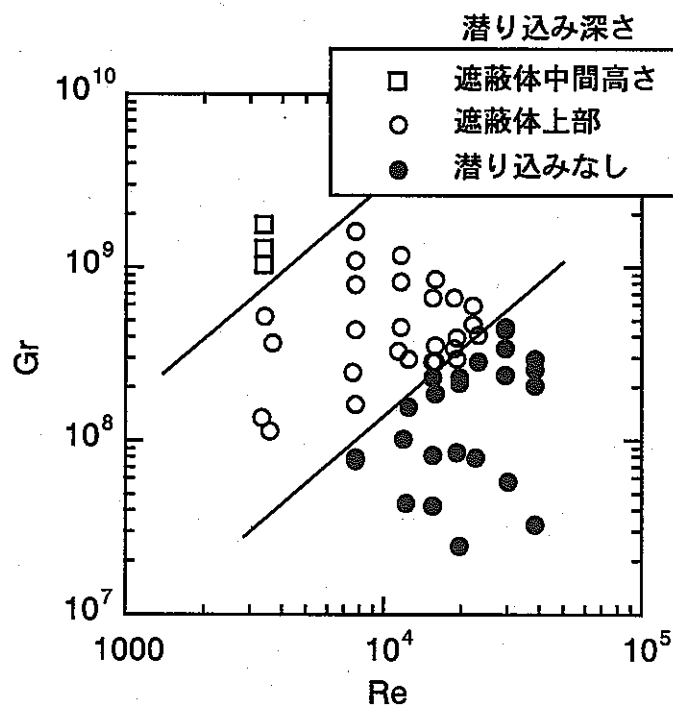


図43 集合体内もぐりこみ現象の初生条件

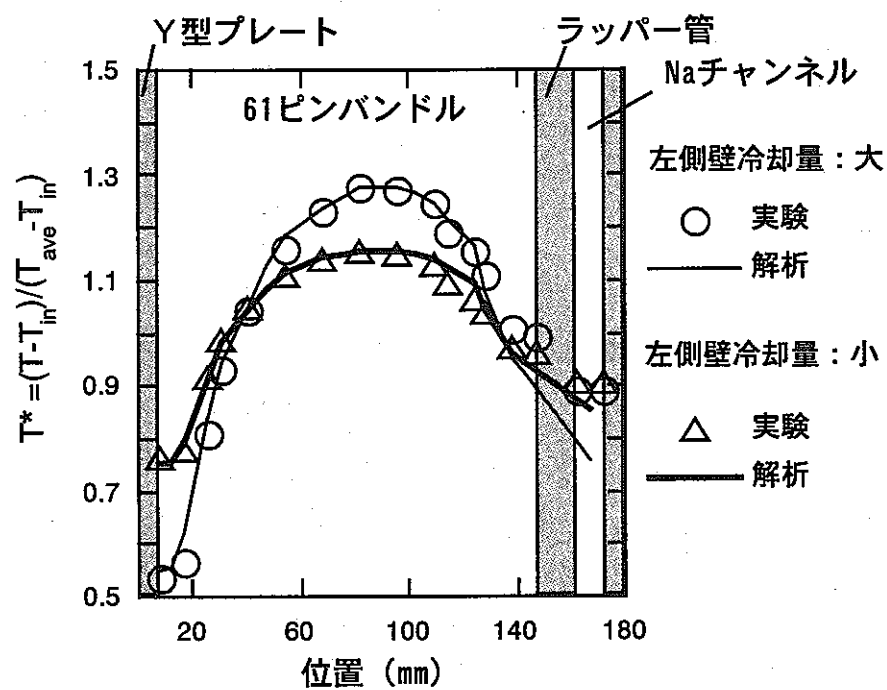
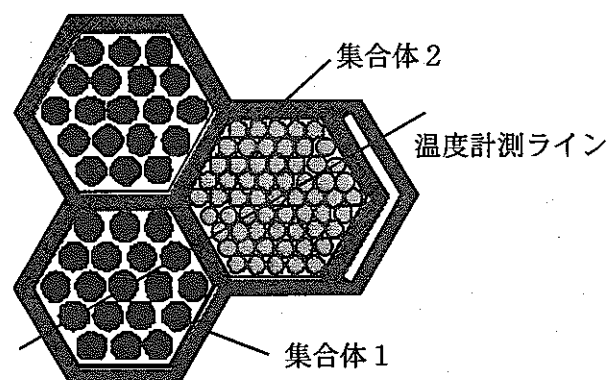


図44 側壁冷却条件での発熱上端断面集合体内温度分布の実験と解析の比較

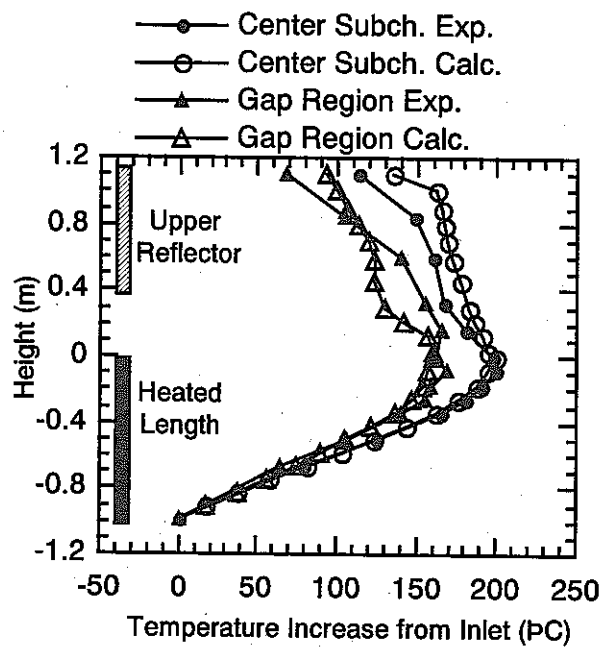


図45 PLANDTL炉心軸方向温度分布の比較

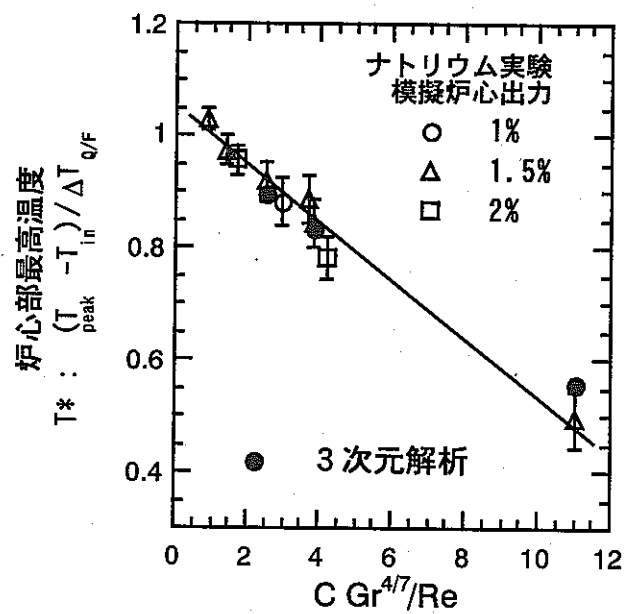


図46 模擬炉心最高温度のIWFによる低下 (IWFの強度を示す無次元数による整理)

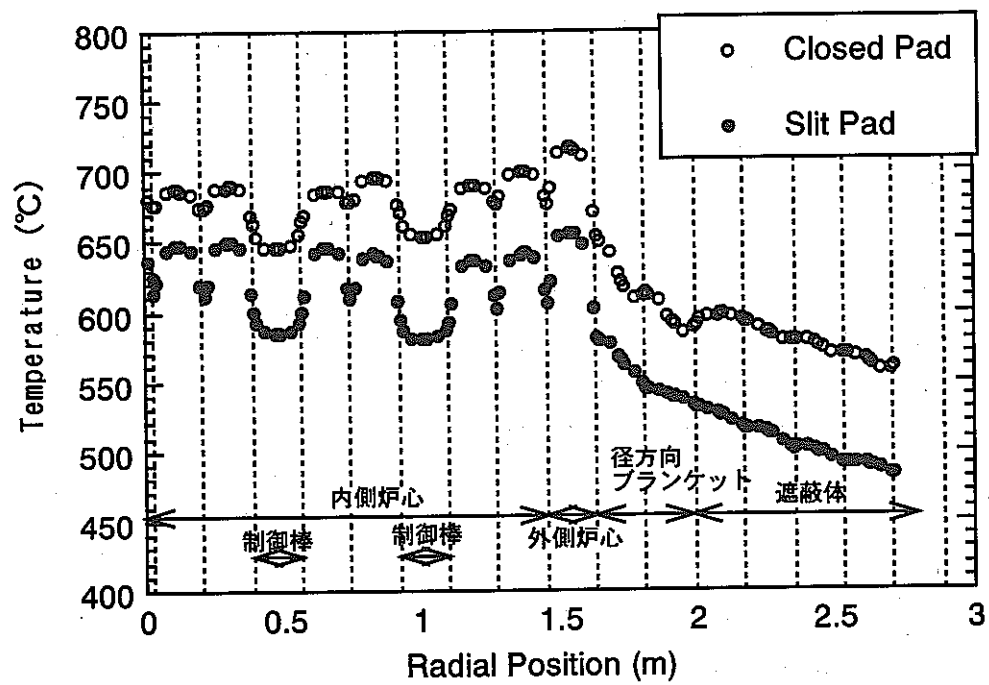


図47 実規模炉心径方向温度分布へのパッド形状による影響

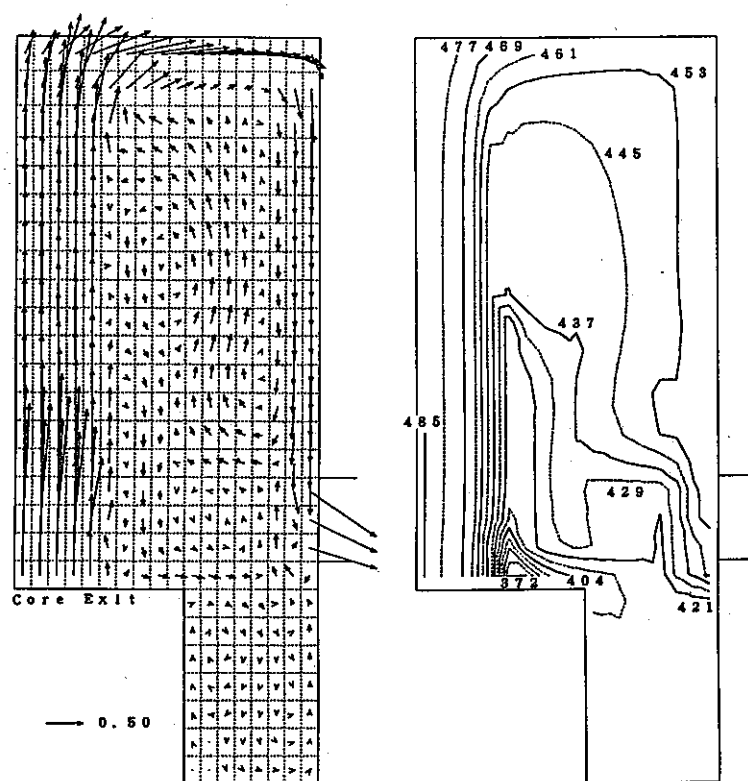


図48 SSCによるFFTF炉容器上部プレナムの多次元熱流動解析結果

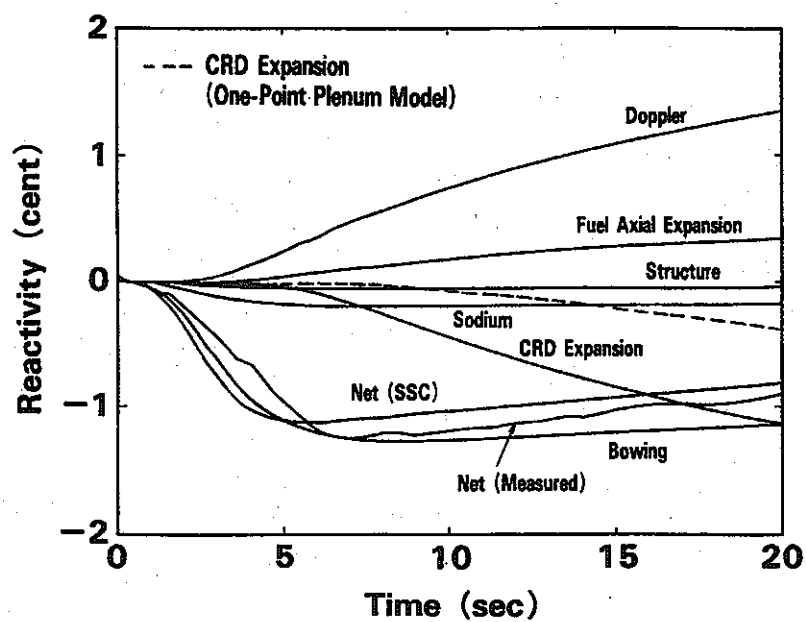


図49 SSCによるプラント動特性解析の炉心反応度変化
(FFTF流量過渡試験による検証)

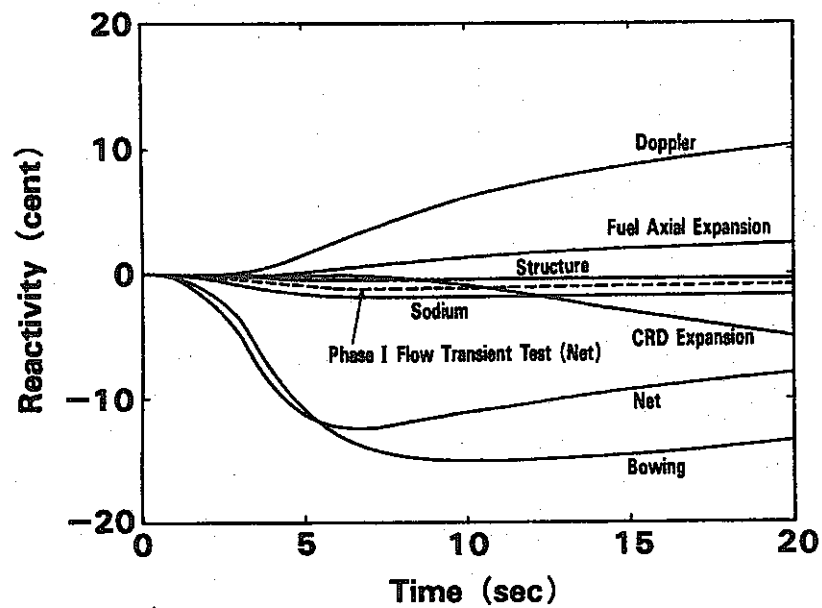


図50 75%出力、96%流量から、50%の流量過渡変化による動的反応度効果試験の予測解析

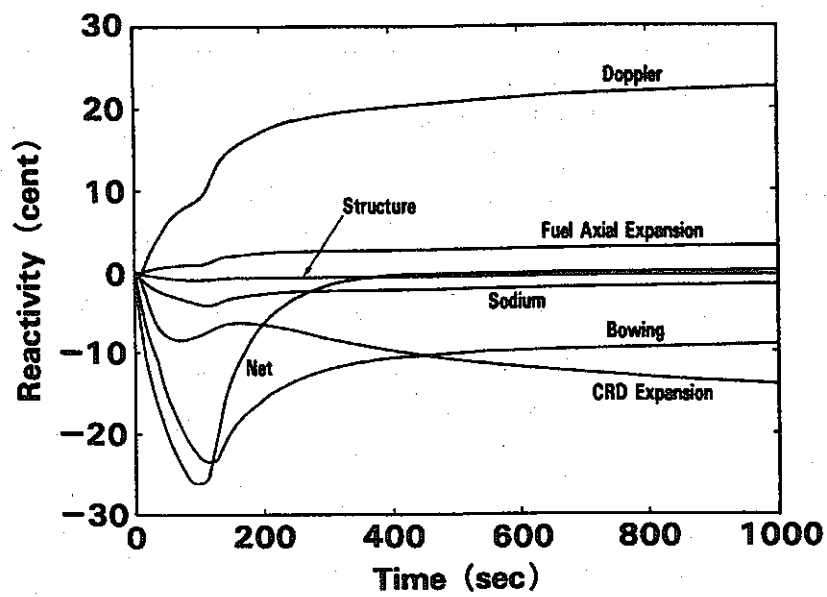


図51 30%出力と定格流量からのULOF試験に関する反応度変化の予測解析結果

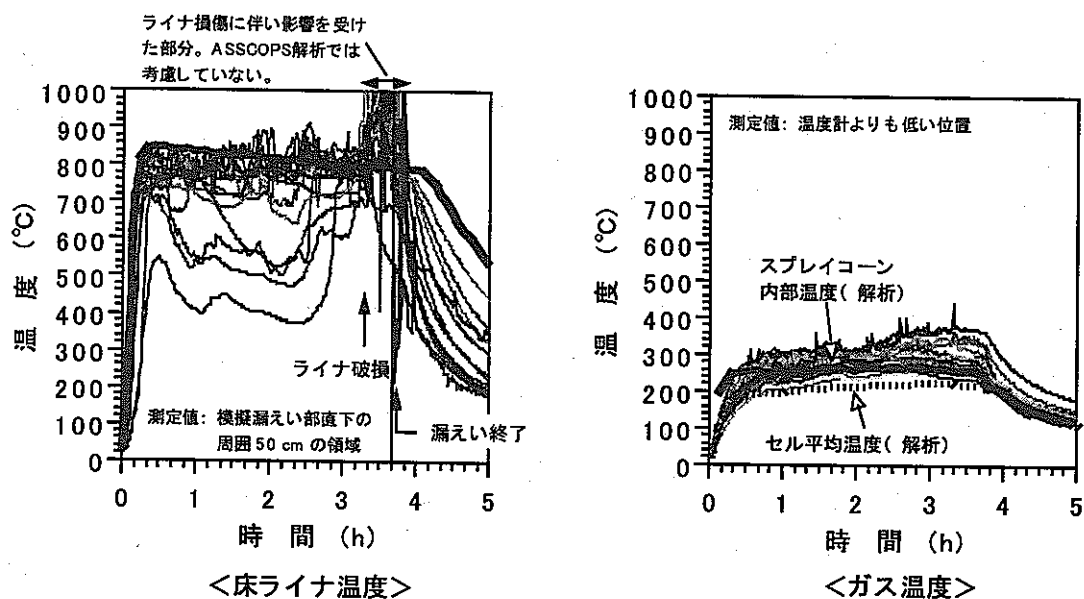


図 52 ナトリウム漏えい燃焼実験-II の温度測定データと ASSCOPS 解析結果

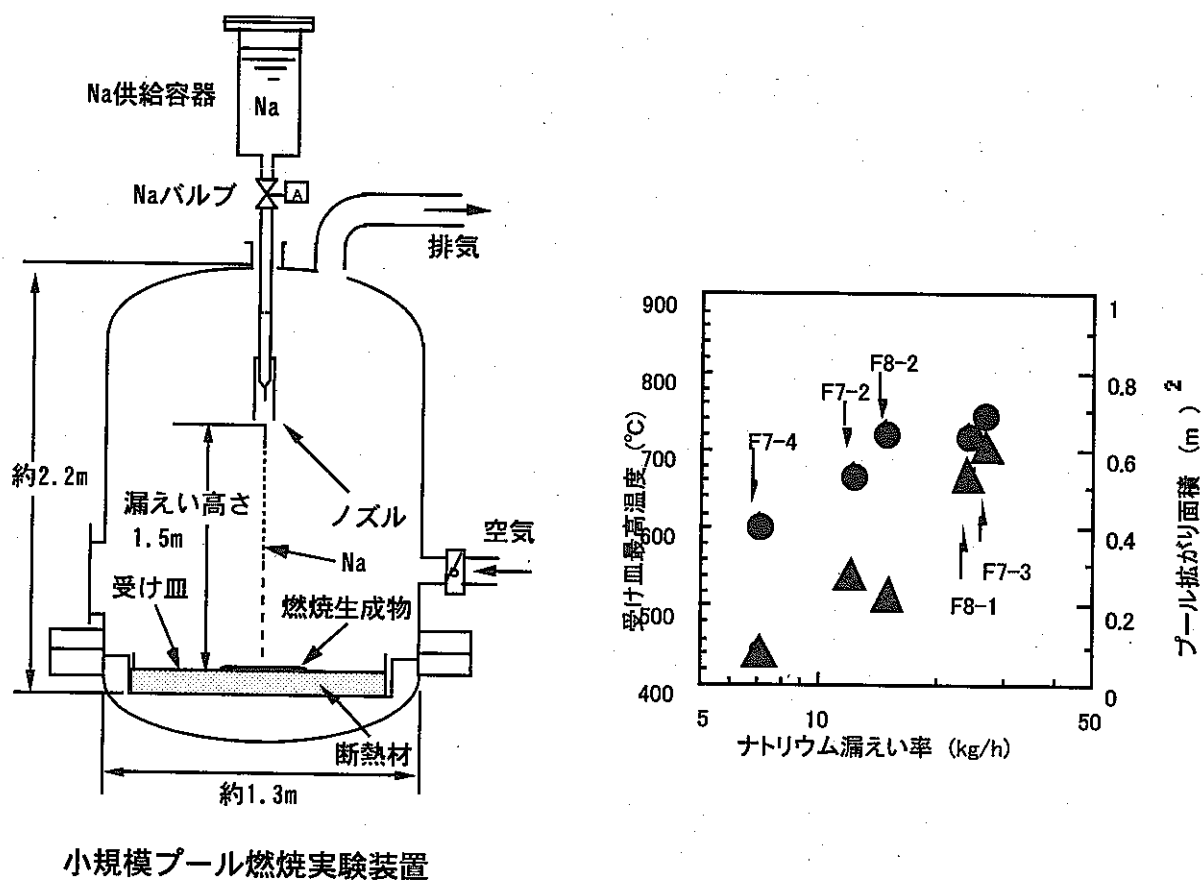
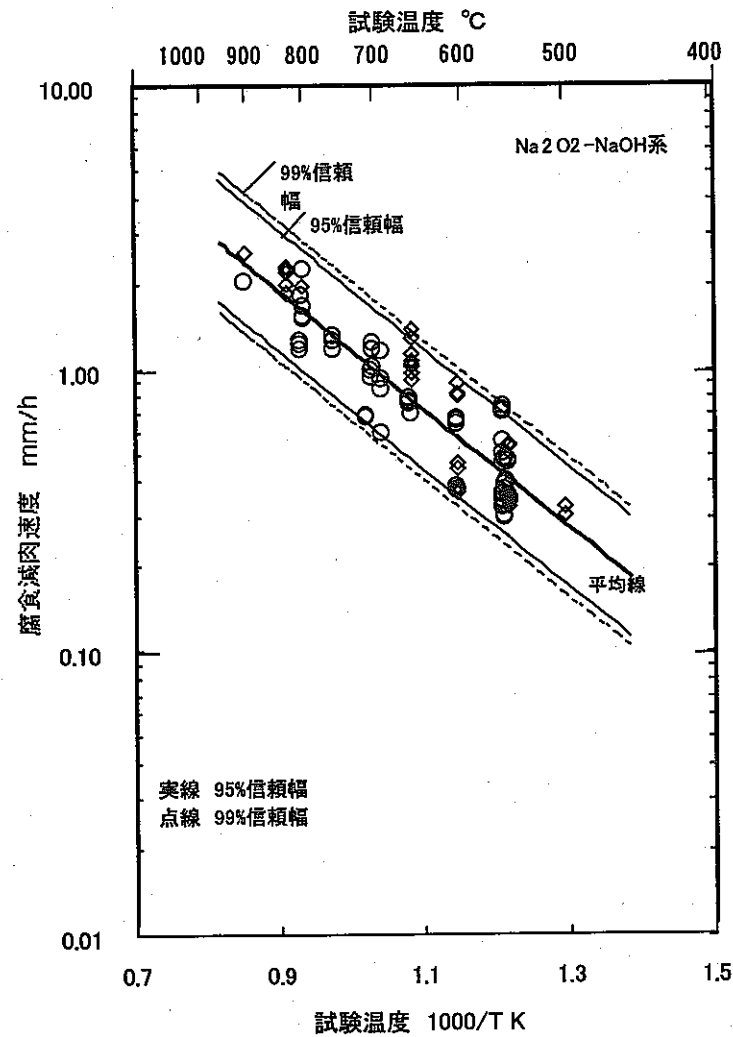


図 53 小規模ナトリウムプール燃焼試験装置と測定データ



溶融塩型腐食に関する腐食減肉速度評価線

図 54 ナトリウム燃焼雰囲気下での炭素鋼材料の溶融塩型腐食速度評価線

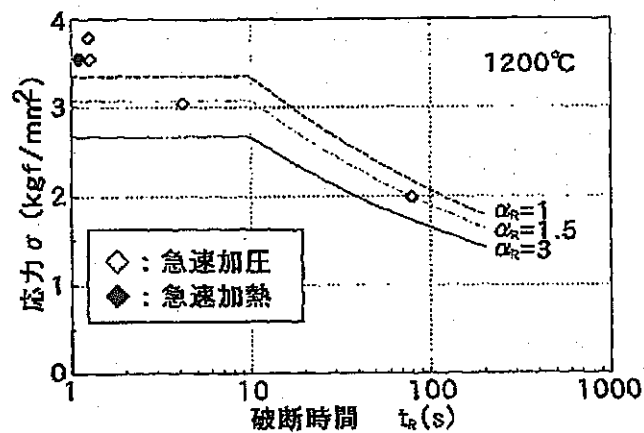


図 55 蒸気発生器の高温ラプチャ評価のクリープ破断基準値と試験データ

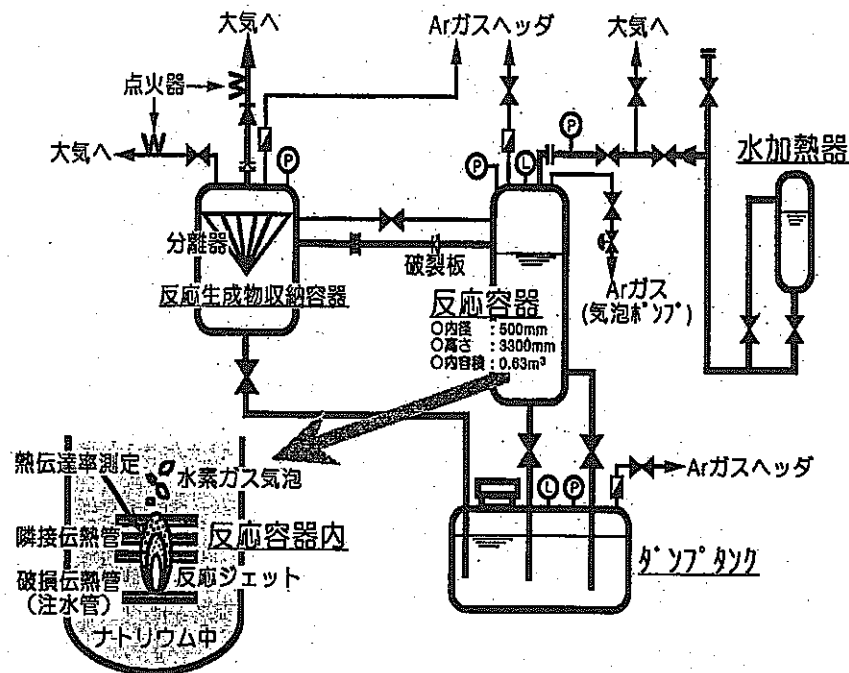


図 56 ナトリウム-水反応試験装置 (SWAT-1R)

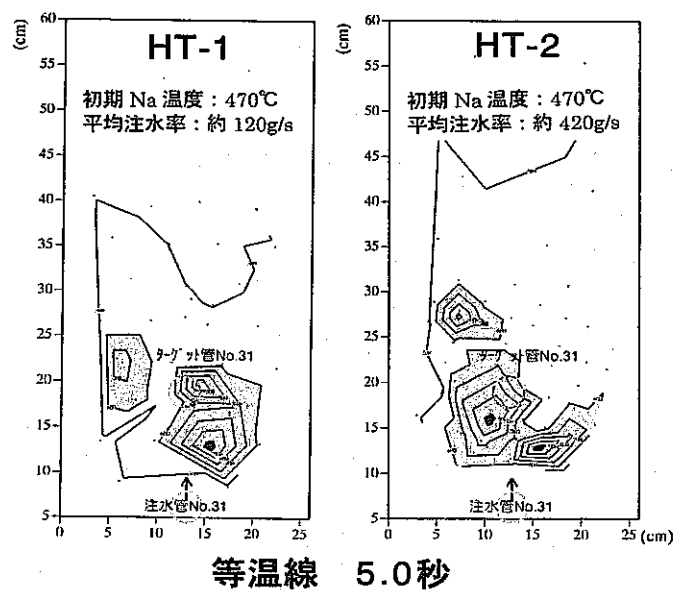
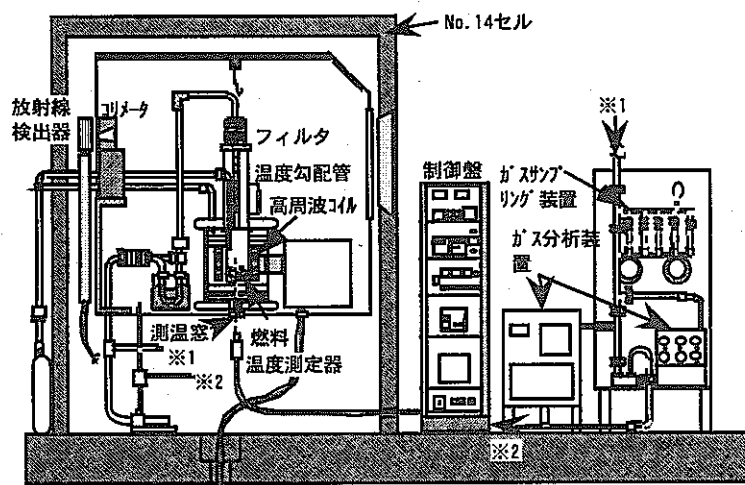
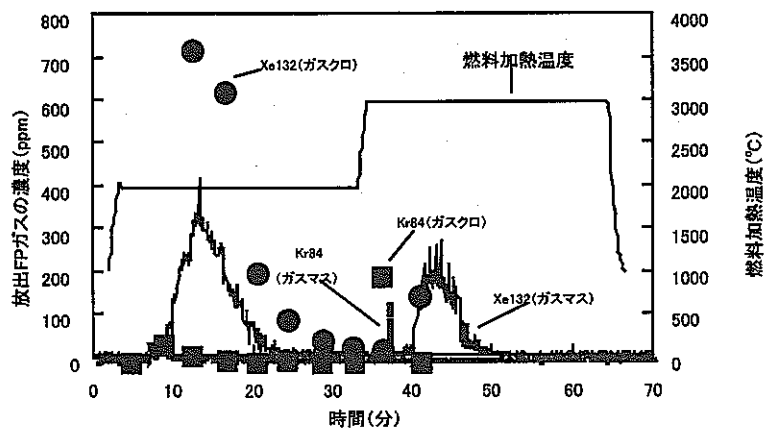


図 57 ナトリウム-水反応試験の測定データ例(反応ジェットの温度分布)



実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置

図 58 炉容器内ソースターム移行挙動試験装置(燃料からの FP 放出試験)



燃料加熱温度と放出FPガス濃度との関係

図 59 炉容器内ソースターム移行挙動試験のデータ例(3000℃までの加熱試験)

高速増殖炉の安全研究

(研究の背景等に係わる補足説明資料)

平成 13 年 4 月

核燃料サイクル開発機構

目次

I. 補足説明

- 1. 高速増殖炉の安全確保の体系と安全研究の関連……………捕-3
- 2. 常陽及びもんじゅの安全確保と安全研究について……………捕-6
- 3. 実用化戦略調査研究と基盤研究開発との関連……………捕-7
- 4. 高速増殖炉の安全研究の目標と全体工程……………捕-10
- 5. その他……………捕-17
 - (1) 高速増殖炉の安全研究における解析コードの役割について
 - (2) 構造健全性確保の課題と今回の安全研究課題評価との関連について
 - (3) サイクル機構の安全研究と安全規制との関連について
 - (4) 資金、要員計画の内訳

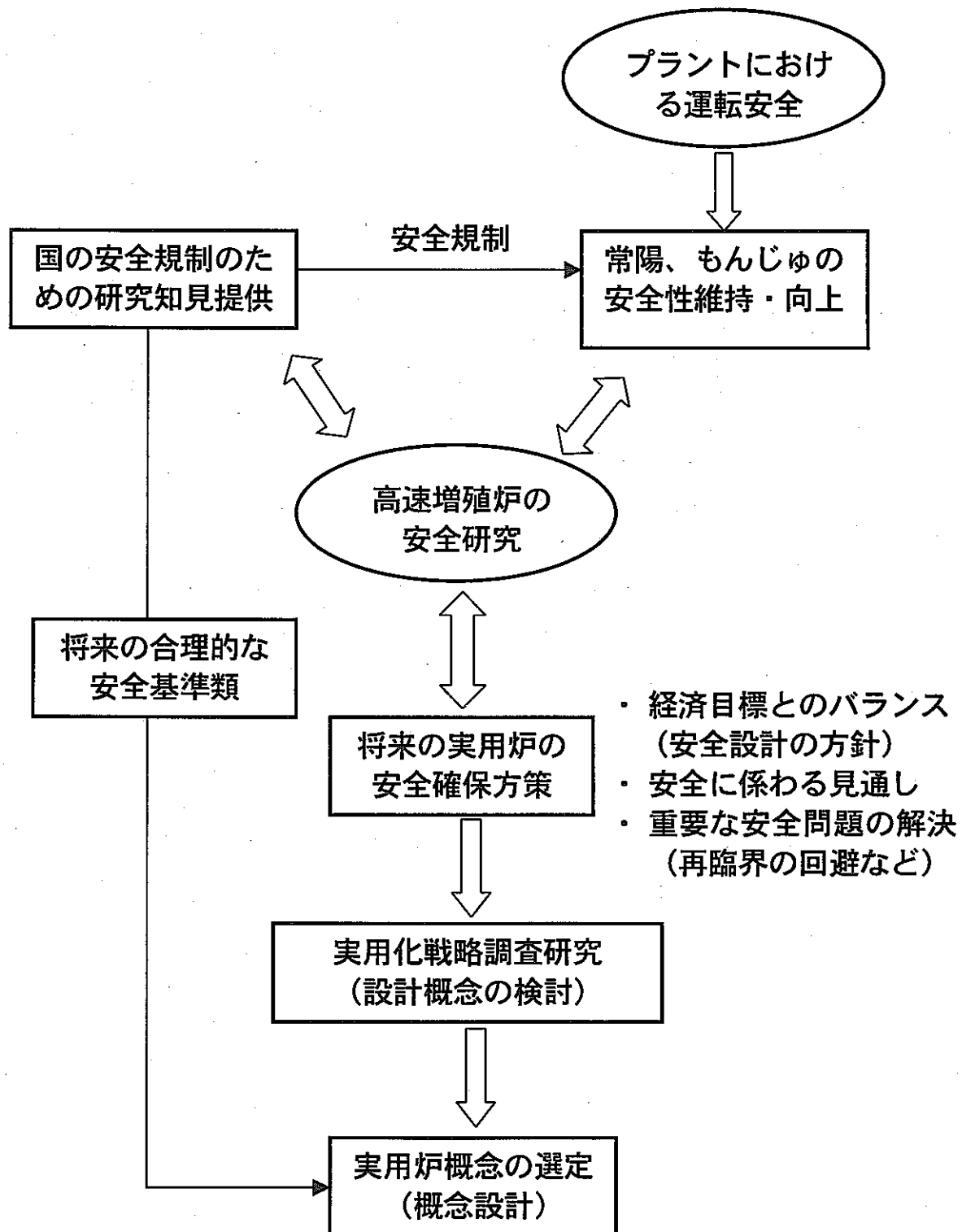
II. 解説

- 6. 多重防護の考え方……………捕-19
- 7. 安全評価の事象区分について……………捕-20
- 8. 確率論的安全評価について……………捕-21

1. 高速増殖炉の安全確保の体系と安全研究との関連

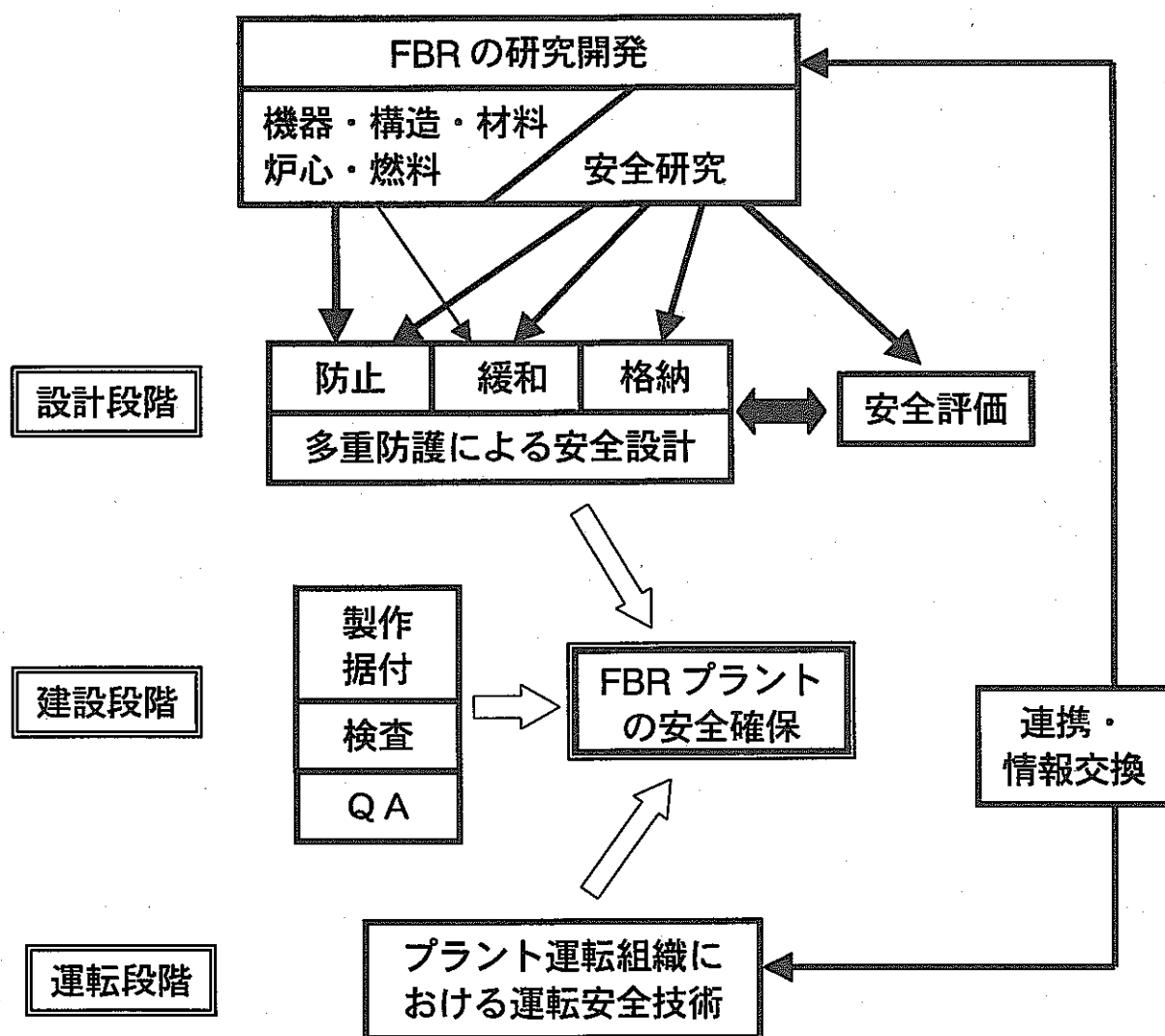
(1) サイクル機構における高速増殖炉の安全研究の役割

サイクル機構における FBR 安全研究の目的や役割については、課題説明資料に文章で記載のとおりであるが、以下に図で示す。研究の役割は、運転段階にあるプラントと概念検討段階にある実用化炉とでは、異なったものとなる。



