JNC TN1400 99-017

平成１０年度安全研究成果（調査票）

－原子力施設等安全研究年次計画（平成８年度～平成 12 年度）－

１９９９年８月

核燃料サイクル開発機構

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松４番地４９
核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課

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

ⓒ 核燃料サイクル開発機構（Japan Nuclear Cycle Development Institute）1999

JNC TN1400 99-017

1999 年 8 月

平成１０年度安全研究成果（調査票）

－原子力施設等安全研究年次計画（平成８年度～平成 12 年度）－

編　集　安全推進本部安全計画課

要　旨

平成１１年７月１日の科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室からの依頼に基づき、原子力施設等安全研究年次計画（平成８年度～平成１２年度）に登録された研究課題（高速増殖炉；23 件、核燃料施設；17 件、耐震；１件、確率論的安全評価等；５件）について平成１０年度安全研究の調査票（平成８年度～平成１０年度の成果）を作成した。

本報告書は、国に提出した調査票を取りまとめたものである。

目　次

高速増殖炉

2-1-1　安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究 …… 2

2-1-2　安全評価事象の想定と評価条件に関する研究 …… 14

2-2-1　炉心反応度の評価に関する研究 …… 24

2-2-2　高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究 …… 36

2-3-1　高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究 …… 48

2-4-1　放射性線源挙動の評価と抑制技術の開発に関する研究 …… 56

2-5-1　機器・配管の寿命予測評価法の研究 …… 66

2-5-2　ＬＢＢの評価手法に関する研究 …… 76

2-5-　配管内構造物の流力振動評価に関する研究 …… 86

2-6-1　受動的安全特性の強化に関する研究 …… 94

2-6-2　「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究 …… 102

2-7-1　実用炉における安全論理構築のための炉内安全性試験課題の検討 …… 110

2-8-1　高速増殖炉燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究 …… 120

2-9-1　燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究 …… 128

2-10-1　自然循環除熱に関する研究 …… 138

2-10-2　過渡伝熱流動現象評価に関する研究 …… 148

2-11-1　ナトリウム燃焼に関する研究 …… 158

2-11-2　ナトリウム－水反応に関する研究 …… 170

2-12-1　炉内安全性試験施設に関する検討 …… 180

2-13-1　炉心損傷時の事象推移評価に関する研究 …… 190

2-13-2　炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 …… 200

2-14-1　格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究 …… 210

2-15-1　燃料破損時の運転手法最適化に関する研究 …… 218

核燃料施設

3-1-4　未臨界度測定システムの開発 …… 228

3-1-6　ＭＯＸ加工施設等の臨界管理に関する研究 …… 236

3-2-3　核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 …… 246

3-3-4　異常事象評価試験研究 …… 256

3-3-7　グローブボックス等の安全性試験 …… 266

3-3-8　ＭＯＸ粉末の安全取扱い技術の研究 …… 274

3-3-9　水素混合ガスの安全性の研究 …… 282

3-3-10　核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究 …… 292

3-4-1　供用期間中検査技術の向上に関する研究 …… 300

3-4-2　電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究 …… 308

3-4-5　再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究 …… 316

3-5-1　高レベル廃棄物高減容処理に関する研究 …… 324

3-6-1　ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究 …… 334

3-6-2　各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術に関する研究 …… 342

3-7-1　ＴＲＵ廃棄物の非破壊測定技術に関する研究 …… 350

3-8-2　ヨウ素除去技術高度化開発 …… 358

3-8-3　クリプトン回収・固定化技術に関する研究 …… 366

耐　震

5-6-2　原子力施設の免震構造に関する研究（核燃料施設及び高速炉機器） …… 376

確率論的安全評価等

6-1-3　「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価 …… 388
6-1-4　高速増殖炉のＰＳＡ手法の改良と信頼性データの整備 …… 398
6-1-7　核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 …… 408
6-2-4　高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 …… 418
6-2-5　核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究 …… 430

高速増殖炉

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－1－1
研究課題名 (Title)	安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究 Study on rational achievement of reliability in safety design/evaluation	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　リスク評価技術開発Gr	Nuclear System Safety Research Group
	[氏名]	丹羽　元	Hajime NIWA
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡　大洗町成田町4002	4002　Narita,Oarai-machi,Ibaraki-ken,311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	安全設計・評価	信頼性確保	多重性	多様性	要求条件
	safety design/evaluation	reliability achievement	redundancy	diversity	safety requirement

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】
実用化を目指した大型炉の信頼性確保上の重要な因子を摘出し、安全設計と安全評価の整合性を図る。

【研究内容（概要）】
イ．高速増殖炉プラント等の運転経験を分析するとともに、大型炉に対する信頼性評価を実施し、信頼性確保の観点から系統・機器の設計上及び運転上の要求条件を検討する。
ロ．系統・機器の多重性、多様性に関しての信頼性評価を行い、安全評価における単一故障の考え方や事象想定における多重故障の考え方について検討する。
ハ．受動的炉停止及び自然循環による崩壊熱除去に関する信頼性評価を行い、安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、常用系やインターロック等の信頼性評価を基に、信頼性確保上の役割について検討する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．ディマンド型故障に関する信頼度評価モデルについて最新の知見を用いて考察し、様々な系統構成を対象として自然循環による崩壊熱除去機能の信頼度を定量的に分析することにより、崩壊熱除去系に関する要求条件を検討した。原子炉停止系の信頼度を定量的に分析することにより、原子炉停止系の設計及び運転に関る要求条件を検討した。

ロ．進捗無し。

ハ．キュリー点電磁石式自己作動型炉停止機構（SASS）の信頼性評価結果等を基に、受動的炉停止機能についての安全設計上の位置づけや要求条件及び判断基準について検討した。

【成果の達成レベル】

イ．崩壊熱除去機能及び原子炉停止機能について信頼度評価に基づく要求事項を検討しており、所期の研究成果は得られている。

ロ．予定していた成果は得られていない。

ハ．自己作動型炉停止機能についての信頼度と位置づけ等の検討を行っており、所期の研究成果は得られつつある。

【成果の活用方法及び利用実績】

大型炉を対象とした安全設計および安全評価のための基準類を策定していくための基礎情報として活用する。
安全設計評価の事象区分、安全評価における単一故障の考え方、事象想定における多重故障の考え方について実証炉の安全設計・評価方針を検討するために活用できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．引き続き、大型炉に対する信頼性評価を実施し、信頼性確保の観点から系統・機器の設計上及び運転上の要求条件を検討する。

ロ．崩壊熱除去系について、様々な方式（強制循環と自然循環、ならびにDRACS、PRACS及びIRACS）を対象としてサポート系を含めて使命時間をパラメトリックに変化させた信頼度評価を行う。その結果に基づいて短時間と長時間、動的機器と静的機器の「単一故障」のもつ信頼度上の意味を検討する。

ハ．ガス膨張機構（GEM）等の信頼性評価を行うことによって、受動的安全機能についての安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、重要度分類のＭＳ－３に属する系統機器についての信頼度評価を実施することによって、これらの信頼性確保上の役割について検討する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ.
崩壊熱除去系の要求条件
崩壊熱除去系は炉心損傷防止の観点から不可欠な系統の一つである。高速炉においては強制循環のみならず自然循環による崩壊熱除去に期待できることが安全確保上の一つの特徴となっている。崩壊熱除去系について、高い信頼度（例えば、10^{-7} ／要求）を達成するためには自然循環除熱の活用が必要であることがこれまでの安全研究の中で示された。自然循環除熱に必要な機能の大部分は強制循環除熱にも必要であることから、自然循環除熱が高い信頼度を達成するにはどのような設計を行うのが望ましいかを検討した。

自然循環に必要な崩壊熱除去系を構成する機器の機能を(1)冷却材ナトリウム回路の静的機能、(2)冷却材ナトリウム回路の止め弁の動的機能、(3)空気冷却器のベーンとダンパーの動的機能、(4)動的機器への電源供給機能に分けた。各機能別に様々な系統構成（図１参照）に対する非信頼度を最新の国内軽水炉発電所の運転・故障経験と国内外の高速炉プラントの運転故障経験に基づいて定量化した。待機機器のサーベイランス試験間隔は１ヵ月、使命時間は１週間を想定するとともに多重な系統の動的機器については共通原因故障を適切に考慮して非信頼度を計算した。

図２にＩＲＡＣＳ（中間補助炉心冷却系）方式の自然循環除熱１系統の非信頼度の点推定値を示す。冷却材止め弁の故障が支配的であるために、これの多重化・多様化が有効である。電源については常用電源を接続しても猶予時間を概ね30分以上とるような設計にすれば、運転員による対応操作（弁等の手動開閉操作）に期待できるので、非信頼度は非常用電源または無停電電源接続時と同程度にまで低減できる。ベーン・ダンパーの信頼度は他の機器に比べて高いため、１系統の分析に限ると多重化の必要は無い。

図３にＩＲＡＣＳ方式の自然循環除熱２系統の 非信頼度を示す。自然循環に必要な動的機器の電 源は無停電電源２系統から給電されるものと想定した。また、主冷却系統を介した強制循環除熱を崩壊熱除去のために使用できる場合も考慮して非信頼度の定量化を行った。無停電電源２系統の信頼度が十分高いため、系統の非信頼度は猶予時間の有無に依存しない結果となった。冷却材止め弁の系統間の多様化または、１系統に対して多様性を考慮した止め弁を２台設置することが自然循環除熱の信頼度の向上に有効である。さらに、弁の多重化・多様化に加えてベーン とダンパーの系統間の多様化を図ると、自然循環 除熱のみによって崩壊熱除去機能の非信頼度を概ね10^{-7} ／要求以下に抑えることができる。また,主冷却系統が使える場合には、弁、ベーン、ダンパーに多重化・多様化を図らなくても崩壊熱除去機能の非信頼度を10^{-7} ／要求以下に抑えることができる。

次に、ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードを対象とした故障確率の設置からの経過時間、および直前のディマンドからの経過時間に対する傾向分析結果から得られた知見[1] を反映させてさらなる検討を実施した。

自然循環除熱１系統（冗長性無し：図１において全て単一の場合）の機能喪失確率に対して、経年劣化の影響と待機時間の影響を点推定値と95％値について評価した（図４参照）。図４は電動弁の使用年数と試験間隔を変えた場合の評価例であり、本評価においては電動弁の故障確率が支配的となっている。待機時間の影響が試験間隔の違いに表れており、経年劣化の影響が使用年数の違いに表れている。図中の電動弁の使用年数について「考慮せず」と表記したものは、使用年数に依らない一定の故障率に基づいて算定した故障確率である。なお、95％値についても、１年と15年の評価には統計的な不確かさのみが考慮されているが、「考慮せず」には弁個体間のばらつきも考慮されているという違いがある。この図に基づくと、使用年数、試験間隔ともに適切に考慮して不 確かさを含めて評価することが肝要である。

ＩＲＡＣＳ方式の崩壊熱除去系（自然循環モード）２系統の非信頼度を計算して図５にまとめた。止め弁は電動弁で構成されていると想定し、その故障確率については経年変化を考慮して設置後15年の時点の値を評価に用いた。ＩＲＡＣＳにおける待機機器のサーベイランス試験間隔は１ヵ月の場合と１年の場合の２種類を想定し、使命時間は１週間を想定するとともに多重化された系統の動的機器については共通原因故障を適切に考慮して非信頼度を計算した。また、ＩＲＡＣＳに対する多様化策として主冷却系による蒸気発生器を介した強制循環除熱を崩壊熱除去のために使用できる場合も考慮して非信頼度の定量化を行った（図５）。この場合の待機機器（電動給水ポンプ等）の故障通報時間は、原子炉の運転サイクルと同じであるとし、ここでは１年を想定した。なお、主冷却系（給水系・蒸気系）は常用電源から給電され、自然循環に必要な動的機器の電源は無停電電源２系統から給電されるものと想定した。

【研究成果】

冷却材止め弁の系統間の多様化または1系統に対して多様性を考慮した止め弁を2台設置することが自然循環除熱の信頼度の向上に有効である。さらに、弁の多重化・多様化に加えてベーンとダンパーの系統間の多様化を図り、それらの動作確認を1ヵ月に1回の頻度で実施すれば、自然循環除熱のみによって崩壊熱除去機能の非信頼度を概ね10^{-7}／要求以下に抑えることができる。