(2) 高速増殖炉プラントの安全確保の体系

FBR プラントの安全確保のための研究開発は、設計、建設、運転の各段階で異なってくる。また、課題評価の対象とした「安全研究」だけではなく、他の研究開発分野が貢献を果たすとともに、プラント運転組織における運転安全技術とあいまって安全確保を達成することが基本である。



(3) 高速増殖炉の安全確保の体系と安全研究との関連

FBR の安全確保は、軽水炉と同様に、多重防護の考え方に従って安全対策を講じることが基本である。また、発生の可能性がきわめて小さい炉心損傷事故に対する安全の確認も行われる。

安全確保は、今回の課題評価の対象とした「安全研究」だけではなく、「炉心・燃料」及び「機器・構造・材料」の研究開発や原子炉プラントにおける安全運転技術の整備を含めて総合的に達成されるものであり、これらの関係を下表に示す。

防護レベル ⁽¹⁾	①異常の発生防止	②異常の拡大防止	③放射性物質の異常放出防止	アクシデントマネジメント ⁽³⁾
プラントの状態 ⁽²⁾	通常運転状態	運転時の異常な過渡変化	事故	炉心損傷事故（シビアアクシデント）
安全確保の方策	- 品質保証活動 - 運転組織による安全運転技術 - 信頼度の高いプラント安全設計	- 異常検知、原子炉停止等の安全対策 - 安全評価による設計の妥当性確認	- 事故時の炉心冷却、格納容器等の安全対策 - 安全評価による設計の妥当性確認	- 臨機かつ柔軟な運転措置と設備対応 - 炉心損傷時の影響緩和の評価（安全裕度確認）
高速増殖炉の研究開発分野とカバーする範囲	※安全研究 (下の太枠内に詳細を記載)			
	炉心・燃料 (炉心設計技術、炉物理、核データ、燃料の定常照射挙動等)		_____	_____
	機器・構造・材料 (構造設計基準、構造健全性、材料試験、機器の開発と実証試験、耐震・免震安全)		_____	_____
	プラントにおける運転安全 (運転員の教育訓練、運転マニュアルの高度化、運転・保守技術、点検・検査)			
※安全研究（今回の課題評価の対象）がカバーする範囲	確率論的安全評価 (潜在的リスクの総合的評価、プラントの改善点の発見、安全運転及び将来炉の安全設計へのリスク情報の提供・活用)			
	_____	燃料安全 (燃料ピンの破損限界判断基準、安全評価手法の整備)		_____
	_____	_____	炉心安全 (炉心損傷事故評価手法の整備、再臨界問題の回避)	
	伝熱流動 (プラント熱設計手法、安全評価手法の提供、数値実験研究)			
	_____	_____	ナトリウム及び格納系の安全 (ナトリウムに係る安全対策、安全評価手法の整備、炉心損傷事故評価手法の整備)	

注1：「多重防護」の各防護レベルについては、解説6．参照

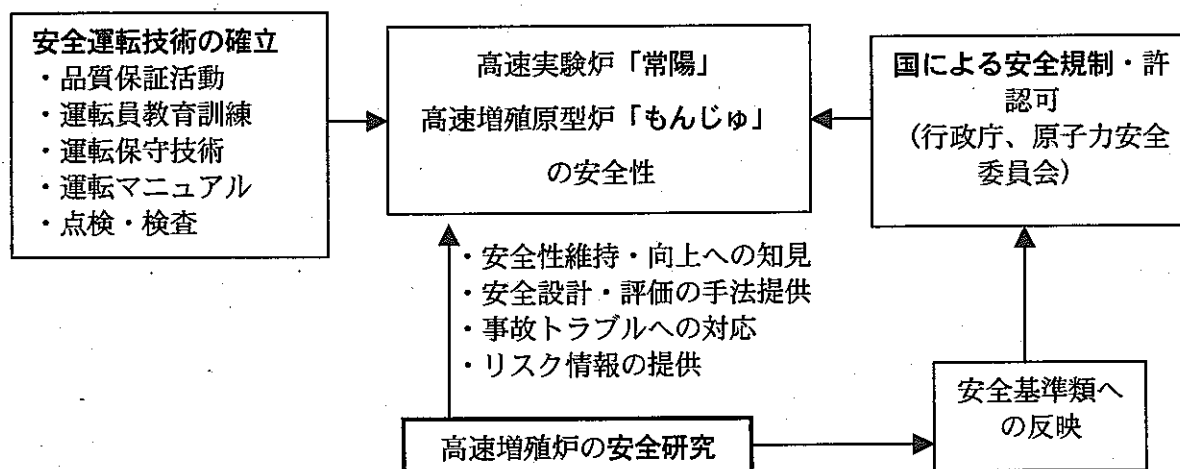
注2：「プラントの状態」とは、異常状態を含む原子力発電所の運転状態であり、安全評価の対象とする事象の区分に対応する（解説7．参照）。

注3：「アクシデントマネジメント」とは、万一のシビアアクシデント時に、炉心損傷の防止及び影響緩和のために、設置者が自主保安の一環として行う対応措置

2. 常陽及びもんじゅにおける安全確保と安全研究について

すでに設計、建設が終了し、運転段階にある高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全性に対する安全研究の役割を下図に示す。原子炉の安全確保は安全研究のみが担うものではなく、原子炉の運転組織が確立する安全運転技術の役割がきわめて重要である。サイクル機構では、後者の安全活動を社内自主研究として行っている。

また、平成8年度以降において、安全研究成果を実際に「もんじゅ」へ反映してきた主な項目を下表にまとめる。



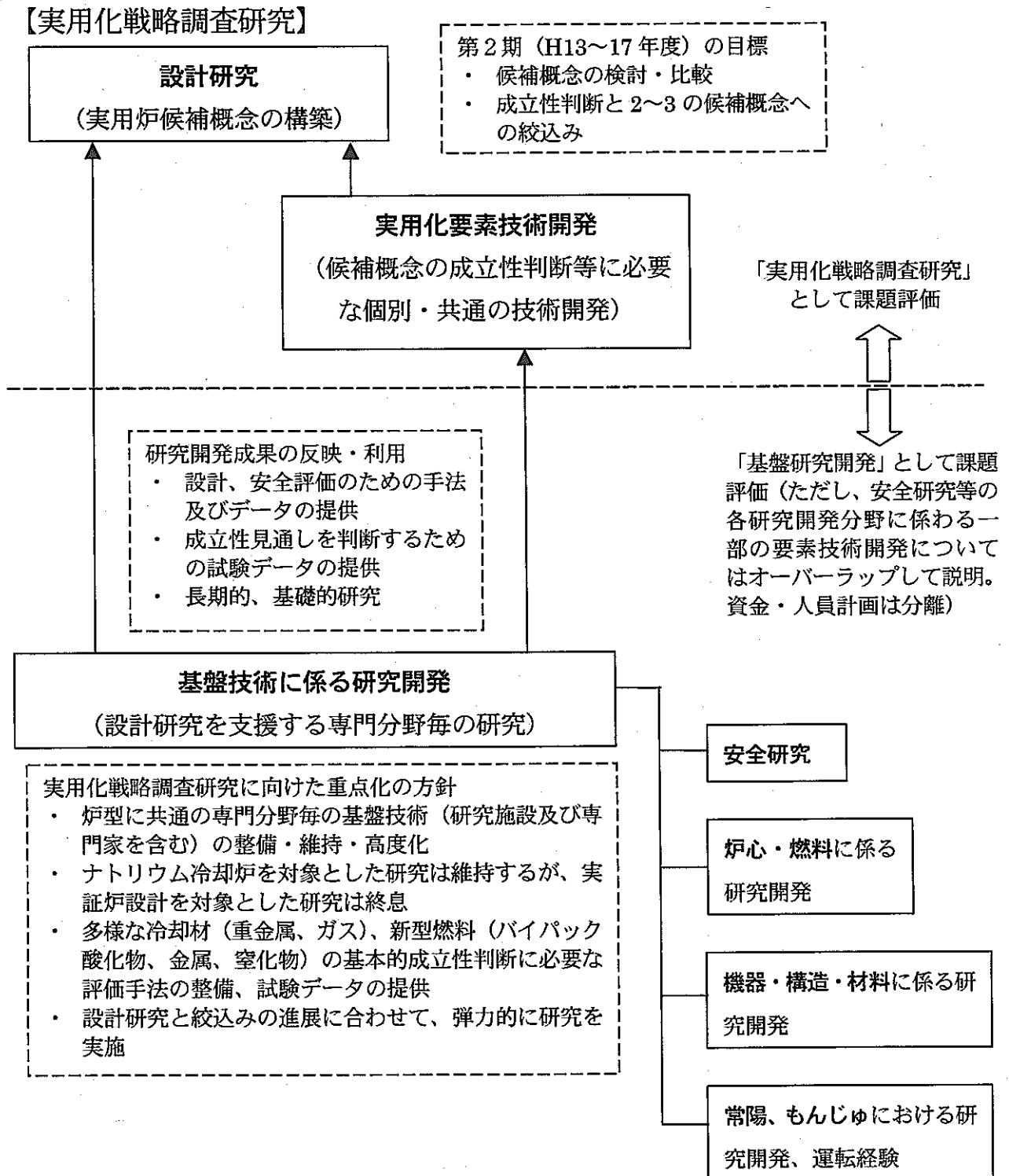
「もんじゅ」に反映した安全研究の主な成果

項目	事例
安全評価の妥当性確認	もんじゅ安全総点検において、当初の設置許可申請時の安全評価の妥当性・保守性を確認
冷却系の温度計の改善	流力振動に係わる構造物の設計基準の策定、取替え温度計の設計に反映
床ライナーの構造健全性	ナトリウムの漏えい燃焼時の変形に伴う健全性評価手法の提供、対策検討への反映
床ライナーの腐食評価	ナトリウム漏えい時の構造材料腐食に係わる評価モデルの提供、対策検討への反映
蒸気発生器における水リーク時の安全裕度の確保	安全総点検において安全裕度を確認、将来の改善検討に反映
炉心損傷事故の再評価	最新の研究知見と評価手法により、申請書記載の安全評価の保守性を確認
確率論的安全評価	詳細設計段階以降、数次にわたって評価。リスク低減のための設計及び運転手順の改善。リビング PSA システムを整備し運用。今後リスク情報を活用

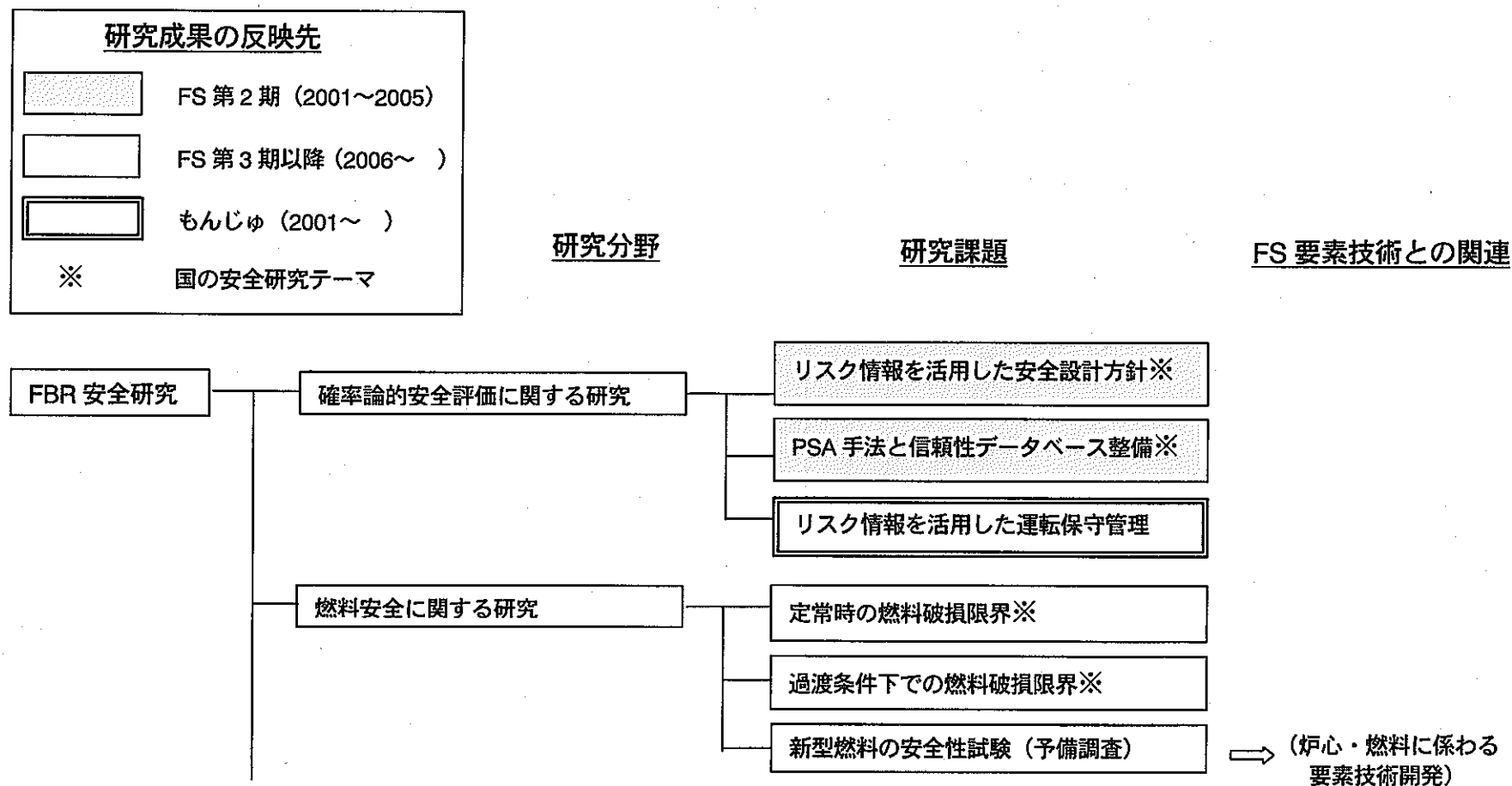
3. 実用化戦略調査研究と基盤研究開発との関連

「実用化戦略調査研究」は、今後我が国で実用化すべき実用炉の候補概念を段階的に選定していくための設計研究、並びに実用炉の選定や開発に必要な研究開発（実用化要素技術開発）から成り、併せて、基本的な研究計画を策定する活動である。

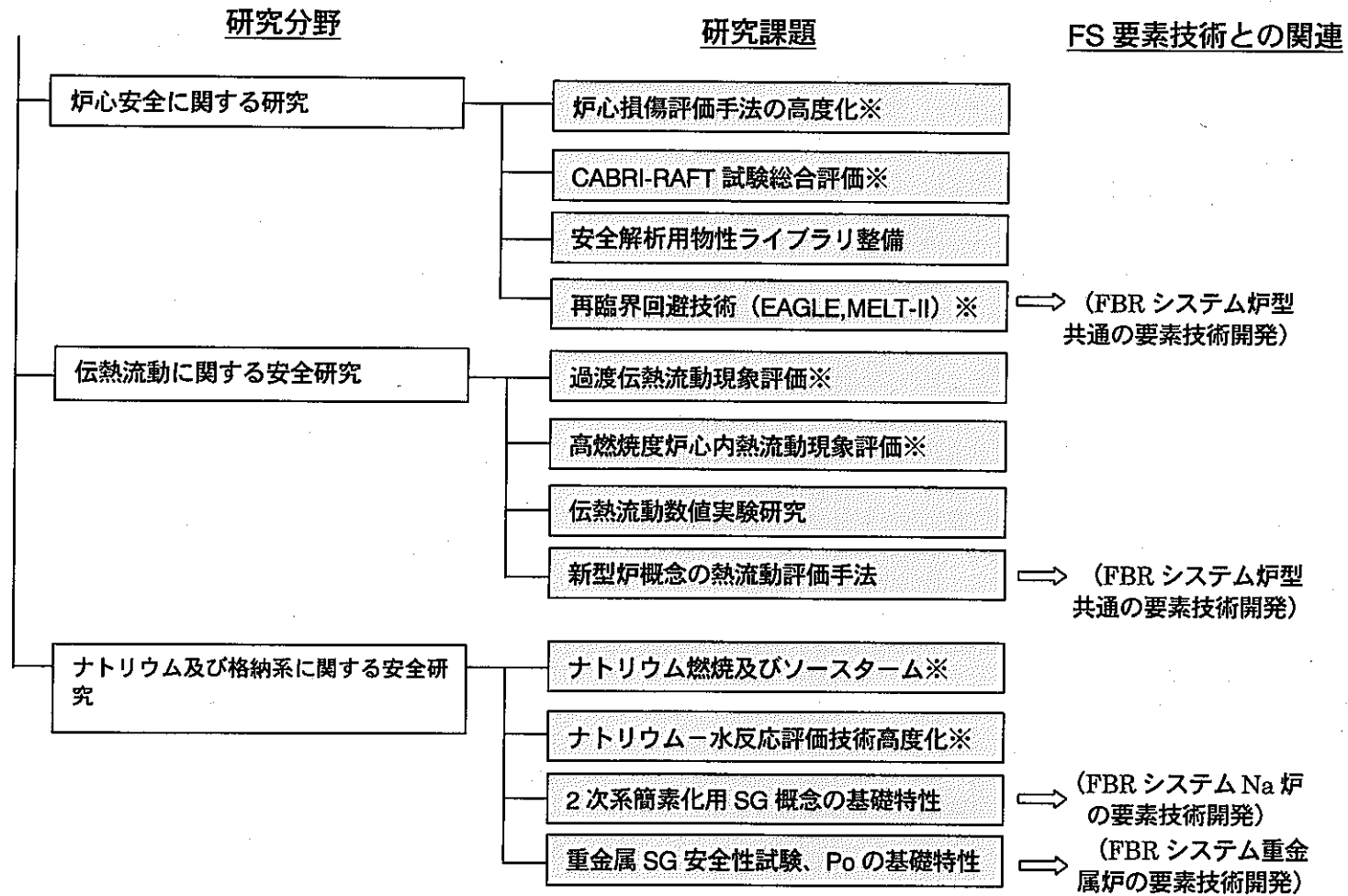
一方、個々の専門的技術分野でこれを支えるのが、「基盤研究開発」であり、両者の関連を下図に示す。



高速増殖炉の安全研究の体系と実用化戦略調査研究との関連 (1/2)
(平成 13 年度 研究開発実施計画：安全研究関連)



高速増殖炉の安全研究の体系と実用化戦略調査研究との関連 (2/2)
(平成 13 年度 研究開発実施計画：安全研究関連)



4. 高速増殖炉の安全研究の目標と全体工程

サイクル機構におけるFBRの安全研究は、①FBR実用化を支える重要な基盤技術、②国の安全規制への貢献、③「もんじゅ」の安全性維持・向上の支援、の3つの目的をもって、継続的に実施している。

過去5年間及び今後5年間の安全研究全体の目標と成果の反映についてまとめる
と下表のようになる。安全研究の個別分野については、主要な研究成果の反映の観点
について記載した。

年度		～H7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
国の安全研究		前々期	前期5ヵ年年次計画 (実証炉主対象)					新5ヵ年年次計画 (Na冷却大型炉対象)				
もんじゅ		試運転	事故原因究明、再発防止対策、安全総点検					運転再開に向けた許認可、改造工事、運転再開				
実証炉計画		概念設計研究										
実用化戦略調査研究							第1期 (概念検討)	第2期 (候補概念成立判断、絞込み)				
安全研究の全体目標及び成果の反映		・もんじゅ事故への的確な対応 ・実証炉の安全審査のための安全技術体系の提供 ・実用化研究第1期の安全性検討への知見の反映(Na炉を中心に評価手法の提供)						・実用化研究第2期の安全に係わる成立性の判断、候補概念絞込み等に必要な評価手法(Na炉以外への適用拡大を含む)、試験データ提供 ・もんじゅ安全向上策検討への反映				
安全研究の個別分野	確率論的安全評価	・手法及びデータベース整備 ・もんじゅ及び大型炉への適用						・実用炉の合理的安全設計へのリスク情報活用				
	燃料安全	・MOX燃料の破損限界の裕度確認						・新型燃料の安全に係わる成立性の判断材料を提供				
	炉心安全	・CDA事象の評価により再臨界を含む影響の炉内終息を確認						・CDA時の再臨界回避の技術的見通しを得る				
	伝熱流動	・種々のプラント状態を対象とした解析技術体系の確立 ・自然循環除熱を実現するためのデータ及び解析技術の確立						・ナトリウム以外の冷却材用の評価手法の拡大 ・数値実験技術としての解析体系の高度化				
	ナトリウム、格納系	・もんじゅ事故対応の研究成果						・ナトリウムに係わる安全技術の確立				

以下のページには、

- ① 過去5年間の安全研究の変遷
- ② 今後の5年間の主要な安全研究課題の計画と成果の反映について、工程表を示す。

高速増殖炉の安全研究の過去の変遷と今後の展開

1996～2000 年度

2001～2005 年度

【実用化戦略調査研究第 1 期】

- ・ 開発・設計目標の設定
- ・ FBR システム候補概念の検討
- ・ 研究開発項目の摘出→第 2 期計画の策定

【実用化戦略調査研究第 2 期】

設計研究

- ・ FBR システム候補概念の設計検討→候補概念の絞込み

実用化要素技術開発

- ・ 候補概念の成立性判断、絞込みに必要な研究（試験等を含む）
- ・ 炉型に共通な研究、炉型に固有な研究、長期的に開始する研究

- ・ 研究開発項目の摘出→第 3 期以降の計画の策定

評価手法・
データ提供

実用化戦略調
査研究への研
究資源投入

研究成果の
反映

炉型共通の基盤技術（炉心、燃料、PSA、伝熱流動）

もんじゅ支援に
よる増加

ナトリウム炉→ガス炉、重金属炉に係
わる成立性判断、絞込みに反映すべく
スコープを拡大

ナトリウム炉及びナトリウム技術に係わる基盤技術

ナトリウム炉+常陽、もんじゅ支
援のため維持

安全研究の
研究資源

重点研究課題の今後の展開と成果の反映

年 度		2001 年度	2002 年度	2003 年度	2004 年度	2005 年度	成果の反映先	
実用化戦略調査研究 高速増殖原型炉「もんじゅ」		第 2 期（実用化候補概念絞り込み、開発計画作成、その他） 安全審査（変更申請）、改造工事、運転再開						
高速増殖炉の安全研究	確率論的安全評価	リスク情報を活用した安全設計方針					実用炉設計方針 ↑もんじゅ安全運転	
		合理的な安全運転へのリスク情報の活用					↑	
	燃料安全	新型燃料安全性試験の予備調査	新型燃料試験計画の具体化			↑	実用炉成立判断	
	炉心安全	再臨界回避方策のための炉内・炉外試験					再臨界回避見通し ↑	
		炉心安全評価手法の高度化（多様な冷却材、新型燃料）					↑	実用炉評価手法
	伝熱流動	多様な冷却材の伝熱流動特性評価					↑	実用炉設計・評価 長期的基盤
		伝熱流動数値実験研究→数値高速炉システム					↑	
	ナトリウム・格納系	ナトリウム－水反応試験による評価技術高度化					↑	Na 冷却実用炉設計 もんじゅ支援

今後の安全研究課題の実施内容と達成目標

今後の FBR 安全研究の各分野における研究実施テーマの一覧を示し、その実施内容及び達成目標を記載する。

安全研究分野	研究課題名	実施内容	平成 17 年度までの達成目標
FBR 安全研究の全体目標		(1) 実用化戦略調査研究第 2 期への研究成果（評価手法、試験データ）の反映 (2) 「もんじゅ」運転再開、安全向上への貢献 (3) 国の安全研究年次計画の実施と安全規制への貢献	(1) 第 2 期で行う候補概念の成立性判断と絞込みのニーズと整合させて柔軟に研究を実施、第 2 期への効果的反映 (2) 変更申請、運転再開、運転安全向上等への安全研究知見、手法の提供 (3) 国に登録した研究課題について着実に実施、報告、国での評価
確率論的安全評価に関する研究	リスク情報を活用した安全設計方針	(1) 安全確保の基本的考え方の検討及び定性的・定量的な要求レベルの設定 (2) リスク情報を活用して、(1)のレベルを確保するための設計要求条件、設計方針の検討 (4) FBR の重要な安全評価事象に対する(2)の適用	(1) 安全要求レベルの具体案の設定 (2) 各安全設備に対して設計要求条件の整理終了 (3) 各安全評価事象に対する安全設計方針案の整理
	PSA 手法と信頼性データベース整備	(1) PSA 解析コードの整備及び実用化候補プラントの PSA 評価を通じた手法の整備 (2) Na 機器データベース母集団拡充のための「もんじゅ」「常陽」の信頼性データの収集継続 (3) ガス冷却系や重金属冷却系機器の信頼性データの調査・収集	(1) 実用化候補プラントの PSA 評価のための解析コードの整備の完了 (2) 平成 16 年度までの「常陽」「もんじゅ」運転経験データの収集とデータベースへの統合 (3) ガス炉・重金属炉用信頼性データの整備（一次とりまとめ）
	リスク情報を活用した運転保守管理	(1) 「もんじゅ」を対象としたリビング PSA ツールとデータの整備 (2) (1)を活用した FBR のアクシデントマネジメント、設備点検頻度、設備運用等の考え方の検討	(1) 「もんじゅ」固有の運転経験や運用手順を反映したリスク評価を可能とするツールとデータの整備の終了 (2) リスク情報を活用した FBR のアクシデントマネジメント、設備点検頻度、設備運用等の考え方の整理完了

燃料安全に関する研究	燃料の破損限界	(1) 未照射及び照射済み被覆材（オーステナイト鋼、フェライト鋼、ODS 鋼）の炉外材料試験、除熱低下時の健全性限界の把握 (2) 既存炉内試験データの総合評価を通じて過出力時の破損メカニズム及び破損限界評価手法の整備	(1) オーステナイト鋼の健全性判断基準の合理化案の策定、フェライト鋼、ODS 鋼の材料強度基準の整備 (2) 過出力事象に対する破損判断基準の暫定案の提示、新型燃料に対する破損限界の予備的評価の実施終了
	新型燃料の安全性試験（予備調査）	(1) H14 年度までに TREAT 炉を用いた燃料安全性試験のフィージビリティ確認、試験計画の概略検討 (2) H15 年度より試験計画の具体化検討（TREAT 炉の運転再開と(1)の結果に依存）	(1) 日米共同研究としての試験計画を策定、TREAT 試験の実施可能性を評価 (2) 新型燃料（金属燃料及び窒化物燃料）の過渡挙動試験に着手（TREAT の運転再開と日米協力の成立が条件）
炉心安全に関する研究	炉心損傷評価手法の高度化	(1) 起因過程解析コード SAS4A の検証、空間依存動特性モデルの高度化 (2) 炉心崩壊過程解析コード SIMMER-III の検証、3 次元コード SIMMER-IV の開発 (3) 実機解析への適用	(1) 実験的検証を強化した標準的解析手法として完成 (2) 同上。また、3 次元の SIMMER-IV コードを完成 (3) 実用炉の安全評価の考え方や炉心設計への反映事項を整理、再臨界問題の排除の技術的見通しを確立
	CABRI-RAFT 試験総合評価	(1) CABRI-RAFT 炉内試験の実施 (2) 同試験の総合評価	(1) 炉内試験の完了（H13 年度） (2) 試験の総合評価及び炉心安全解析コード（SAS4A 及び SIMMER-III）への反映
	安全解析用物性ライブラリ整備	(1) 炉心安全解析コードをナトリウム以外の冷却材（重金属、ガス）に適用するための熱物性ライブラリ整備 (2) 酸化物以外の新型燃料（金属、窒化物）に適用するための熱物性ライブラリ整備	(1) 安全解析コード用のライブラリ整備の完了と実用化候補概念の安全評価への反映 (2) 同上
	再臨界回避に向けた試験研究（EAGLE、MELT-II）	(1) 熔融燃料の早期放出移行に関し、模擬物質を用いた可視化基礎試験の実施 (2) 実燃料物質を用いたカザフスタンの炉外・炉内試験の実施（EAGLE プロジェクト）	(1) 基礎試験により、熔融燃料の放出挙動に係わる物理メカニズムの解明と(2)の補完 (2) EAGLE 炉外・炉内試験を完了して、再臨界問題の排除の見通しを得るための試験データベースの整備終了
	伝熱流動に関する安全研究	(1) 冷却材バウンダリの健全性評価で重要となる流体－構造連成挙動の評価手法開発 (2) 熱過渡に伴う流体－構造応答特性に係わる試験 (3) 解析による安全裕度適正化のための手順検討	(1) 冷却材から構造まで一貫した機構論的に評価する解析手法体系の完成 (2) 温度変動の減衰効果の定量的把握と配管接合部の設計評価への反映 (3) 熱荷重に対する構造設計の合理的設計手順と方法論を確立

	高燃焼度炉心内熱流動現象評価	(1) 高燃焼度でのバンドル変形や流路閉塞時の集合体内熱流動に係わる試験と解析手法開発 (2) 集合体ダクト変形時の熱流動解析手法の開発	(1) 変形バンドルを考慮したサブチャンネル解析に必要な各種相関式を評価可能な微細流れモデル化手法の確立 (2) ダクト変形時の全炉心熱流動解析手法の確立
	伝熱流動数値実験研究	(1) 微視的シミュレーションの熱流動への適用（現象の微視的な分析） (2) 混相流シミュレーション技術（複雑現象の定量化） (3) 流体・構造連成評価技術の高度化（システム設計評価法への発展）	(1) 従来の手法のみでは困難な、現象の素過程のミクロな視点からの解明とモデル化の完了、混相流などを含む混相流シミュレーション技術へ適用性確認。 (2) 燃焼等の化学反応や蒸発／凝縮、溶融／凝固の相変化を伴う混相流の解析評価手法の基盤の確立。 (3) 熱流動現象に起因する構造物健全性のより正確な予測や評価のため、熱的・機械的流体・構造の連成評価手法を確立、適切な評価基準策定
	新型炉概念の熱流動評価手法	(1) 多様な冷却材の熱流動特性評価 (2) 新型炉の熱流動現象評価	(1) 高速炉で利用可能な各種冷却材の特性を定量評価し、その優劣を高速炉の安全上の様々な視点から比較 (2) 経済性を向上させた新型炉の安全性を評価するための伝熱流動解析手法の開発、それを利用した熱流動の成立性評価の実施
ナトリウム及び格納系に関する安全研究	ナトリウム燃焼及びソースターム	(1) 個別現象解明のための詳細実験及びナトリウム漏えい燃焼に係わる解析手法の統合・高度化 (2) ナトリウム・コンクリート反応試験の実施と解析モデル改良・整備 (3) 燃料からの FP 放出試験に基づくソースターム移行挙動評価手法の改良・高度化	(1) ナトリウム燃焼実験データベース及び解析コード体系の確立 (2) 試験データに基づくナトリウム・コンクリート反応評価手法整備の完了 (3) 炉内ソースターム評価手法の完成
	ナトリウム－水反応評価技術高度化	(1) 高温ラプチャ現象の個別メカニズム解明のための小規模試験データの取得 (2) 模擬度の高い大規模試験による評価手法の総合的検証 (3) 機構論的手法によるナトリウム－水反応の評価手法高度化	(1) 反応ジェットに及ぼす主要パラメータの影響の実験的解明 (2) 定格及び部分負荷条件での総合試験の実施及び評価、次期試験の詳細計画の策定 (3) 高温ラプチャを考慮した破損伝播解析コードの完成、大リーク解析コードの整備に向けた基本モデルの作成

	2 次系簡素化用 SG 概念の基礎特性	(1) 鉛ビスマスのナトリウム中移行挙動データの取得（中間媒体として鉛ビスマス使用）	(1) SG における鉛ビスマスリーク挙動、リーク検知及び分離方法の開発に係わる基礎現象の把握
	重金属 SG 安全性試験、Po の基礎特性	(1) 鉛ビスマス－水蒸気の共存性データの取得 (2) 冷却材中ポロニウムのカバーガスへの移行特性及び移行量データの取得	(1) 鉛ビスマス－水蒸気の共存性に係わる基礎現象の把握 (2) ポロニウム移行挙動評価手法の整備

5. その他

(1) 高速増殖炉の安全研究における解析コードの役割について

- 原子炉の安全設計及び安全評価は基本的に解析コード（計算機プログラム）を用いた解析により行われる。
- 安全研究の研究成果の重要な反映先は、安全設計及び安全評価のための解析手法の整備であるため、研究成果が解析コードの形で集約されることが多い。
- 一方、解析コードが記述する物理・化学現象は実験を通じて解明し、解析コードに組み込まれるモデルとして表現される。安全研究における実験は、①解析の対象となる安全に係わる現象（例えば、事故時の燃料の挙動）を実験により解明する、②解析コードに含まれるモデルの妥当性を実験により検証する、③燃料の破損限界のように実験データベースそのものが安全基準の基礎となる、という重要な役割を有している。
- なお、近年の計算機技術の進歩により、物理・化学現象の数値シミュレーション技術も目覚しく進歩してきた。サイクル機構における安全研究においても、伝熱流動数値実験研究のように、数値シミュレーション技術の高度化により、実験研究に係るコストの軽減を図っている。

(2) 構造健全性確保の課題と今回の安全研究課題評価との関連について

構造健全性確保に係わる研究課題は、主に「機器・構造・材料に係わる研究開発」の中で、別途課題評価を受ける計画であり、今回の「安全研究」の範囲ですべてをカバーしているわけではない。今回説明した研究課題にカバーされている構造健全性に関する研究課題を示すと以下の通りである。

構造健全性上の課題	説明	安全研究の課題
温度の異なる冷却材が合流する配管部でのサーマルストライピング	混合する際の温度ゆらぎによる繰り返し熱応力の発生により配管構造に高サイクル疲労が発生する。	伝熱流動の研究で、流体－構造練成問題を評価し、健全性確認を行うための機構論的解析手法体系を開発
炉心の燃料集合体出口部で制御棒集合体からの低温冷却材と混合する際のサーマルストライピング	混合する際の温度ゆらぎによる繰り返し熱応力の発生により炉内構造物表面に高サイクル疲労が発生する	伝熱流動の研究で、流体－構造練成問題を評価し、健全性確認を行うための機構論的解析手法体系を開発
原子炉緊急停止時の上部プレナムでの温度成層化	炉停止直後に燃料集合体から低温冷却材が流出することにより、上部プレナムで温度成層化現象が発生し、原子炉容器側壁に熱応力が発生する。	伝熱流動の研究で、多次元の詳細評価手法を開発
ナトリウム漏えい燃焼時の床ライナーの腐食	高温のナトリウム燃焼生成物により、炭素鋼の腐食による減肉が発生	ナトリウムに係わる安全研究により高温時の腐食機構及び腐食速度評価モデルを開発

(3) サイクル機構の安全研究と安全規制との関連について

サイクル機構は、FBR 分野における安全研究の実施機関として、国の安全規制に対しても貢献を果たしているが、安全研究は安全規制そのものではない。すなわち、

サイクル機構はFBRの研究施設と専門家を活用して、国の規制のために必要な知見を提供することを目的とした研究を実施している。

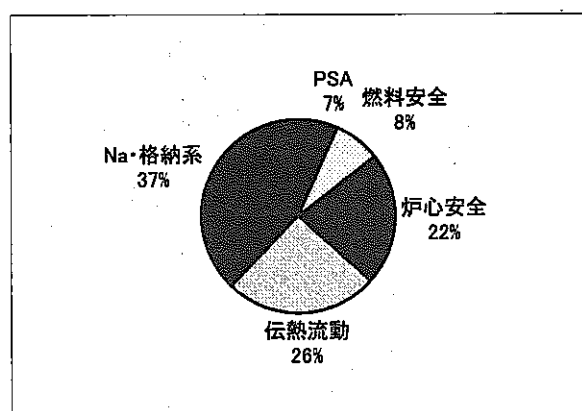
また、国の安全研究では、原研や金材技研においても一部のFBR安全研究（FCAを用いた安全に係わる核データの研究、材料の寿命評価）が実施されており、研究交流を図っている。

なお、国の安全研究推進の意義については、原子力安全白書平成12年度版では以下のように記載されている（抜粋）。

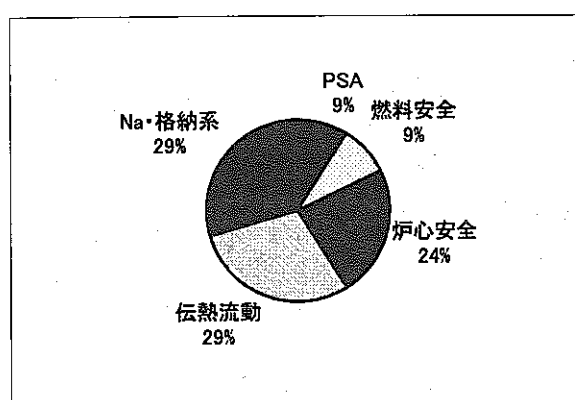
安全審査に用いる各種指針類や安全審査の判断等に必要なデータ等の整備において、常に最新の技術的知見を反映すること、安全性の基礎となる知見を蓄積することなどのため重要な役割を果たす。また、我が国の研究、技術水準の維持・向上、人材確保等の役割も重要である。範囲としては、安全規制からの要求に応える研究、原子力施設の安全性の向上を目的とした研究等が含まれる。