主冷却系が最終除熱源として使える場合、弁、ベーン、ダンパーの動作確認間隔を1ヵ月に1回の頻度実施すれば、これらの多重化・多様化を図らなくても崩壊熱除去機能の非信頼度を10^{-7}／要求以下に抑えることができ、また、1年に1度の頻度で実施するならば、止め弁の多様化を図ることによって同非信頼度を10^{-7}／要求以下に抑えることができる。これら非信頼度は点推定値であるが、不確かさ分布として対数正規分布を想定できる場合には、95%値として高々点推定値の4倍を見込めば良い。

ＩＲＡＣＳ方式の崩壊熱除去機能の非信頼度を定量的に分析した結果、起因事象との従属性等を検討する余地が残されているものの、高速炉の崩壊熱除去系が一定の信頼度（例えば、10^{-7}／要求）を達成するための安全設計上及び運用上の主要な要求条件が摘出された。

原子炉停止系の要求条件

これまでの大型炉を対象とした確率論的安全評価の結果によれば、図6に示すような動的な機器のみで原子炉停止機能について十分高い信頼度（非信頼度<10^{-7}）を達成することが可能である。このような高い信頼度達成の観点から系統・機器の設計上及び運転上の要求条件を整理すると以下のようになる。

(1)制御棒保持電源遮断回路、制御棒切り放し機構及び制御棒から構成される部分については、主炉停止系と後備炉停止系の独立な2系統から構成することが必要であり、遮断回路構成機器と制御棒切り放し機構については、主と後備系の間において、共通原因故障を防止するために、例え動作原理が同じであっても異なる設計を採用することにより設計上の多様化を図ることが必要である。

(2)発生頻度の極めて低い（概ね10^{-4}／年以下の）異常事象を除いて、それを検知するための検出信号については、異なる種類の信号を主と後備に各々採用することが必要である。

(3)主炉停止系と後備炉停止系の各系統を構成する機器は以下のような2重の冗長度が必要である。

・制御棒については、主炉停止系のみならず後備炉停止系についてもワンロッドスタック条件を課すことが必要である。

・原子炉トリップ信号については、誤信号による原子炉スクラムという起因事象の発生を防止することも考慮すると、異常検出が期待できる検出チャンネルを3チャンネル以上設ける必要があり、しかも原子炉トリップに当たっては、2 out of N（Nは3以上）の多数決回路を採用する必要がある。

(4)原子炉トリップ信号のトリップ設定点の調整や検出チャンネルの校正等、運転員あるいは保守員の介在するタスクに当たっては複数人によるチェックを行うなど、人的共通要因エラーの排除が必要である。

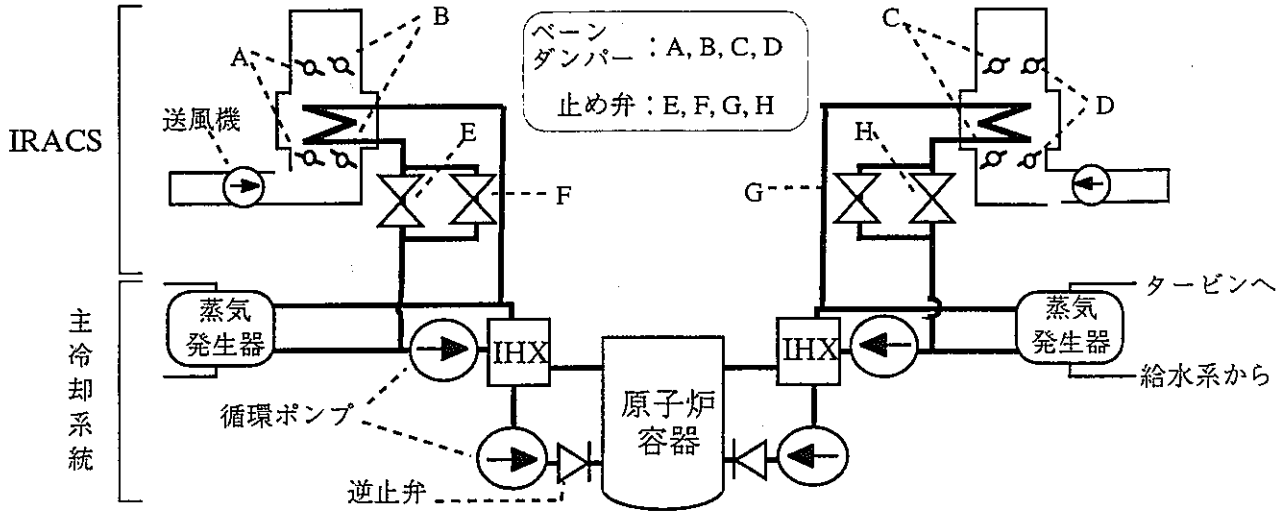
ハ．FBR実証炉で採用が考えられていた受動的炉停止機構の例としてキュリー点電磁石方式の自己作動型炉停止機構（SASS）がある。SASSは、過出力（TOP）型事象、流量喪失（LOF）型事象、そして除熱源喪失（LOHS）型事象に対して炉心損傷防止のための原子炉停止装置として機能することが期待されている。TOP型事象、LOF型事象及びLOHS型事象に対するSASS作動失敗確率について、K.OKADAらの研究結果[1]を参照すると、各々10^{-1}のオーダー、10^{-2}のオーダー、10^{-2}のオーダーである。

これまでの安全研究成果によれば、安全設計において想定すべき異常事象の候補の中で発生頻度が最も高いものは10^{-1}/年のオーダーである。また、図6に示すような原子炉停止系を考えた場合、主炉停止系の非信頼度は、概ね10^{-4}である。炉心が損傷するような事象の発生頻度を10^{-7}/年未満に抑えねばならないことを考えると、残りの1系統（後備炉停止系）に求められる非信頼度は10^{-3}未満である。

SASSをFBRに採用する目的の一つは、上記イ．で述べたような高い信頼性を有する原子炉停止系の信頼度をさらに向上させることである。一方、検出チャンネルから制御棒切り放し機構までの一連の機器を動的機器で構成する後備炉停止系を排除することによって、経済的な高速炉を目指すことを考えた場合、SASSと制御棒のみから後備炉停止系を構成することが一つの選択肢として考えられる。このためにはSASSを安全系として位置づけねばならず、10^{-3}未満の非信頼度が要求される。TOP型事象、LOF型事象及びLOHS型事象の全てについて、SASSに関する様々な不確かさを小さくすることにより、信頼度を向上することが必要である。

【研究成果】

特に、TOP型事象に対するSASSの非信頼度は大きいだけでなく、TOP型事象に対する燃料ピンの破損モードについては、安全評価における燃料の判断基準を定めるための知見が不足しているため、判断基準そのものに大きな不確かさが伴う。従って、SASSを後備炉停止系である安全系として位置付けるためには、SASSの不確かさを小さくすることが必要であるとともに、TOP型事象に対する判断基準の不確かさを低減することによって判断基準を現行の案よりも緩めることが有効である。



ベーン・ダンパーの系統構成

分類	：意味
全て単一	：A,B,C,Dは各々50%容量
1系統内の2重化	：A,B,C,Dは各々100%容量
1系統内の多様化	：A,B,C,Dは各々100%容量(A,CとB,Dは異なる設計)
2系統間で多様化	：A,B,C,Dは各々50%容量(A,BとC,Dは異なる設計)

止め弁の系統構成

分類	：意味
全て単一	：E,Gは各々100%容量（F,Hは存在しない）
1系統内の2重化	：E,F,G,Hは各々100%容量
1系統内の多様化	：E,F,G,Hは各々100%容量(E,GとF,Hは異なる設計)
2系統間で多様化	：E,Gは各々100%容量で異なる設計（F,Hは存在しない）