(4) 資金、要員計画の内訳（平成13～17年度）

安全研究の個別分野	資金規模（億円）	研究要員（職員）
確率論的安全評価	6	3
燃料安全	7	3
炉心安全	20	8
伝熱流動	23	10
ナトリウム・格納系	34	10
合計	約 90	34



資金の内訳

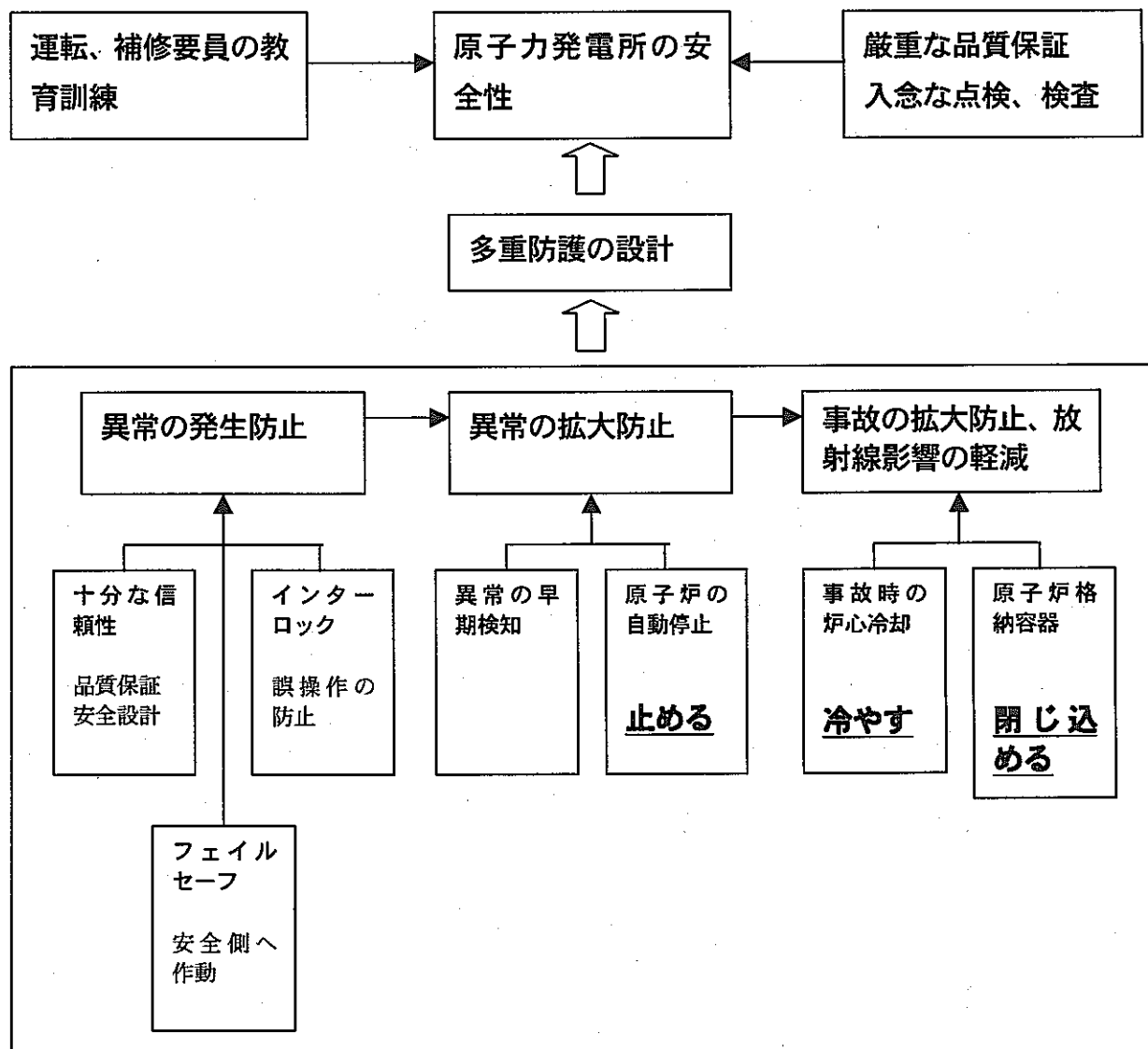


要員の内訳

6. 多重防護の考え方

原子炉施設では、「多重防護」(Defense in Depth)の考え方の採用により、設計において3つのレベルの安全対策を講じることとしている。これを具体化した法令及び安全基準類により、国の安全規制体制の下で許認可を受けて、安全確保に当たっては設置機関(運転機関)が第一義的責任を持つことが原則となっている。多重防護は通常以下の3つの防護レベルによって構成される。

- ・ レベル1：異常の発生を防止(もっとも重要)
- ・ レベル2：異常が発生した場合にも、早期に検知し、事故に至らないように異常の拡大を防止
- ・ レベル3：仮に事故が発生した場合にも、その拡大を防止し、放射性物質の影響を軽減(原子力施設に特有)



7. 安全評価の事象区分について

原子炉施設の安全設計においては、原子炉の通常の運転状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保を担う機器や系統が所定の機能を果たすべきことが求められる。したがって、原子炉施設の安全設計の妥当性を確認するために、異常状態について解析し、評価を行うことが必要である。このような評価を「安全評価」又は「安全設計評価」と呼ばれる。原子炉施設の設置を行う際には、安全設計の基本方針の妥当性について、国の安全審査（行政庁と原子力安全委員会のダブルチェック）を受けて、災害防止や安全確保の観点から支障がないことの審査が行われる。

下表には、安全評価の対象となる事象の区分を、プラント状態、定義、安全を判断するための基準と併せて記載する。なお、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は、安全設計評価の対象となる事象であり、「設計基準事象」とも呼ばれる。「設計基準外事象」とは設計基準事象を大幅に超える事象であり、炉心の重大な損傷に至る可能性のある事象であり、一般にはシビアアクシデント又は炉心損傷事故とも呼ばれる。

プラント状態(事象区分)	定義	判断基準
通常運転状態	原子炉の通常の出力運転状態。計画的に行われる起動や停止も含まれる。	「保安規定」によって定める運転制限条件の範囲
運転時の異常な過渡変化	原子炉の寿命中に予想される機器の故障、誤操作等によって生じる異常な状態	炉心は損傷に至ることはなく、かつ原子炉は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であること
事故	上記を超える異常な状態で、発生頻度はまれであるが、発生時には放射性物質の放出の可能性がある、安全評価の観点から想定する必要がある事象	炉心の著しい損傷のおそれがなく、かつ放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であること
設計基準外事象(シビアアクシデント)	設計基準事象を大幅に超える事象であり、炉心の重大な損傷に至る可能性のある事象	規定されていないが、例えば確率論的安全評価に基づくリスクがめやすになると考えられる。(注)

注：軽水炉においては、安全審査の対象とはされていないため、判断基準は規定されていない。設置者による合理的なアクシデントマネジメントの自主的整備により、リスクの一層の低減を検討することが原子力安全委員会により推奨されている。「もんじゅ」においては、FBRが研究開発段階の炉型であり、運転経験が限られていることを踏まえて、あえて代表的な炉心損傷事故の発生を仮定した安全評価を行って、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認している。

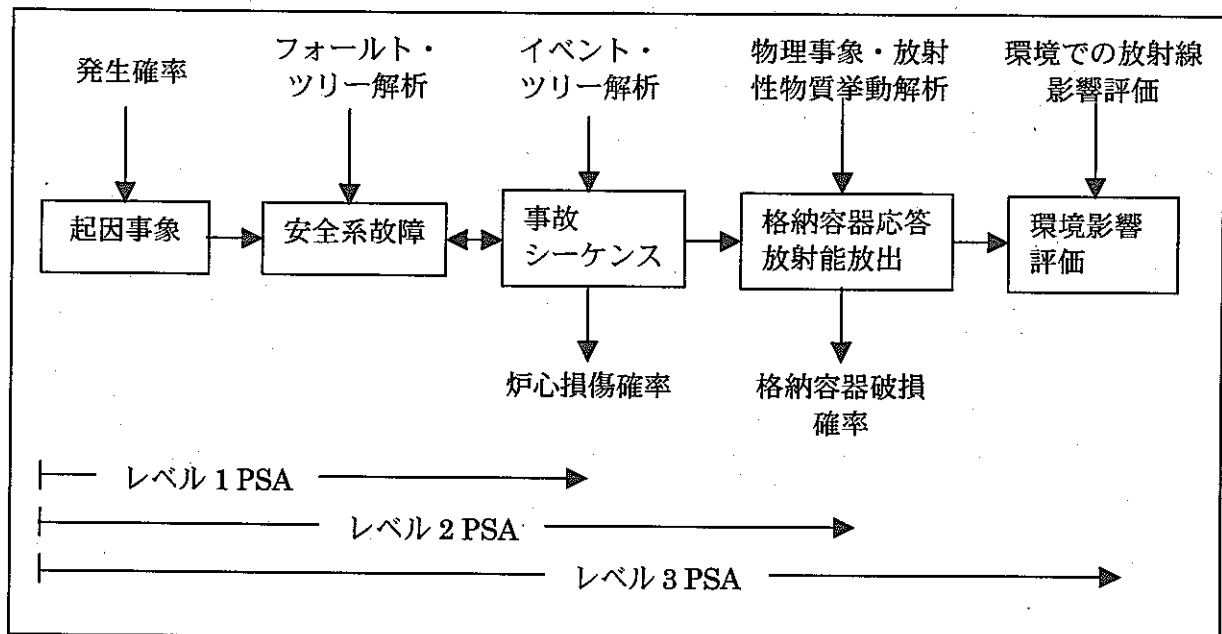
8. 確率論的安全評価について

(1) 決定論的安全評価と確率論的安全評価

原子炉施設の安全設計が的確に行われ、安全確保に抜け落ちがないことを確認するために安全評価が行われる。安全評価には、施設を設置する際の安全審査時に行う決定論的安全評価と、これを補完する目的で行われる確率論的安全評価とがある。

- 決定論的安全評価：規格・基準に基づいて設計・製作し、事故や運転の経験により、規格・基準を強化するという、一般的な工学システムの考え方。原子炉施設では、「多重防護」の考え方で、きめ細かい安全対策を講じる。その上に、起こり得ると考えられる異常事象から技術的には最悪と考えられる厳しい事故までを想定し（設計基準事象）、安全システムに最も厳しい故障を仮定しても、事象が収束することを安全側の（保守的な）解析手法により確認する。
- 確率論的安全評価：原子炉施設の安全性のレベルを総合的かつ数値的に見極めるための評価で、炉心の損傷にいたるような万一のきわめて厳しい事故が発生する危険性についても評価する。1975年の米国の「原子炉安全研究」で確率論的安全評価（PSA）の手法の基礎が築かれて、以来各国で広く利用されてきた。PSAでは、設計上想定する（設計基準事象）の範囲にとどまらず、考えられる範囲すべてについて、確率を考慮して事象の進展を現実的に扱う。

(2) 確率論的安全評価の手法



- ① 起因事象の選定：原子炉に影響を及ぼす異常事象を系統的に漏れなく摘出し、類型化し、代表的な起因事象を選定する。
- ② 起因事象発生確率の評価：異常の発生頻度を類似施設や機器の運転実績や故障率等から計算する。
- ③ イベント・ツリーの作成：選定した起因事象が発生した場合に、対処すべき安全システムの故障（機能喪失）の有無を組み合わせることで事故の進展（シーケンス）を論理図にまとめる。安全システムの従属関係も表現できる。
- ④ フォールト・ツリーの作成：③に現れる安全設備の故障（機能喪失）の原因を、個々の機器の故障や運転員の誤操作のレベルまで展開して論理図にまとめる。

機器や設備の間の接続関係や相互関係、共通原因故障の可能性、人間の関与が考えられる場合のヒューマンエラーなどが適切に考慮される。

- ⑤ 事故シーケンスの定量化：③及び④を合わせることによって、炉心損傷の原因が起因事象と機器の故障や運転員の誤操作の組み合わせとして表現される。起因事象の発生頻度、機器の故障率のデータベース、ヒューマンエラー確率を用いて炉心損傷確率が数値的に評価される。
- ⑥ 物理事象の解析：炉心損傷に続く原子炉施設内での物理事象の進展や放射性物質の移行を解析し、原子炉格納容器の破損確率及び環境に放出される放射性物質の量及びその確率を評価する。

(3) ヒューマンファクタの取扱い

PSA における人的過誤解析には、Swain らにより確立された手法が軽水炉においても FBR においても共通して用いられる。基本的考え方は以下のとおりである。

- ① 系統の信頼性解析（フォールト・ツリー解析）からシステムに影響する人的事象を抽出する。
- ② 各人的事象について操作や行動のタスクを分析する。
- ③ 人的過誤確率に係わるデータソースを基に、行動影響因子を考慮してタスクの成功／失敗確率を評価する。
- ④ 行動影響因子としては、通常運転時と事故状態とでのストレスの違い、運転員の経験、時間余裕等が考慮される。
- ⑤ なお、現在の PSA では人的過誤は考慮するものの、故意による妨害活動（不法侵入、破壊活動等）は考慮されていない。

(4) 信頼性データベース（機器の故障率）

FBR プラントと軽水炉プラントとでは、水・蒸気の系統、電源・計測制御系統等の多くは共通となっている。したがって、国内外の軽水炉のデータベースを活用することを基本として、サイクル機構の安全研究においては FBR 用の信頼性データベースとして、FBR に固有の機器（例えば、ナトリウム用の機器）の故障率に係わるデータベース（CORDS）の構築を行い、定常的にデータの拡充を行っている。

(5) 確率論的安全評価の利用

PSA によって評価されるもっとも重要なリスクに係わる情報は炉心損傷の発生確率である。しかしながら、機器の故障率や人的過誤確率のデータソースのばらつきや不確かさにより、評価された結果にも不確かさの幅が存在することを十分に踏まえて、PSA の結果を利用することが重要である。

PSA 評価によって得られる結果からは、機器・系統の相対的重要度も把握でき、安全確保の弱点を発見し、設備や運転管理の改善を効率良く行う上で有益な知見を提供する。また、シビアアクシデントに対する合理的なアクシデントマネジメント対策を検討する上でも活用できる。

(6) リスク情報の活用

前述のように、リスクに係わる重要な情報として、炉心損傷の発生確率がある。また、PSA 評価を通じて、炉心損傷の発生確率に対して、安全機能を担うどの機器や系統が重要であるかなどの情報も得られる。

今後の動向としては、原子力発電所において、これらのリスクに係わる情報を発電

所でモニターできるようにしておいて(「もんじゅ」においてもリビング PSA システムを導入している。)、運転・保守計画を検討する際に参考にすることができる。

また、将来炉の設計(FBR においては実用化戦略調査研究)において、リスク情報を基に、リスクの水準を合理的に低減すべく安全設備の最適化を検討することもできる。

(7) 安全目標との関連について

PSA 手法の進展に伴い、安全目標の議論が活発に行われている。原子力施設のリスクはできる限り小さくすべきであるが、危険性を無視してよいレベルの目標(安全目標)を定め、これとの対比により安全性の確認や向上を図るとの考え方である。すでに、多くの原子力先進国で原子力発電所の周辺住民個人に及ぼす大きなリスクの回避を考えた安全目標を定めている(例えば、一般に無視できると考えられる個人へのリスクとして 10^{-6} /年より小さいことなどである。)。もちろん、それを社会が受容するか否かは社会が判断することである。

我が国においては、このような安全目標を明示的に示すにはいまだ至っていないが、平成 12 年度に原子力安全委員会の下に「安全目標専門部会」が設置され、我が国の安全目標策定に向けて本格的な検討が行われているところである。

なお、国際原子力機関(IAEA)では、加盟国の原子力安全の専門家からなる諮問グループ(INSAG)を設置し、1988 年に「原子力発電所の基本安全原則」(IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3)と呼ばれる文書を刊行した。本文書では、加盟各国が原子力発電所の安全確保のために遵守すべき基本的な事項を勧告している。その中で、原子力発電所の安全性を総合的に検討する上で PSA の重要性を指摘するとともに、炉心損傷発生確率に対する目標として、既設炉に対しては 10^{-4} /年、新設炉に対しては 10^{-5} /年とのめやすを示している。

高速増殖炉の安全研究

【用語の説明】

ASFRE コード

高速炉燃料集合体の3次元サブチャンネル熱流力解析コード。ピンバンドル体系の1横断面において3本の燃料ピンの間に形成される各サブチャンネルにつき1つの代表点の温度等を評価する。

ASSCOPS コード

ナトリウム漏えい燃焼事故の熱的影響（燃焼による部屋の雰囲気温度・圧力、構造物の温度等の時間変化）を解析する計算コード。燃焼形態としてスプレイ燃焼（落下時に液滴となって燃焼する形態）とプール燃焼（床等に溜まって燃焼する形態）を取り扱う。

CABRI-1 プログラム

フランスの試験炉 CABRI を用いた FBR 用の安全性炉内試験研究の第1期プログラム。仏、独、日、英、米の参加で1978～1986年に32過渡試験を実施。炉心損傷事故（CDA）の起因過程の高出力条件に対応した急速な燃料分散挙動を確認した。

CABRI-2 プログラム

フランスの試験炉 CABRI を用いた FBR 用の安全性炉内試験研究の第2期プログラム。仏、独、日、英の参加で1987～1991年に12過渡試験を実施。炉心損傷事故（CDA）の起因過程の緩慢な過出力条件に対応した燃料分散挙動及び制御棒誤引抜事象時の緩慢なランプ型過出力時の破損限界に係わるデータを得た。

CABRI-FAST プログラム

フランスの試験炉 CABRI を用いた FBR 用の安全性炉内試験研究の第3期プログラム。仏、日、独の参加で1992～1995年に8過渡試験を実施。炉心損傷事故（CDA）の起因過程の緩慢な過出力条件に対応した燃料分散挙動及びランプ型過出力時の破損限界に係わるデータを、中空ペレット燃料を主体に確認した。FAST は Fast reactor Accident Safety Test program の略。

CABRI-RAFT RB1/RB2 試験

サイクル機構が仏 IPSN 等との共同で実施している CABRI-RAFT プログラム（1996～2001年に7過渡試験を実施）の試験。人工欠陥を施した照射済み中空燃料ピンを用いて過出力を加え、燃料溶融と被覆管の開口破損を同時に実現した。RB1 試験では20%程度の断面溶融割合で開口破損を生じたが、溶融燃料放出はなかった。RB2 試験では50%を超える高い断面溶融割合で溶融燃料放出を実現した。

CABRI-RAFT プログラム

フランスの試験炉 CABRI を用いた FBR 用の安全性炉内試験研究の第 4 期プログラム。仏、日の資金参加で 1996～2001 年に 7 種類 11 過渡試験を実施。炉心崩壊事故 (CDA) の遷移過程評価に係わる基礎データ及び局所事故研究に係わる試験を実施。CABRI 炉を用いた FBR 用の国際共同研究の最後のプログラム。RAFT は Reactor Accident Fuel Test の略。

CABRI 炉

仏国、カダラッシュ研究所に設置された実験炉用原子炉であり、スイミングプール型の炉心中央の試験孔にナトリウムループを設置し、この中で高速炉燃料の破損と破損後物質移動等に係わるデータを得ることができる。多様な過出力条件を模擬できるほか、高速中性子ホドスコープと呼ばれる特殊な計測システムにより燃料の移動挙動を観察できるなどの特徴を持っている。

CASCADE コード

ポーラス状閉塞の熱流動場に適用できるように閉塞構造物内の 3 次元的熱伝導を考慮できるようにした、有限差分法に基づく熱流動解析コード。

CDA (炉心崩壊事故)

Core Disruptive Accident。一般に FBR では、プラントの安全性を評価するための各種事故を想定しても、炉心での冷却材沸騰や燃料溶融が生じることなく、また、格納施設の健全性を損なうことはない。しかし、FBR が実用化に向けた開発段階の炉型であり、プルトニウム燃料を用いた高速中性子炉であるという炉心特性を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器および格納施設内で適切に緩和されることを確認してきている。この仮想的な安全評価事象が炉心崩壊事故であり、世界の FBR 開発の当初から FBR の安全研究の中心課題のひとつとなっている。仮想的炉心崩壊事故(HCDA: Hypothetical Core Disruptive Accident)とも呼ばれる。

DN

Delayed Neutron。燃料が核分裂後しばらくして発生する遅発中性子のこと。原子炉の運転時の炉心の動特性や制御を容易にする上で重要な役割を担っている。また、燃料ピンの破損時には遅発中性子を放出する核分裂生成物 (遅発中性子先行核と呼ばれる。) が

冷却材中に移行し、冷却材によって運ばれるため、燃料破損の検出用として利用できる。

DRACS

Direct Reactor Auxiliary Cooling System。直接炉心補助冷却系。原子炉容器の中に熱交換器を浸漬させるなどの方法により主冷却系ループを使わないで炉心の崩壊熱を除去する系統である。

EAGLE プロジェクト

カザフスタン共和国、国立原子力研究センターの IGR 炉を用いた炉内試験、及び電気加熱により融体を生成する試験施設を用いた炉外試験からなる試験研究プロジェクト。本プロジェクトの目的は、炉心損傷事故時に溶融燃料が速やかに炉心外に排出されることにより再臨界の問題ができるとの見通しを実験的に得ることにある。EAGLE は Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities の略。

EBR-II RBCB プログラム

サイクル機構が ANL と共同で EBR-II 炉を用いて実施した EBR-II ORT プログラムの試験。Run Beyond Cladding Breach の略。

EBR-II TOPI 1E 試験

サイクル機構が ANL と共同で実施した EBR-II ORT プログラム（1981～1995 年）の中の 1 試験。過出力条件で 2 本の燃料ピンが溶融を伴って破損し、溶融燃料が冷却材流路中に放出された。

EBR-II 炉

米国アルゴンヌ研究所で燃料照射用原子炉として使われたタンク型の高速実験炉。熱出力及び電気出力は、それぞれ 62.5MW 及び 20MW である。1994 年 9 月 26 日に運転停止。現在、閉鎖作業中。

EFR (European Fast Reactor)

1990 年代に、仏独英の欧州研究機関と電気事業者が共同で設計研究を進めた大型高速炉の開発プロジェクト。概念設計が行われ、経済性及び安全性の目標を達成する見通しを得たが、本計画は事実上中断されている。

FD 試験

EAGLE プロジェクトで実施する炉内試験の 1 つで、FD は Fuel Discharge の略。最終試験である ID 試験と同等の試験体形状でのドライ体系試験。

FFTF 炉

米国の熱出力 400MW のナトリウム冷却ループ型の高速実験炉で、Fast Flux Test Facility の略。1980 年臨界達成後、順調に運転されたが、現在、運転待機状態にあるが、2001 年 1 月 19 日に、FFTF の廃炉を妥当とする包括的環境評価に基づく最終決定書 (ROD: Record of Decision) に DOE 長官が署名。

GP 試験

EAGLE プロジェクトで実施する炉内試験の準備試験の 1 つで、GP は Gas Pressurization の略。燃料ペレット数個をパルス加熱で熔融させ、不純物ガスなどによる圧力発生を把握するとともに、炉内試験での圧力測定技術を確立する。

IAEA/INSAG-3

「原子力発電所の基本的安全原則」に関する報告書であり、国際原子力機関 (IAEA) の中に設置された IAEA 事務局長の諮問機関である国際原子力安全諮問グループ (INSAG) によって作成された。

ID1、ID2 試験

EAGLE プロジェクトで実施する炉内試験の最終ターゲット試験で、ID は Integral Demonstration の略。ナトリウムを使用した実機模擬性の高い炉内試験。2 回の試験で、燃料温度や冷却材温度などの条件を最適化することにより、早期燃料排出挙動に係わる有効な試験データの取得を図る。

IGR 炉

EAGLE プロジェクトで使用するカザフスタン・国立原子力センター所有の試験用原子炉。短時間に大きな出力パルスを与えて、試験燃料を熔融させることのできるグラファイト減速のパルス型試験炉であり、試験燃料は原子炉の中央にある試験孔に設置される。これまでも軽水炉燃料及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を観測するための研究に広く活用されてきている。IGR は Impulse Graphite Reactor の略。

MELT-II 試験装置

炉心損傷事故時の熔融炉心物質の挙動や冷却材との相互作用などの挙動把握を目的として、高周波誘導過熱で熔融物質を生成できる大洗工学センターの試験施設。融体の模擬物質としては低融点合金、錫、塩、アルミナなどを使用。冷却材としては、水などの模擬物質の他、ナトリウムも使用可能。

MFA-1 試験

日米燃料材料共同開発計画の一環として、「もんじゅ」型燃料集合体を米国の FFTF 炉で高燃焼度まで照射した試験。燃料集合体の炉心材料（被覆管、ラッパ管、ワイヤ）には PNC316 鋼を用いた。

MOL7B 試験

ベルギーMOL 研究所の実験炉 BR 炉を用いて実施された試験。18 本の燃料ピンを用いて冷却材温度を高く設定し、180EFPD (Equivalent Full Power Days) まで照射した時点で最初のピン破損を確認し、その約 200 日の RBCB 運転を行った。

MOL7C シリーズ試験

ベルギーMOL 研究所の実験炉 BR 炉を用いて実施された試験。大きな初期閉塞を設定し、安定冷却性及び損傷拡大挙動を把握した試験シリーズ。燃焼度や閉塞形状をパラメータとして7 試験実施した。

Na-Fe 複合酸化型腐食

酸化力を有しない酸化ナトリウムが鋼中の主成分である鉄とエネルギー的に安定な複合酸化物を形成することで進行する腐食。熔融塩型腐食に比べて進行は穏やかであり、生成した複合酸化物が材料表面から除去されないかぎりほとんど進行しない。もんじゅの事故室の床ライナで発生したと推定される腐食機構。

ODS 鋼（酸化物分散強化型ステンレス鋼）

Oxide Dispersion Strengthened Stainless Steel。高燃焼度までの耐照射性に優れるが高温強度が不足しているフェライト系ステンレス鋼に微細な安定酸化物粒子を材料中に分散させ高温強度を改善することを狙った材料で、高燃焼度燃料被覆管用材料として開発中である。当面は、製造技術の確立、製造コスト低減の見通しを得ることが重要課題となっている。

Phenix 炉

フランスのナトリウム冷却タンク型の高速増殖原型炉。熱出力及び電気出力は、それぞれ 568MW 及び 250MW である。1973 年臨界。現在停止中。

SAS4A コード

炉心損傷事故の起因過程の事象推移を解析する核熱流動の総合計算コード。炉心全体を複数のチャンネルで代表させ、定常運転状態から炉心損傷が開始するまでの一連の物理現象を解析できる。原型コードは米国 ANL で 1980 年代に開発されたが、その後サイクル機構と欧州研究機関（仏 IPSN 及び独 FZK）が共同で改良・検証を進め、国際標準版を整備している。

SIMMER-III コード

炉心損傷事故の遷移過程の事象推移を解析する計算コードで、多相多成分の流体力学モデルを空間依存動特性モデルと結合した総合コード。米国 LANL で開発した SIMMER-II の技術を背景として、1990 年からサイクル機構が中心に完成。現在は、欧州研究機関（独 FZK 及び仏 CEA）との協定に基づき、共同でモデル検証・改良を進めている。SIMMER-III は 2 次元コードであるが、これを 3 次元に拡張した SIMMER-IV についても第 1 版が完成している。

SWAT 試験装置

蒸気発生器の水漏えい時のナトリウム-水反応現象に係わる試験装置。SWAT-1R（反応容器 0.4m^3 ）と SWAT-3R（反応容器 5m^3 ）の 2 つの装置がある。前者は容器単体の小型装置、後者はナトリウムループを構成した大型の総合試験装置。高温ラプチャ挙動、ナトリウム-水反応による熱流挙動（圧力や温度の変化）、伝熱管材料の損耗現象、漏えい検出器開発に係わるデータ取得などの試験が行われる。

TOH 試験

サイクル機構が ANL と共同で実施した EBR-II ORT プログラムの一環として、照射済燃料ピンを電気炉で加熱し、ピン内ガス圧によるクリープ破損を実現したもの。Transient Over Heating の略。

TREAT 炉

米国、アルゴンヌ国立研究所の炉内試験施設。TREAT は黒鉛減速のパルス炉、CABRI 炉と同様、炉心中央に試験燃料を装荷し（簡易ナトリウム・ループ使用）、燃料破損に至

る高い出力条件を与えることができる。駆動炉心が大きく、試験体には燃料ピン7本まで装荷できる。

ULOF 事象

主循環ポンプトリップ時に炉停止に失敗することを敢えて想定した事象。20 秒程度の短時間で冷却材が沸騰し、短時間で炉心損傷に至る代表的な事故事象。ULOF は Unprotected Loss Of Flow の略。

WF 試験

EAGLE プロジェクトで実施する炉内試験の準備試験の1つで、WF は Wall Failure の意。燃料ピン 12 本を用い、スチール構造壁の破損挙動を把握するとともに、本試験に向けた試験及び計測技術の確立を目的としている。

温度成層化現象

高温の流体と低温の流体などの密度が異なる流体が成層化し、両者の界面に急峻な温度勾配が生じる現象。温度勾配が生じる場所での熱応力が構造健全性確保の観点から重要となる。

核加熱

原子炉内に置かれた核燃料が、中性子による核分裂による内部発熱で加熱されること。炉内試験においては、試験用原子炉内に設置された試験燃料が炉心（駆動炉心と呼ばれる）からの中性子により核分裂し、試験燃料内部で発熱し加熱される。

確率論的安全評価（PSA）

原子力発電所のような大規模で複雑なシステムのリスクを論理的なモデルを用いて体系的に評価することである。一般に原子力発電所の PSA は、(1)炉心損傷発生頻度をもとめること、(2)環境中へ放出される放射性物質の量と確率をもとめること、そして(3)公衆への健康影響などの被害を評価して被害と発生頻度の関係を表す曲線をもとめることから構成される。狭い意味では PSA は、(1)のシステム解析をさす。

起因過程

炉心損傷事故における、定常運転状態から炉心の損傷が開始するまでの事故の初期段階。ラッパ管に囲まれた燃料集合体内で、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が生じて、軸方向物質移動が生じる過程。

起因事象

原子炉の異常状態（運転時の異常な過渡変化や事故）が始まるきっかけとなる出来事。原子炉施設の中の機器や系統の故障、運転員の誤操作、外部電源喪失等の外的要因が含まれる。

機構論的評価手法

評価対象となる現象を形成する物理的・化学的機構を、それぞれの機構を表現する基礎式に基づいて、できる限り忠実に計算モデル化する手法。実験データに基づく経験的モデルや簡易モデルを使わないことから、汎用性が高く適用範囲も広いが、逆に個別の機構に対する詳細なモデル検証が必要となる。

急速加熱破裂試験

被覆管の高温での材料強度を測定するための炉外試験。被覆管試験片に一定内圧を負荷した後、所定の一定加熱速度で試験片を加熱し、試験片の破裂温度等を測定する試験。LOF（冷却能力低下型事象）時の被覆管温度履歴の一次ピークを模擬しており、試験条件としては周応力（内圧）と加熱速度を設定する。

クリープ破損

高温で一定荷重（応力）条件下に置かれた材料の変形（ひずみ）が、時間経過とともに進行し、破損に至る現象。特に、低圧・高温システムの FBR においては、温度変化サイクルに伴う繰り返し疲労とともに重要な材料損傷のメカニズムである。

原子炉保護系

原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系を作動させることによって原子炉を自動停止させる設備である。安全保護系とも呼ばれる。

高温ラブチャ

蒸気発生器における伝熱管破損事故において、漏えいを起こした伝熱管の周囲の伝熱管がナトリウム－水反応の反応熱により加熱され、材料強度が低下した状態で内圧により破損する現象。

サーマルストライピング

温度差のある流体が混合し、温度の均一化が起こるまでの過程で、流体温度の変動が生じ、温度ゆらぎが生じる現象。これによって構造物に生じる熱応力は構造破損の原因と

なりうる。

再臨界

プルトニウム燃料を用いた高速中性子炉である FBR の炉心は、一般に、反応度を最大とするような炉心形状では設計されないため、冷却材のボイド化や燃料の再配置によって、正の反応度が投入される潜在的可能性がある。反応度が即発臨界を超えて短時間に大きなエネルギー発生に至るような状態が再臨界と呼ばれる。炉心損傷事故を想定した場合には、熔融燃料が集中するように移動すると、再臨界が生じる結果、エネルギー発生に伴う機械的影響が問題となる。「再臨界問題の排除」とは、炉心損傷時に熔融燃料が速やかに炉心外へ排出されることにより、反応度の上昇を制限し、よって機械的影響を問題とするような再臨界の可能性そのものを排除しようという考え方である。

サブチャンネル解析

熱流動解析を行う体系をいくつかの体積要素（それぞれ小さな流路に相当する）に分割して基礎方程式を離散化する方法。それぞれの体積要素をサブチャンネルという。例えば、FBR 燃料集合体内部を解析するとき、3 角配列された燃料ピンバンドルの 3 本の燃料ピンで囲まれる冷却材流路が 1 つのサブチャンネルに相当する。

自然循環

温度差によって生じる浮力を駆動源として冷却材が主冷却系を循環する現象。動力を必要とするポンプを用いなくて自然現象による冷却材の流量を確保できる固有のメカニズムであることから、高信頼度で、炉心からの残留熱を除去できる方法である。

受動的安全性

ポンプや送風機、制御棒駆動機構などの動的な機器（動力や作動信号を必要とする）を用いずに原子炉を停止させたり除熱したりする方法を受動的な安全機能という。あるシステムが、自然現象に基づく固有のメカニズムにより高いレベルの安全性を達成するとき、受動的な安全性を備えていると呼ぶ。

信頼性データベース(CORDS)

FBR の PSA を実施する際に機器故障率を提供するために、サイクル機構が開発したデータベースであり、主として液体ナトリウムを流体とする配管系の機器の運転・故障経験データを保有する。データソースは日米の FBR と液体ナトリウム試験ループであり、PSA のための FBR 機器信頼性データベースとしては世界最大の母集団を有している。

スプレイ燃焼

ナトリウムがスプレイ状に漏えいして燃焼する現象

スローランプ型

数十秒以上の時間スケールで出力を徐々に上昇させるタイプの過出力。FBR における制御棒誤引抜き事象のように反応度の上昇が緩慢な事象に対応する。

遷移過程

炉心損傷事故の起因過程に続く事故進展の段階で、炉心溶融プールが形成され拡大する過程を呼ぶ。起因過程から事故後過程への移行段階ということで、「遷移」過程と呼ばれる。

ソースターム

炉心損傷事故時には、燃料が溶融し、核分裂生成物（FP）が炉心から放出される。このとき、一次系や格納容器の健全性が損なわれていなくとも、FP などの放射性物質は一定の漏えい率で環境へ放出される。放射性物質による環境影響を評価するためには、FP などの種類や化学形、放出量を明らかにする必要があるが、これらを総称してソースタームという。

卓越周波数

統計的なゆらぎや振動現象を支配する代表的な周波数である。ある物理量の時間変化を統計処理してスペクトルを取ってみると、その周波数域にピークが生じる。

中性子輸送計算

原子炉内の中性子の空間分布を求める計算方法

燃料スミア密度

燃料ペレット-被覆管ギャップも含めた燃料ピン内の体積に占める実効的な燃料密度を表すものであり、燃料の理論密度（ポロシティー等の空隙体積を含まない燃料結晶の密度の理論上の上限）に対する比で表す。例えば、「もんじゅ」の炉心燃料のペレット密度の平均は理論密度の約 85%であるが、スミア密度では理論密度の約 80%となる。

燃料デブリ

炉心損傷事故時に一旦溶融した燃料が冷却されて生成する燃料粒子。核分裂反応は収まっているにもかかわらず崩壊熱により低い出力レベルで発熱を続けている。

変形バンドル

燃料集合体の燃焼度が高くなると、スエリング、熱クリープ、照射クリープなどで燃料被覆管やラッパ管が膨張する。このように変形した燃料集合体を変形バンドルと呼び、このような体系においても、確実に除熱できることが重要である。

ボイド反応度

固体燃料と液体冷却材を用いる原子炉の炉心内において、冷却材の沸騰あるいは気泡通過等の原因によるボイド（気泡）による炉心反応度に及ぼす効果。ナトリウムを冷却材に用いる FBR では、冷却材の沸騰開始温度は炉心内では 900℃以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷事故を仮定した場合には、冷却材沸騰による正の反応度効果が炉心損傷の事象推移に影響を与える可能性があり、再臨界を回避するためには正のボイド反応度の大きさを制限する必要がある。

ポーラス状閉塞

ワイヤスペーサ型集合体で考えられる閉塞形態のひとつ。冷却材中を流れる異物が、燃料集合体を発熱部まで流れてかつワイヤ等に引っかかり得るものとして、直径 1mm 前後の粒子状のものが厚みをもって堆積することを想定すると、閉塞物は例えば軽石のように内部に流体が通過し得る状態となる。このような閉塞をポーラス状閉塞という。ポーラスとは多孔質のこと。

ホットスポット温度

炉心（燃料集合体）内部で最も温度が高い部位の燃料温度。

溶融塩型腐食

高温溶融体中で、酸化力のある過酸化ナトリウムにより鋼材が直接酸化されることで激しい腐食が進行する機構。同様に激しい腐食を生じる溶融塩腐食と類似することからこう呼称している。もんじゅ事故後行なわれた燃焼実験Ⅱの湿分過多雰囲気が発生したと推定される腐食機構。

リスク(情報)

原子力施設の潜在的危険性を表す指標であり、人や環境に災害を及ぼす可能性のある事態の生起確率と影響度の積で定義される。ここでは、FBR の安全性を定量的に表す指標として「リスク(情報)」を活用する。リスクの具体例は、(1)炉心損傷の発生頻度、(2)炉心損傷に伴って環境中へ放出される放射性物質の量と確率等である。

リビング PSA

確率論的安全評価 (PSA) は、設計・建設段階、あるいは運転段階のある時点において、その時の安全性を包括的に評価するものである。これに対して、リビング PSA は、プラントの運転に伴って蓄積される機器故障率等の運転経験データや日常の運転管理の中で点検活動等によって時間とともに変わりゆく系統・機器の状態を反映して、継続的に実施する、活きたモードでの PSA である。