図1　中間補助炉心冷却系（IRACS）方式の原子炉冷却系の系統構成（2系統）

【研究成果】

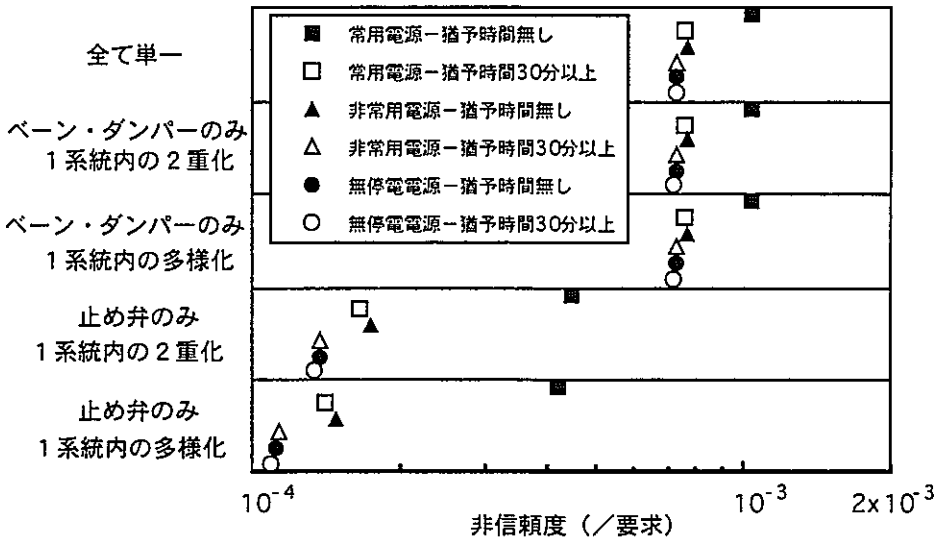


図2　IRACS方式の自然循環除熱1系統の非信頼度

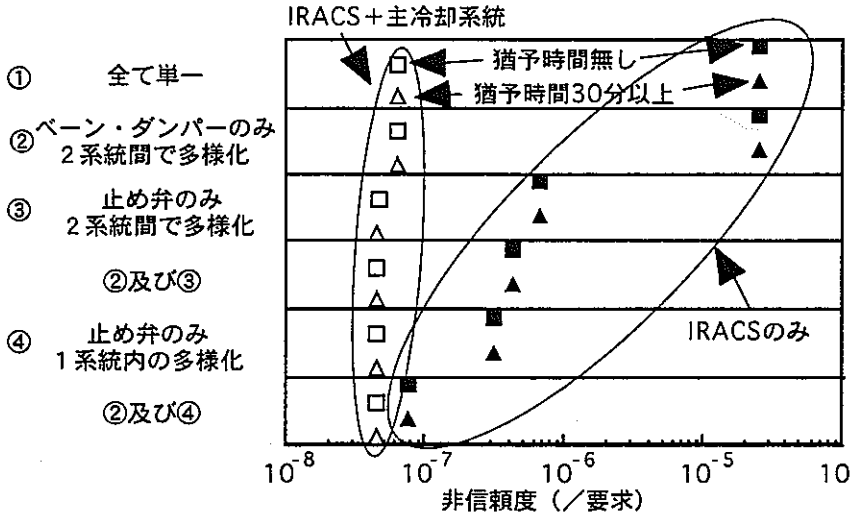


図3　IRACS方式の自然循環除熱2系統の非信頼度

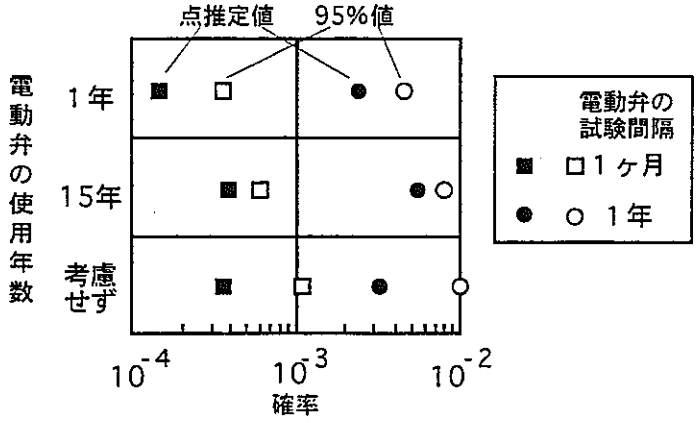


図4　自然循環除熱1系統当たりの機能喪失確率

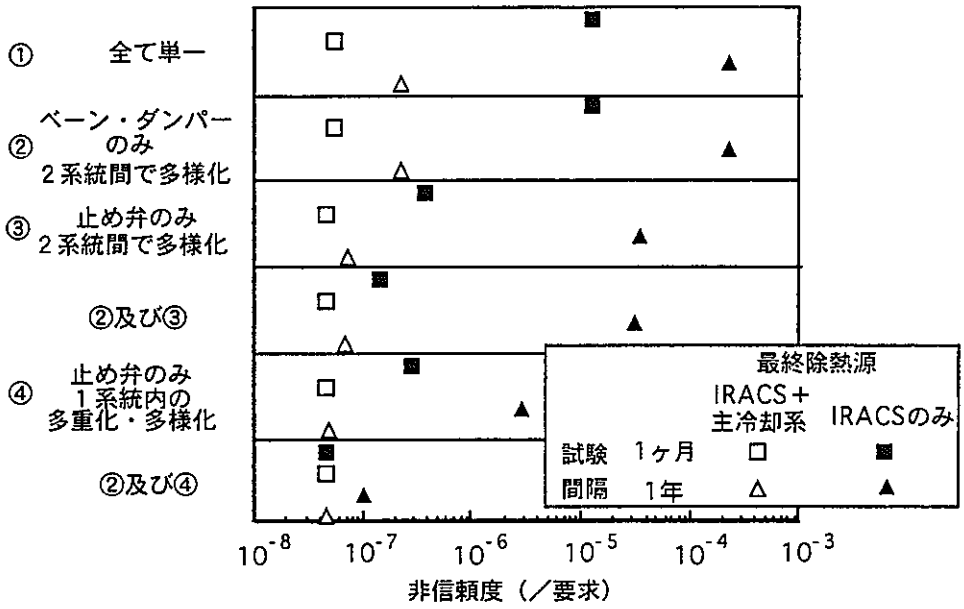


図５　IRACS(自然循環可能)方式の崩壊熱除去系２系統の非信頼度

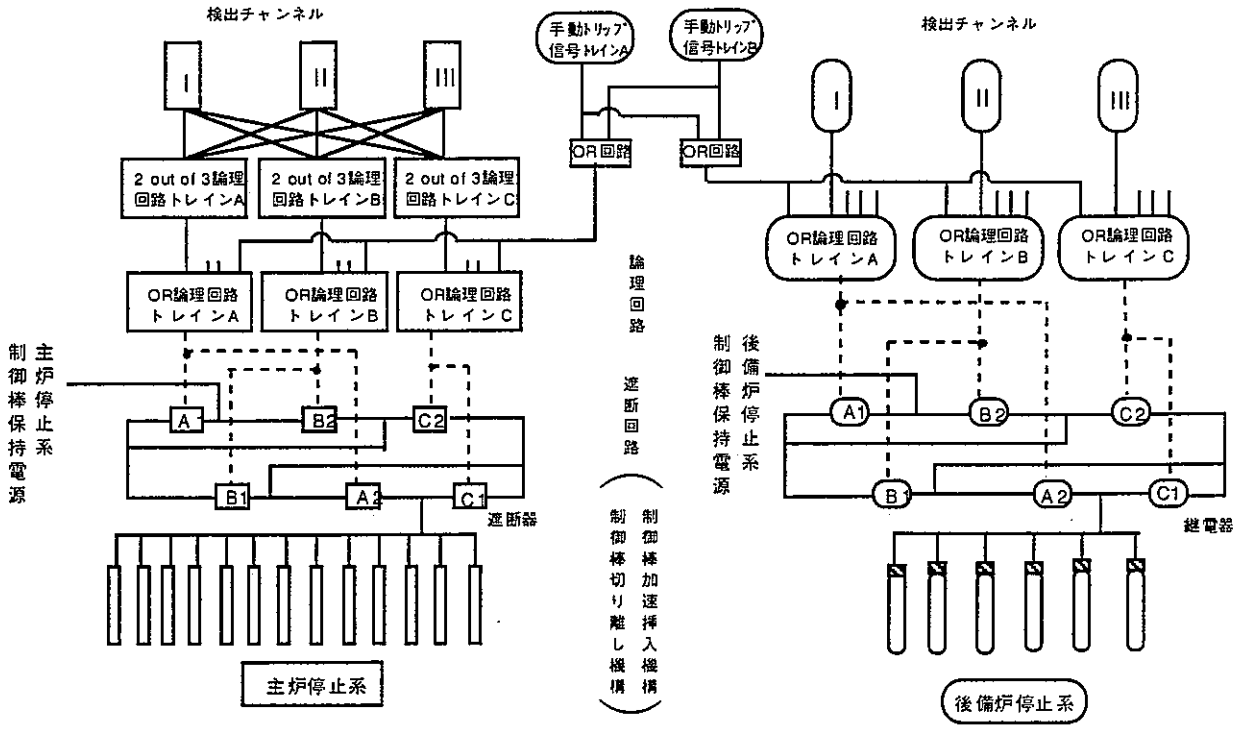


図６　原子炉停止系の構成

参考文献

[1] K. OKADA, K.TARUTANI, Y.SHIBATA, M. UETA and T.INAGAKI, "THE DESIGN OF A BACKUP REACTOR SHUTDOWN SYSTEM OF DFBR", IAEA-TECDOC-884, 1996.

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)栗坂、「ナトリウム系電動弁の開閉失敗確率の統計的分析」、PNC TN9410 98-078 、1998

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

国内メーカー及び電力によって概念設計段階のFBR実証炉を対象としたレベル1PSA適用研究が実施され、自己作動型炉停止機構(SASS)の設置による炉心損傷発生頻度の低減効果が検討されている。[1]

軽水炉分野について見ると、炉心損傷以外の安全に係わる事象（炉心以外の燃料取扱設備等からの放射能放出、水素を保有する機器の爆発等）の定量的な安全評価（事象シナリオの同定と発生確率の評価）手法の研究が行われつつある[2]。

【参考文献】

[1] K.Okada, K.tarutani, K.Shibata, M.Ueta, et al., "The Design of a backup reactor shutdown system of DFBR", IAEA-TECDOC-884, 1996.

[2] 尾上彰、小島重雄、坂田薫、河合勝則、「事故シナリオの定量的安全評価手法の開発」、日本原子力学会1998春の年会、I 35、1998年3月。

【海外の研究の現状と動向】

ここ２～３年、海外の高速炉分野において本研究課題についての進展はない。

インドでは、ＰＦＢＲの酸化物燃料、炭化物燃料、金属燃料炉心のそれぞれについてＵＬＯＦ事故を対象とした固有の安全性の動的解析を実施している。反応度係数の不確かさに起因する固有の安全性評価が外れる確率を金属燃料炉心の場合について評価した。[1]

米国では、軽水炉発電の分野において安全性の規制の中にＰＳＡを採り入れようとしているが、ＰＳＡ自身の品質の保証が課題として残されている。一方、受動安全システムを積極的に採り入れたＡＰ６００の設計においては、繰り返しＰＳＡと設計改良の努力が行われた結果、内的起因事象による炉心損傷事故の年間発生頻度がＮＲＣの目標（10^{-4}）よりも、さらには電力の要求仕様（10^{-5}）よりも十分低く抑えられるまでに至ったとされている。[2]-[3]

【参考文献】

[1] B. Sharada and Om Pal Singh, "Probabilistic safety assessment of predictd inherent safety of PFBR with metal fuel for loss of flow accident," Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk,1994.

[2] C. Haag, T. Schulz, J. Scobel and S. Sancaktar, "The use of PRA in designing the westinghouse AP600 plant," International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment Moving Toward Risk-Based Regulation, Prk City, Utah, 1996.

[3] C. Haag, T. Schulz, J. Scobel and S. Sancaktar, "Insights gained from the westinghouse AP600 PRA," International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment Moving Toward Risk-Based Regulation, Prk City, Utah, 1996.

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	9	7	7		
要員　　（人／年）	0.1	0.1	0.1		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．自然循環をも考慮した崩壊熱除去機能について最新の信頼性データ及びディマンド型故障に対する最新の知見を採り入れて非信頼度計算を実施し、信頼度確保上の支配的要因と系統構成についての要求条件を摘出した。原子炉停止系の信頼度評価結果を基に設計上及び運転上の要求条件を摘出した。 ロ．なし。 ハ．SASS の信頼度評価を基に、SASS を安全系として位置付けるための要求項目を整理した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本研究の成果は、安全設計方針および安全評価方針の策定に反映される。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．ディマンド型故障に対する最新の知見を採り入れて、自然循環をも考慮した崩壊熱除去機能の様々な系統構成についての非信頼度計算を実施した。これに基づいて系統構成に関する要求条件の検討を実施した。原子炉停止系の信頼度評価結果を基に要求条件を検討した。 ロ．進捗なし。 ハ．SASS の信頼度評価を基に、SASS の安全設計・評価上の位置づけ、判断基準について検討した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	なし。
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄
なし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2 ー 1 ー 2
研究課題名 (Title)	安全評価事象の想定と評価条件に関する研究 A Study on selection of safety assessment events and conditions	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　リスク評価技術開発Gr	Nuclear System Safety Research Group
	[氏名]	丹羽　元	Hajime NIWA
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡　大洗町成田町4002	4002　Narita,Oarai-machi,Ibaraki-ken,311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	安全評価事象	安全評価条件	炉心損傷事象	局所事故	
	safety assessment event	conditions for safety assessment	core disruptive assident	local fault	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉の安全研究及び確立論的安全評価研究等の成果を分析・集約することを通じて、主要な安全評価事象に対する評価の考え方を整理することにより、適切な安全評価審査方針の検討・策定に資する。

【研究内容（概要）】

高速増殖炉の安全研究及び確立論的安全評価研究等で実施した試験及び解析の成果を基に、ナトリウムの化学反応にかかわる事象、炉心局所事故、炉心損傷事象等の主要な高速増殖炉特有の安全評価事象に関する系統的、定量的考察を実施し、評価条件及び判断基準等の安全評価の考え方を整理する。

様式ー 1 ー 1

【使用主要施設】

なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

Ｈ９年度は、実証炉プラントに対する炉心損傷事象（CDA）の評価、及び炉心安全性研究の成果に基づいて、Ｈ８年度に引き続き「付加的限界事象」に区分されるCDAの事象想定と評価条件に関して検討を行った。検討を要する事項を整理し、事象想定に係わる重要項目として「UTOP事象のULOF事象への包絡可能性」を摘出した。また評価条件に係わる重要項目として「GEM効果に関するULOF包絡評価条件、及びGEM反応度の悪影響の検討を摘出した。検討の結果、UTOP事象は影響においてULOF事象に包絡されうること、従って現在提案されている付加的限界事象の事象区分において、提案通りULOF事象を評価事象として選定することが妥当であるとの見通しが得られた。またULOF事象の評価に際してはGEMを設置した炉心においてもGEMを想定しない条件で評価を行うことによって包絡性ある評価が可能であることが、重要な評価条件として提示された。

Ｈ１０年度は、炉心局所事故に係わる各種の起因事象の分類を物理メカニズムの観点から行うとともに、既存の炉内・炉外試験データのレビューを通じて事象推移を体系的に整理した。これに基づき、炉心高性能化を念頭においた安全確保のあり方、及び高速炉の適正な安全評価を行うための重点課題の明確化を進めた。さらに、安全評価事象区分の考え方を踏まえて、各事象区分に対応する事象規模の明確化を行った。

【成果の達成レベル】

Ｈ８、９年度は付加的限界事象に区分される炉心損傷事象に関して系統的な定量的事故事象推移の評価結果に基づいた事象想定と評価条件に関する検討整理を行い、またＨ１０年度は局所事故に関して事故事象の規模と安全評価事象の区分との対応関係を試験データを基に整理した。以上により高速増殖炉に特有の安全評価事象の中で炉心の安全性に係わる主要な事象に関する整理を達成したと考えられる.