流体-構造連成挙動

流体と構造との間で、熱、運動量、質量等の授受が発生する現象。FBR におけるサーマルストライピングのように、この現象が顕著な場合には、両者を同時に考慮して解析評価する必要がある。

冷却材バウンダリ

原子炉冷却材を内包する構造物で、原子炉容器、主冷却系配管、主冷却系ポンプ等を総称している。安全上の重要度がもっとも高く、その構造健全性には細心の注意が払われる。

炉心損傷事故

CDA の項を参照。

炉心プール

炉心損傷事故の遷移過程において、炉心を構成する物質（燃料及び構造材のスティール）が溶融して形成されるプール

炉内過出力試験

照射した燃料ピンに過渡的な出力上昇を加えることにより、過出力型事象を模擬した試験のこと。過出力型事象時の燃料ピン挙動および破損限界評価のために実施する試験。

参 考 資 料 5

高速増殖炉の安全研究
(OHP資料)

課題名：高速増殖炉の安全研究
(中間評価)

2001年3月

核燃料サイクル開発機構

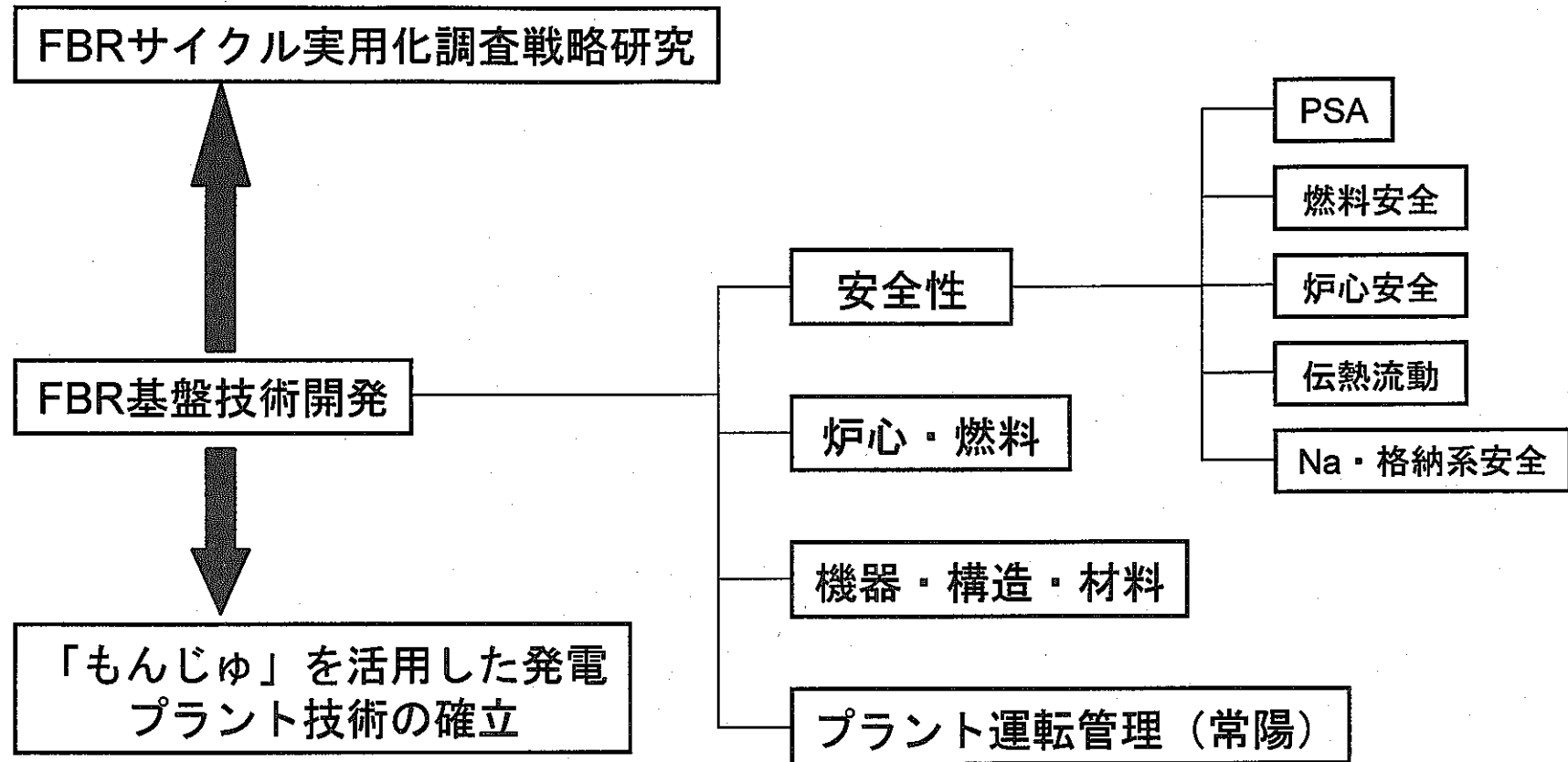
説明内容

- 背景及び研究目的
- 評価の対象範囲
- 機構の安全研究と国の年次計画との関連
- これまでの研究成果及び今後の計画
 - ◆ 確率論的安全評価に関する研究
 - ◆ 燃料安全に関する研究
 - ◆ 炉心安全に関する研究
 - ◆ 伝熱流動に関する安全研究
 - ◆ ナトリウム及び格納系に関する安全研究
 - ◆ これまでの主要成果
- 今後の重点研究課題
- 実施体制及び資金計画
- 期待される成果

はじめに（高速増殖炉の研究開発）

- 大洗工学センターを中心に実施している高速増殖炉（FBR）の研究開発につき、課題評価委員会にて、順次中間評価を受けることとする。
- 具体的には以下の4分野
 1. 高速増殖炉の安全研究（今回の対象）
 2. 高速増殖炉の炉心・燃料に係わる研究開発
 3. 高速増殖炉の機器構造材料に係わる研究開発
 4. 高速実験炉「常陽」を用いた研究開発

FBR研究開発における安全研究の位置付け



背景及び研究目的

- 高速増殖炉（FBR）開発を支える主要研究開発分野のひとつとして、これまで高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の許認可、並びに電気事業者の実証炉計画に直接・間接に貢献を果たし、これを通じて体系的な安全技術基盤を確立してきた。
- 平成11年度以降は、サイクル機構の中長期事業計画を受けて、FBRの実用化のための重要な要素技術開発の一環として、FBRサイクル実用化戦略調査研究第1期での検討のための評価手法や基礎資料を提供してきた。
- 平成13年度以降は、FBRサイクル実用化戦略調査研究第2期における実用炉候補概念の比較検討や絞込みに、経済性とのバランスを取りつつ、安全研究成果を重点的に反映する。
- また、原子力安全委員会が策定し推進する国の安全研究年次計画に昭和63年度からFBR分野が追加され、この分野においてはサイクル機構は中心的な役割を果たしてきた。現在平成8～12年度の年次計画の取りまとめを行っており、すでに策定された平成13年度以降の次期計画においても積極的な貢献を果たす計画である。
- さらに、サイクル機構は高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の設置者として、これら原子炉の許認可、安全性維持・向上への貢献の役割も有している。

評価を受ける範囲

- 我が国のFBR開発及び国の安全規制への貢献に係わるこれまでの安全研究の研究成果（過去5年間を中心）
- FBRサイクル実用化戦略調査研究第2期への反映及び国の次期安全研究の実施に係わる平成13～17年度の計画や進め方。特に、比較的規模の大きな試験研究や国際共同研究の計画
- 評価の対象分野としては、炉心・燃料、機器・構造・材料、「常陽」を用いた研究等については別途評価の機会を予定しているため、以下の5分野に係わる安全研究を主たる対象とする。
 - 確率論的安全評価（PSA）：FBR用のPSA手法と信頼性データベースの開発・整備・適用、リスク情報に基づく安全設計方針や運転保守の検討を通じて、合理的な安全基準類の整備を達成
 - 燃料安全研究：過渡時の燃料破損限界等の研究を通じて、燃料設計や安全評価のための合理的な判断基準や解析手法を確立
 - 炉心安全研究：FBRに特有の炉心損傷時の再臨界問題を解決するための事象推移評価手法、炉心損傷時の融体挙動や燃料挙動に係わる炉内・炉外試験等の研究
 - 伝熱流動研究：熱流動設計や安全評価の高度化のための過渡伝熱流動、自然循環除熱等の伝熱流動に係わる安全研究
 - ナトリウム及び格納系の安全研究：FBRに特有のナトリウム漏えい燃焼、蒸気発生器におけるナトリウム－水反応、ソースタームと格納系安全評価手法の研究

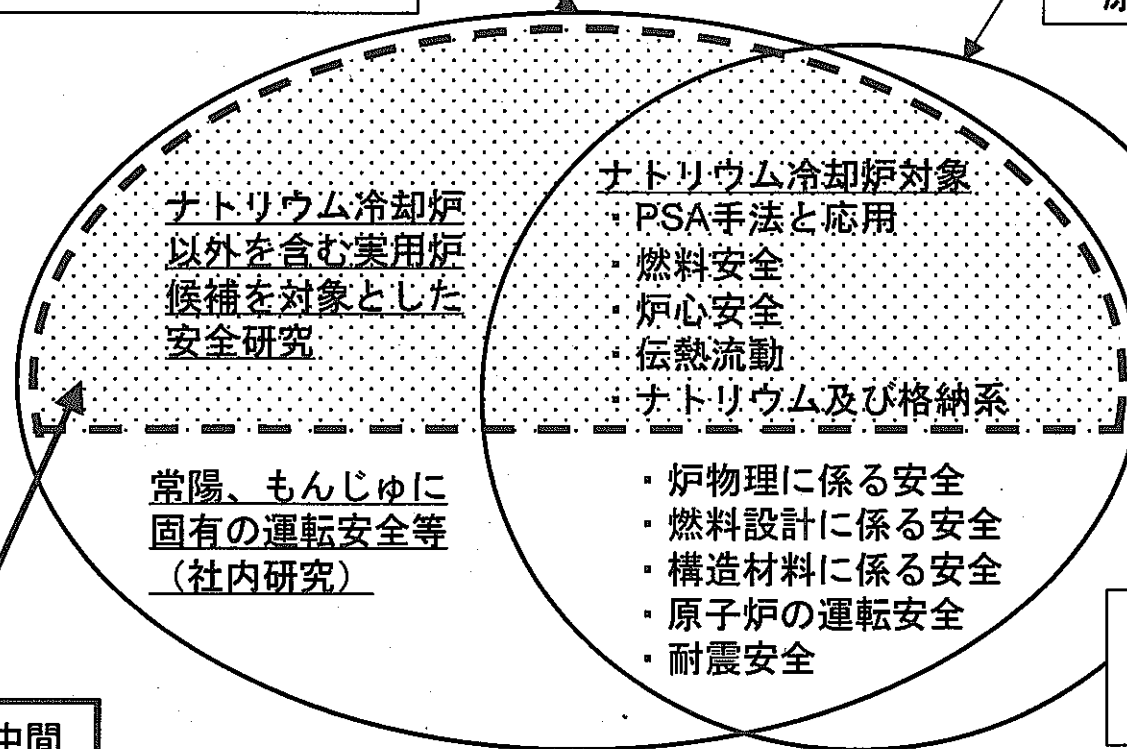
サイクル機構の安全研究と国の 年次計画との関連

サイクル機構のFBR安全研究

- ・ FBR実用化を支える基盤研究
- ・ 国の安全規制への反映
- ・ 常陽、もんじゅの安全性向上

国の安全研究年次計画

- ・ 国の安全規制（安全基準類策定、許認可判断材料提供等）
- ・ 原子炉施設の安全性向上



今回の中間
評価の対象

サイクル機構以外の機関
が実施する研究（原研、
金材技研）

高速増殖炉の安全確保と安全研究

- 多重防護による安全確保：原子炉の炉心に存在する放射性物質の影響から人と環境を守る（軽水炉と同等）。
- FBRの特徴を踏まえた安全確保のための研究の重点化
 - 高燃焼度の炉心：異常状態における燃料ピンの安全裕度の確保
 - 伝熱特性の優れたナトリウムの使用とプラントの高温化：自然循環除熱の活用、構造信頼性確保に向けた過渡伝熱流動現象の解明と解析技術の高度化
 - プルトニウムを使用する高速中性子炉：万一の炉心損傷時の合理的な安全評価による安全裕度の確保、将来は再臨界問題の排除を目標
 - 化学的に活性なナトリウムの使用：ナトリウム漏えいに係わる対策、蒸気発生器に伝熱管破損（ナトリウム－水反応）に係わる対策

平成8~12年度の安全研究の計画と目標

- 国の安全研究年次計画に沿った研究計画（「もんじゅ」及びその延長上のナトリウム冷却炉を想定）
- 電気事業者の「実証炉」計画を念頭に置いて、実証炉の設計と安全審査に必要な安全研究に重点化して実施
- 平成7年12月の「もんじゅ」事故の影響
 - 事故の原因究明・再発防止策検討並びに安全総点検のため、安全研究課題の追加、変更
 - 研究施設の一斉安全点検・安全対策の優先実施による試験研究計画の変更
- FBRサイクル実用化戦略調査研究の開始によるFBR研究開発の見直しと重点化
 - 安全研究についても、国に登録した研究を維持しつつも、FBR実用化のための枢要技術開発に重点化

研究課題の一覧と概要

- 確率論的安全評価（PSA）：PSA手法の開発・整備・改良、「もんじゅ」への反映、FBR機器信頼性データベースの構築と応用、リスク情報を活用した安全設計方針検討等
- 燃料安全に関する研究：過渡時燃料破損限界（EBR-II、CABRIを含む）、炉心局所事故（解析コード、炉外・炉内試験）
- 炉心安全に関する研究：炉心損傷事象推移評価手法（SAS、SIMMER）、CABRI炉内試験、融体挙動（MELT-II炉外試験、EAGLEプロジェクト等）
- 伝熱流動に関する研究：過渡伝熱流動、自然循環除熱、受動的安全性に関する研究（機構論的解析コード体系、ナトリウム及び水試験データベース）
- ナトリウム及び格納系に係わる安全：ナトリウム漏えい燃焼、ナトリウム-水反応、ソースタームと格納系安全評価手法に関する研究

確率論的安全評価に関する研究

(1) 研究概要

- 研究の目的：FBRの安全性を包括的に評価するための手法体系を開発するとともに、手法の適用を通じて安全性の向上に資する。
- 研究内容：FBRのリスクを評価するための確率論的安全評価 (PSA) 手法を開発するとともに、信頼性データベースを構築する。さらに、本手法をFBRプラントへ適用することにより、安全性向上方策を提示する。
- 研究成果の達成度：FBRの安全性を、炉心損傷に伴う大量の放射性物質放出のリスクとして、包括的かつ定量的に評価できるよう評価手法とデータベースが整備された。「もんじゅ」がIAEA/INSAG-3の基本安全原則に示される新設炉の安全目標を十分達成していることを確認した。
- 残された課題：
 - ① 実用化炉の安全設計方針作成のためのリスク情報の活用
 - ② 実用化戦略調査研究第2期における候補プラントの絞り込みのための概略PSA評価
 - ③ 高速増殖炉プラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用

確率論的安全評価に関する研究

(2-1) 「もんじゅ」PSA：安全性向上への反映

「もんじゅ」の設計情報、「常陽」や軽水炉の運転・保全についての情報等を基に、「もんじゅ」を対象とした詳細なPSAを実施するとともに、炉心損傷発生頻度の低減に有効な設計改良や事故管理方策を検討した。その結果を「もんじゅ」における詳細設計と緊急時運転手順書案の作成へ反映し、炉心損傷発生頻度の大幅な低減を達成した。

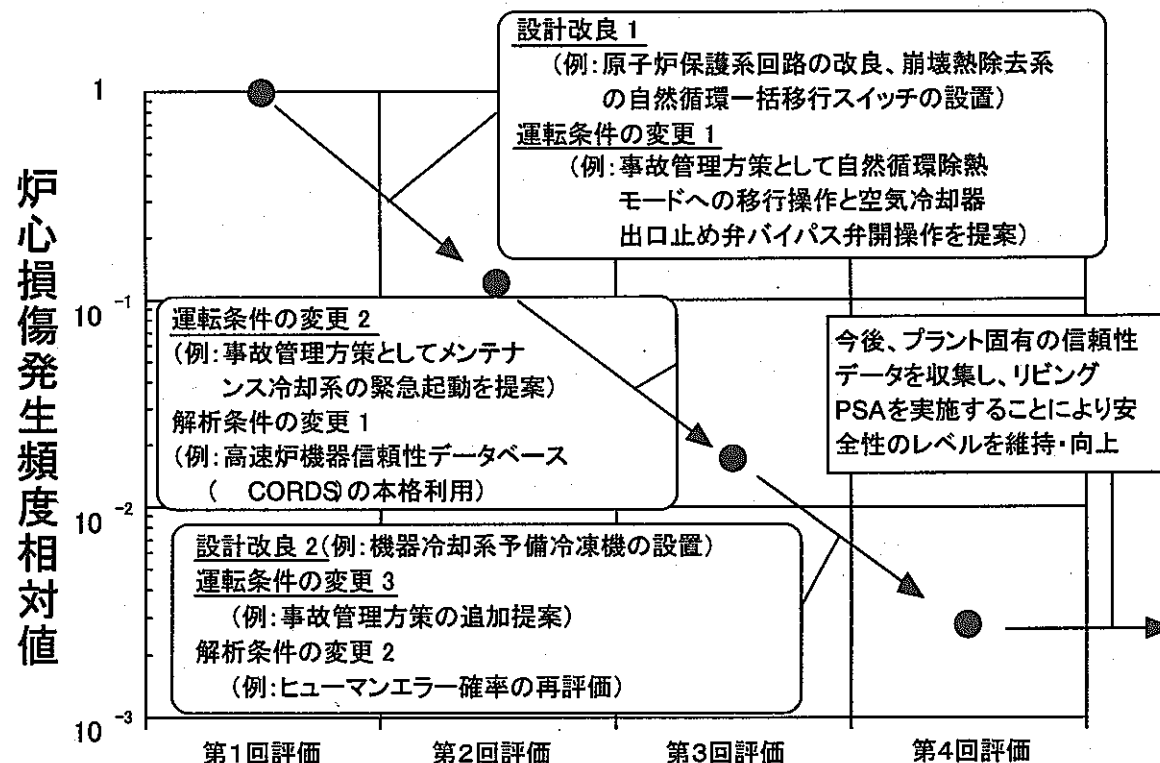


図 設計改良、運転条件の変更等による炉心損傷発生頻度の低減

確率論的安全評価に関する研究

(2-2) 「もんじゅ」PSA：潜在的风险の特性把握

● 炉心損傷事象を仮想した場合の放射性物質放出リスクを評価するためのPSA評価技術を確立

● 「もんじゅ」の炉心損傷事象に伴う潜在的な放射性物質放出リスクについて、以下の特性を確認

- (1)ある発生確率を境に放射性物質の放出割合が極端に増えることは無い
- (2)発生確率の高い領域は、放射性物質の放出割合が小さく抑えられている
- (3)放射性物質の放出割合が大きい領域は、発生確率が低く抑えられている

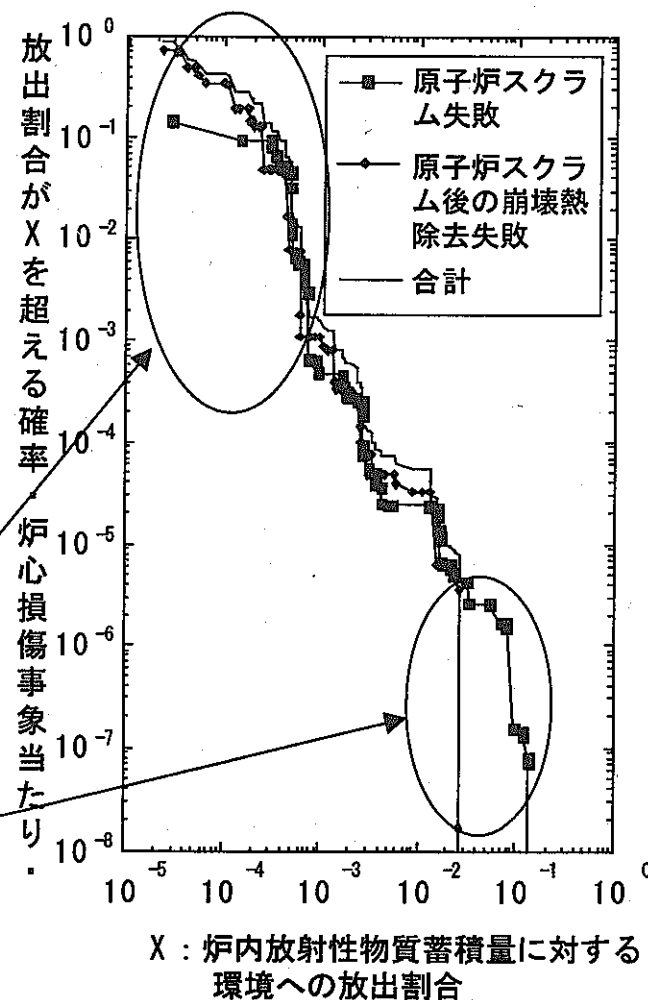


図 放射性物質放出リスクの評価例

確率論的安全評価に関する研究

(3)PSA手法の開発・整備

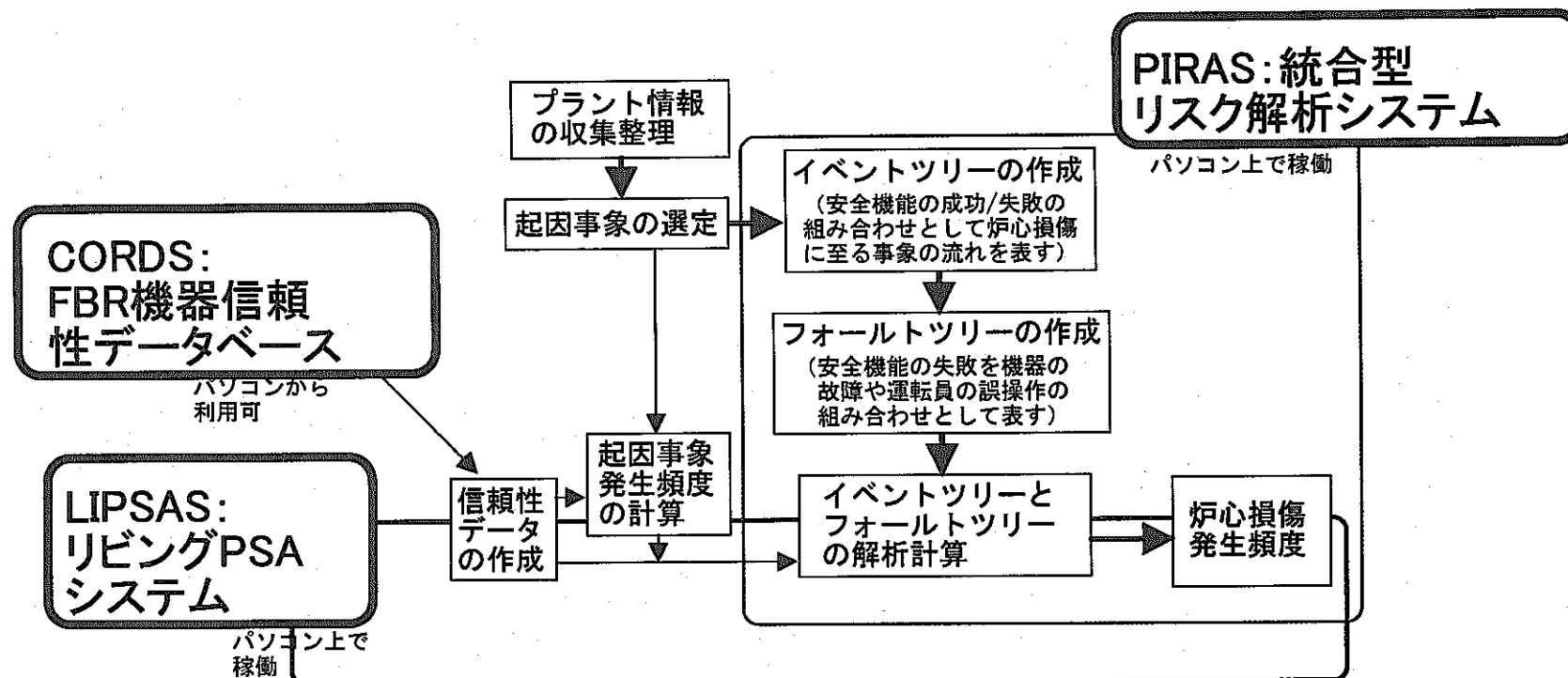
①FBRプラントのPSA技術の確立

統合型リスク解析システム(PIRAS)やFBR機器信頼性データベース(CORDS)等の開発により、「もんじゅ」や大型炉のPSAをパソコン上で効率的に実施可能とした。

②リビングPSAシステム (LIPSAS) の「もんじゅ」への導入

リビングPSAシステム(LIPSAS)を開発し、「もんじゅ」サイトへ導入した。

その結果、サイトにおける簡易PSAにより、安全運転のためのリスク管理が可能になった。



PSA評価の流れと主要な解析システム

確率論的安全評価に関する研究

(4-1) FBR機器信頼性データベース (CORDS) の構築

日米のナトリウム機器故障率データベース

①PSAへ活用できる母集団規模へ到達

動的機器(ポンプ、弁等)の動的故障(運転失敗、作動失敗等)については、故障率をPSAに活用できる規模の母集団に達した。

②故障率データハンドブックの作成、利用、電気事業者への開示

CORDSデータを基に故障率データハンドブックを整備し、これを「もんじゅ」のみならず、平成4年動燃設計の大型炉のPSAへ活用してきた。さらに、故障率データハンドブックを電気事業者へ開示し、実証炉PSAに貢献した。

CORDSデータソース(FBR)

国名	施設名	収集期間
日本	「もんじゅ」	1991年5月～1999年12月(登録準備中)
	「常陽」	1975年7月～2000年3月(収集継続)
米国	EBR-II	1964年7月～1991年12月
	FFTF	1978年9月～1991年12月

→ 今後もデータ収集を継続

CORDSデータソース(ナトリウム試験施設)

国名	組織	登録施設数	収集期間
日本	サイクル機構/大洗工学センター	5施設	1996年3月以前
米国	エネルギー技術工学センター(ETEC)	5施設	1992年3月以前
	ウエスティングハウス社	5施設	1982年6月以前

確率論的安全評価に関する研究

(4-2) FBR機器信頼性データベース (CORDS) の応用

主要なナトリウム機器の非信頼度評価手法の整備

PSAの実施において適切かつ簡便な機器非信頼度評価を行うために、主要なナトリウム機器について故障率の各種パラメータへの依存性を分析した結果、以下を確認した。

- ①機械式ポンプの故障率：設計範囲であれば、流量と温度に依らず一定値を適用可。
- ②電動弁の開閉失敗確率：使用時間と待機時間に依らず一定の故障率値を適用可。

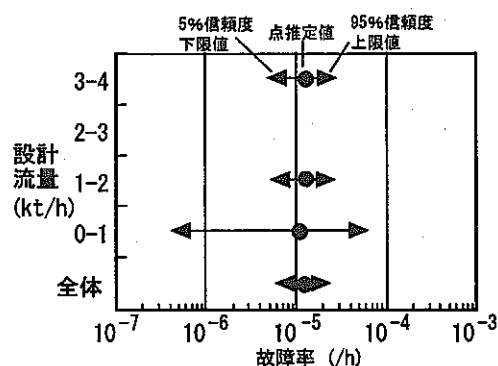


図 ナトリウム冷却系
機械式ポンプ
運転失敗故障率の
設計流量依存性

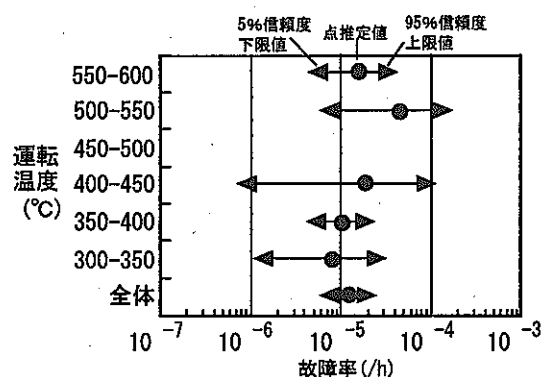


図 ナトリウム冷却系
機械式ポンプ
運転失敗故障率の
運転温度依存性

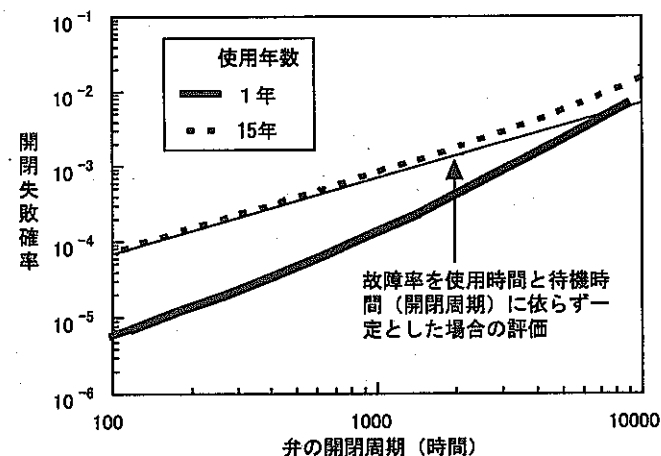


図 ナトリウム冷却系電動弁
開閉失敗確率(点推定値)の
使用時間と開閉周期についての依存性

確率論的安全評価に関する研究

(5-1) 今後の研究計画

①実用化炉の安全設計方針作成のためのリスク情報の活用

●安全確保の基本的考え方と安全要求レベルの案の作成

(考え方の例：ガス冷却炉 → 炉心損傷防止の徹底強化
ナトリウム冷却炉 → 炉心損傷の防止と影響緩和の併用)
(原子力安全委員会での安全目標の検討にも材料を提供する)

●安全要求レベルを確保するための安全設計方針案の整理

(検討対象：安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に関連する設備)

●実用化炉について安全上の重要事象に対する安全確保の考え方、設計対応方針等の整理

(重要事象の例：ガス冷却炉における減圧事象、
ナトリウム冷却炉におけるナトリウム－水反応等)

研究工程

平成13年度	平成14年度	平成15年度	平成16年度	平成17年度
安全確保の基本的考え方と安全要求レベルの案の作成				
安全要求レベルを確保するための安全設計方針案の整理				
			実用化炉について安全上の重要事象に対する安全確保の考え方、設計対応方針等の整理	

確率論的安全評価に関する研究

(5-2) 今後の研究計画

② 実用化戦略調査研究第2期における候補プラントの絞り込みのための概略PSA評価

- 大型・中型ナトリウム冷却炉の概略PSA評価
- 大型ガス冷却炉の概略PSA評価
- 中型重金属冷却炉の概略PSA評価
- 小型炉の概略PSA評価

実用化候補プラントを絞り込むための一つの指標として、炉心損傷発生頻度を評価するため、実用化戦略調査研究第2期における上記候補プラントについて、概念設計情報に基づく概略PSA評価を実施する。
その結果とコストの検討を合わせて、合理的にリスクを低減するための設備構成、設備運用を整理し、提案する。

研究工程

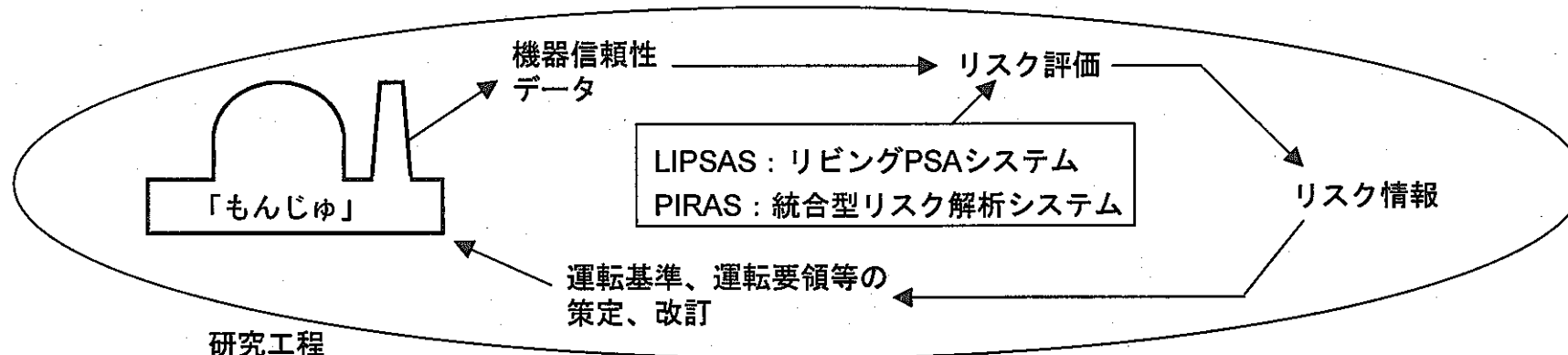
平成13年度	平成14年度	平成15年度	平成16年度	平成17年度
大型・中型ナトリウム冷却炉の概略PSA評価				
大型ガス冷却炉の概略PSA評価(機器信頼性データの調査・収集を含む)				
中型重金属冷却炉の概略PSA評価(機器信頼性データの調査・収集を含む)				
			小型炉の概略PSA評価	

確率論的安全評価に関する研究

(5-3) 今後の研究計画

③FBRプラントの合理的な安全運転のためのリスク情報の活用

- リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領等の策定
- FBR機器信頼性データベース（CORDS）の拡充と活用



平成13年度	平成14年度	平成15年度	平成16年度	平成17年度
リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領等の策定 (原子炉運転時を対象)				
		リスク情報を活用した「もんじゅ」の運転基準や運転要領等の策定 (原子炉停止時を対象)		
FBR機器信頼性データベース(CORDS)の拡充と活用 (「常陽」と「もんじゅ」の機器信頼性データの収集を継続。 「もんじゅ」の機器信頼性データを活用開始)				

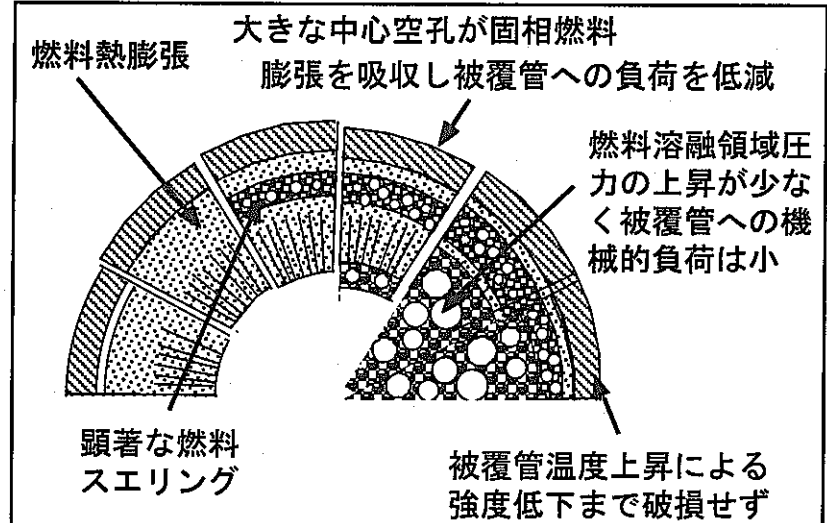
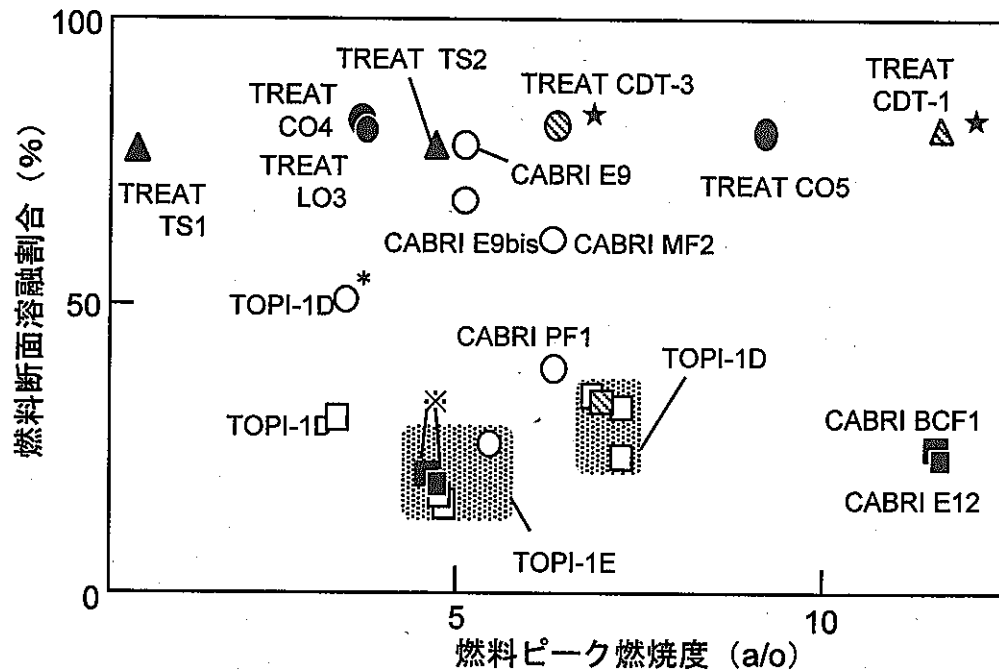
燃料安全に関する研究

(1) 研究概要

- 研究の目的：FBR燃料の過渡条件下での破損限界及び炉心局所事故時の応答に係わる評価手法を開発し、燃料設計・安全評価の基準類に反映する。
- 研究内容：
 - 過渡条件下での破損限界炉内試験データベースの整備・拡充と燃料条件に依存した評価手法の整備、炉心材料の高温強度データベースの整備
 - 炉心局所事故では、炉外Na試験とその評価による流路閉塞時の燃料健全性の評価、炉内ピン破損試験による異常拡大挙動と検知に係わるデータ取得
- 研究成果の達成度：
 - 過出力型・流量低下型事象時の燃料の破損限界の裕度確認。特に、低スミア密度燃料の高い破損耐性を確認
 - 炉心局所事故では、ポラス状閉塞の冷却性評価手法を確立し、燃料損傷時の緩慢な損傷拡大と燃料ピン破損の早期検知性の確認
- 残された課題：
 - MOX燃料に対する破損判断基準の合理化への反映
 - 高燃焼度MOX燃料の破損限界並びに新型燃料（金属、窒化物）の基本挙動及び破損限界に係わるデータ取得の検討