【成果の活用方法及び利用実績】

高速増殖炉で想定される主要な安全評価事象の選定と想定に関する考え方を整理することにより、大型炉に対する適切な安全評価審査方針の検討・策定のための参考資料を提供する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

H11 Na燃焼に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
H12 Naー水反応（SG健全性）に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。

局所事故については、CABRI-RAFT計画RB2試験（1999年秋に実施予定）の結果を踏まえて溶融燃料放出時の冷却性の検討を行い、安全確保のための条件を明確化するとともに、判断基準等の考え方を整理する。

【その他、今後の発展性等】
特になし

【研究成果】

Ｈ８、９年度は付加的限界事象に分類される炉心損傷事象の考え方について検討・整理した(1),(2)。その成果として、実証炉のCDA評価に基づく本研究により、対象としたプラントでは、区分案の通りULOF事象の評価が包絡性を有するとの見通しが得られた。また付加的限界事象の安全評価における留意点として、実証炉に特有であるGEMの事象推移への悪影響の有無を検討した結果、反応度正側投入の影響はないこと、炉心における事象推移としてはGEMを無視した場合を評価すればよいこと、ただし、炉容器への機械的影響の評価については事象推移長期化による炉容器温度の上昇を考慮することなどが摘出された。

Ｈ１０年度は局所事故について、研究課題「燃料集合体での異常拡大の防止に関する研究」の成果に基づいて検討した成果を報告する。

＜局所事故の事象進展に係わる整理＞

炉心局所事故に係わる各種の異常想定条件について整理し、物理現象の特徴に応じて事故のイニシエーターを分類した。また、これまでに得られている各種の炉内、炉外試験データをレビューし、各イニシエーターからの事象進展の概要を総合的な観点から整理した（図１参照）。

燃料ピンの自然破損からの事象進展については、EBR-IIでのRBCB(Run Beyond Cladding Breach)試験やMOL-7B試験（ベルギーMOL研究所）の結果から極めて事象進展が緩慢であることが示されており、このフェーズでの異常診断が異常拡大防止の第１の防御ラインとして重要である。流路閉塞の原因となり得る要素の観点からは、ポーラスな閉塞の代表性が高いと考えられるが、そのような流路閉塞が生じたとしても極端な想定をしない限り冷却材温度の上昇は限定され、被覆管の破損には長い時間スケールを要するものと考えられる。この場合、燃料ピン破損が発生しても、以後の異常拡大挙動は自然破損からのものと同等の緩慢なものであると考えられる。

一方、MOL-7Cシリーズ試験など、初期条件としてある程度規模の大きな燃料溶融を生じさせた場合には、顕著なDN（遅発中性子）先行核の冷却材への移行によって異常の検知が確実に行われることが確認されている。ただし、このような初期条件からは燃料条件や線出力条件等に依存して比較的短時間の損傷拡大が生じ得るため、このような規模の大きな燃料溶融に至る以前の事象進展の不確定性を低減することが、高速炉本来の局所事故に対する安全特性を適正に評価する上で重要である。

＜安全評価事象区分についての検討＞

燃料ピン数本が自然破損することは原子炉施設の寿命期間中には予想される。この場合、運転手順の内容によっては、この状態で一定期間継続運転され得る。即ち、EBR-II RBCB試験の対象範囲はこのような状況に相当する。

「小事故」の対象としては、寿命期間中にはあるとは考えられないものの、多数基の運転では考慮すべき範囲が目安となる。この領域について考える上では、MOL-7B試験の結果が参考になる。MOL-7B試験では、試験体を構成する十数本の燃料ピンの殆ど全てが軸方向の広い範囲で破損し、燃料やFPが大量に冷却材中に流出している状況にも係わらず、異常の拡大が極めて緩慢であることが確認された。このことは、このような状況に至る以前に、十分な余裕を持って炉停止が行われることを強く示唆しており、MOL-7B試験の状況まで異常が拡大することは、多数基の運転を考慮しても考え難い。即ち、「小事故」の範囲はMOL-7B試験の状況よりも軽微な側にあると考えられ、MOL-7B試験の状況は既に「希有事故」の範疇に入っているものと考えらえる。

一方、「希有事故」の発生頻度イメージは極めて広く、燃料溶融の発生・放出までの裕度に係わる知見が不足している現状では、「希有事故」の想定範囲の中に溶融燃料の放出からの事象推移を含めるべきと思われる。この場合、溶融燃料の放出とともに大量のDN先行核が冷却材流中に移行し異常の検知が確実になされることから、「希有事故」においては、炉停止までの短時間での損傷領域の拡大が集合体内の一部に限定されることを示すことが評価のポイントとなり得る。

なお、事故の初期条件として集合体全体に及ぶような閉塞を想定することは現実的な事象推移の観点からは合理性がなく、また事故の影響についても「付加的限界事象」の評価事象と考えられているULOF事象に包絡されると考えられる。従ってこのような極端な想定については安全評価事象として想定する必要はない。

【研究成果】

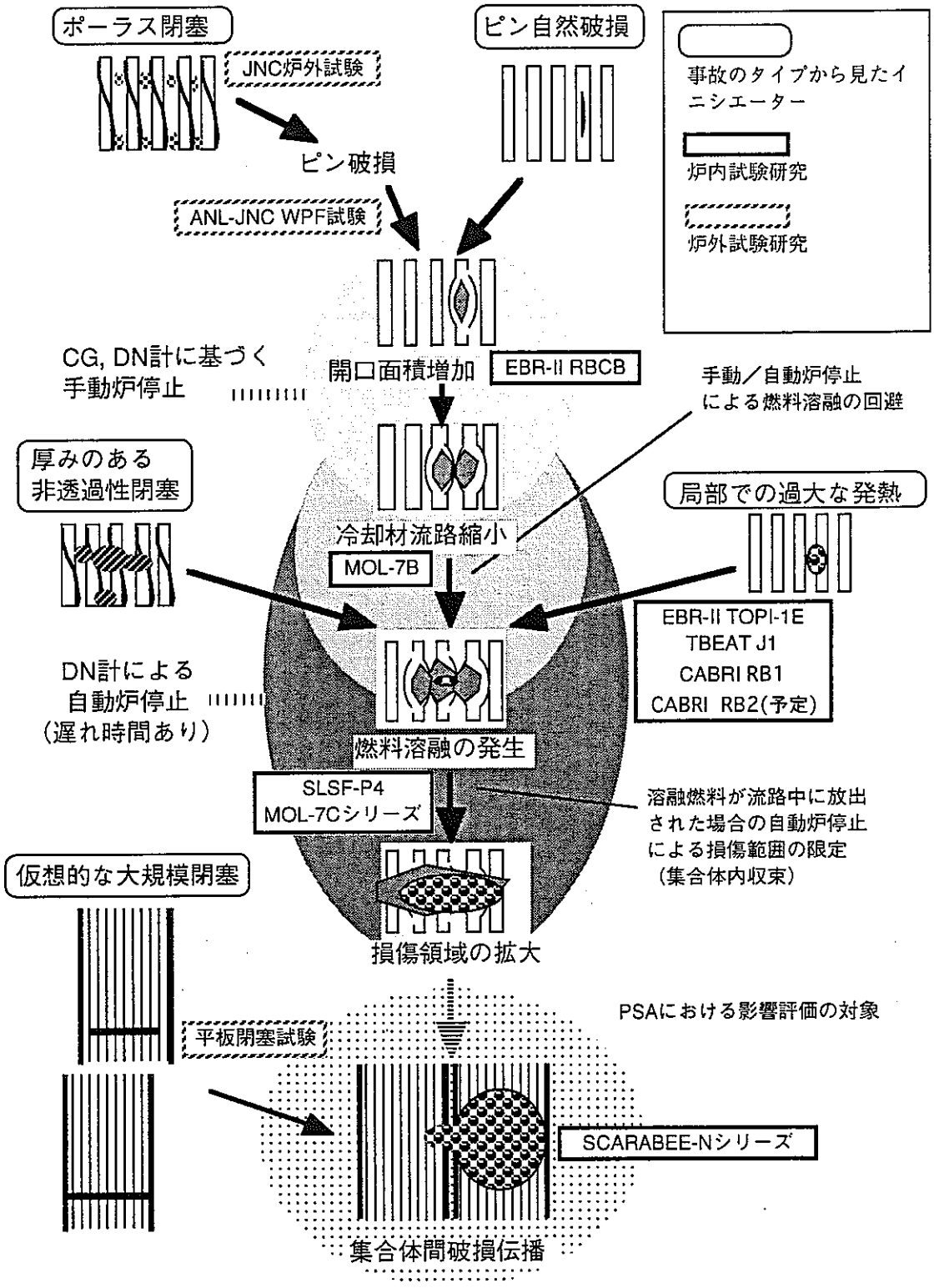


図１　炉心局所事故に係わる事象進展の概念と各フェーズに対応した試験研究

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 栗坂、可児、「安全設計評価事象の区分に関する研究」、PNC TN9410 97-050,(1997.5)

(2)丹羽、「高速炉の炉心安全性研究について」原子力学会中部支部第29回研究発表回要旨集、PNC TN9414 97-026 (1997.12)

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

ナトリウム燃焼

実証炉の2次冷却系については、その熱輸送機能喪失を想定しても、原子炉停止系、崩壊熱除去系等の安全機能により炉心安全性は確保できる。このため、格納容器外において2次系ナトリウムが漏えいし燃焼した場合に、当該系統の構造物に影響を生じたとしても、これによって格納容器内に影響が生じない限り炉心燃料の健全性は確保できる。ナトリウム漏えい燃焼対策については、原子炉施設の安全上重要な炉心燃料への影響の重大さを基準にして検討すべきであり、このような観点から、ナトリウム漏えい時の影響と各種漏えい対策設備の重要度について検討した。小漏洩事故についてはその影響は局所的であり、炉心燃料の健全性を確保するための安全機能への影響は問題とならない可能性が高い。このため、小漏洩対策設備については、LBBによる漏えい規模の限定化と合わせて合理化を追求していくことが重要であり、このために必要と考えられる研究課題を摘出した。また、LBB評価については、解析手法の改良による更なる漏洩規模の低減の可能性について検討している。

蒸気発生器ナトリウムー水反応

原電では実証炉蒸気発生器の伝熱管破損事象について、高温ラプチャーによる大規模破損の防止を目標に、ウェステージと過熱現象の影響を同時に評価する破損伝播評価手法の検討を行うとともに、小リーク時の影響をラプチャーディスク開放に至る前に終息させるため、水リークの早期検出に有効な音響計の開発を進めている。

また、多重故障（水ブロー系の不作動など）等の条件下においても、ナトリウムー水反応による破損規模には上限があることを確認するため、サイクル機構で行われる蒸気発生器水漏洩試験の計画検討に協力している。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

1ロシアＢＮ－８００炉の設計基準外事象評価の評価事象

ロシアではＢＮ－８００炉の許認可において、設計基準外事象として、①炉容器または主冷却系の破損 、②長時間の外部電源喪失とＤＧ起動失敗との重畳、③異常な反応度挿入、④ヒートシンク喪失、⑤炉停止時強制流量喪失、⑥ＵＬＯＦ即ち外電喪失とスクラム失敗の重畳（ＳＡＳＳに期待しない場合、期待する場合の両者を含む）の評価を行い、安全性を確認したと報告されている。(1)

【参考文献】

1 Y.E. Bagdassarov, Safety of fast neutron reactor power units under operation and design in Russia, Nuclear Engineering and Design, 173(1997) 239-246.