燃料安全に関する研究

(2-1) 過渡時燃料破損限界 (スローTOP時)



スローTOP条件での破損・非破損データ

- ★：冷却材流量が標準条件より大
- #：最大出力位置での概略評価値
- ※：高温強度が相対的に低い被覆材料
- *：中実の低スミア密度燃料

	破損 ($\Delta D/D \geq 1\%$)	非破損 ($\Delta D/D < 1\%$)	非破損
～90%TD (中実燃料)	■	▨	□
～85%TD (中実燃料)	▲	△	
～80%TD (*は中実 他は中空燃料)	●	⊙	○

スローTOP時の破損限界は
燃料スミア密度に大きく依存



低スミア密度燃料の高い破損限界の
確認と解析モデル改良に反映

燃料安全に関する研究

(2-2) 過渡時燃料破損限界 (短時間LOF時)

PNC316鋼の急速加熱破裂試験条件

リグ名	MFA-1
原子炉	FFTF (米国)
被覆管	PNC316
照射温度	491~596℃
照射量	14.3~21.1 ($\times 10^{26} \text{n/m}^2$, $E > 0.1 \text{MeV}$)
周応力	49~196MPa
加熱速度	5℃/s

急速加熱破裂装置の概要

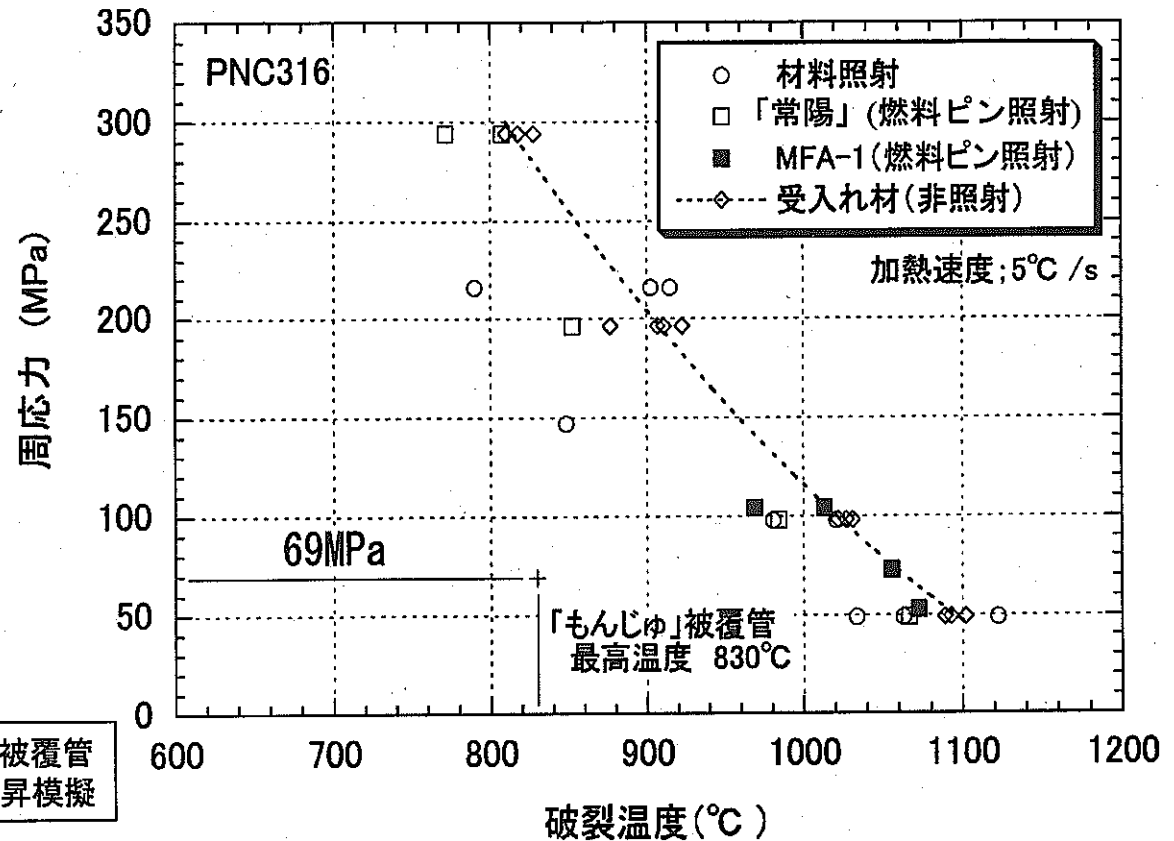
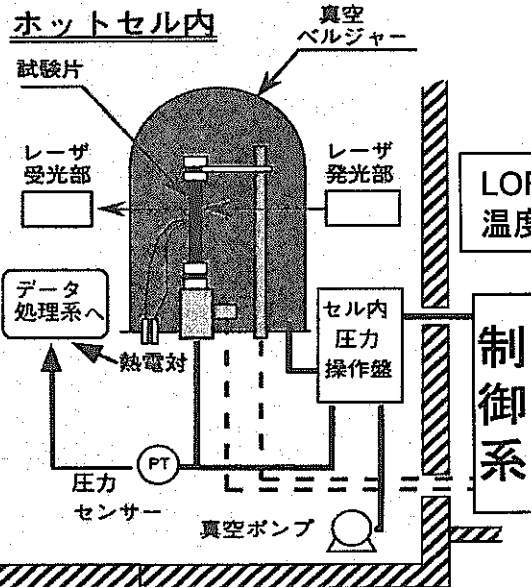


図 照射後急速加熱破裂強度特性

「もんじゅ」燃料許容設計限界の被覆管
最高温度の保守性を確認

燃料安全に関する研究

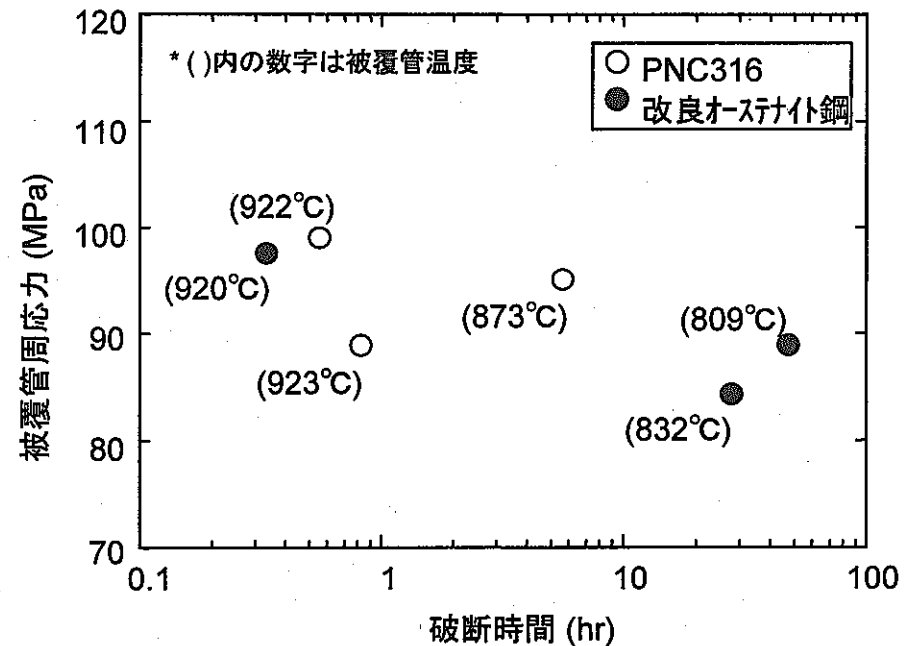
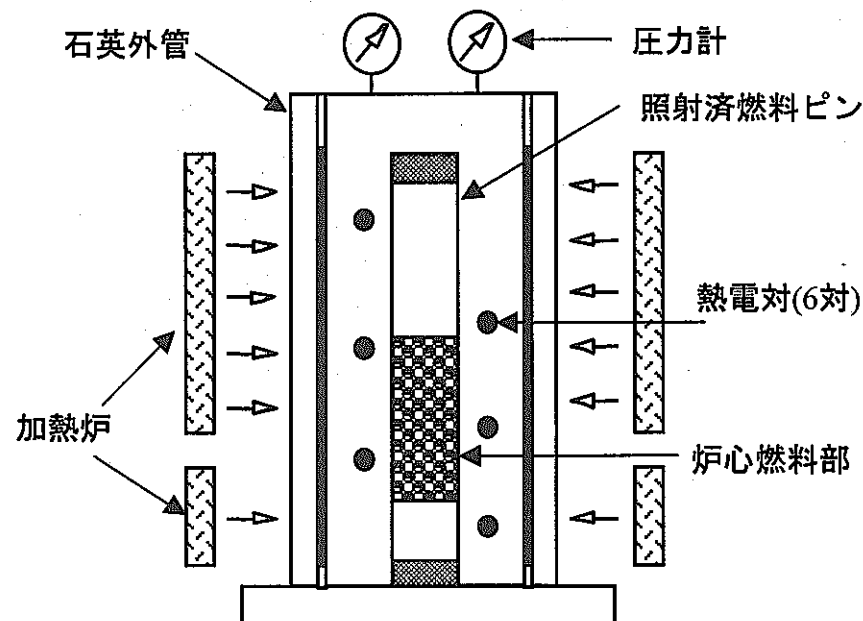
(2-3) 過渡時燃料破損限界（長時間LOF時）

TOH試験(Transient Over Heating)

JNC/DOE共同研究のEBR-IIIにおける
運転信頼性試験の一環として実施。

- ・ 長時間熱過渡時における被覆管破断特性の把握
- ・ 燃料およびFP存在下における被覆管破断特性の把握

TOH試験装置概念図

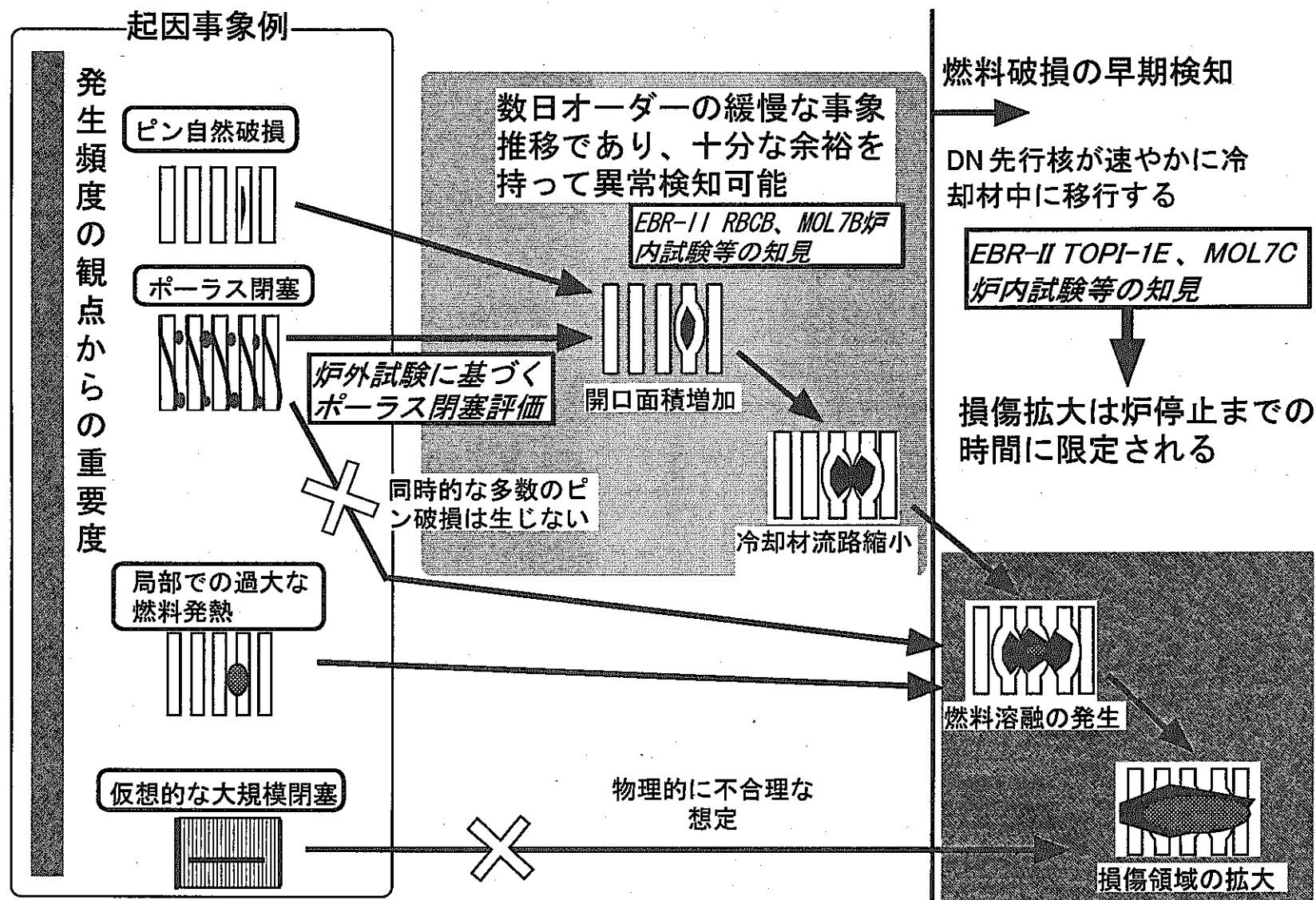


TOH試験における被覆管周応力と破断時間との関係

試験・評価を通して、PNC316鋼、改良オーステナイト鋼被覆管のTOH試験強度特性を把握するとともに、強度式を作成し破断予測評価手法を整備した。

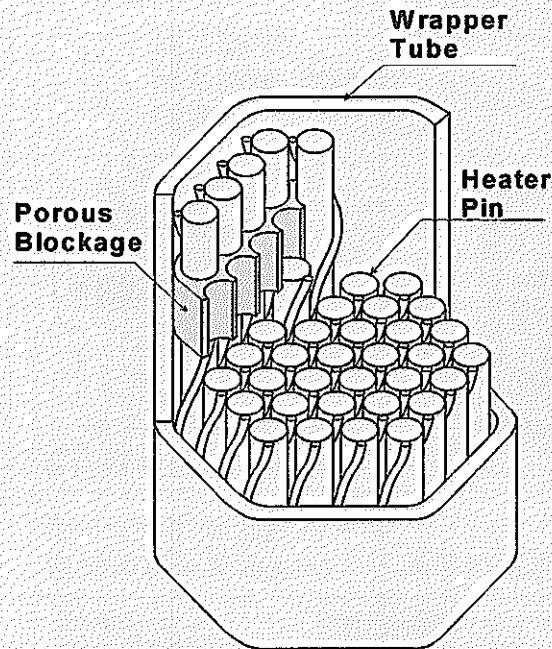
燃料安全に関する研究

(3-1) 炉心局所事故：起因事象と事象進展の概念

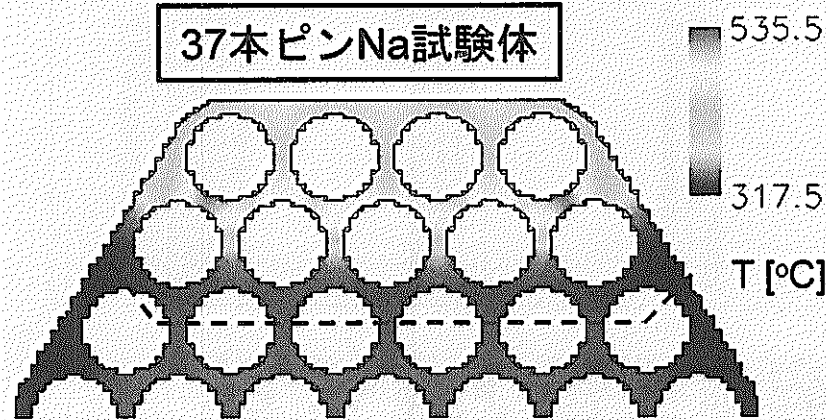


燃料安全に関する研究

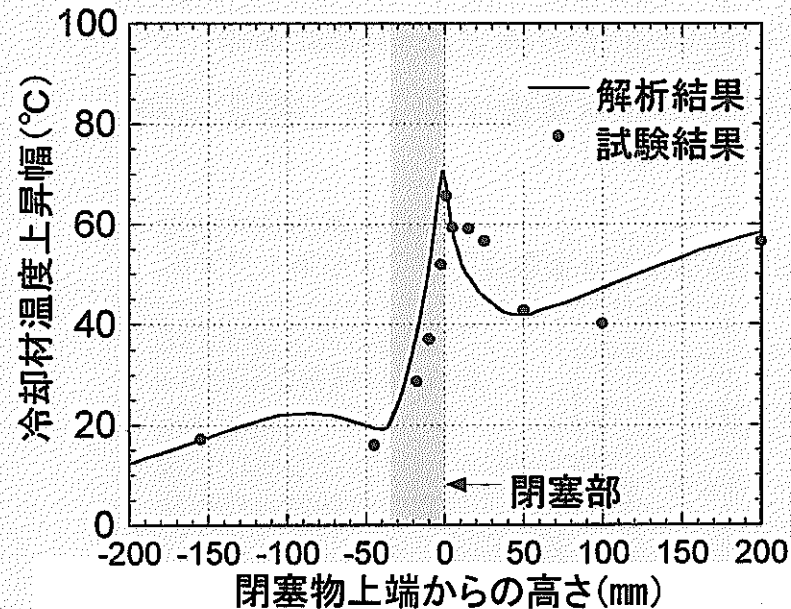
(3-2) 炉心局所事故：ポラス状閉塞炉外試験



37本ピンNa試験体



詳細解析結果 (CASCADE)



集合体全体解析 (ASFRE)

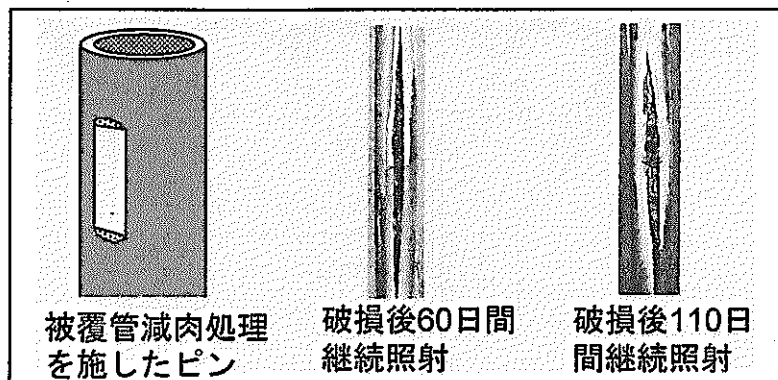
実験・解析を通して、
ポラス状閉塞物を含む燃料集合体内
の熱流動場の特性を把握した

ポラス状閉塞に対する評価手法を整備した

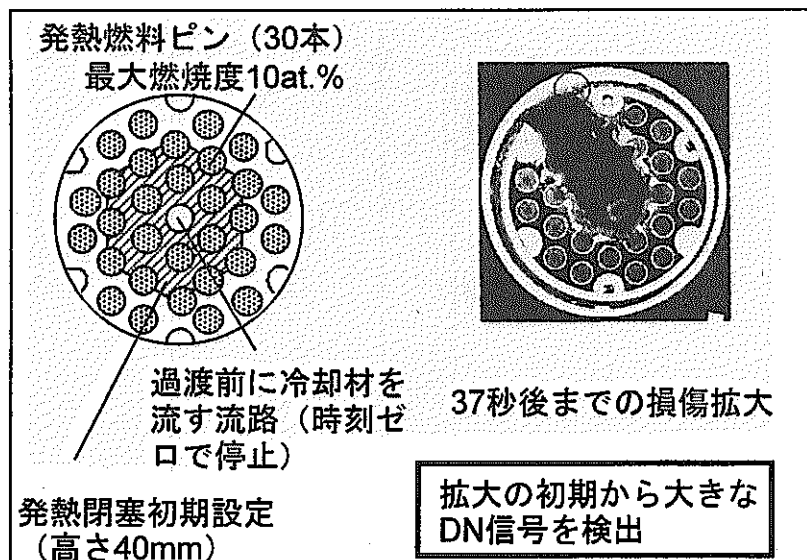
- ・ CASCADEによる多次元詳細解析
- ・ ASFREによる集合体全体解析

燃料安全に関する研究

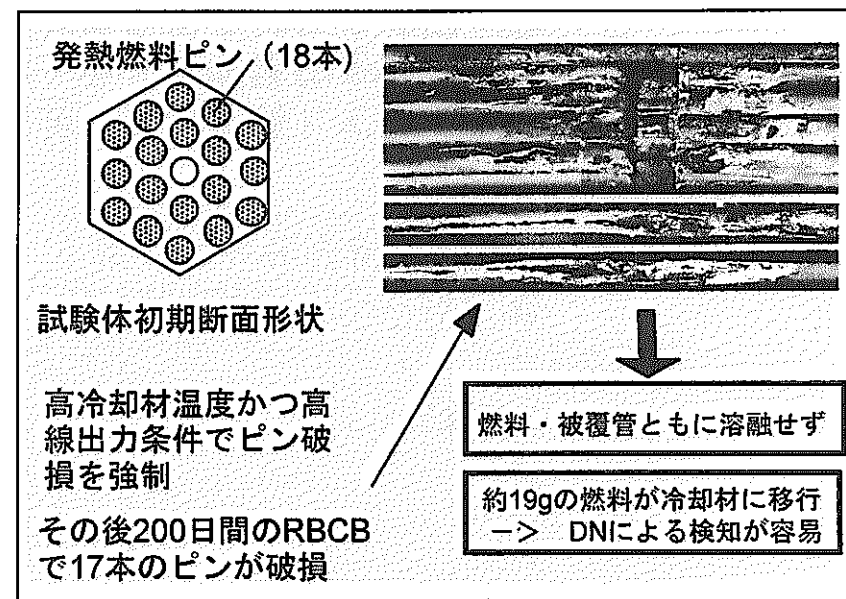
(3-3) 炉心局所事故：炉内試験データの例



破損燃料を継続照射した場合の安定性を示すEBR-II炉でのRBCB試験データ



初期に規模の大きな発熱閉塞を設定し燃料溶融を生じさせたMOL7C/6試験での損傷拡大データ



18本ピン束のほとんどが破損するまでRBCB運転を行ったMOL7B試験データ

燃料溶融に至る前の事象推移の緩慢さ

⇒ 燃料溶融に至る前の異常検知の容易性

燃料溶融を伴う場合のDNの大量放出

⇒ 炉停止までは短時間の損傷拡大のみ

燃料安全に関する研究

(4-1) 今後の研究計画-1/2

- 燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究
 - 過出力条件下での燃料健全性評価：炉内試験データを基に、解析モデル改良を含めた総合評価を行い、燃料条件／過渡条件に依存した破損限界の定量評価手法を整備し、燃料破損判断基準の合理化に資する。
 - 除熱低下型事象時の燃料健全性評価：オーステナイト鋼並びに実用化炉心の候補材料であるフェライト鋼及びODS鋼について、照射済被覆管を用いた炉外強度試験により、破損限界の主要支配因子を評価し、LOF時の燃料要素の許容設計限界の合理化について検討する。
- 炉心局所事故に関する研究
 - 局所閉塞を含む集合体内熱流動の評価手法については、「伝熱・流動に関する安全研究」の中で維持・発展を図る。
- 新型燃料安全性試験の予備調査
 - 実用化戦略調査研究第2期における燃料成立性判断に必要な安全特性を把握するため、TREAT炉を用いた試験計画の実現可能性について予備調査を行う。

研究内容	H13年度	H14年度	H15年度	H16年度	H17年度
・ 過出力時破損限界	解析モデル改良と既存試験の総合評価			破損限界評価手法の整備	
	被覆管強度試験データベースの整備			許容設計限界の合理化検討	
・ LOF時破損限界					
・ 新型燃料安全性試験予備調査	TREAT試験予備調査		予備調査を受けて試験実施方策の具体化		

燃料安全に関する研究

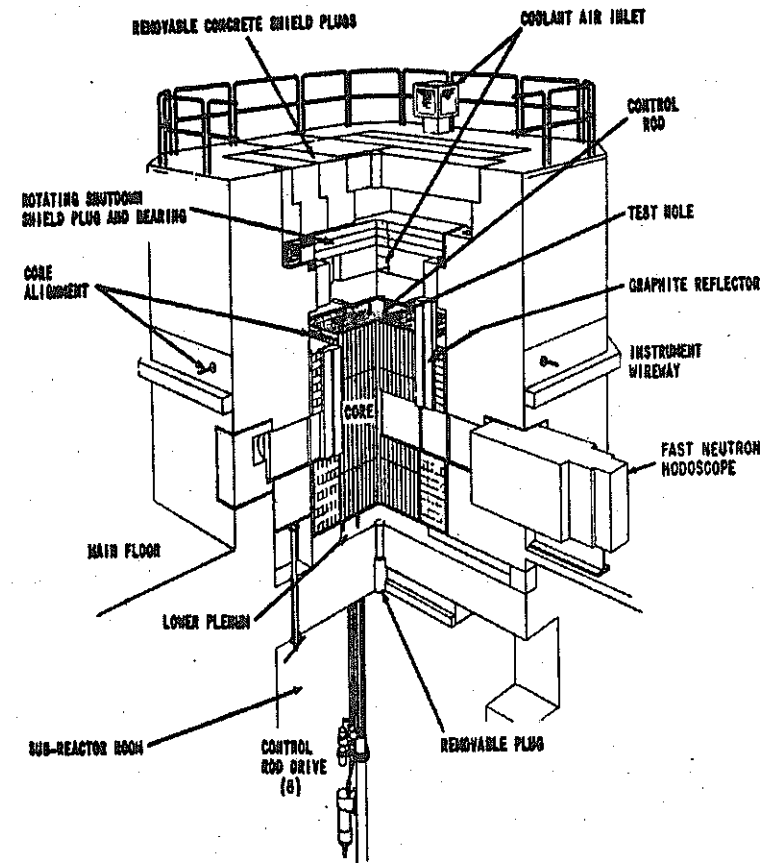
(4-2) 今後の研究計画-2/2

TREAT炉利用の利点

- ・ 流動ナトリウム条件での試験が可能であり「燃料安全研究」への適用性大
- ・ 周辺施設が充実しており照射済燃料使用可
米国内での照射済燃料の調達可能
- ・ ANLの豊富な高速炉燃料試験ノウハウ

予備調査の内容

- ・ 日米共同での試験ニーズ検討と調整
- ・ 使用可能な照射済試験燃料の調査
- ・ 試験体製造に係わるフィージビリティの検討
- ・ 試験実施に係わるフィージビリティの検討
- ・ 試験計画の検討：実用化戦略調査研究
第2期以降への反映



TREAT炉の概念

TREAT炉での新型燃料安全性試験の利点と予備調査の内容

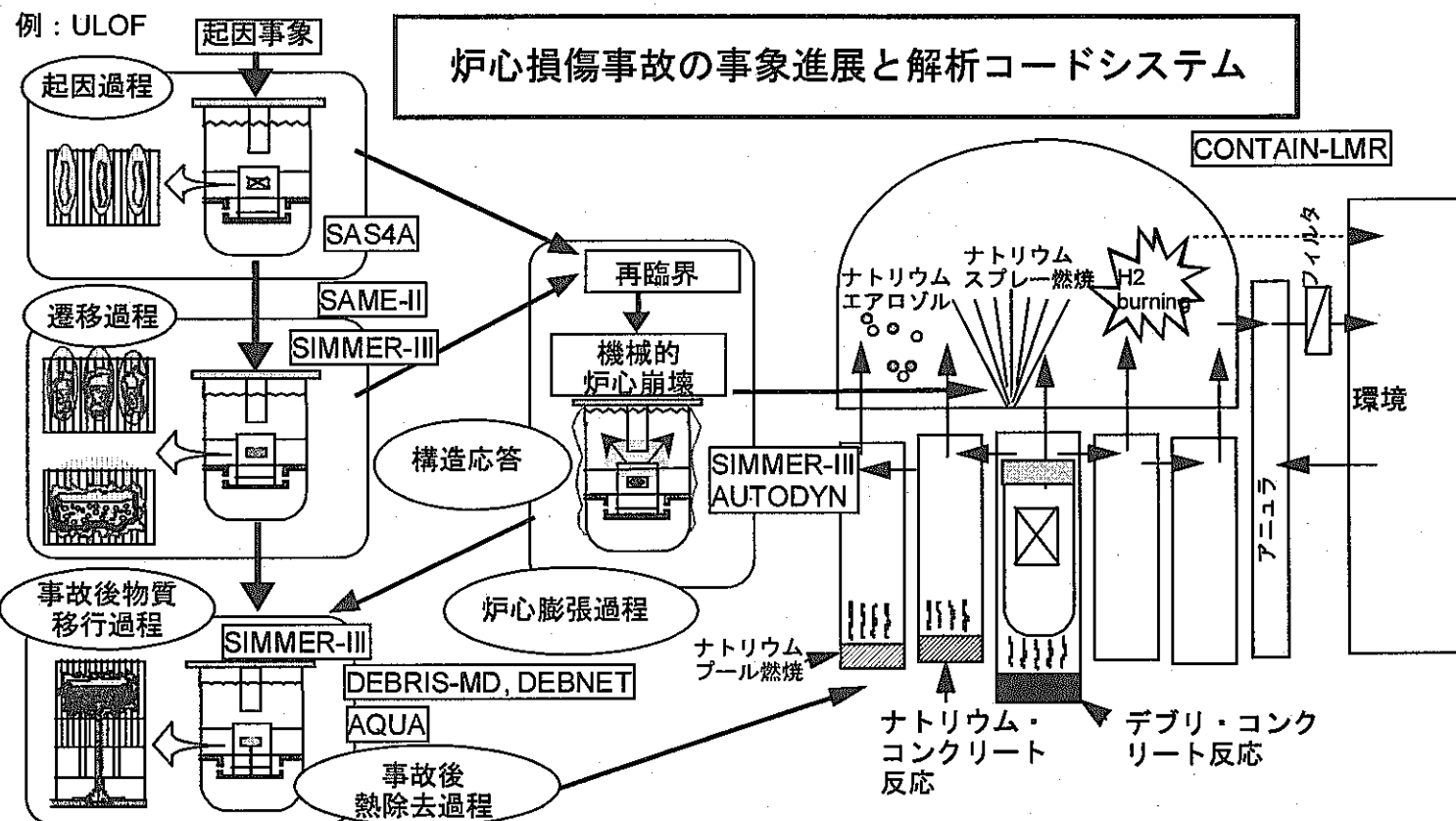
炉心安全に関する研究

(1) 研究概要

- 研究の目的：炉心損傷事象に係わる実験的研究及び安全評価手法の整備・適用を通じて、実機の炉心安全性向上に資する。
- 研究内容：①SAS4A/SIMMER-III等の実機評価手法開発、原型炉、実証炉等への適用、②CABRI炉内試験等による燃料破損、破損後挙動のデータ拡充、③融体挙動炉内・炉外試験による、再臨界問題排除のための融体挙動データベース確立
- 研究成果の達成度：①実機評価用解析コード群を整備し、国際的に使用される標準的解析手法として確立した。②CABRI炉内試験により、起因過程及び遷移過程初期の溶融燃料挙動に関するデータを得た。③炉心損傷時の再臨界問題排除の見通しを得るための試験研究計画を策定し、カザフ・EAGLEプロジェクトに着手した。これを補完する可視化基礎試験を通じて、融体排出挙動に係わる基本メカニズムの把握を進めた。
- 残された課題：①再臨界問題の排除のため、EAGLE炉内・炉外試験及び可視化基礎試験を通じた融体排出挙動データ取得、実機での成立性の確認。②大型炉での事故後熱除去評価用手法整備。③実用炉候補における多様な新型燃料、冷却材用のモデル及び物性ライブラリ整備。

炉心安全に関する研究

(2-1) 炉心損傷事故の事象進展と解析コードシステム



- 炉心損傷事故の事象進展を解析するコードシステムの開発・検証・整備を実施し、実機の安全評価に適用できる標準的な安全解析手法として完成させた。

炉心安全に関する研究

(2-2) SAS4Aコードの検証・適用

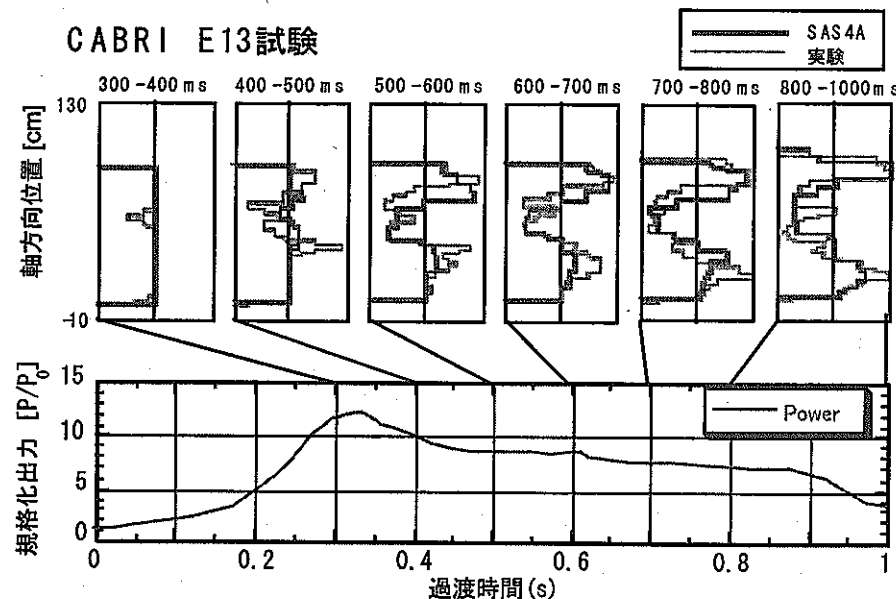
SAS4Aコードは、炉心損傷事象の起因過程解析を行う計算コードである。CABRI試験データをもとに改良・検証を行ってきた。

検証例

実験では、燃料破損の後、軸方向上下へ燃料が分散する現象が観測され、SAS4Aはその挙動をよく模擬している。

実機適用実績

もんじゅ	(714MWt) (1997)	: 最新知見による再評価
実証炉	(1600MWt) (1999)	: 最適化設計研究への反映
実用化炉	(3800MWt) (1999-2000)	: 実用化戦略調査研究
BN-800	IAEA 国際ベンチマーク (1996)	
BN-600	安全評価	: ロシア解体核処分への国際貢献



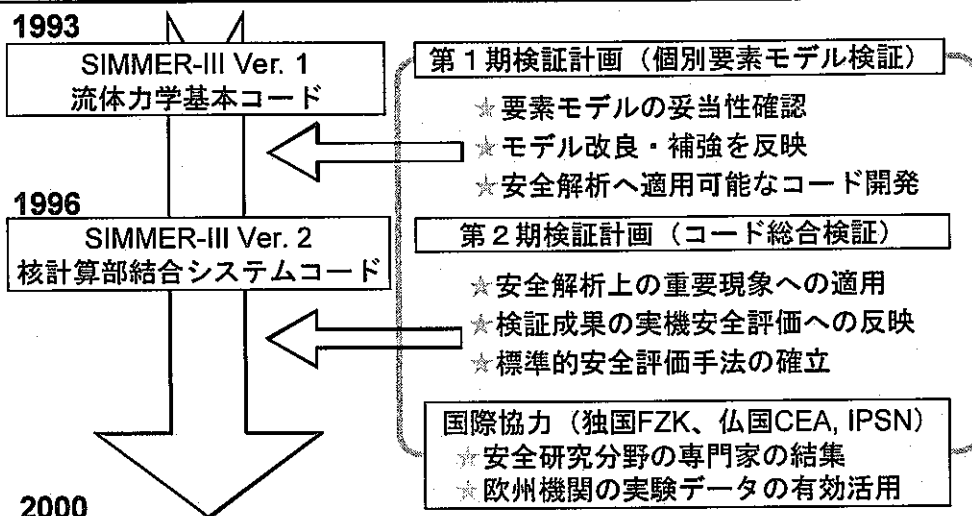
SAS4Aコードは、多くの実機解析に使用された実績を有しており、炉心損傷事象の初期挙動解析の国際的な標準コードとして整備されている。

実用化戦略調査研究に反映した成果
従来の研究成果に基づいて、炉心損傷事故の起因過程における即発臨界超過の回避のために、ボイド反応度めやす値 β_0 を提示し、候補炉心のSAS4A解析により、その成立性を確認した。

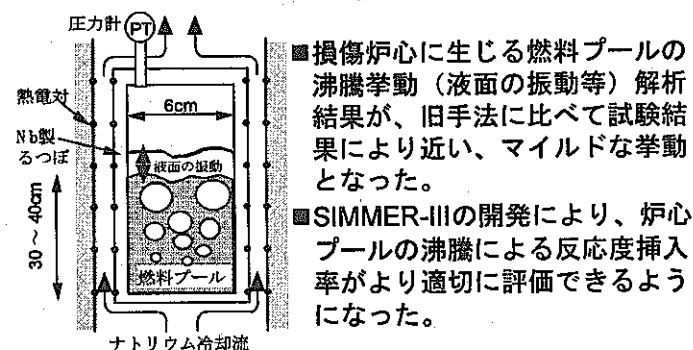
炉心安全に関する研究

(2-3) SIMMER-IIIコードの開発・検証・適用

- 多相多成分の熱流動を解析する流体力学部を中核とし、燃料ピンとラッパー管の溶融・破損を扱う構造材計算部、時間空間依存の中性子輸送計算を行う核計算部を結合した総合解析コードである。
- 基本設計の段階から汎用性を考慮して開発されており、多成分の多相流に係わる他の工学分野への適用も容易であり、実績もある。



検証解析例：BF2燃料沸騰試験解析



沸騰による液面振動の振幅と周波数

	BF2 試験	SIMMER-III	旧手法
振幅	10 cm	~10 cm	~30 cm
周波数	0.8 Hz	~0.9 Hz	~1.2 Hz

- SAS4Aとの接続コードSAME-IIの開発整備を併せて、炉心損傷事故解析の国際的な標準コードシステムとして完成させた。

炉心安全に関する研究

(3-1)CABRI炉内試験のプログラム

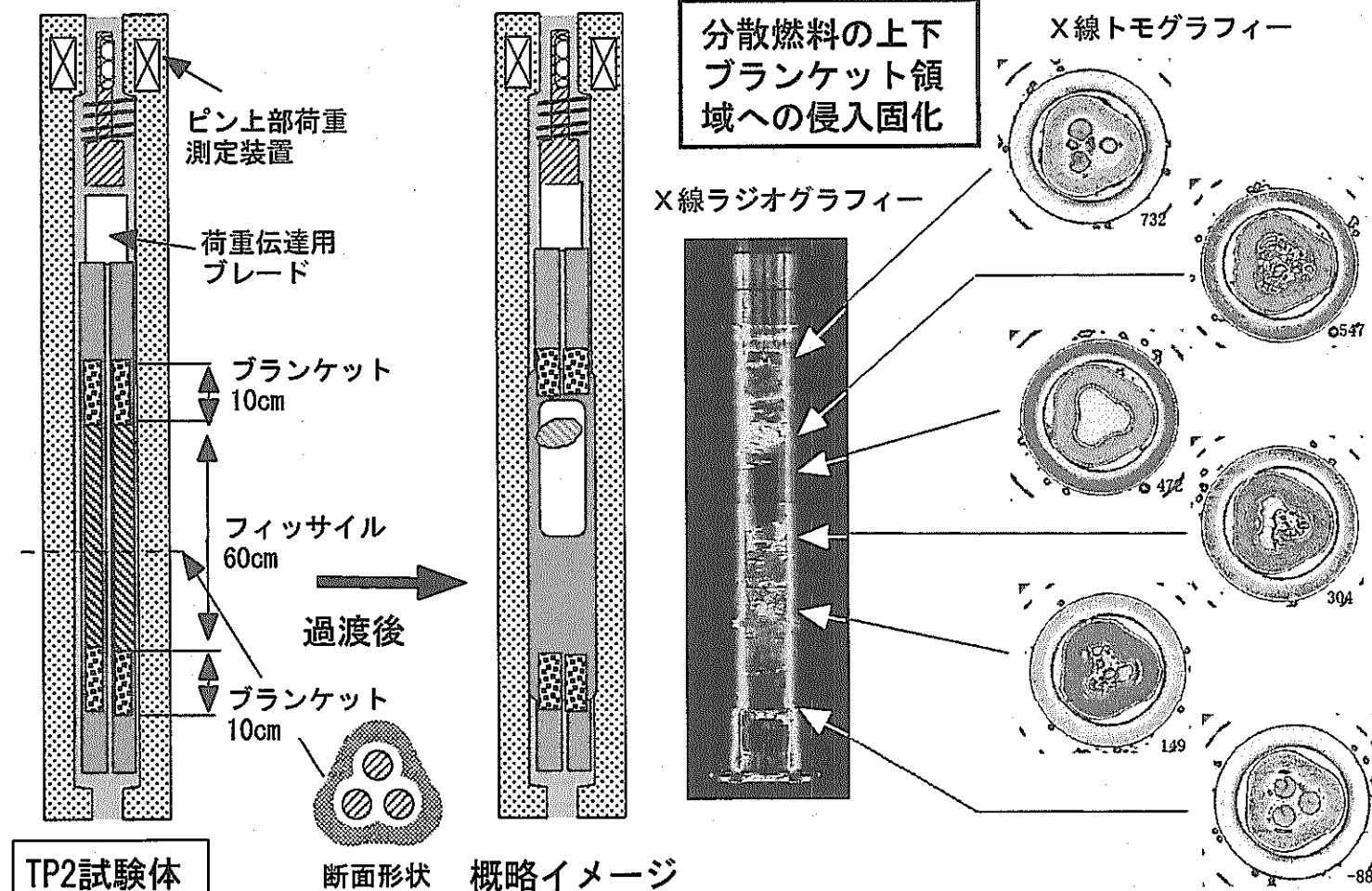
現在までの各CABRIプログラムの目的と主な成果

	プログラム名 (試験数)	炉心安全研究 (ULOF=Unprotected Loss of Flow事象)				燃料安全研究	
		起因過程		遷移過程		過出力時 破損限界	局所事故 (過出力+ 被覆管破損想定)
		高出力バースト シナリオ	マイルド シナリオ	初期物質配位	溶融プール内 伝熱・運動		
1978	CABRI-1 (32試験)	高過出力条件下での急速な燃料分散による出力バーストの抑制効果の確認	マイルドな過出力条件下での燃料エンタルピーに応じた有効な燃料分散の確認	燃料設計依存性	中実燃料主体 中空燃料主体	中空燃料の高い破損限界の確認	燃料設計依存性
1987	CABRI-2 (12試験)						
1992	CABRI-FAST (8試験)						
1996	CABRI-RAFT (7種11試験)						
2001				燃料設計に依存した遷移過程初期の分散燃料配位データ	燃料設計依存性	燃料溶融大/小	中空燃料の溶融燃料放出に対する高い抑制効果の確認
				単相/二相	炉心プール挙動の基本データ (見込み)		

炉心安全に関する研究

(3-2)CABRI炉内試験の最近の成果

CABRI-RAFTプログラムTP2試験の成果



遷移過程初期の物質分布に係わるデータを3本ピンクラスター条件で取得

炉心安全に関する研究

(4-1) 今後の研究計画：評価手法整備

炉心安全に関する解析手法

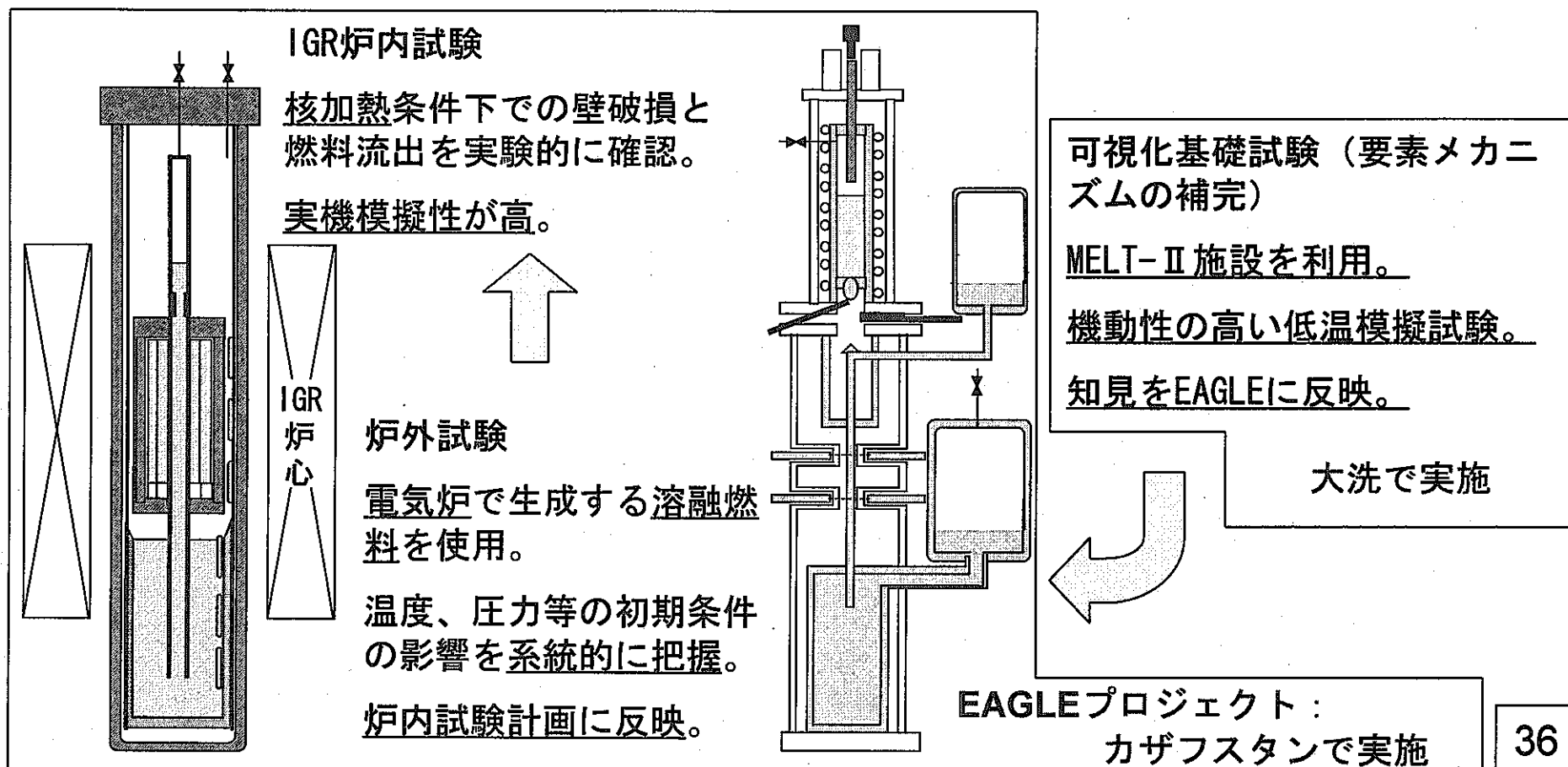
- SAS4Aについては大型炉体系や制御棒誤引き抜き事象等への適用性を拡張するために、3次元核計算モデルを導入する。また実用化戦略調査研究(FS)における炉心安全性評価のために、新型燃料のモデル導入・開発と受動安全性モデルの開発を行い、評価結果をFSへ反映する。
- SIMMER-IIIについては、FSでの実機適用を通じてモデル改良整備を継続し、CABRI炉内試験データ、再臨界回避概念に関わるEAGLE試験データを用いたコード検証を進め、成果をFSの炉心安全性評価へ反映する。また、2次元コードの制約（過度に保守的な燃料集中等）を解消し、実用化候補概念炉の安全評価に反映するために3次元版SIMMER-IVの開発を進める。
- 実用化候補のナトリウム冷却炉では経済性向上のために小さな炉容器が採用され、事故後の燃料デブリからの崩壊熱除去の成立性が重要な課題となる。このため、崩壊熱除去過程の解析手法の高度化が必要とされており、解析手法の開発と検証データ取得のための試験計画検討を行う。

	H13	H14	H15	H16	H17
SAS4A 開発・整備	3次元核計算モデルの開発・整備				
		新型燃料モデル開発・整備		実機への適用研究・検証	
		受動安全性モデル開発（ANLとの共研）			
SIMMER-III, IV 開発・整備	実機適用を通じたモデル改良・整備、CABRI, EAGLE試験データによる検証				
	3次元版SIMMER-IVの開発		SIMMER-IVの検証・改良		
崩壊熱除去過程 解析手法の開発	解析手法の開発・整備			実機への適用研究・検証	
			検証試験検討・準備		

炉心安全に関する研究

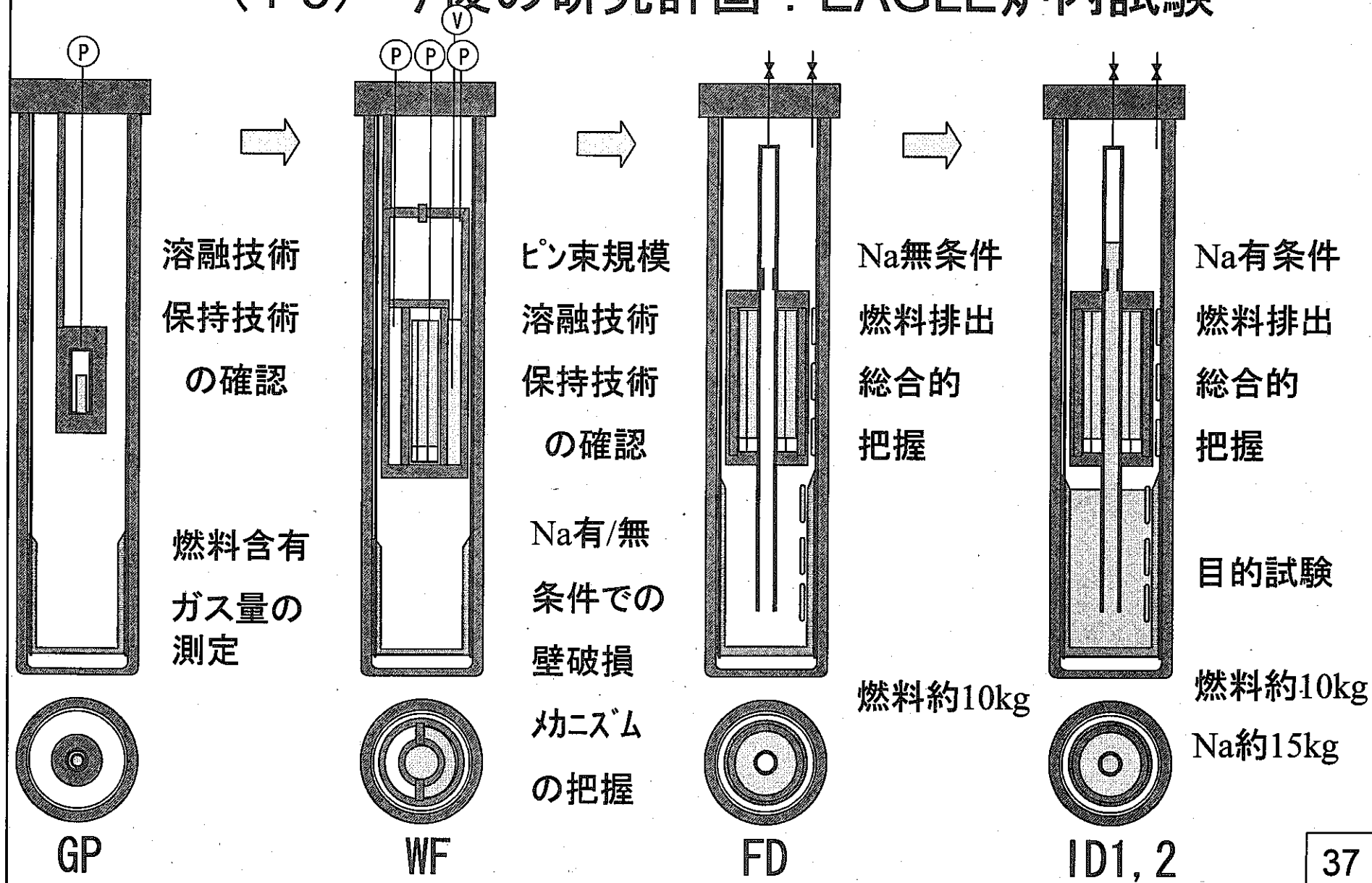
(4-2)今後の研究計画：融体排出挙動試験計画の概要

(目的) 溶融燃料の早期炉心外排出に係わる実燃料を用いた実験データを取得することにより、再臨界問題排除のための技術的見通しを得る。



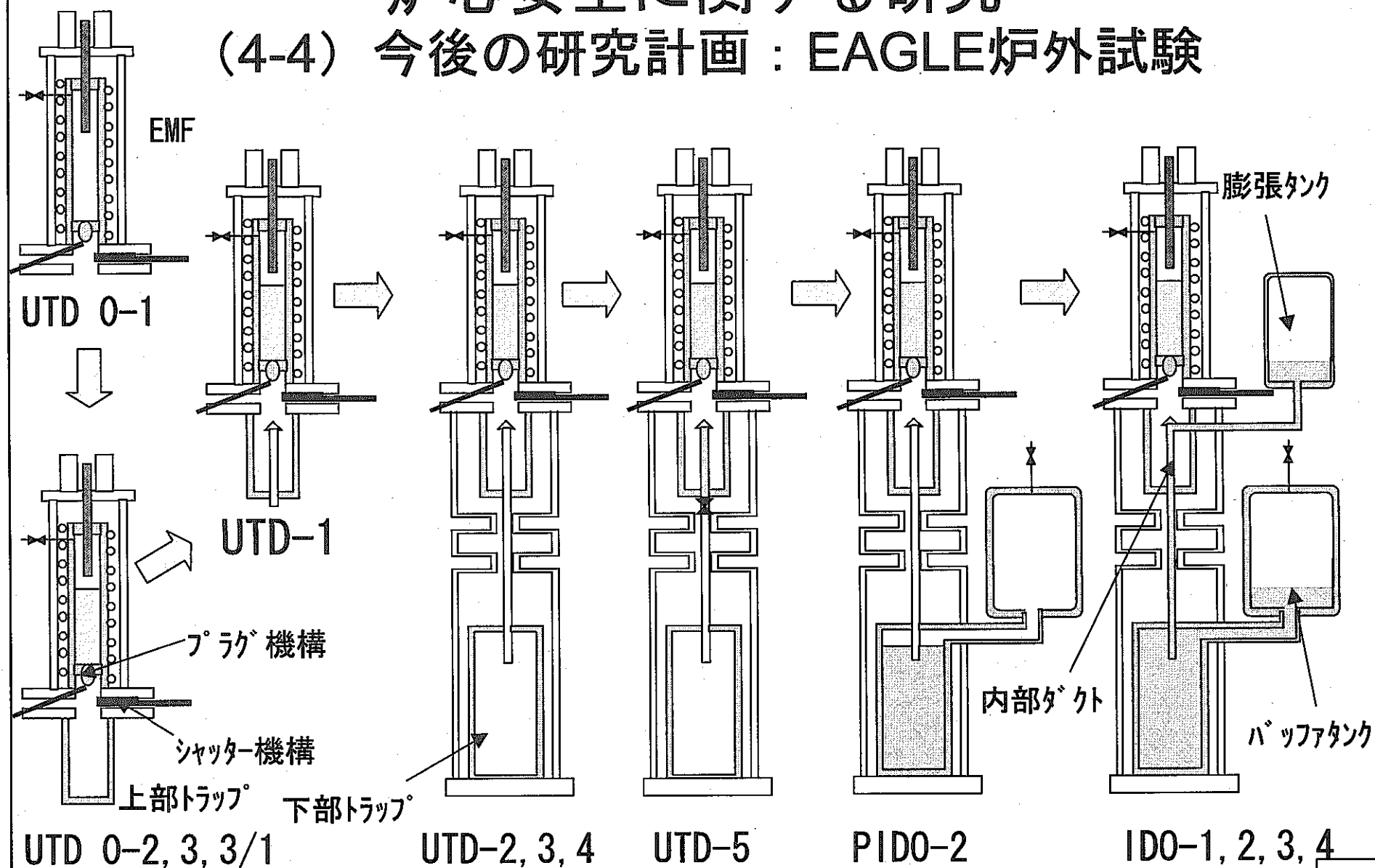
炉心安全に関する研究

(4-3) 今後の研究計画：EAGLE炉内試験



炉心安全に関する研究

(4-4) 今後の研究計画：EAGLE炉外試験



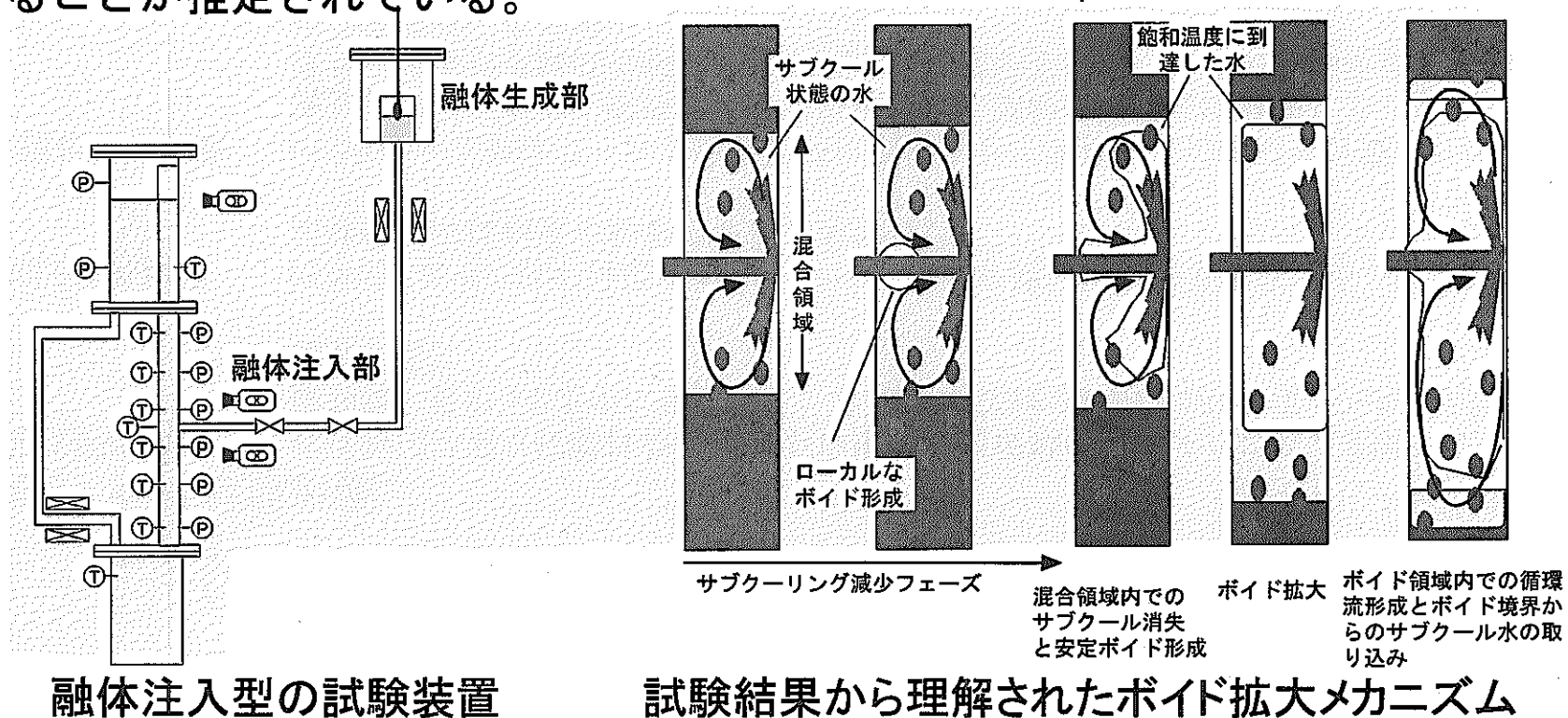
炉心安全に関する研究

(4-5)今後の研究計画：可視化基礎試験

大洗工学センターのMELT-II施設を用いた可視化基礎試験

燃料が流出経路の冷却材と接触した時の経路でのボイド発生、拡大挙動（燃料の流出を容易にする上で重要）に着目し、模擬物質として低融点合金（融体）と水（冷却材）を用いた試験を実施する。

これまでの試験から、ボイド拡大が融体温度が高い燃料／ナトリウム系では短時間で生じることが推定されている。



炉心安全に関する研究

(4-6) 今後の研究計画：試験研究の工程

炉内・炉外試験計画

EAGLE炉内試験 本試験に必要な試験技術の確立及び融体排出挙動の基本メカニズム把握に有効な「準備試験」をH13年度中に実施する。また、本試験3試験をH14年度からH16年度までに実施する。

EAGLE炉外試験 H14年度までにUO₂(ZrO₂含む)とナトリウムを用いた試験を実施する。H15年度以降は試験体の破壊検査と結果のまとめを行う。

可視化基礎試験 H13年度から融体プールを流出経路に隣接させて実機体系の模擬性を高めた試験を実施し、カザフ炉内・炉外試験の試験体設計と試験条件選定に反映する。また、H16年度からはカザフ試験の結果を踏まえた追加試験を実施し、実機評価手法を整備するための補完データを得る。

研究内容	H13 年度	H14 年度	H15 年度	H16 年度	H17 年度
・ EAGLE 炉内試験	準備試験実施		本試験実施		試験結果のまとめ
	本試験実施		試験結果のまとめ		
・ EAGLE炉外試験	模擬物質による試験実施				EAGLE試験結果を反映した追加試験実施
・ 可視化基礎試験					

伝熱流動に関する研究

(1) 研究概要

- 研究の目的：高速炉の安全性向上および安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法、基盤データを整備し、技術基盤を確立する。
- 研究内容：
 - 過渡伝熱流動に関する研究として通常運転から設計基準外事故までの評価に関する研究
 - 自然循環に関する研究として崩壊熱除去時除熱性能に関する研究
 - 受動的な安全特性に関する研究として炉心の核熱流動に関する研究
- 研究成果の達成度：
 - 高速炉の安全性評価のための伝熱流動評価手法を確立した。
 - 水流動試験、ナトリウム試験を実施して、評価手法の検証データの取得、伝熱流動現象に関する考察を行った。
 - 以上を総合して安全設計や安全評価のための指針の検討を行った。
- 残された課題：
 - 事故時の複合的な現象（サーマルストライピング、ナトリウム水反応やナトリウム燃焼）に関する機構論的評価手法開発と試験データの蓄積
 - 複雑な形状における伝熱流動現象（高燃焼度変形燃料の除熱）に関する機構論的評価手法開発と試験データの蓄積
 - 高速炉の実用化研究に向けて、伝熱流動技術基盤の統合化と応用（安全設計指針などの整備、安全評価研究）

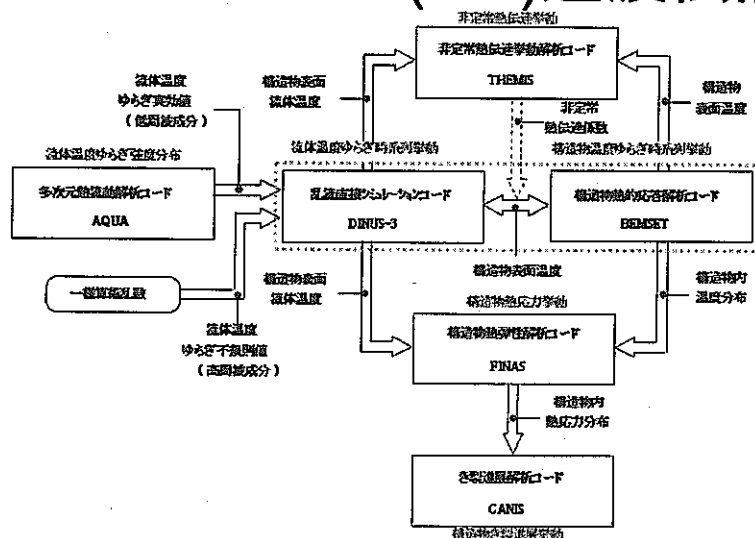
伝熱流動に関する研究

(2-1)過渡伝熱流動に関する研究

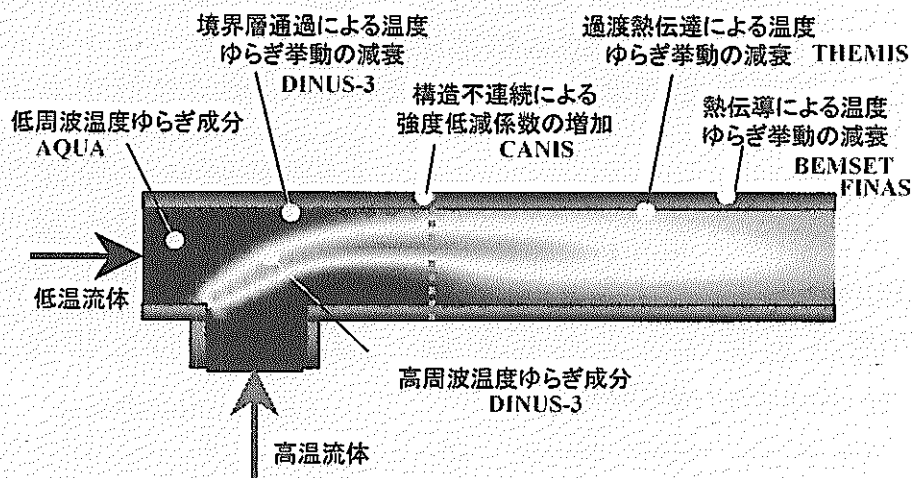
事象区分 対象領域	通常運転	異常な過渡変化	事故	設計基準外事象
燃料集合体	ASFRE (単相流サブチャンネル解析コード) (圧力損失、乱流混合、ホットスポット温度、局所閉塞)			
	SPIRAL 集合体 詳細熱流動 解析コード		二相流 サブチャンネル 解析コード	SABENA
炉容器 プラント機器	AQUA (多次元熱流動解析コード) (温度成層化、サーマルストライピング、自然対流、乱流混合、自由液面)			
	DINUS-3	乱流直接シミュレーション解析コード		
	SPLASH	移動格子座標系 自由液面解析コード		
システム全体	Super-COPD (プラント動特性解析コード) (熱過渡、プラント制御、不安定挙動、運転手順、事故管理)			
	SSC (プラント安全評価解析コード) (自然循環除熱、配管破損、除熱源喪失、受動安全性評価)			

伝熱流動に関する研究

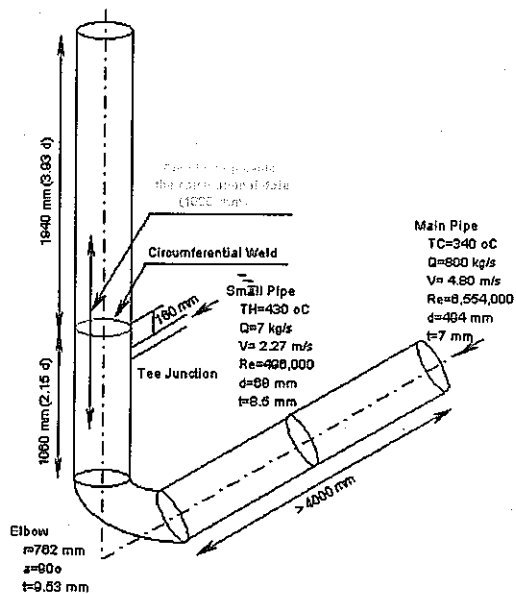
(2-2) 過渡伝熱流動に関する研究



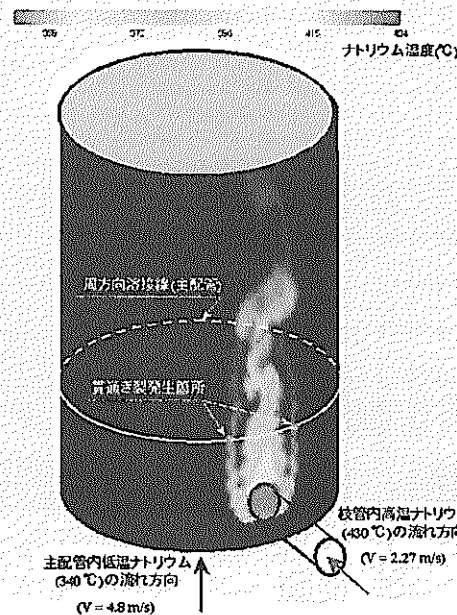
(a) サーマルストライピングに対する解析的評価システム



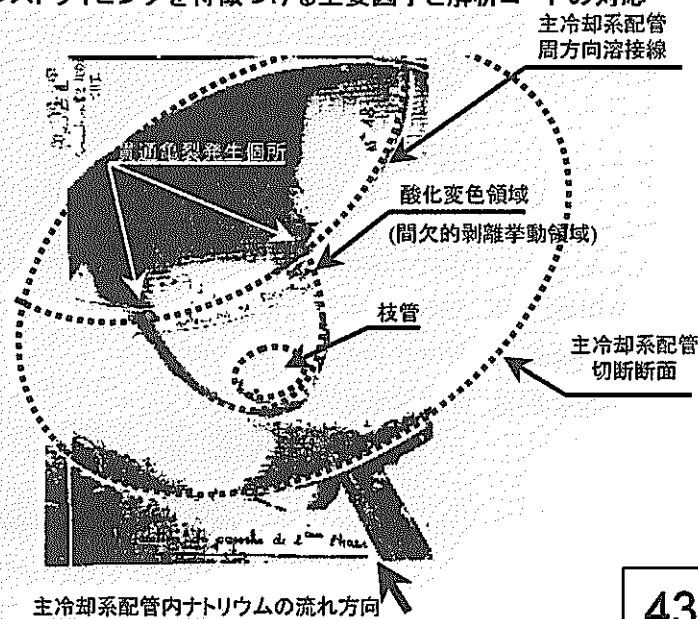
(b) サーマルストライピングを特徴づける主要因子と解析コードの対応



(c) フェニックス炉における主冷却系配管合流部の構成



(d) 解析的評価システムによる温度分布

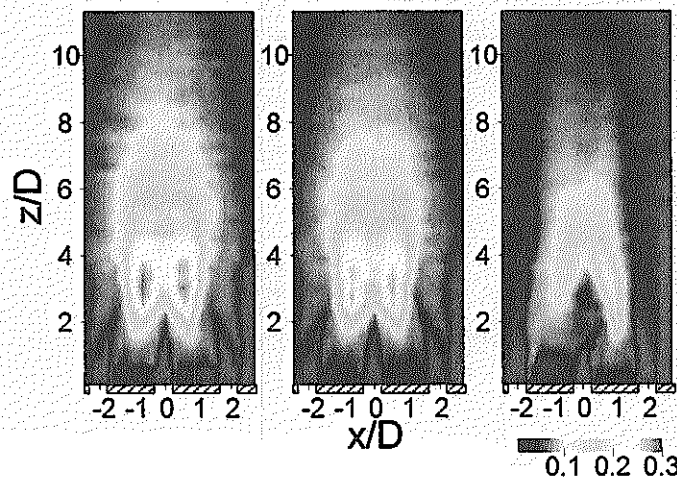
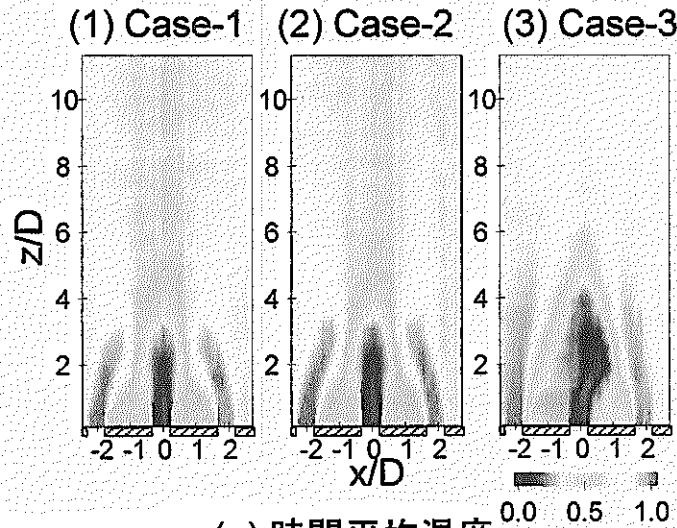


(e) 配管切出し後の目視観察写真

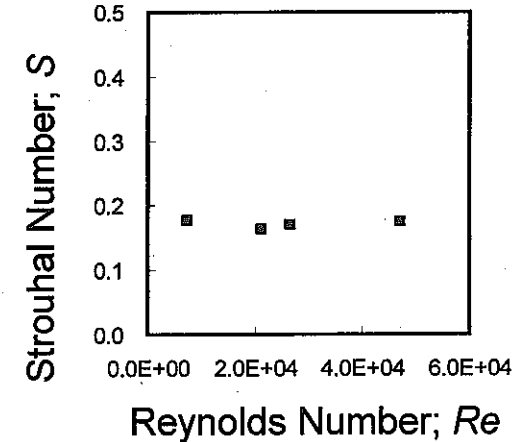
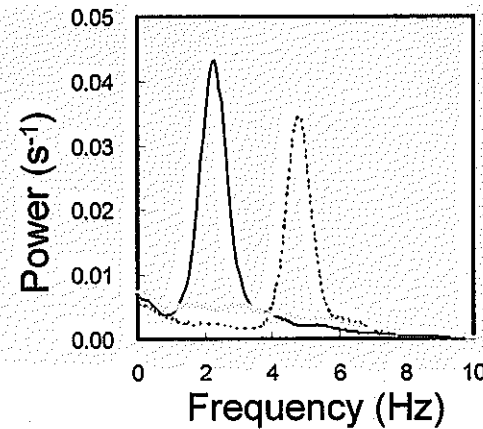
伝熱流動に関する研究

(2-3)過渡伝熱流動に関する研究

サーマルストライピング：噴流間混合に関する実験研究



- Case-1: $V_{\text{cold,exit}} = 0.5 \text{ m/s}$, $V_{\text{hot,exit}} = 0.5 \text{ m/s}$ 、等速条件
 - - - Case-2: $V_{\text{cold,exit}} = 1.0 \text{ m/s}$, $V_{\text{hot,exit}} = 1.0 \text{ m/s}$ 、等速条件
 Case-3: $V_{\text{cold,exit}} = 0.5 \text{ m/s}$, $V_{\text{hot,exit}} = 1.0 \text{ m/s}$ 、非等速条件



温度変動のスペクトル密度

Strouhal数: $S = fD/V_{\text{exit}}$
 Reynolds数: $Re = V_{\text{exit}}D/\nu$
 水力等価直径: $D = 35.8 \text{ mm}$