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	1	1	1		
要員　　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	炉心局所事故に関して、既存炉内・炉外試験データに基づいた事象推移の整理を行うことができた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	炉心局所事故に関して、安全評価事象の区分と事故事象との対応関係を、試験データを基に整理されており、指針、基準類の整備に反映できると考えられる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	炉心損傷事故及び炉心局所事故に関する整理が為され、概ね計画通りに進捗した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	特になし。

5.自由評価欄
なし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－2－1
研究課題名 (Title)	炉心反応度の評価に関する研究 A Study on Evaluation of Core Reactivity	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　炉心技術開発グループ	Core Physics Research Group
	[氏名]	石川　眞	Makoto Ishikawa
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002Narita,Oarai-Machi, Ibaraki-ken,311-13 Japan

キーワード (Key word)	ドップラ反応度	Naボイド反応度	共分散	臨界試験	炉定数調整
	Doppler reactivity	sodium void reactivity	covariance	critical experiment	cross-section adjustment

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	高速炉用共分散データの整備（III）（原研）

【研究目的】

大型の混合酸化物燃料炉心等の過渡時応答特性及び事故時安全評価において特に重要となる炉心反応度（ドップラ反応度、ナトリウムボイド反応度等）について、最新の炉物理研究の成果を反映して、予測精度を定量的に評価するとともに、その向上を図る。ここでは、初期炉心に加え、燃焼炉心も評価の対象とする。

【研究内容（概要）】

イ．精度評価関連コードシステムの整備:これまでに開発されてきた一般核特性に対する予測精度評価コードシステムを拡張して、炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果及び自己遮蔽因子の取扱いが必要となるドップラ反応度を評価できる一貫したコードシステムを整備する。

ロ．精度評価関連データ群の整備:微分データとしては、最新の核データライブラリに対する断面積誤差データ（共分散）を、自己遮蔽因子を含んで評価し、整備する。ここでは、燃焼炉心で重要となるマイナーアクチニド（MA）核種や核分裂生成物（FP）核種も対象とする。また、積分データとしては、JUPITER臨界実験、FCA実験、「常陽」等の性能試験・運転特性データを最新核データライブラリにより最も詳細なレベルで解析し、実験誤差及び解析誤差と併せて評価し、整備する。

ハ．炉心反応度の現状予測精度の評価:イ．ロ．で整備したコードシステム及びデータ群を用いて、典型的な大型炉心の燃焼状態を対象として、安全評価上重要となる反応度（ドップラ反応度、ナトリウムボイド反応度等）の現状での予測精度を評価する。ここでドップラ反応度については、通常運転の温度条件に加え、過渡応答時の高温状態への外挿適用性を検討する。またナトリウムボイド反応度については、GEM採用等の設計動向も勘案して、その空間分布条件を設定する。

ニ．炉心反応度予測精度の向上:ロ．で整備した積分データを用いて、安全評価上重要となる反応度の予測精度を向上させる方策を検討する。自己遮蔽因子を含む炉定数を積分データで調整する方法が有力である。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
ANL-Idahoのゼロ出力物理炉（ZPPR装置）
高速実験炉「常陽」
高速臨界実験装置FCA

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．精度評価関連コードシステムの整備
(1) ドップラー反応度に対する感度解析システムの開発
ドップラー反応度の予測精度を評価するために、自己遮蔽因子の温度勾配に対するドップラー反応度の感度係数を計算する手法及びシステムを新たに開発した。
(2) 炉心の燃焼に対する感度解析システムの開発
炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果を検討するために、一般化摂動論を用いて燃焼感度係数を計算するシステムを整備した。

ロ．精度評価関連データ群の整備
(1) 高速炉で重要な核種の共分散の評価
高速炉で重要な核種の共分散を評価した。また、共鳴パラメータの誤差から、自己遮蔽因子の温度勾配に対する誤差データ（共分散）を、高速炉で重要なU-238に対して評価した。
(2) 共分散処理システムの整備
ENDFフォーマットで格納された共分散データを処理して、エネルギー群構造の共分散データを作成するシステムを整備した。
(3) ドップラー反応度のC/E値評価
JUPITER臨界実験のドップラー反応度のC/E値を、共鳴干渉効果補正を含んで評価した。

ハ．炉心反応度の現状予測精度の評価
60万kWe級の高速炉を対象として、炉心の燃焼を考慮した反応度予測精度評価を開始した。

ニ．炉心反応度予測精度の向上
JUPITER臨界実験に加え、MOZART・常陽・FCAなどのデータも入れた全227核特性による炉定数調整を行って、核特性の予測精度向上の可能性を検討した。

【成果の達成レベル】
・炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果を検討するために、一般化摂動論を用いて燃焼感度係数を計算するシステムを整備した。
・高速炉で重要な核種の共分散データを評価した。
・ENDFフォーマットで格納された共分散データを処理して、エネルギー群構造の共分散データを作成するシステムを整備した。
・60万kWe級の高速炉を対象として、炉心の燃焼を考慮した反応度予測精度評価に着手した。
・JUPITER臨界実験に加え、MOZART・常陽・FCAなどのデータも入れた炉定数調整を行って、核特性の予測精度向上の可能性を検討した。

【成果の活用方法及び利用実績】

本研究の成果として、安全評価上重要となる反応度の予測精度を定量的に評価しまた向上させる方策が、技術的な裏付けをもって確立される。この成果は、合理的な安全評価手法確立のための基盤技術として活用されるとともに、実用炉などの安全審査におけるバックアップともなる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

これまで整備した精度評価関連コードシステムの検証、及び微分・積分データの整備を継続する。整備したコードシステム及びデータ群を用いて、炉心反応度の現状予測精度の評価を行い、向上させる方策を検討する。

【その他、今後の発展性等】

とくになし。

【研究成果】

イ．精度評価関連コードシステムの整備

(1) ドップラー反応度に対する感度解析システムの開発

これまでの精度評価研究では、炉心核特性に関する断面積の感度係数は全て、無限希釈断面積のみを対象としてきた。通常の核特性に対してはこの取り扱いで問題はないが、ドップラー反応度だけは、そのメカニズムが断面積共鳴ピークの温度による広がりに起因するため、無限希釈断面積だけではなく自己遮蔽因子に対する感度が非常に重要となる。このため、自己遮蔽因子fの温度勾配df/dT（= f'）を一種の疑似断面積として新たに定義し、その感度係数Sfを計算する基礎式及び評価コードシステムを整備した。本手法を用いて、ZPPR-9炉心のドップラー反応度実験の感度係数を評価した結果を図１に示す。数keV付近に、U-238自己遮蔽因子の温度勾配に対する大きな感度のピークがあることが分かる。

(2) 炉心の燃焼に対する感度解析システムの開発

これまでの反応度予測精度を評価する研究では、炉心の燃焼による核種の変換に起因する効果を扱っていなかった。しかし、大型FBR実機においては、炉心の燃焼による効果を考慮して、反応度の予測精度を評価する必要がある。このために、炉心核特性の核断面積に対する燃焼感度を、一般化摂動理論を用いて定量的に評価するシステムを整備(20)した。図２に示す燃焼感度解析コードシステムを用いることにより、全ての核種反応・エネルギー群の感度係数を、１回の燃焼計算及び摂動計算の組み合わせで算出することができる。このため、断面積を直接変化させて感度係数を求める場合に必要な数百回の燃焼計算繰り返しが不要となり、また数値計算上の非線形効果や丸め誤差も避けられるので、反応度精度評価のための計算効率及び精度が飛躍的に向上した。

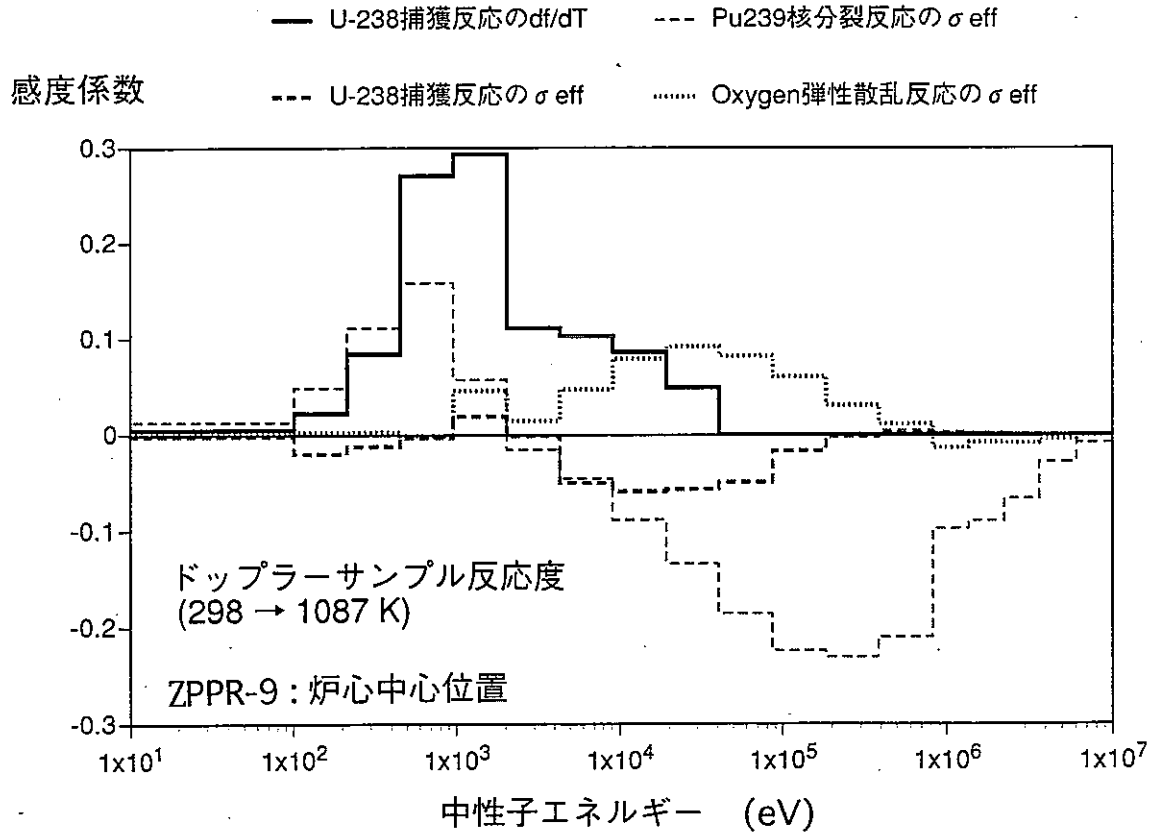


図１ ZPPR-9臨界実験のドップラー反応度の感度係数

【研究成果】

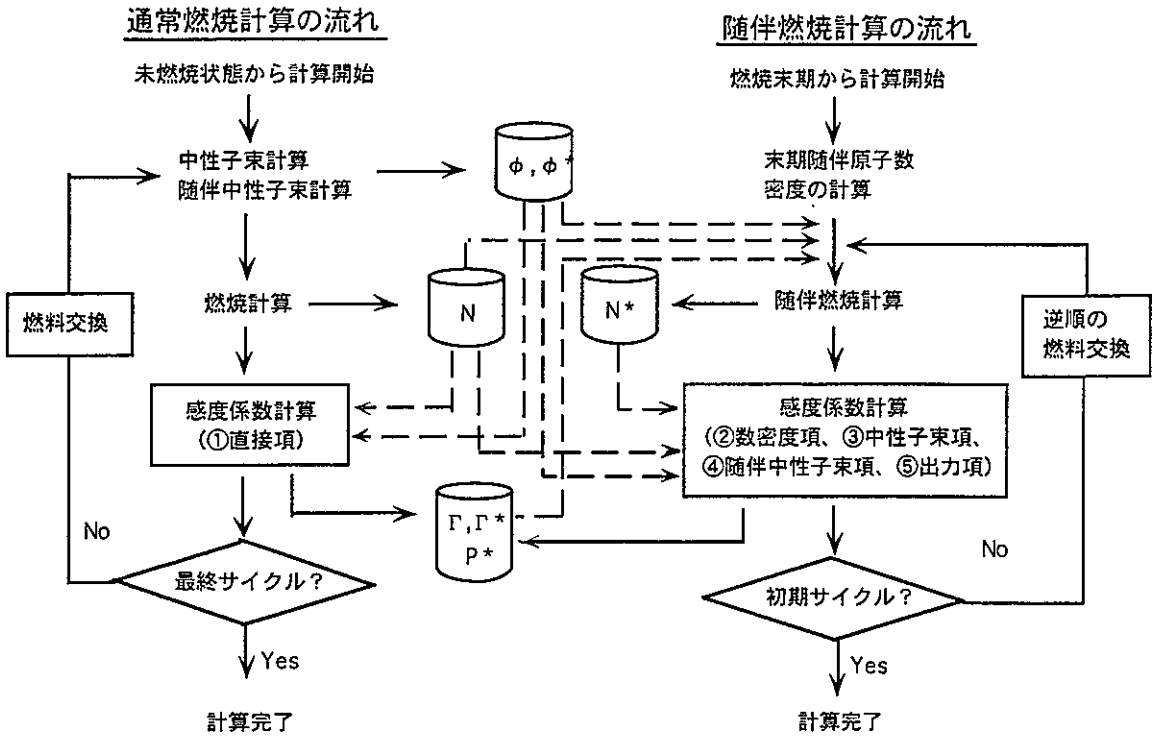


図２　燃焼特性に対する感度係数の解析フロー

ロ．精度評価関連データ群の整備

(1)　高速炉で重要な核種の共分散の評価

精度評価用の微分データとして、JENDL-3.2の断面積誤差データ（共分散）の評価を原研に委託(17),(30)した。これまでに、高速炉で重要な11核種（U-235、U-238、Pu-239～241、Na-23、Feなど）の共分散の一次評価を完了した。また、ドップラー反応度の精度評価を行うためには、自己遮蔽因子の温度勾配の誤差データ（共分散）が必要となる。このため、JEDNL-3.2のU-238捕獲反応を対象として、各分離共鳴レベル毎に、共鳴パラメータの自己遮蔽因子に対する感度係数を計算し、別途原研が評価した共鳴パラメータの誤差幅と統計処理することにより、自己遮蔽因子とその温度勾配の誤差を評価した。