等速条件下での温度変動の卓越周波数に基づくStrouhal数とReynolds数の関係

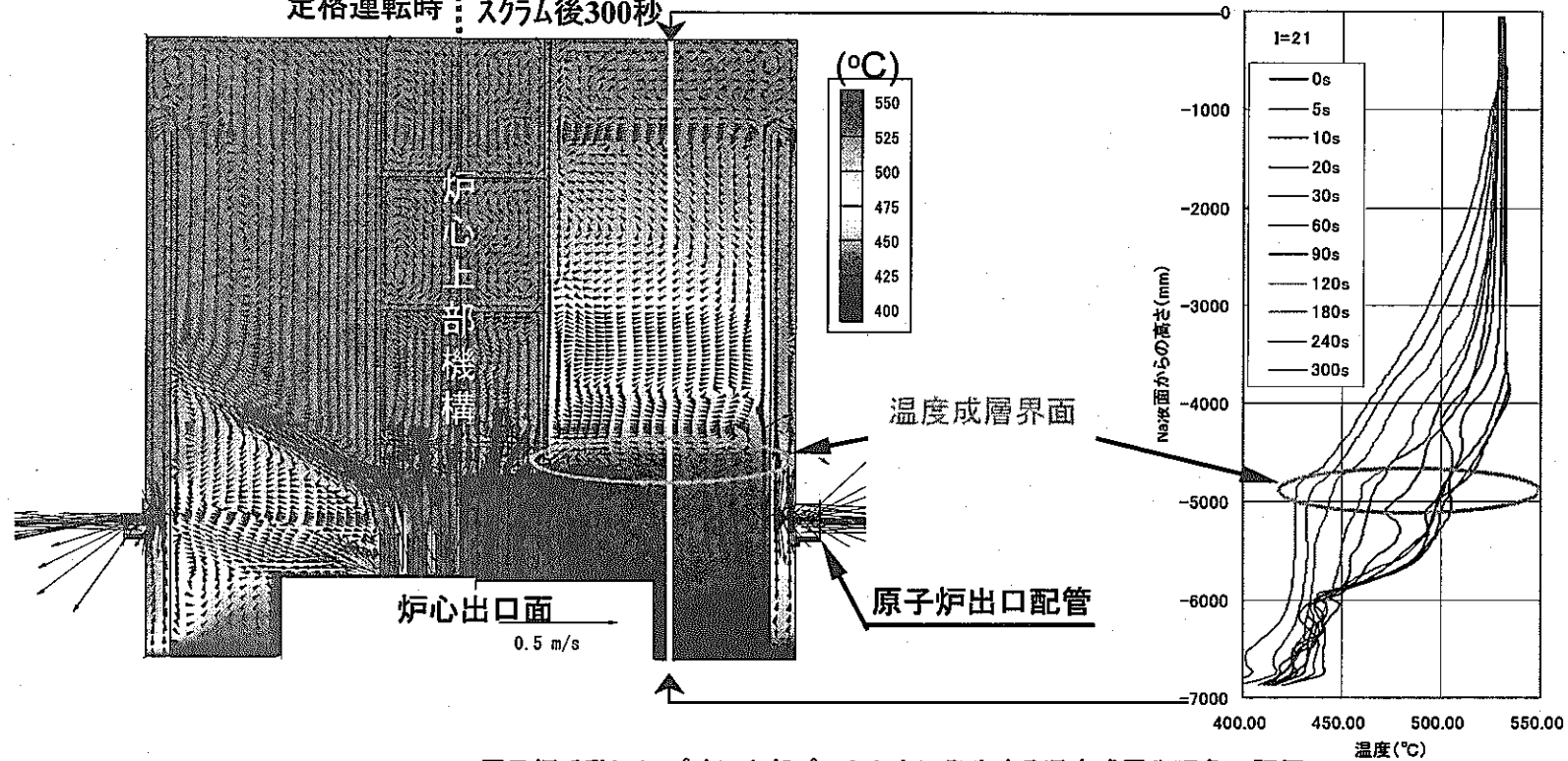
平行に吐出する三本の噴流間の混合に関する水試験を実施し、サーマルストライピングに係る流体内部温度変動特性を把握した。

三噴流の吐出速度が等しい場合、温度変動の卓越周波数がStrouhal数により整理できること、中心の噴流の吐出速度を左右の噴流より小さくした場合、温度変動に卓越した周波数成分が存在しないことなどを明らかにした。また、実験データにより解析手法を検証した。

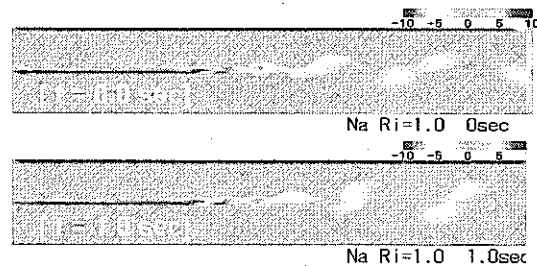
伝熱流動に関する研究

(2-4) 過渡伝熱流動に関する研究

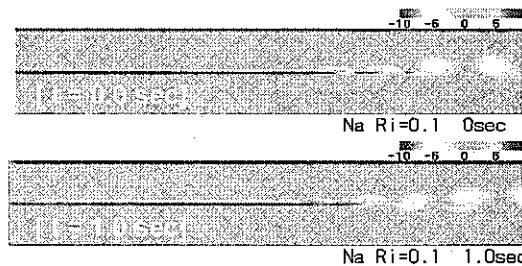
定格運転時：スクラム後300秒



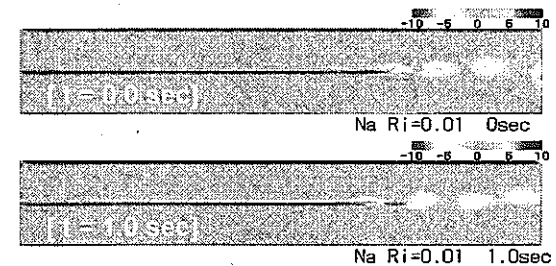
(a) 原子炉手動トリップ時に上部プレナム内に発生する温度成層化現象の評価



[Ri = 1.0]



[Ri = 0.1]



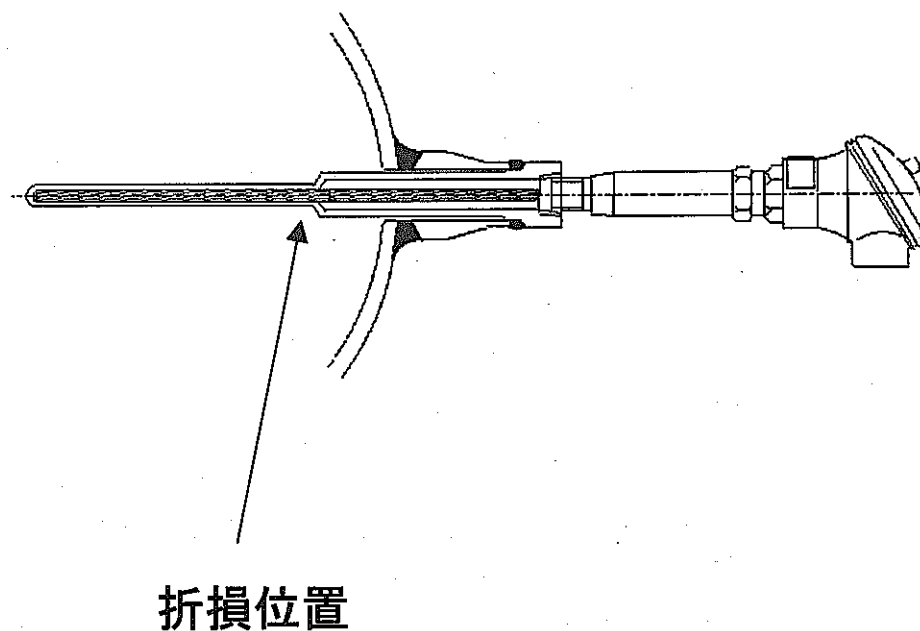
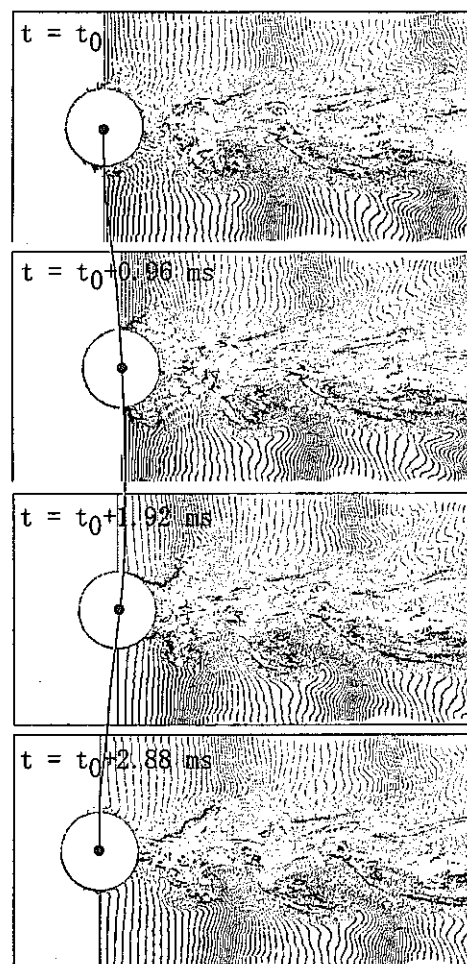
[Ri = 0.01]

(b) 温度成層界面解消過程の機構論的評価

伝熱流動に関する研究

(2-5)過渡伝熱流動に関する研究

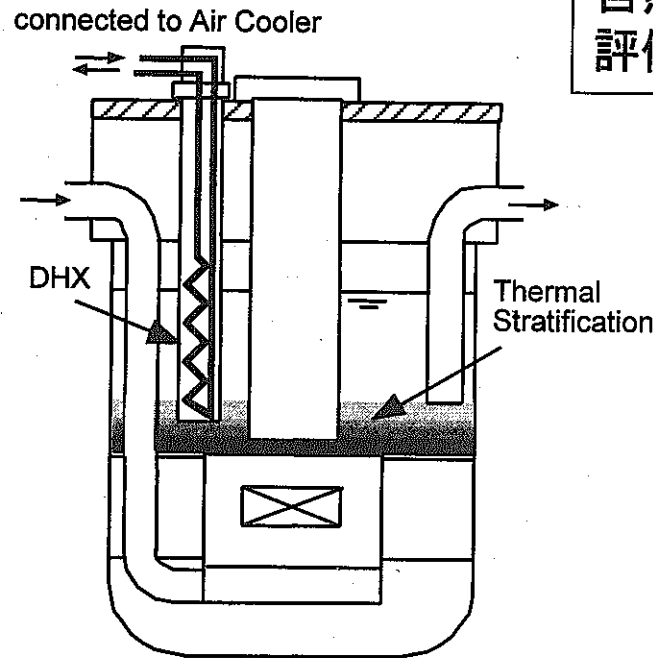
もんじゅ温度計の流力振動



伝熱流動に関する研究

(3-1)自然循環除熱に関する研究

自然循環時の炉心温度に影響の大きい現象について、評価手法を構築。

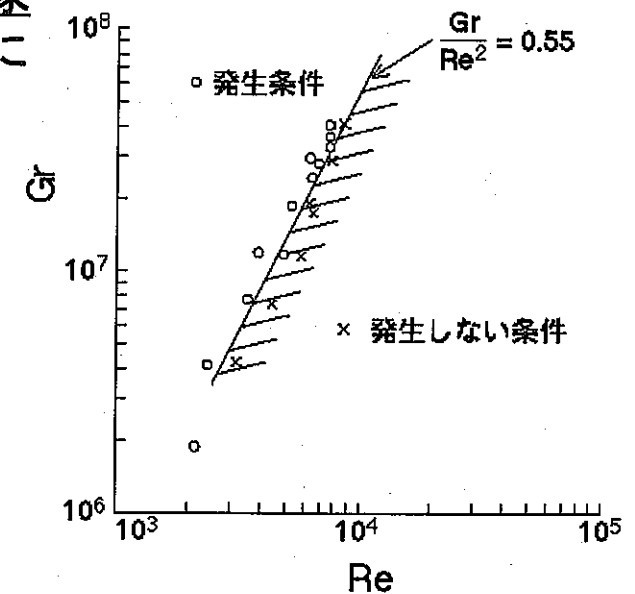


直接炉心補助冷却系 (DRACS)
を有する炉容器

炉内冷却器 (DHX) から
の低温ナトリウムが炉
心出口を覆う。

(a) 集合体内潜り込み現象
低温Naが集合体の内部に
部分的に逆流する現象。

- ・ 水、Na試験による
初生条件、侵入深さ
の把握
- ・ 多次元解析手法に
よる評価 (乱流モ
デル依存性)



潜り込み現象の初生条件 (水試験結果)

(b) 集合体間熱移行現象

径方向の温度分布により集合体を横切る熱輸送

(c) インターラッパーフロー現象

集合体間ギャップ内の自然対流による熱輸送

伝熱流動に関する研究

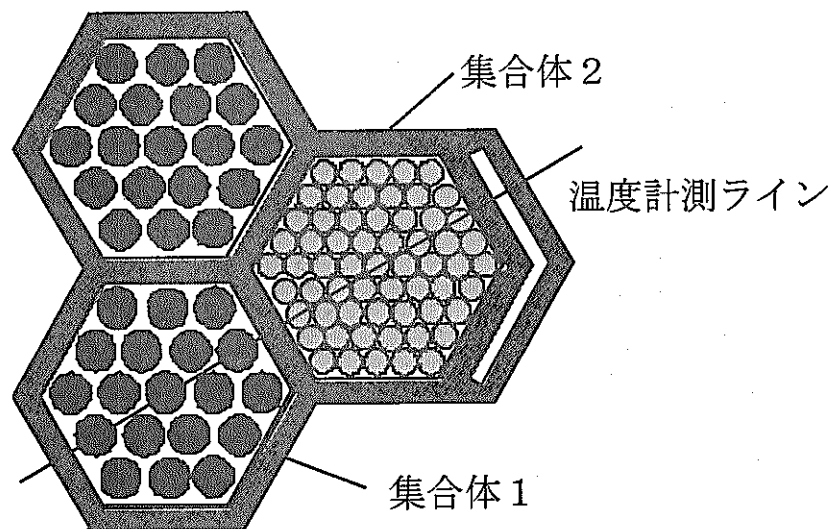
(3-2)自然循環除熱に関する研究：集合体間熱移行

隣接する集合体から加熱／冷却される集合体内の熱流動現象の評価

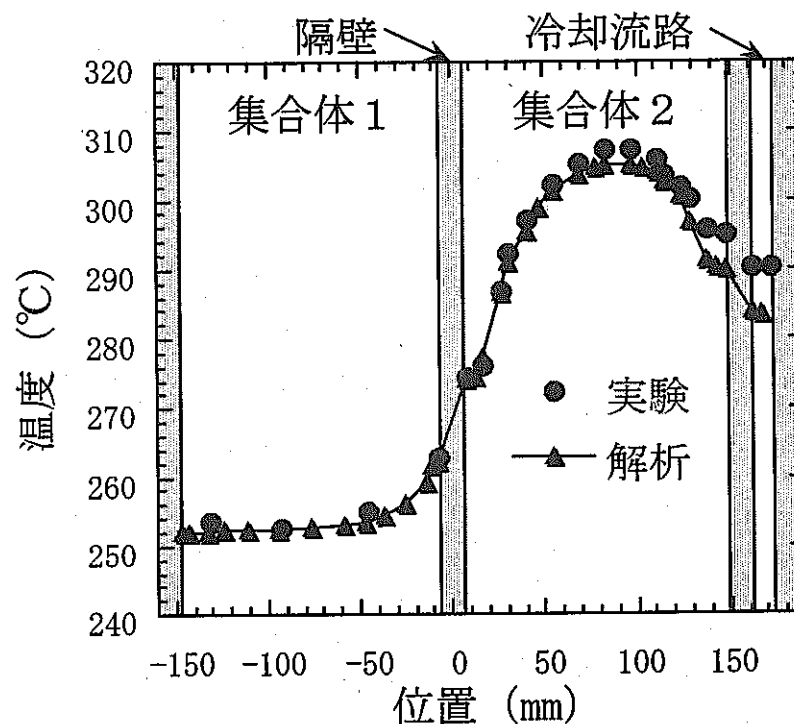
・3集合体及び7集合体模擬炉心を用いたNa試験（定常、スクラム過渡）

・サブチャンネル間の混合を考慮した多次元解析、複数の集合体を一括解析

3集合体Na試験



・37, 61, 169ピン体系Na試験により集合体内温度分布の評価能力を検証

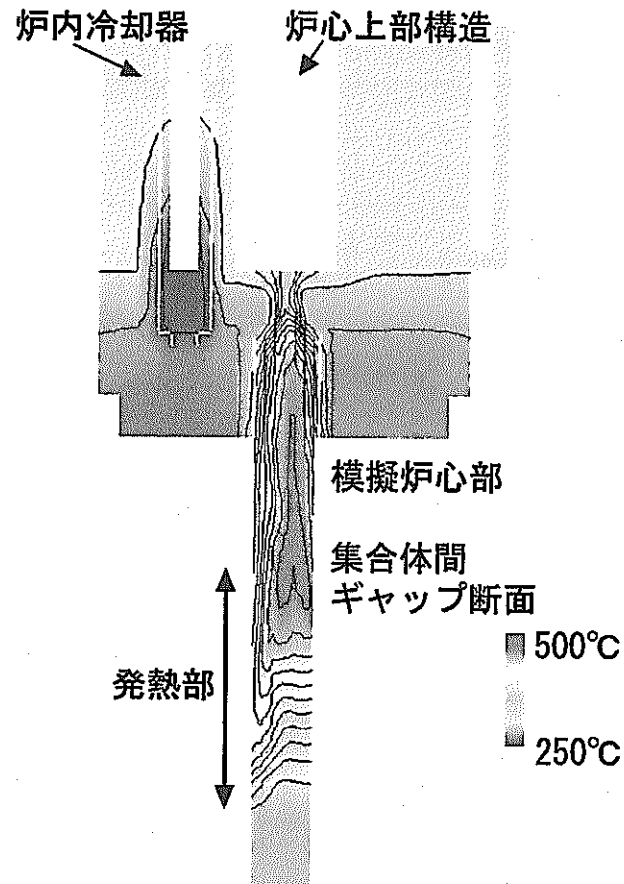


複数集合体解析手法による
集合体内温度分布の評価

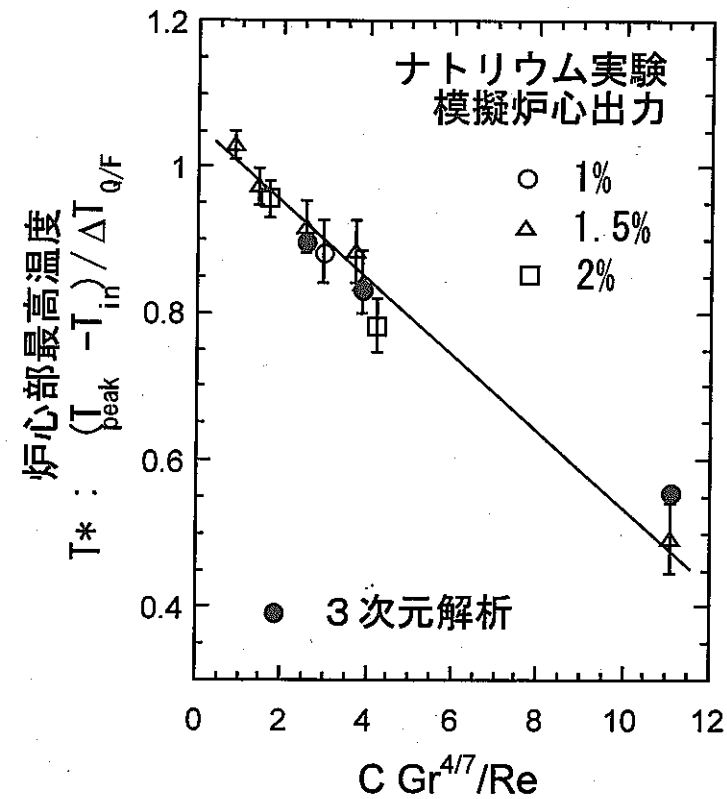
伝熱流動に関する研究

(3-3)自然循環除熱に関する研究：インターラッパーフロー

低温Naが集合体間ギャップを対流することにより集合体を外側から冷却する効果を定量化



7 集合体Na試験の3次元解析



インターラッパーフローの冷却効果
(無次元数による整理)

伝熱流動に関する研究

(4-1) 受動的安全性に関する研究

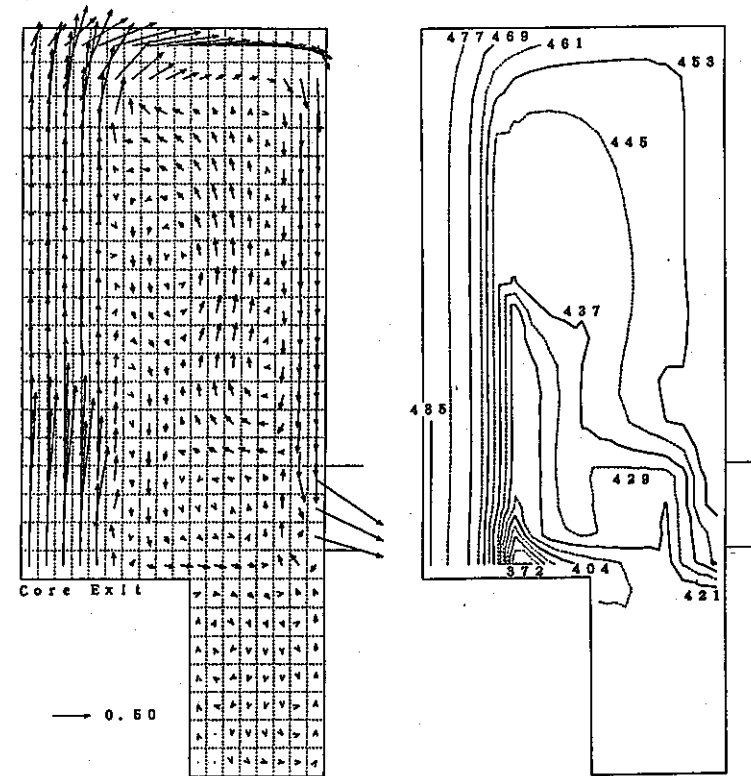
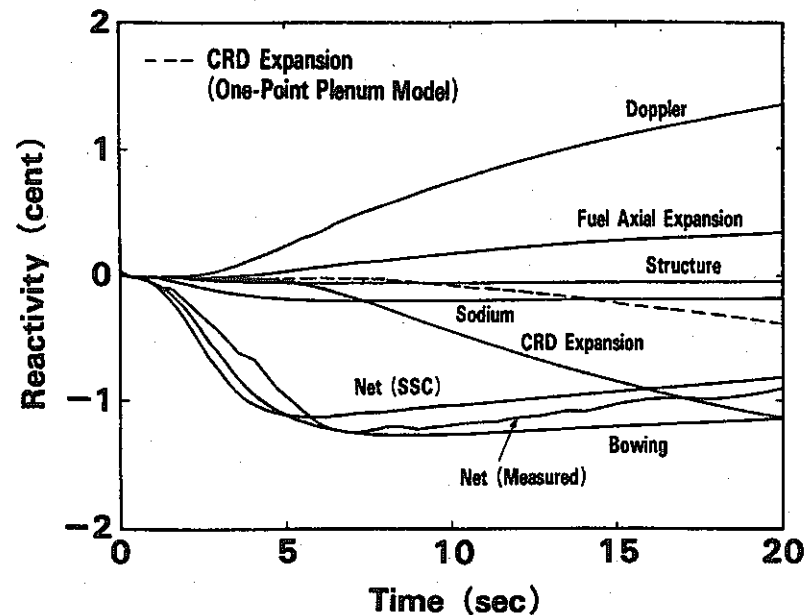
■ 受動的安全性評価解析コードシステム

タスク	入力データ	作業項目・範囲	アウトプット	コード及びその特徴
(1) 炉心計算	炉心形状、組成	炉内熱流動解析用データの作成	出力分布、反応度係数	CITATION:3D 拡散コード
(2) 炉内定常熱流動解析	出力分布 流量配分	炉心熱変形を解析するため原子炉容器内の温度分布を計算する	ダクトの温度分布 (軸方向、周方向)	TETRAS: サブチャンネルコード
(3) 照射による炉心永久変形解析	照射履歴	照射による炉心の永久変形を予測する	炉心初期形状	BEACON:3Dはりモデル
(4) 炉心熱変形解析	炉内構造の温度分布 炉心初期形状	出力／流量比と炉心入口温度をパラメータとして炉心の熱変形状態を計算する	炉心の熱変形状態	FINAS: 3D有限要素法 BEACON:3Dはりモデル
(5) 炉心変形反応度解析	炉心熱変形状態	出力／流量比と炉心入口温度をパラメータとして各炉心変形状態について反応度変化を計算する	反応度マップ	PERKY摂動コード
(6) システム及び炉心動特性解析	(1)と(5)の結果 プラントシステムデータ	炉心及びプラント動特性を計算する	出力、反応度、温度、その他	SSC: プラント動特性解析 SAS4A: 炉心動特性解析

伝熱流動に関する研究

(4-2) 受動的安全性に関する研究

- FFTFで実施されたフェーズ1流量過渡試験によるコード検証
 - 試験結果(Net (measured))と解析結果 (Net(SSC))とは良く一致する
 - プレナム内多次元熱流動を考慮することにより制御棒駆動軸膨張反応度を精度良く評価できる (一点近似プレナム熱流動モデルの結果を点線で示す)



伝熱流動に関する研究

(5-1) 今後の研究計画

■安全研究年次計画（平成13年～平成17年）

重要な課題として伝熱流動に関連する構造安全性と高燃焼度化に伴う炉心の燃料安全性に着目して2テーマを実施する。

■ 過渡伝熱流動現象評価に関する研究

- 流体—構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備
- 熱過渡に伴う流体—構造応答特性に関する試験
- 熱荷重評価手順の指針化
- 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

■ 高燃焼度燃料の伝熱流動現象に関する研究

- 変形あるいは流路閉塞が発生した場合の燃料ピン温度を評価する手法の開発、炉外試験による過渡時・異常時を含む熱流動特性の解明、試験データに基づく評価手法の検証
- 燃料集合体ダクトの温度分布を予測するため、炉心全体の熱流動特性を評価する解析手法の開発、炉外試験データによる手法の検証

伝熱流動に関する研究

(5-2) 今後の研究計画

■高速炉の実用化に向けた安全研究として、機構論的な熱流動・安全評価手法を確立するため伝熱流動数値実験研究を、設計ウィンドウを明確にし設計最適化を図るための実用化研究を実施する。

■伝熱流動数値実験研究

- 多成分多相流と化学反応解析コードの開発
 - 化学反応のモデリング（反応経路、反応生成物、反応速度）
 - 相関式の定量化（微視的シミュレーションの活用）
 - ナトリウム-水反応、ナトリウム燃焼の機構論的評価手法の構築
- 流体-構造境界面でのエネルギー散逸・輸送メカニズム
- 複雑形状に囲まれた内部伝熱流動評価手法と相関式の数値導出
- 平成16年度からは既存の解析コードと統合し数値高速炉システム開発を実施する。

■実用化戦略調査研究

- 多様な冷却材の伝熱流動特性の比較研究
 - 冷却材の物性など熱流力的特性の違いを数値的に定量化し、無次元数などの形で設計に必要なデータベースを提示する。
- ナトリウム冷却炉の伝熱流動特性の評価研究（炉容器内、主冷却系）
 - 解決すべき課題の現状知見と評価技術の成熟度などに応じて水実験、ナトリウム実験、基礎試験、数値実験を適切に組み合わせて設計成立性を示す。特に原子炉容器上部プレナム熱流動、2次系削除型蒸気発生器の熱流動に重点化する。
- 重金属およびガス冷却炉の伝熱流動特性の評価研究
 - 概略解析を実施してその特徴を把握するとともに、設計研究の進捗に応じて手法開発、評価の詳細化を検討する。

伝熱流動に関する研究

(5-3) 今後の研究計画

	H13	H14	H15	H16	H17
過渡伝熱流動現象評価に関する研究	評価手法の開発整備		手法の検証、適用性評価		
	水及びナトリウム試験			試験の評価	
	安全裕度評価手順の検討			手法の信頼性評価	
高燃焼度炉心内熱流動現象の評価に関する研究	変形バンドル評価手法開発			評価手法検証	
	全炉心解析手法開発			評価手法検証	
	変形バンドル内熱流動炉外試験				
伝熱流動数値実験研究	混相流評価手法開発		検証	数値高速炉システム開発	
	化学反応モデル		検証		
	検証実験				
実用化戦略調査研究	ナトリウム冷却炉の過渡伝熱流動評価				
	重金属及びガス冷却炉の伝熱流動評価				
	多様な冷却材の熱流動特性評価			熱流動に関連する成立性評価	

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(1) 研究概要

■ 研究の目的：

- ナトリウム漏えい燃焼及び蒸気発生器におけるナトリウム－水反応に係る安全評価技術の高度化を図る。
- ソースターム・格納系安全評価技術の高度化を図る。

■ 研究内容：

- ナトリウム燃焼現象関連試験を通じた現象解明及び解析コードの改良・整備。
- 蒸気発生器におけるナトリウム－水反応における高温ラプチャ現象評価手法の確立と、将来炉に向けた手法の高度化。
- 高速炉のソースターム評価に必要な基礎データ取得のための試験実施。

■ 研究成果の達成度：

- ナトリウム燃焼については、もんじゅ事故の原因究明と対策設備への反映並びに機構論的解析手法の開発
- 蒸気発生器におけるナトリウム－水反応については、高温ラプチャ現象の評価結果をもんじゅ安全総点検に反映。また、総合的試験研究に着手。
- ソースターム研究では、FBR用照射燃料からのFP放出に係る試験データを取得。今後解析コードに反映する。

■ 残された課題：

- 評価手法の高度化（機構論的な解析コードの開発整備）

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

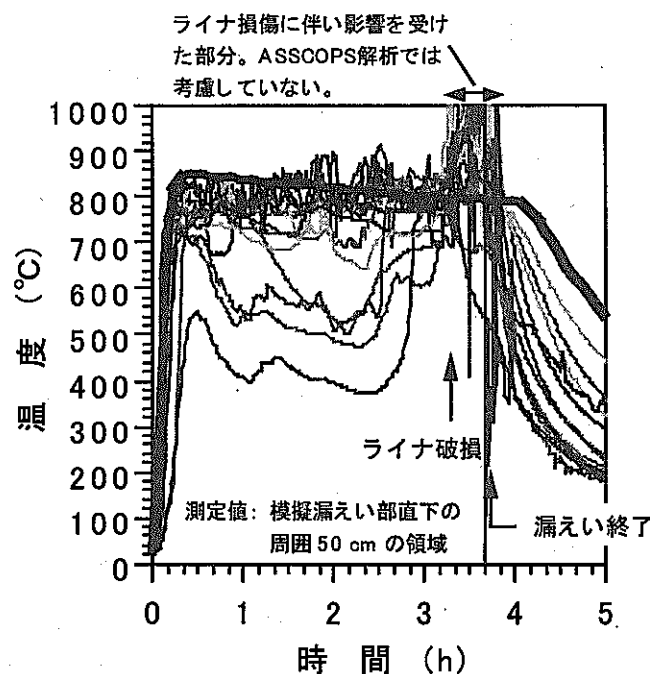
(2-1) ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の究明

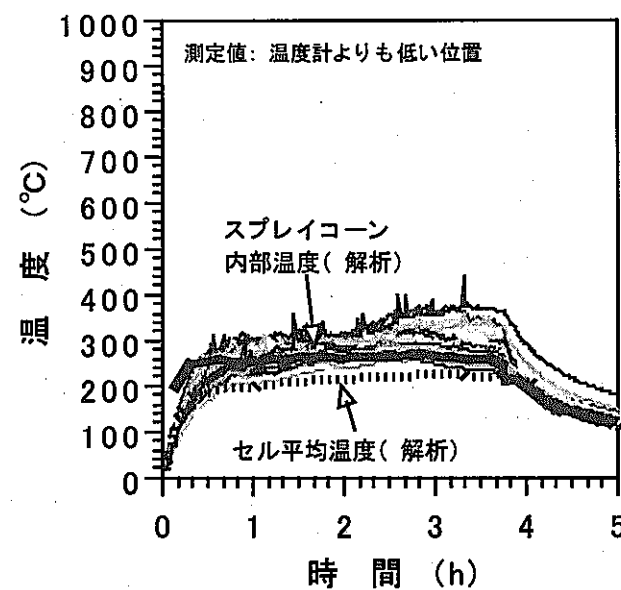
- ・ 模擬実験（漏えい燃焼実験-I, -II）の実施とその解析
（解析コードASSCOPSの改良と検証、下図）
- ・ 実験で生じた床ライナ材の腐食現象の解明
（構造材料の腐食現象についての材料試験）



「もんじゅ」事故の原因
究明及び漏えい対策設
備検討に反映



<床ライナ温度>



<ガス温度>

燃焼実験-II の解析

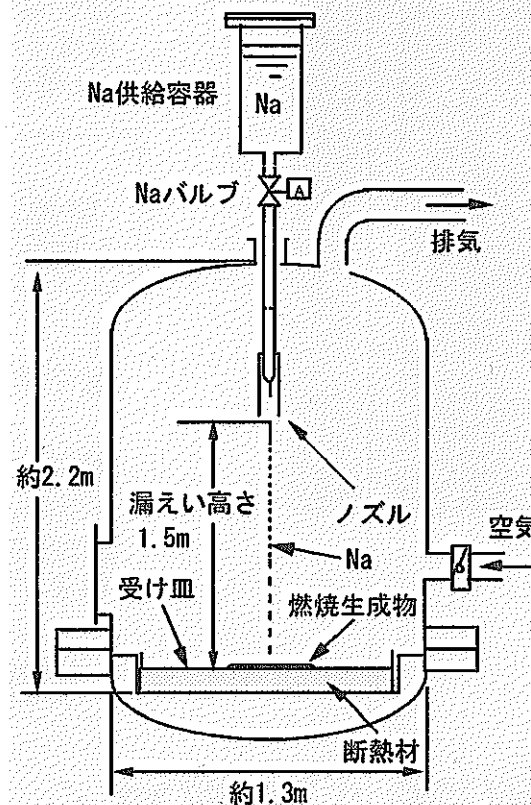
ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(2-2) ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

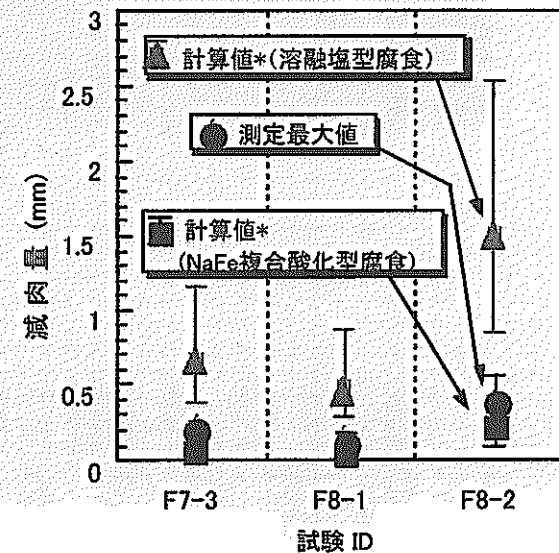
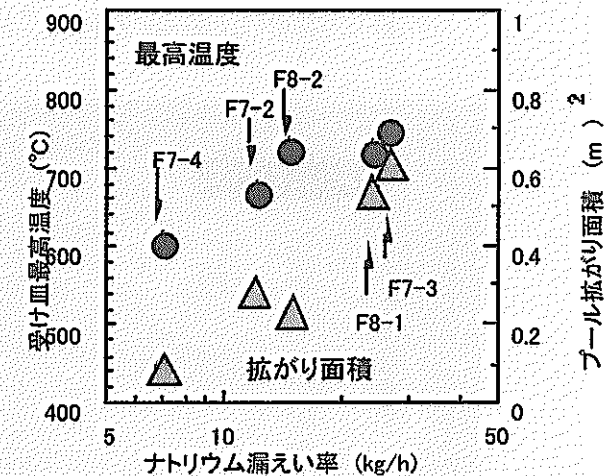
小規模プール燃焼実験

- ・小漏えい率 (5~25 kg/h) のナトリウムプール燃焼実験を実施し、以下を確認した。
- ①漏えい率が低くなると、熱の放散効果により最高温度が低くなる
- ②プールの拡がり面積は、漏えい率と比例の関係になる
- ③床材料の腐食減肉量は溶融塩型腐食による減肉量より低い (溶融塩型腐食評価の保守性を確認)

⇒ 「もんじゅ」漏えい対策
設備検討に反映



小規模プール燃焼実験装置



ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(2-3) ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

その他のナトリウム燃焼研究

- ・再着火挙動試験：燃焼ナトリウムを窒素供給により鎮めた場合、冷却後に空気にさらすと再着火することがある。
⇒Na と Na_2O を含む燃焼生成物の状態（右写真）に依存
⇒湿分と炭酸ガスにより安定化すると再着火防止可能

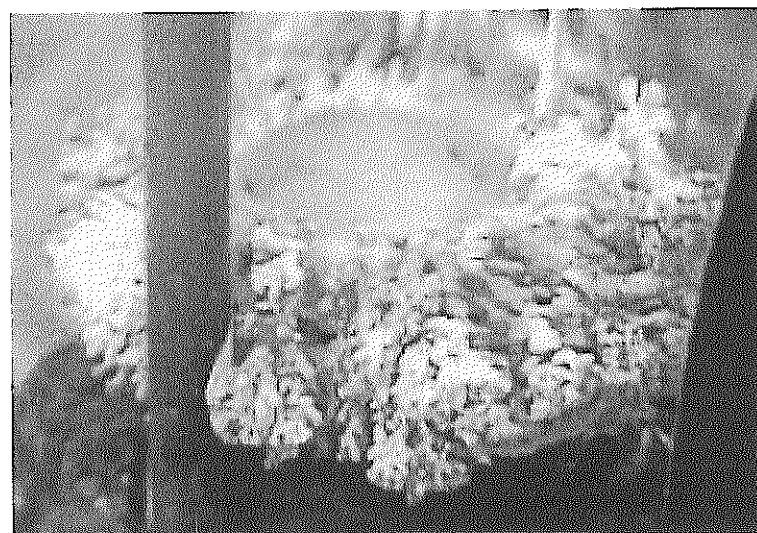


「もんじゅ」漏えい対策
設備検討ならびに実用
炉検討に反映

- ・落下液滴燃焼試験：単一液滴を落下燃焼させて燃焼速度や落下速度を測定して、スプレイ燃焼の基礎データを取得



ナトリウム燃焼の機構
論的解析コード開発に
反映（後述）



再着火挙動実験における燃焼生成物の状況

約3%の酸素を含む窒素ガスで
消火したもの

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(2-4) ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

ナトリウム燃焼時の構造材料腐食に関する研究

ナトリウム燃焼で生成される反応生成物の組成環境で二つの腐食メカニズムがあることを明らかにし、炭素鋼に関する腐食データを得た。

①Na-Fe複合酸化物腐食（もんじゅ事故で推定された機構）

Na₂O-Na系の高温環境において支配的となる。

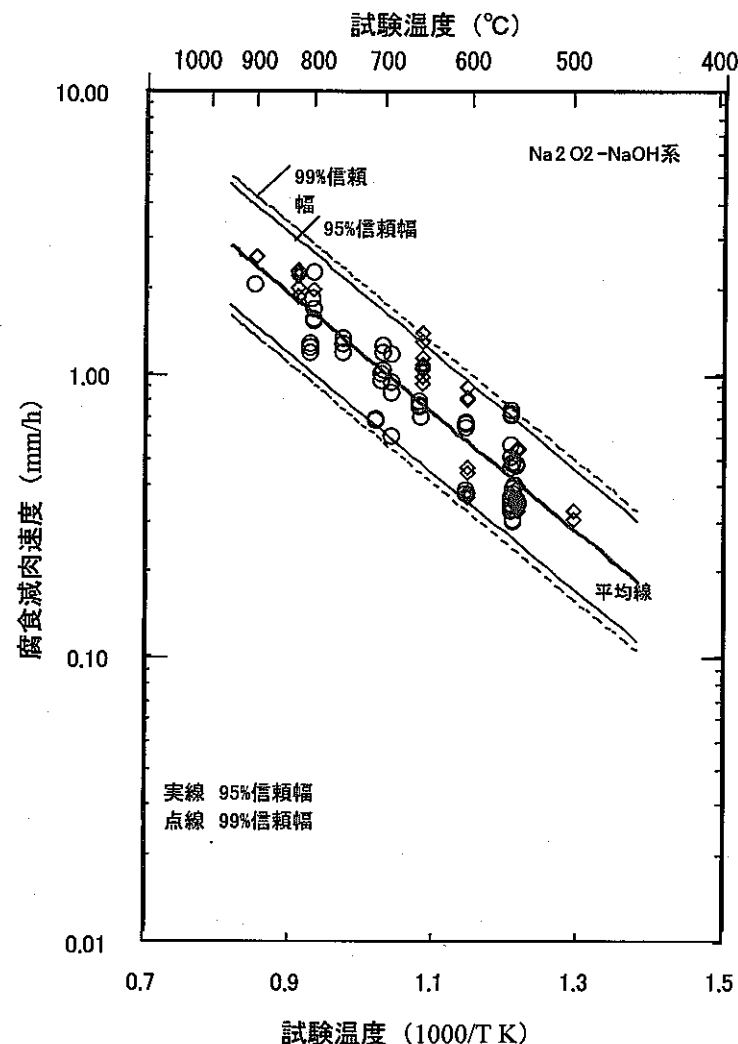
②溶融塩型腐食

NaOH-Na₂O₂系の高温環境において支配的となる。

⇒これらの腐食速度データはアレニウス式で整理できることを示した。（溶融塩型腐食について右図）



「もんじゅ」事故原因究明及び漏えい対策設備検討に反映ならびに実用炉検討に反映



溶融塩型腐食に関する腐食減肉速度評価線

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(2-5) ナトリウム漏えい燃焼に関する研究

機構論的モデルによるナトリウム燃焼解析コードの高度化

SPHINCS: ゾーン／フローネットワークモデルのスプレイ・プール燃焼解析

AQUA-SF: 多次元熱流動解析コード (AQUA) にナトリウム燃焼モデルを付加

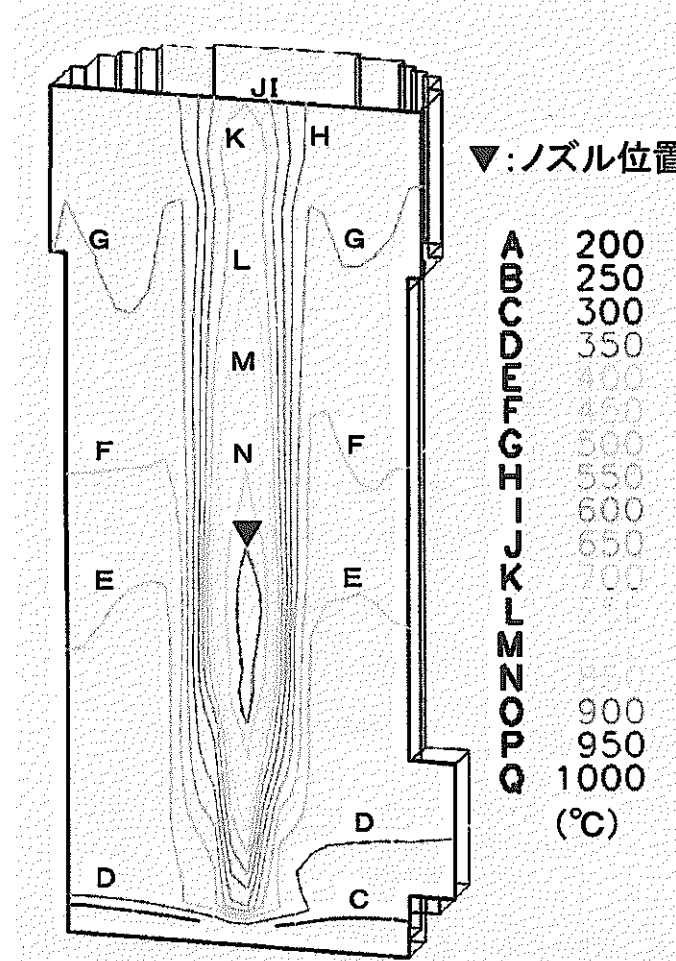
COMET: 液滴燃焼の直接シミュレーション

MPS-3D: ナトリウム漏えい飛散挙動の粒子法解析

GENESYS, BISHOP: 化学平衡計算による反応生成物組成解析



ASSCOPSを補完し、「もんじゅ」漏えい対策設備検討に反映ならびに実用炉安全評価の高度化に反映



AQUA-SFによるスプレイ燃焼計算例

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

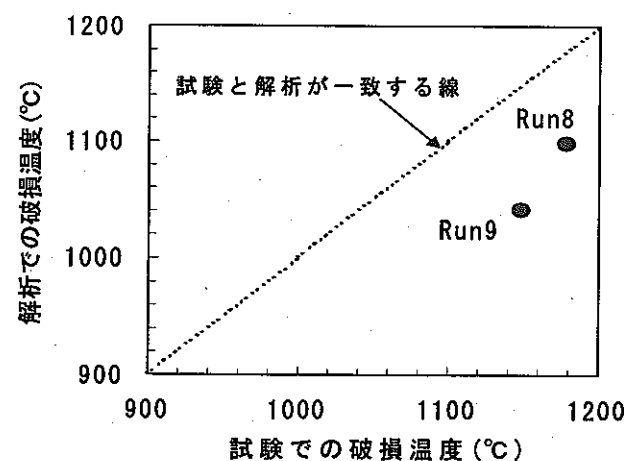
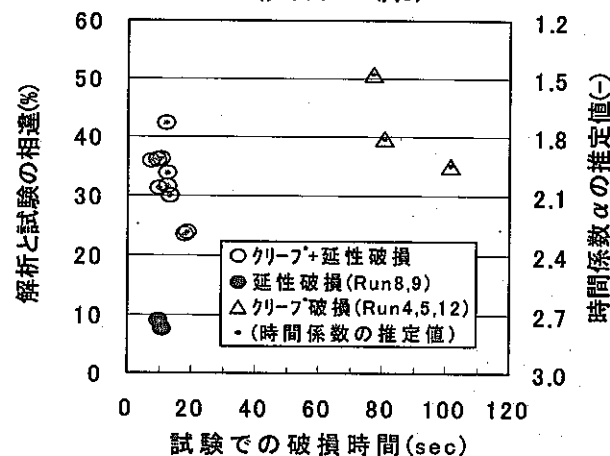
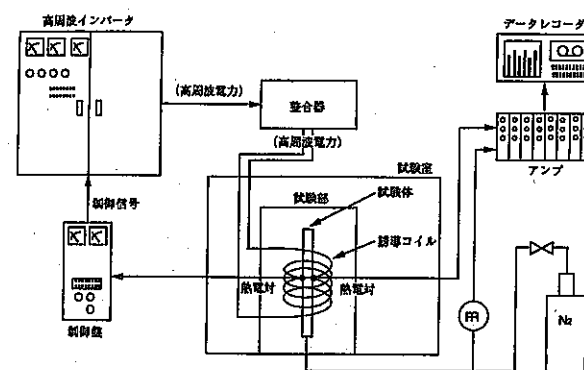
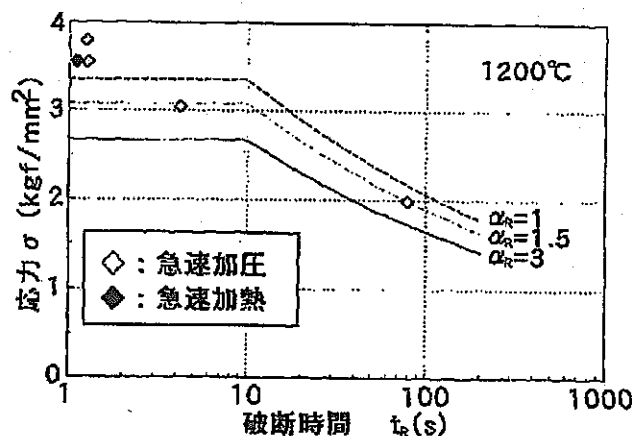
(3-1) ナトリウム-水反応に関する研究

高温ラプチャ評価のための基礎試験と解析手法整備

- ・ 伝熱管材料について高温引張／クリープ試験による、高温破断強度の評価
- ・ 伝熱管破損模擬試験を実施して、高温ラプチャ評価モデルの検証



「もんじゅ」安全性総点
検へ反映し、安全裕度
確認



ナトリウム及び格納系に関する安全研究

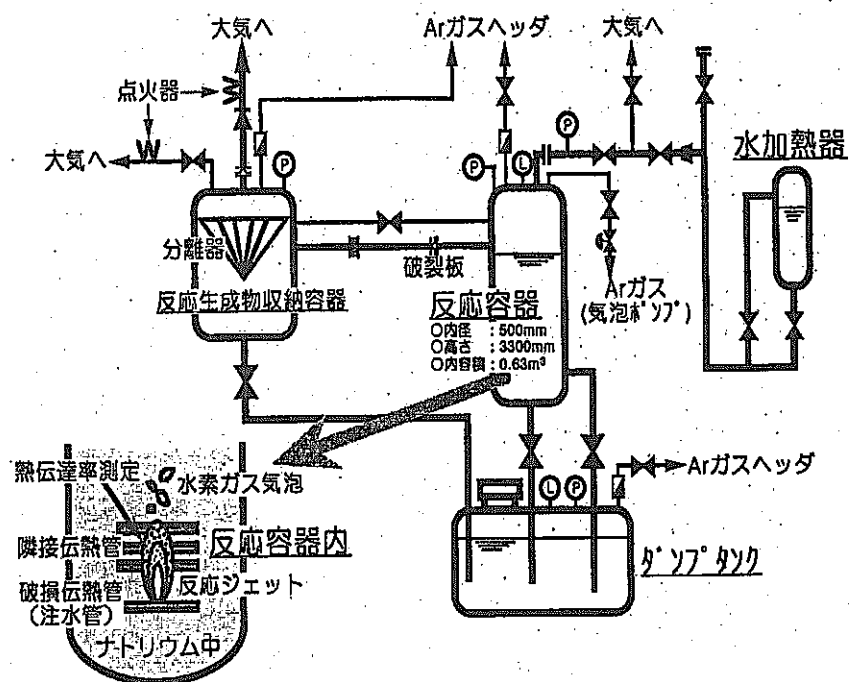
(3-2) ナトリウム-水反応に関する研究

SWAT-1R (ナトリウム-水反応試験装置)

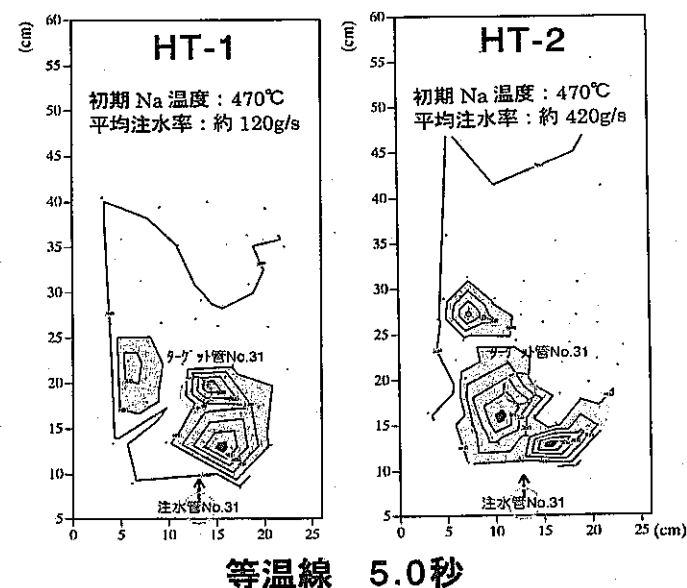
- ・ H11年3月装置完成 (蒸気発生器の部分模擬による要素試験)
- ・ 高温ラプチャ現象データ測定 (反応ジェット温度分布、ジェット熱伝達率)、音響検出器のためのデータ測定などを開始
- ・ SWAT-3R試験計画 (高温ラプチャ総合試験) への反映



実用炉の大型蒸気発生器に対する合理的な安全評価に反映



SWAT-1R試験装置



第1回試験(H11年度)と第2回試験(H12年度)の結果の比較

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

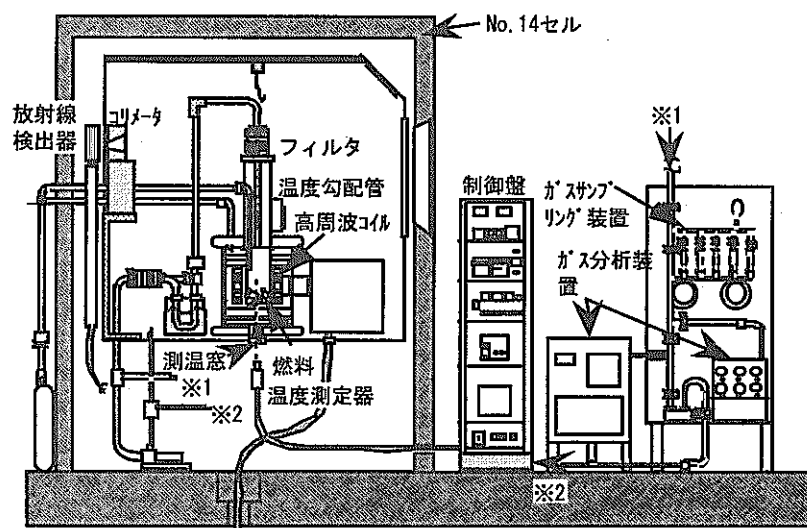
(4) ソースタームと格納系安全に関する研究

燃料からの FP放出挙動試験

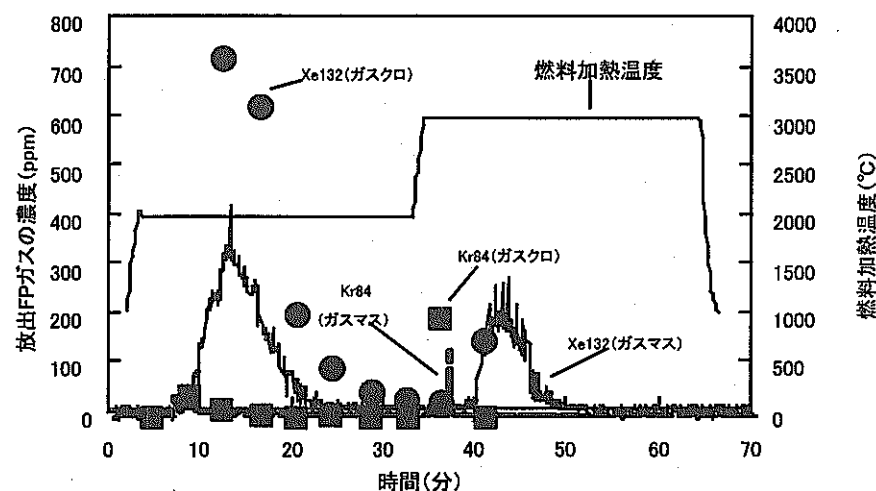
- ・ 約3000℃まで加熱可能なFP放出挙動試験（放出量を温度勾配管、 γ 線検出器などで測定）
- ・ H11年度をUO₂未照射燃料+模擬FP試験を実施し、H12年度には「常陽」で照射された実照射MOX燃料を用いた試験を成功させた。



ソースターム評価手法
の高度化及び実用炉の
安全評価への反映



実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置



燃料加熱温度と放出FPガス濃度との関係

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(5-1) 今後の研究計画

■ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究

- ・ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備、微小漏えいの検出信頼性評価、
- ・ナトリウム・コンクリート反応試験、ソースターム移行評価手法の整備

■ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究

- ・ナトリウム-水反応試験（SWAT-1R）、蒸気発生器水リーク試験（SWAT-3R）、
- ・ナトリウム-水反応評価手法の高度化

■実用化戦略調査研究のための要素技術

- ・重金属炉のポロニウム挙動、二次系簡素化型蒸気発生器のPb-Bi とNaの挙動

2001 (H13)	2002 (H14)	2003 (H15)	2004 (H16)	2005 (H17)	2006 (H18)	2007 (H19)	2008～10 (～H22)
実用化戦略調査研究（フェーズ2）					実用化戦略調査研究（フェーズ3）		

基盤技術開発

ソースタームと格納施設安全評価に関する研究

R&D項目検討／装置設計等

ソースターム冷却系内挙動、格納系内挙動試験、機構論的安全解析コード

ナトリウム燃焼試験・Na／コンクリート反応試験

基盤技術開発

蒸気発生器に関する安全技術高度化

R&D項目検討／装置設計等

確証試験、新材料の材料試験、機構論的安全解析コード

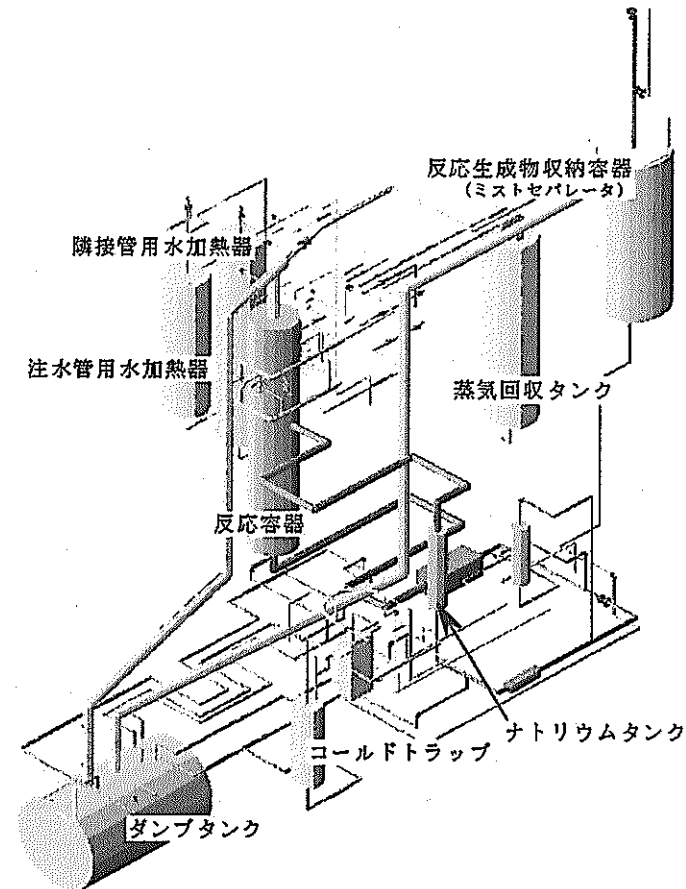
SWAT-1R および SWAT-3R 試験

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

(5-2) 今後の研究計画

□ 蒸気発生器水リーク試験計画 (SWAT-3R計画)

- ・ H12年6月装置完成
⇒ (H13年秋に第1回試験予定)
- (1) 高温ラプチャ現象の総合的試験
(隣接管冷却効果、ナトリウム流動効果なども模擬)
- (2) 水リーク検出特性、圧力開放特性に係る試験
- (3) 大リーク反応界面不安定性現象などの試験 (BDBL試験)



SWAT-3R試験装置

これまでの主要な成果（総論）

- 実証炉を念頭においた当初計画に従って、FBR大型炉の設計及び安全審査を支援するための安全研究を実施し、所要の安全技術基盤を確立した。ナトリウム冷却実用炉の検討にはそのまま利用できる。
- 安全基準類の検討については、サイクル機構における安全研究の成果及び知見を、原子力安全研究協会（科学技術庁委託で実証炉用安全基準を検討）における安全設計及び安全評価方針の検討に反映し、国内関係者の理解を深めた。
- 「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故に際し、その原因究明、再発防止策検討及び安全総点検においては、安全研究成果を全面的に反映した。また、配管中の構造物の設計基準（機械学会）策定、原子力安全委員会の「FBRの安全性の評価の考え方」の改訂に貢献した。
- 国の安全研究については、平成10年度に中間評価を受け、「もんじゅ」事故の影響を踏まえて研究課題の追加・見直しを行った。平成12年度末に成果を報告し、原子力安全委員会を通じて研究成果の普及を行う。
- FBRサイクル実用化戦略調査研究については、第1期において安全設計や安全評価に係わる解析手法やデータが活用されている。ナトリウム冷却炉以外を含む幅広い検討に対しては第2期（平成13年度より）以降も継続して研究成果を反映する。

これまでの主要な成果（各論）

- 確率論的安全評価：FBRを対象としてPSA手法体系、信頼性DBの継続的拡充の基盤を確立。「もんじゅ」への着実な適用実績と実用炉への適用準備整備。実用炉の安全設計や運転管理へのリスク情報活用の技術基盤を整備。
- 燃料安全：燃料の破損限界について、過出力型及び流量低下型事象ともに、MOX燃料に対する従来の破損判断基準が十分な安全裕度を有していることを確認。炉心局所事故については、実証炉を対象にポラス状局所閉塞にかかわる安全評価手法を開発
- 炉心安全：CABRI計画等の国際共同炉内試験研究の成果を踏まえて、SAS、SIMMER等の炉心安全解析コードの体系を主体的に確立。実用炉における再臨界問題の排除に向けた効果的な試験研究計画を立案し、着手。
- 伝熱流動：計算流体力学手法に基づく機構論的解析手法体系を開発することにより、サーマルストライピングや温度成層化現象に対するきわめて高精度の解析技術を確立。自然循環に係わる研究では水及びナトリウムを用いた実験的研究に基づいて、現象の解明（潜り込み、集合体間伝熱、インターラップフロー）と解析手法の開発を進め、将来の大型炉における崩壊熱除去系の設計合理化を行うための技術基盤を確立
- Na及び格納系：「もんじゅ」事故及び対策への的確な対応。Na冷却実用炉に対する技術基盤を確立し、Na－水反応に係わる研究計画を策定。照射燃料からのFP放出について3000℃の高温実験に成功した。

研究成果の公開・普及 (過去5年間の実績)

- 安全研究成果発表会、もんじゅ技術報告会にて定期的に成果を発表
- 雑誌・国際会議投稿論文、サイクル機構公開報告書等の実績（詳細は本文資料に記載）
 - 確率論的安全評価：40件
 - 燃料安全：44件
 - 炉心安全：75件
 - 伝熱流動：173件
 - Na及び格納系：125件
- 社外表彰等の実績（詳細は本文資料に記載）：6件（原子力学会、STA創意工夫賞、機械学会、国際水理学会、米国原子力学会）
- 特許登録の実績：7件（日本、米国、欧州）

国内外の研究協力 (過去5年間の実績)

FBR安全研究に係わる国際協力・国際貢献

- 米国との協力：EBR-IIを用いた燃料安全研究
- 欧州との協力：CABRI炉内試験、Phenixに関する熱流動ベンチマーク、ナトリウム燃焼に関する情報交換、SAS4A/SIMMER-IIIコード開発・検証
- カザフとの協力：再臨界問題の排除に向けたEAGLEプロジェクト
- ロシアとの協力：解体核Pu処分に係わる技術協力（FBRによるPu燃焼実現に向け、BN-600の炉心損傷事故解析のための解析コード貸与、技術協力）
- フランスの許認可支援：Superphenixの炉心損傷事故解析への技術協力
- 解析コードの提供：熱流動解析コード、炉心安全解析コード、ナトリウム燃焼解析コード等を大学、民間（電気事業者、メーカー）、海外研究機関等に提供（一部は契約や協定に基づく限定公開）

大学等との研究協力及び基礎研究成果の活用

- 先行基礎工学研究、社外公募型研究：14件
- その他の共同研究等：2件

委員会等の活用：日本原子力学会、日本機械学会等の専門委員会、サイクル機構主催の安全研究専門委員会、熱流動研究専門委員会

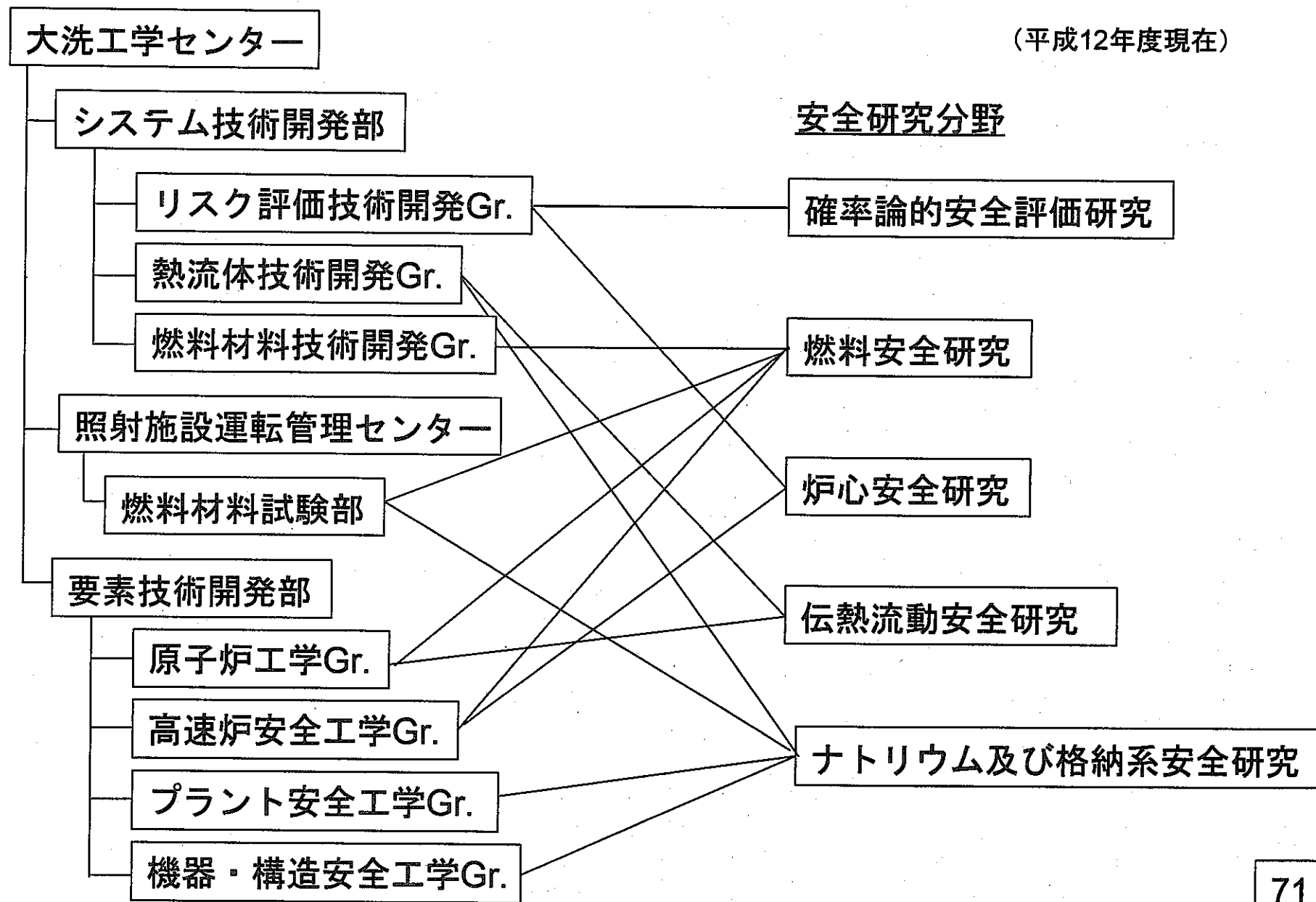
国内外の研究協力・国際貢献は、平成13年度以降においても継続

今後の重点研究課題 (平成13～17年度研究計画)

- 今後の5年間の研究計画については、5分野の各論において詳述
- FBRサイクル実用化戦略調査研究第2期（主要候補概念の選定）への効果的反映が主眼
- 重要度の高い研究、比較的規模の大きな研究、国際共同研究等
 - PSAの応用：実用炉の安全論理検討へのリスク情報の活用（経済性目標と合致した合理的な安全水準の確保）
 - 新型燃料に係わる安全確保：TREAT炉を用いた安全性試験の実現に向けた予備調査（MOX燃料との比較の観点から金属燃料、窒化物燃料の安全に係わる基本的成立性の判断）
 - 炉心損傷に対する安全向上：溶融燃料の早期炉心外排出に係わるカザフスタンとのEAGLE共同試験研究プロジェクト（実用炉に対する再臨界問題の排除ための技術的見通しを実験的に取得）
 - 設計の最適化や安全評価の高度化に向けた伝熱流動研究：多様な冷却材（ナトリウム、重金属、ガス）に対する伝熱流動特性の比較・評価（第2期での実用炉候補概念の絞込みのための判断材料提供）
 - 蒸気発生器に関する安全技術高度化：伝熱管の高温ラプチャー現象に係わるナトリウム－水反応の総合的試験計画（SWAT-3R）（「もんじゅ」の安全裕度再確認、将来の大型蒸気発生器の設計・安全評価への反映）

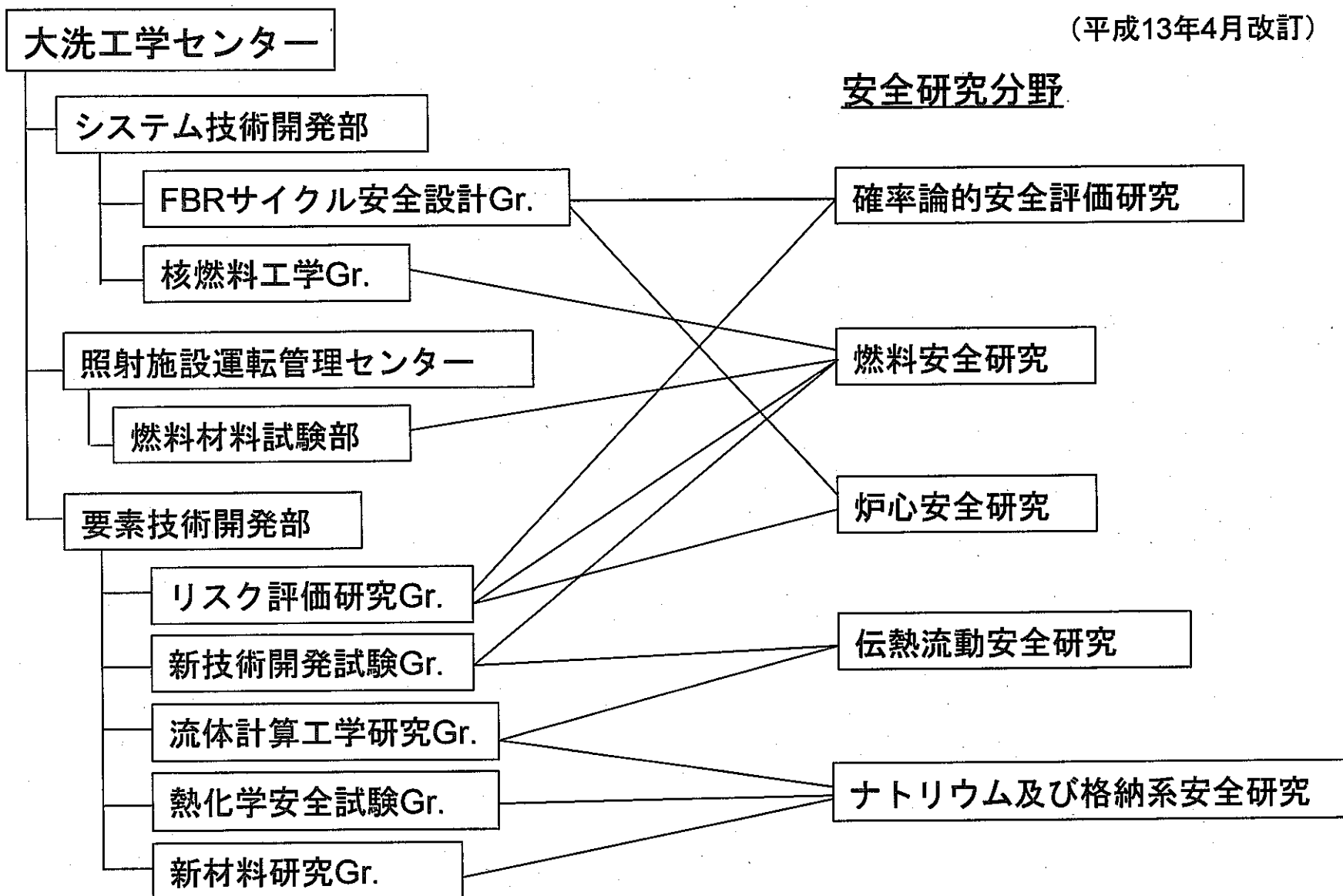
安全研究の実施体制

(平成12年度現在)

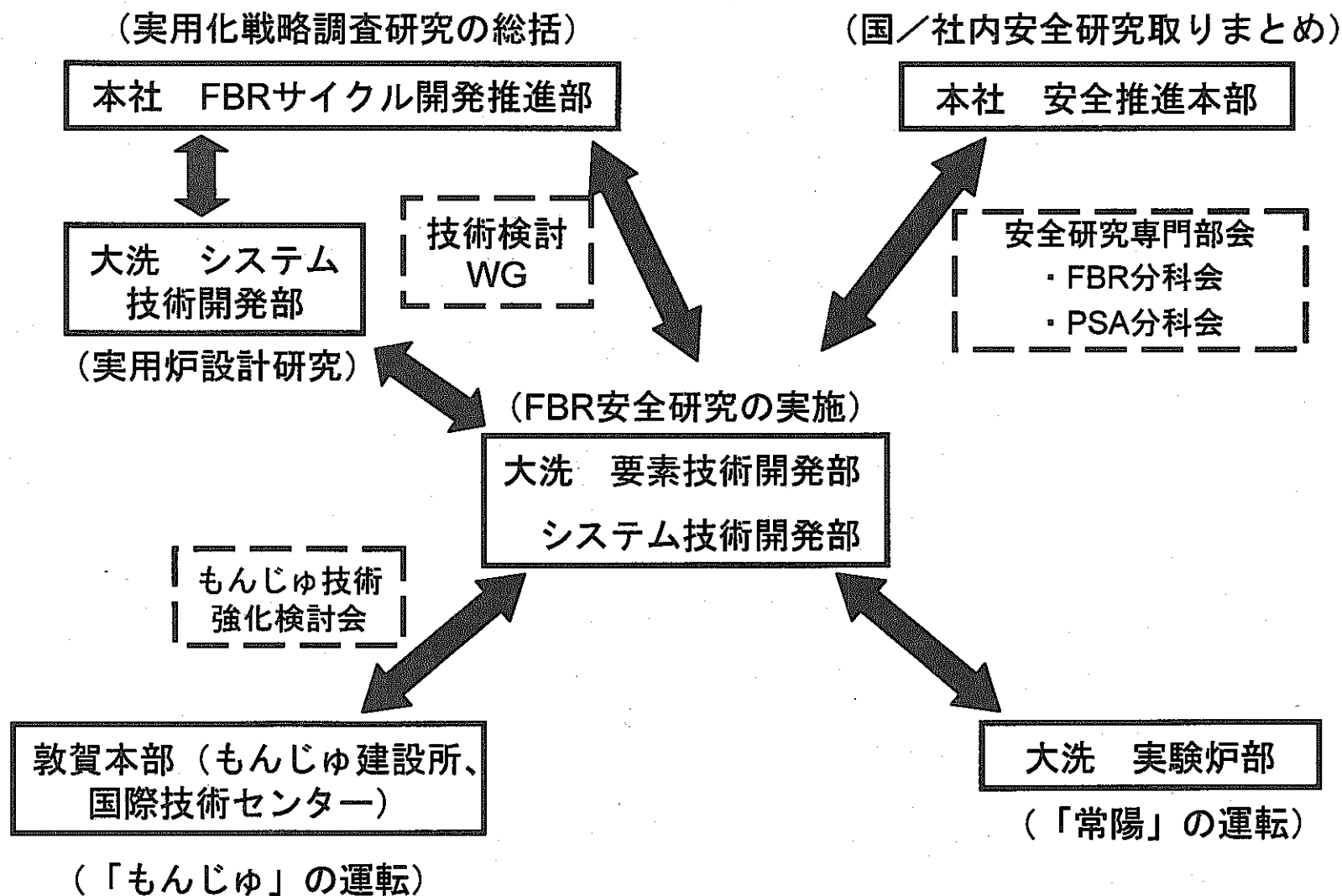


安全研究の実施体制（組織図）

（平成13年4月改訂）



安全研究の実施体制（成果の反映）



今後の資金計画及び要員

高速増殖炉の安全研究関連予算として、今後5年間（平成13年度～平成17年度）に総額約75億円（約15億円／年）を予定している。過去5年間（平成8年度～平成12年度）の予算規模は約107億円であった。

研究開発要員としては、約30名（過去5年間は約40名）を考えている。

期待される成果と波及効果

- 今後の5年間は、FBRサイクルの実用化戦略調査研究の第2期と対応しており、各種実用炉候補概念の基本的成立性評価、比較検討及び絞込みに、効果的に利用すべき、安全性に係わる技術基盤（評価手法、試験データ）を提供する。
- 国の安全研究として、国の安全規制の観点から重要となる安全基準類の策定への反映並びに安全設計・安全評価に係わる評価手法及びデータの提供についても、今後も継続して貢献を果たす。
- 安全研究を通じて得られる技術基盤は、機構の設置した原子炉施設である「常陽」及び「もんじゅ」の許認可や安全性維持・向上方策の検討に適宜利用していく。
- PSA手法体系及び伝熱流動や炉心安全の分野で開発された解析手法（計算機シミュレーション技法）は、FBR以外の分野や非原子力分野へも波及効果が大きい。
 - PSA手法体系は燃料サイクルシステムへの適用拡大が可能。また、リスク情報は国の安全目標の検討や実用炉の合理的な安全設計方針の検討へも貢献
 - 伝熱流動分野で開発した機構論的解析コード群はきわめて汎用性が高く、産業界や自然現象の広い分野での利活用が可能
 - 炉心安全分野で開発した多次元多相流コードもFBR分野以外への適用が可能（実績：SIMMER-IIIコードによるJCO臨界事故のシミュレーション、加速駆動システムへの適用）
- FBR安全研究の推進は、国際協力・貢献の推進、海外におけるFBR関連研究の活性化、国内における大学等との研究交流の活発化にも大きく寄与する。