(2)　共分散処理システムの整備

上記研究で評価した共分散データはENDFフォーマットで整備されており、感度解析手法による精度評価及び炉定数調整による予測精度向上を行うためには、群構造フォーマットに変換する必要がある。このための共分散処理システムを、米国のNJOYシステムのルーチンをもとに整備(19),(32)して公開した。

(3)　JUPITERドップラー反応度の評価

JENDL-3.2ベースの最新炉定数及び最新解析手法を用いて、ZPPR-9炉心のドップラー反応度を評価(8)した。各種補正後のC/E値は、約0.81と大きな過小評価となった。補正係数は、輸送・メッシュ補正が-3%、非対称セル補正が-7%、群縮約補正が+3%、共鳴干渉効果補正が+4%であり、解析手法にかなり敏感であることが分かった。

【研究成果】

ハ．炉心反応度の現状予測精度の評価

イ．(2)で整備した燃焼感度解析コードシステムを用いて、60万We級FBR炉心の燃焼反応度損失、増殖比、制御棒価値の燃焼感度係数を予備的に評価した。この結果、未燃焼時に比べて、感度係数の正負符号が逆になることがあることが分かった。図3に示すように、炉心中心の制御棒価値に対するU-238捕獲断面積の全感度係数は、未燃焼時には負であるが、燃焼を考慮すると正となる。この原因は、内側炉心のU-238が中性子捕獲によりPu-239に変換し、炉心中心での中性子束およびimportanceが燃焼とともに増加するするためである。このように、炉心の反応度予測は、燃焼に対してかなり敏感な場合があることが判明した。

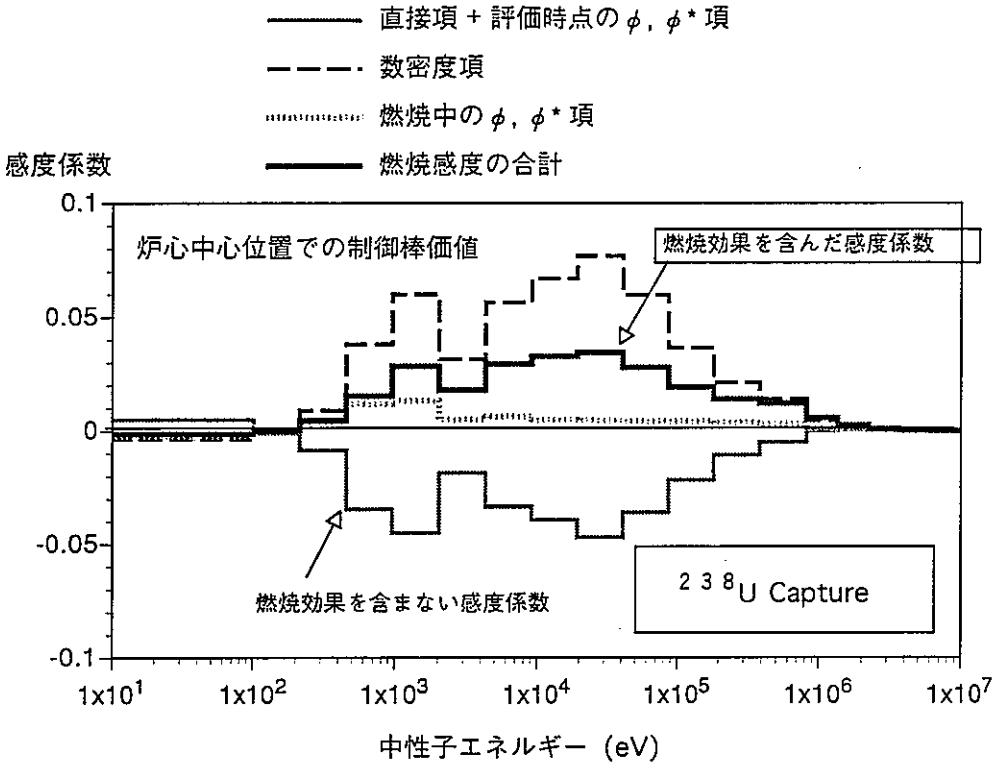


図3　燃焼効果を含んだ制御棒価値の感度係数
（60万kWe級FBR炉心、炉心中心位置、第5cycle末期）

ニ．炉心反応度予測精度の向上

これまでの研究で整備した感度解析システム及び積分データを用いて、JENDL-3.2ベースの予備的な炉定数調整を行い、炉心反応度の予測精度の向上の見通しを検討(26)した。ここでは、従来扱ってきた高速炉で重要な核種の無限希釈断面積・核分裂スペクトル・遅発中性子割合に加え、燃料4核種の捕獲反応の自己遮蔽因子温度勾配も調整の対象とし、ドップラー反応度の調整が行えるようにした。また採用した積分データは、従来のJUPITER臨界実験データに対し、MOZART臨界実験・SEFOR実験・常陽などを新たに加えて計227核特性とし、従来の3倍程度にデータベースを拡張した。

Naボイド反応度の炉定数調整前後のC/E値を図4に示す。全体的に調整後のC/E値は0.9～1.1の範囲に入っており、またJUPITERの各炉心型式（均質ZPPR-9～10D・径非均質13A・軸非均質17A）相互、及びJUPITERとは独立なMOZART実験間の整合性も良好であった。ただし、常陽Mk-Iのみ炉定数調整後も過大評価が解消されておらず解析手法・実験精度などの検討を要する。

【研究成果】

温度核特性の炉定数調整前後のC/E値を図５に示す。ZPPR-9炉心のドップラーサンプル反応度は、炉定数調整により約7%のC/E値改善が見られたものの、調整後でもまだ約10%の過小評価となっており、検討の余地がある。一方、全炉心の温度核特性であるSEFOR炉心の等温温度核特性は、炉定数調整により約5%C/E値が大きくなり1.0～1.07となったが、ほぼ良好な結果であると考えられる。温度核特性については今後、常陽やFCAなど独立な積分データを拡張して信頼性を向上する必要がある。

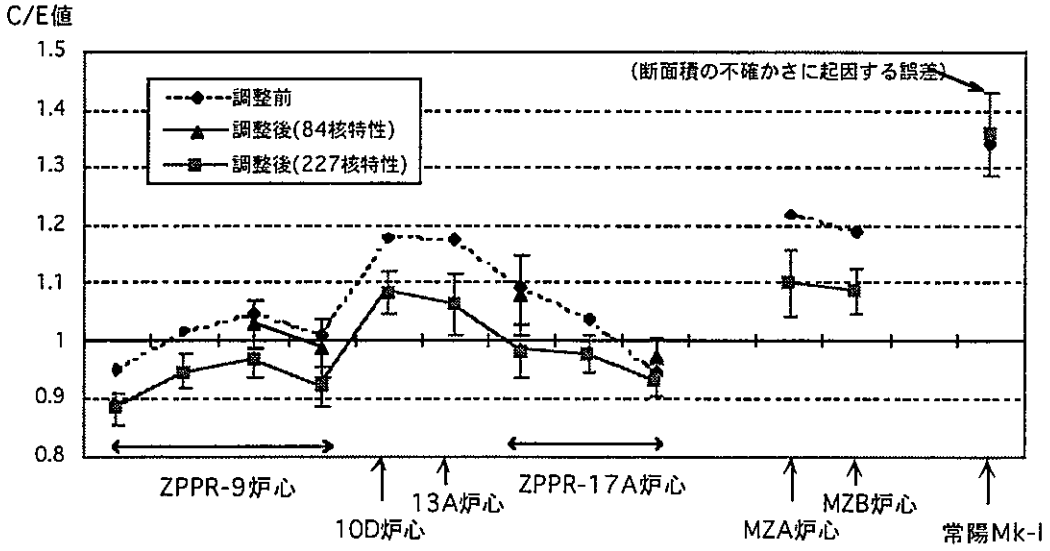


図４　炉定数調整によるNaボイド反応度の予測精度向上

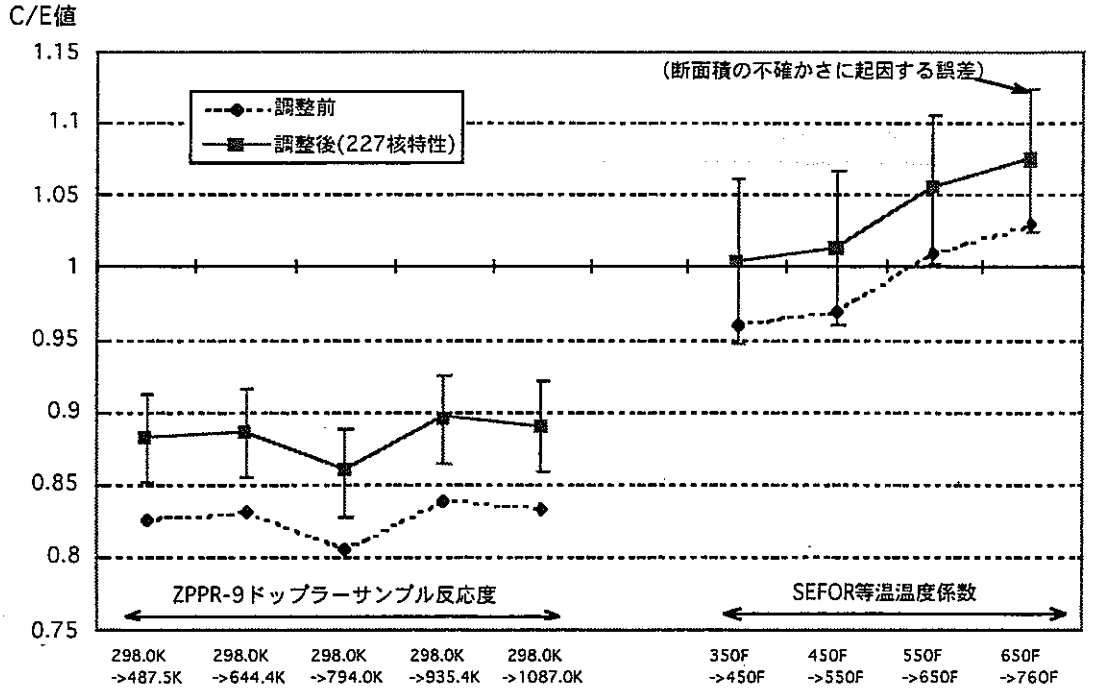


図５　炉定数調整による温度核特性の予測精度向上

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[平成 8 年度]

(1) M.Ishikawa: "Consistency Evaluation of JUPITER Experiment and Analysis for Large FBR Cores," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)

(2) 石川眞、杉野和輝、佐藤若英、三田敏男：「JUPITER臨界実験解析の整合性評価（Ⅰ）～（Ⅳ）」、日本原子力学会1996年秋の大会、A40～A43（1996年9月）

(3) K.Sugino, et al.: "A New Method of Treating Radial Leakage in Nodal SN Transport Calculation for Hexagonal Geometry," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)

(4) J.K.Fletcher: "The Development of A Preprocessor ot Generate Monte Carlo Code Input for Fast Reactor Core Analysis," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)

(5) P.J.Collins: "An Adjusted Cross Section Library for DFBR," PNC TN9410 97-034 (April. 1997)

(6) 竹田他：「高速炉核特性の数値解析手法の改良（Ⅱ）」、PNC TJ9605 97-001、1997年3月

(7) 杉野和輝、石川眞、斎藤正幸、佐藤若英、沼田一幸、三田敏男：「核設計データベースの整備（Ⅵ）ーJUPITER-「実験データ集ー」PNC TN9450 96-052、1996年10月

[平成 9 年度]

(8) 石川眞、佐藤若英、杉野和輝、横山賢治、沼田一幸、岩井武彦：「核設計基本データベースの整備（Ⅷ）—JUPITER実験解析結果の集大成—」、PNC TN9410 97-099、1997年11月

(9) 桧山一夫、杉野和輝：「高速炉核特性コード群のワークステーションへの移植」PNC TN9440 97-013、1997年8月

(10) 杉野和輝、横山賢治、石川眞、佐藤若英、沼田一幸、岩井武彦：「核設計基本データベースの整備（Ⅶ）—JUPITER実験解析の高度化—」、PNC TN9410 97-098、1997年11月

(11) 石川眞、佐藤若英：「高速炉用核設計基本データベースの構築（1）～（2）」、日本原子力学会1998年春の年会、G50～G51（1998年3月）

(12) 横山賢治、石川眞、佐藤若英：「JUPITER炉心と小型炉心の臨界性整合評価」、日本原子力学会1998年春の年会、G52（1998年3月）

(13) 杉野和輝、沼田一幸、石川眞：「JUPITER実験解析におけるU-238反応率評価の見直し」、日本原子力学会1998年春の年会、G53（1998年3月）

(14) S.N.Hunter: "Super-Phenix Benchmark used for Comparison of PNC and CEA Calculational Methods, and of JENDL-3.2 and CARNAVAL IV Nuclear Data," PNC TN9410 98-015 (Feb. 1998)

(15) 竹田他：「高速炉核特性の数値解析手法の改良（Ⅲ）」、PNC TJ9605 98-001、1998年3月

(16) 高野他：「汎用詳細炉定数の整備」、PNC TJ9500 98-002、1998年3月

(17) 柴田他：「高速炉用共分散データの整備（Ⅱ）」、PNC TJ9660 98-001、1998年3月

(18) 金子他：「核設計基本データの解析（Ⅱ）」、PNC TJ9500 98-001、1998年3月

(19) 小迫他：「評価済核データファイルJENDL用共分散処理システムの整備（Ⅱ）」、PNC TJ9037 98-001、1998年3月

[平成１０年度]

(20) 石川眞：「高速炉核特性の予測精度と燃焼感度解析」、第30回炉物理夏期セミナーテキスト、p.138-157、日本原子力学会、1998年7月

(21) 杉野和輝：「3次元Hex-Z体系用ノード法輸送コードNSHEXの実用性向上のための改良」PNC TN9410 98-064、1998年7月

(22) 杉野和輝：「実機高速炉核特性解析手法の高度化ー二重非均質取扱い手法及び制御棒均質化断面積計算手法の検討ー」、PNC TN9410 98-067、1998年7月

(23) 岩井武彦、杉野和輝、石川眞：「ZPPR-9炉心ベンチマーク問題の整備」、PNC TN9410 98-079、1998年7月

(24) 横山賢治：「高速炉研究におけるMVPの利用」、モンテカルロシミュレーション研究会、1998年7月

(25) 横山賢治、石川眞、大井川宏之、飯島進：「核設計基本データベースの整備（Ⅸ）—FCA-XⅦ-1実験解析—」、JNC TY9400 98-001、1998年10月

(26) 石川眞：「高速炉炉心核設計手法の高度化ー基本データベース及び統合炉定数の開発」、第3回高速増殖炉研究開発成果検討会、1998年12月

(27) 石川眞：「炉定数の調整」、RIST NEWS、No.27、p.26、1999年3月

(28) 竹田他：「高速炉核特性の数値解析手法の改良（Ⅳ）」、JNC TJ9400 99-002、1999年3月

(29) 高野他：「汎用詳細炉定数の整備」、PNC TJ9500 98-002、1998年3月

(30) 柴田他：「高速炉用共分散データの整備（Ⅲ）」、PNC TJ9400 99-008、1998年3月

(31) 金子他：「核設計基本データの解析（Ⅲ）」、JNC TJ9400 99-005、1999年3月

(32) 小迫他：「評価済核データファイルJENDL用共分散処理システムの整備（Ⅲ）」、PNC TJ9400 99-003、1999年3月

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

1．日立製作所：共鳴パラメータに対する自己遮蔽因子の感度係数を算出し、別途評価された共鳴パラメータの誤差と乗じることにより、ドップラー反応度の予測精度を評価する手法を新たに開発した。これを用いて60万kWe級の高速炉におけるドップラー反応度の誤差を評価した。(1)

2．日本原子力発電：ガス膨張機構（GEM)による負の反応度投入効果を把握するために、FCAにおける臨界実験を解析した結果、現状の予測誤差として±20%を得た。(2)

【参考文献】

(1) A.Zukeran, et al.:"Uncertainty of Doppler Reactivity Worth due to Uncertainties of JENDL-3.2 Resonance Parameters," Proc. of the 1997 Symposium on Nuclear Data, JAERI-Conf 98-003, p.79 (March 1998)

(2) 植松、他：「FCAによるGEM臨界実験 (3)GEM反応度予測精度の評価」、原子力学会1999年春の年会 G5、1999年3月

【海外の研究の現状と動向】

3．仏国CEA：JEF2.2を基にして、欧州及び米国の高速炉臨界実験データ及び実機運転データにより炉定数調整を行った新たな高速炉用核データライブラリERALIB1(3)を開発中である。また、高速炉臨界実験装置MASURCAを用いて、Pu燃焼炉心の核特性の予測精度を測定し、欧州解析システムECCO/ERANOS及びPNC解析システムを用いて解析を行い比較評価(4)した。また、積分実験データを用いて、数eV領域の共鳴パラメータを調整する研究を予備的に実施(5)した。

4．ロシアIPPE：MA核種の核データ精度を評価するために、高速炉臨界実験装置BFSを用いて、スペクトルインデックス・サンプル反応度価値などの測定を行い、ABBN-90ライブラリを用いて解析評価(6)した。ここでは、JENDL-3.2やENDF/B-VI、JEF-2.2との相互比較も行っている。

5．米国ANL：EBR-Ⅱに寿命中継続して装荷されていたブランケット燃料の照射後試験を行い、Pu重量比や同位体組成比を測定して解析結果と予備的に比較(7)した。その結果、Pu-240の同位体組成比が20～40%の過小評価となり、解析方法等の検討が必要と判明した。

【参考文献】

(3) E.Fort, et al.:"Realization and Performance of the Adjusted Nuclear Data Library ERALIB1 for Calculatiing Fast Reactor Neutronics," Proc. of Int. Conf. on the Reactor Physics (PHYSOR 96), p.F-21 (Sep. 1996)
(4) P.Smith, et al.:"The CIRANO Experimental Programme for Plutonium Burning Fast Reactor Physics," Proc. of Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97), p.384 (Oct. 1997)
(5) P.Blaise, et al.:"Resonance Parameters Adjustment Methodology Based on Integral Experimental Analysis," Proc. of Int. Conf. on the Physics of Nuclear Science and Technology, p.1035 (Oct. 1998)
(6) S.M.Bednyakov, et al.:"Verification of MA Neutron Data on the Fast Critical Assembly Experiments," Proc. of Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97), p.800 (Oct. 1997)
(7) K.N.Grimm, et al.:"Comparison of Measured and Calculated Composition of Irradiated EBR-II Balanket Assemblies," Proc. of Int. Conf. on the Physics of Nuclear Science and Technology, p.1647 (Oct. 1998)

【研究開発資源】

年　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	14	14	9		
要員　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄	説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた ■ 予定どおりの成果が得られた □ 予定どおりの成果が得られなかった	・炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果を検討するために、一般化摂動論を用いて燃焼感度係数を計算するシステムを整備した。 ・高速炉で重要な核種の共分散データを評価した。 ・JUPITER臨界実験に加え、MOZART・常陽・FCAなどのデータも入れた炉定数調整を行って、核特性の予測精度向上の可能性を検討した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる ■ 安全性の向上に反映できる □ 国際基準・協力等へ貢献できる □ その他 （上段は複数回答可）	・本研究の成果として、安全評価上重要となる反応度の予測精度を定量的に評価しまた向上させる方策が、技術的な裏付けをもって確立される。この成果は、合理的な安全評価手法確立のための基盤技術として活用されるとともに、実用炉などの安全審査におけるバックアップともなる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した □ 計画どおりに進捗しなかった □ 外的条件の変化に対応した	・とくになし。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	(1) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった (2) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった	・とくになし。

5.自由評価欄

・JUPITER臨界実験に加え、MOZART・常陽・FCAなどのデータも入れた炉定数調整を行って、温度核特性を含み全体的な整合性を確保しつつ、核特性の予測精度を向上できる見通しを得たことは大きな成果であると考える。

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[2－2－2]－1

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－2－2
研究課題名 (Title)	高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究 Study of Core Safety Evaluation of High Burnup Fast Reactpr Core	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ｼｽﾃﾑ技術開発部 炉心技術開発Gr	O-arai Engineering Center Core Physics Research Group
	[氏名]	庄野 彰	Akira Shono
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	高燃焼炉心	Pu燃焼炉心	マイナーアクチニド	核データ	核特性
	high burnup core	Pu burner core	minor actinide	nuclear data	nuclear characteristics

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	①ﾊﾞｯｸ･ﾂｰ･ﾊﾞｯｸ(BTB)核分裂検出器を用いたTRU核種の核断面積の測定－Ⅴ（東京大学） ②弥生炉を用いたマイナーアクチニド核種の崩壊熱測定－Ⅱ（東京大学） ③先進技術の研究開発のための協力協定(フランスCEA) ④余剰核兵器解体PuのBN-600における処分法検討のためのBFS-2施設を用いた実験的研究に関する契約（ロシアIPPE）

【研究目的】

高速炉の燃焼計算におけるプルトニウム及びマイナーアクチニドの生成と消滅の予測精度の向上を図り、高燃焼炉心及びプルトニウム・マイナーアクチニド燃焼炉心の炉心特性評価及び安全性評価に関する評価手法を開発することにより、炉心・燃料設計手法の拡充整備を行う。

【研究内容（概要）】

イ．国内の加速器や「弥生」を用いて、マイナーアクチニド(MA)核種及び希土類核種等の断面積の測定・評価を実施し、これら核データの精度向上を図る。

ロ．MA及びプルトニウム(Pu)燃焼炉心（MOX及び窒化物炉心）について、安全性に関する基本的な核特性を把握し、データベースとしてまとめる。

なお、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
イ．東大高速中性子源炉「弥生」、京大炉鉛スペクトロメータ、東工大加速器、東北大加速器
ロ．仏CEAのMASURCA臨界実験施設、露IPPEのBFS-2臨界実験施設

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．MA及びFPの核断面積の測定評価
(1)高速エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価
東大弥生炉においてBTB（バック・ツー・バック）検出器を用いて実施したNp-237、Am-241及びAm-243の核分裂断面積測定結果を各核データライブラリーと比較評価を行った。また、東北大加速器を用いてMA核種(Np-237、Am-241及びAm-243)の微分核分裂断面積の測定を行った。
(2)共鳴エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価
京都大学原子炉実験所の鉛スペクトロメータを用いて、中性子エネルギー0.1eV～10KeV領域におけるAm-241，Am-243，Am-242mの核分裂断面積を測定した（平成８年度に終了）。
(3)高速エネルギー領域でのFP捕獲断面積の測定評価
東京工業大学原子炉工学研究所の加速器を用いて、中性子エネルギー10～560KeV領域における希土類核種Nd-143及びNd-145の捕獲断面積を測定した（平成８年度に終了）。また、TC-99の捕獲断面積測定の予備検討を実施した。
(4)高速エネルギー領域でのMA核種捕獲断面積の測定評価
東京工業大学原子炉工学研究所の加速器を用いて、中性子エネルギー10～500KeV領域におけるNp-237核種の捕獲断面積の測定を行った。（平成９年度に終了）
(5)高速エネルギー照射によるMA核種崩壊熱の測定評価
東大弥生炉を用いてU-235及びMA核種（Np-237）の崩壊熱測定を行い、解析評価を開始した。

ロ．Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価
(1) Pu燃焼炉心の核特性評価
MASURCAを用いたPu燃焼炉心の臨界実験に参加するとともに、解析を行い、Pu同位体組成を変更した炉心における解析精度評価を行った。また、ロシア解体核処分支援のために、IPPEの臨界実験施設BFS-2でのBN-600MOX炉心模擬実験に関する共同研究の準備を行った。
(2) MA燃焼及びFP消滅炉心の核特性評価
高速炉によるMA燃焼及びFP消滅方法について検討を行った。FPピンは減速材付き燃料集合体に配置しブランケット及び遮蔽体領域に装荷した。

【成果の達成レベル】
・共鳴ｴﾈﾙｷﾞｰから高速ｴﾈﾙｷﾞｰ領域までのNp-237、Am-241及びAm-243の核分裂断面積を精度良く測定した。
・Np-237の中性子捕獲断面積を誤差4%以内で測定した。
・FP消滅炉心についてはﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ領域に、Duplexﾍﾟﾚｯﾄ(Tc-99を中心に配置しその周りを減速材で囲んだもの）入りの集合体を装荷することにより、高いTc-99消滅率 (約10%/年) が達成できることが分かった。また、この集合体はボイド反応度改善にも効果があることが分かった。

【成果の活用方法及び利用実績】

東大弥生炉、加速器等を用いたMA核種及び希土類核種の核断面積の測定結果は、核データライブラリーの改良・整備に反映され、核計算コード及び安全解析コードの核特性計算の精度向上が期待される。

高速炉でのPu・MA燃焼及びFP消滅に関する安全性の観点からの検討結果は、高速炉利用の多様な可能性を示すとともに、様々な炉心概念間における環境負荷低減特性の比較検討に活用される。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．MA及びFPの核断面積の測定評価

MAの断面積については、現状設備で測定可能なNp-237及びAm同位体の核分裂断面積の測定評価を広範囲のエネルギー領域で一通り終了した。H11年度以降、TOF法を用いてNp-237の核分裂断面積測定及び核分裂中性子スペクトル測定を行い、異なる測定手法によるデータの拡充を図る。

FPの断面積測定については、主な希土類元素の測定評価を終え、H11年度以降は長半減期核種であるTc-99の測定評価を行う。低い計数率等のために測定が困難だが、入手可能な試料の純度や量の調査を慎重に行い、貴重なデータ取得を試みる。

H12年度には、上記の測定評価データを核データ評価に反映するための研究を開始する予定であり、同評価を通じて、MA及びFPを高速炉に装荷する場合の炉心特性評価に必要な核データが整備されると期待される。

また、MA核種の崩壊熱測定評価については、U-235評価結果の既報告値との比較により、評価手法の妥当性を検証した上で、Np-237の評価を行い、良好な結果が得られた場合にはさらに他の核種の測定も試みることとしている。

ロ．Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価

Pu燃焼炉心の核特性評価では、MASURCAを用いたPu燃焼炉心の解析のうち、H11年度以降はPu富化度を変更した炉心における解析精度評価を行い、サイクル機構の有する核特性評価データベースへの反映を図る。また、ロシア解体核処分支援のために、IPPEの臨界実験施設BFS-2でのBN-600MOX炉心模擬実験に関する共同研究において、H11年度以降入手できる実験データを解析し、BN-600へのPu装荷が炉心特性に及ぼす影響の評価を開始する。

MA燃焼及びFP消滅炉心の核特性評価については、H11年度以降開始する実用化戦略調査研究の中で、環境負荷低減性能を多種多様な高速炉概念についてサーベイする予定であり、H10年度までに蓄積した情報を活かしつつ、さらに技術情報の蓄積を図れると期待される。

【その他、今後の発展性等】

本研究を通じて蓄積・整備される核データ及び炉心解析結果は、高速炉実用化像の検討に有効に活用されると期待される。

【研究成果】

イ．MA及びFPの核断面積の測定評価　(8)～(10), (16), (19)～(28)

(1)　高速エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

東北大の加速器を用い、高精度、高時間分解能を持つ測定系を開発し、１０～１０ｋｅＶにおけるＮｐ－２３７の微分核分裂断面積の測定を行った。Ｎｐ－２３７核分裂断面積の測定誤差は３％であった。また、核データライブラリーＪＥＮＤＬ－３．２の評価値と比較した結果、今回の実験値は９～３０％小さい値を示すことが分かった。特にエネルギーが高い領域で相違が大きいことが分かった。

(2)　高速エネルギー領域でのＭＡ核種の捕獲断面積の測定・評価

Ｎｐ－２３７について、中性子エネルギーがｋｅＶ領域における捕獲断面積の測定 評価を行った。測定は、Ａｕの捕獲断面積を標準として相対測定とし、ペレトロン加速器を利用したナノセコンドパルス中性子源及び大型コンプトン抑止型ＮａＩ（Ｔｌ）ガンマ線検出器を用いた中性子飛行時間で行った。その結果、入射中性子エネルギー１０～３５０ｋｅＶの範囲で、Ｎｐ－２３７の中性子捕獲断面積を誤差４％の精度で測定できた。また、今回の測定結果を、核データライブラリーＪＥＮＤＬ－３．２の評価値と比較した結果、図１に示すように、今回のエネルギー範囲ではＪＥＮＤＬ－３．２の評価値は、実験値と良く一致することが分かった。（他の実験値と比較する意味で、約200keVまでのデータを表示）

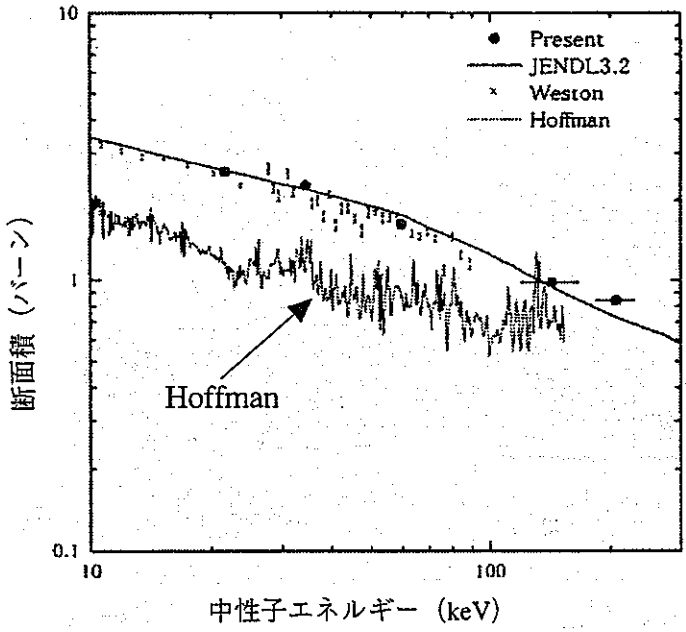


図１．Np-237 の中性子捕獲断面積

【研究成果】

ロ. Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価 (1)〜(7), (11)〜(15), (17), (18), (29)〜(33)

(1) Pu燃焼炉心の核特性評価 ー高速炉における高次化Pu燃料置換反応度の実験解析ー

仏国CEAの臨界実験施設MASURCAにおいて行われたCIRANO実験（1994年〜1997年）ではPu燃焼型高速炉の物理的特性調査の一環として、Pu同位体組成をパラメータとした炉物理量の測定が行われている。高次化Puに関する実験データはPu燃焼型高速炉に限らず高速炉の実機設計において重要なので、高次化Pu燃料の置換反応度に着目し、実機設計への反映を目的とした実験解析を行った。

Pu同位体組成の変更はMASURCA-ZONA2B炉心の中心領域において行われた（図２参照）。炉心燃料はPu富化度27%、Pu-240組成比19%のPIT燃料からなる。置換燃料にはPu-240組成比が8%と小さくグレードの高いPOA燃料と、Pu-240組成比が35%とグレードの下がった（Puが高次化した）P2K燃料が用いられた。

図３にPOA→PITおよびPIT→P2Kそれぞれの置換反応度変化に寄与する核種反応を示す。これより反応度変化は主にPu-239、Pu-240、Pu-241の核分裂反応の寄与の打ち消し合いによって生じることがわかる。また捕獲反応が二次的な寄与を与えている。本測定ではこれら核種反応の断面積精度が検証される。サイクル機構およびCEAの解析ツールを用いた置換反応度のC/E値は、POA→PITについてそれぞれ1.018および0.998（測定誤差±0.022）、PIT→P2Kについては1.020および1.037（測定誤差±0.038）と求められた。計算値は測定値と測定誤差以内で一致しており、サイクル機構とCEAの結果にも大きな相違の生じないことがわかった。

従来よりJNCが蓄積してきた一連の臨界実験データに本実験解析情報を加えた炉定数調整を行うことにより、他のC/E値を悪化させないことを確認しつつ、核断面積の不確定さが大きい高次Pu核種反応断面積の精度向上に利用すべく検討を継続する。

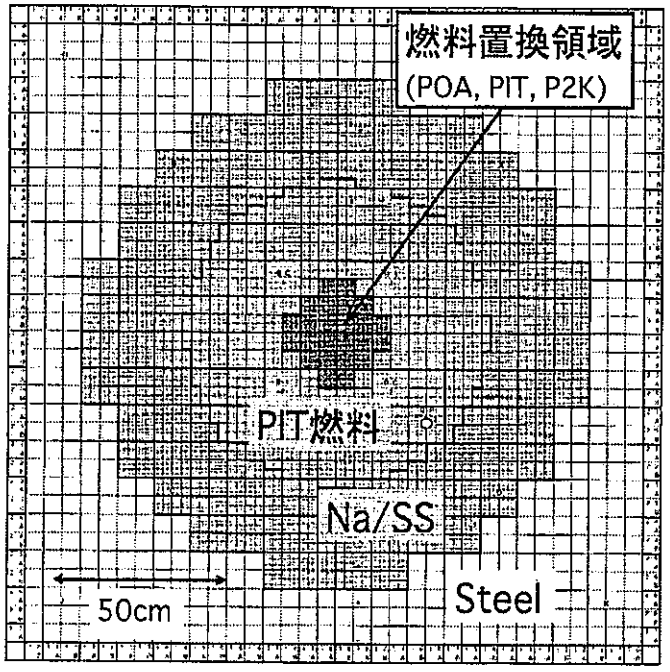


図２ MASURCA炉心体系（ZONA2B）

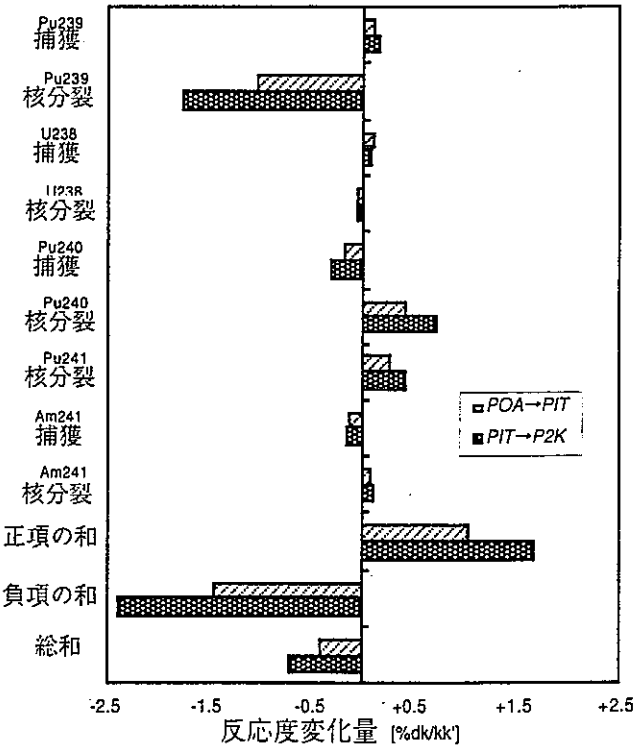


図３ 置換反応度の核種反応別寄与

【研究成果】

(2) MA及びFP燃焼炉心の核特性評価

高速炉における長半減期核分裂生成物（Ｔｃ－９９及びＩ－１２９）の消滅特性、炉心特性の検討を行った。消滅方法としては、60万kWe級高速炉炉心周囲に長半減期ＦＰを含む減速材(ZrH1.7)入りターゲット集合体を装荷する方法を採用した。図４にＦＰピンの集合体内の配置を示す。ＦＰ ピン及び減速材ピンの分散配置に加えて、Duplexペレットピン（Ｔｃ－９９を中心に配置しその周りを減速材で囲んだもの）を採用した場合も検討した。解析はモンテカルロコードで行った。以下に主な結果を示す。

①Tc-99の消滅には5.6eVの共鳴ピークが重要な役割を果たしており、この共鳴ピーク位置での自己遮蔽効果が消滅特性を左右することがわかった。

②ＦＰ消滅炉心については、ブランケット領域に、Duplexペレット入りの集合体を装荷することにより、高いＴｃ－９９消滅率（約１０％／年）が達成できることが分かった。（表１参照）

③年間当たり100万kWe級軽水炉2基分のTc-99およびI-129を消滅できる見通しを得た。

④炉心周囲にターゲット集合体を装荷することにより出力ピークが下がるとともに、Naボイド反応度も約15%低減できることが分かった。

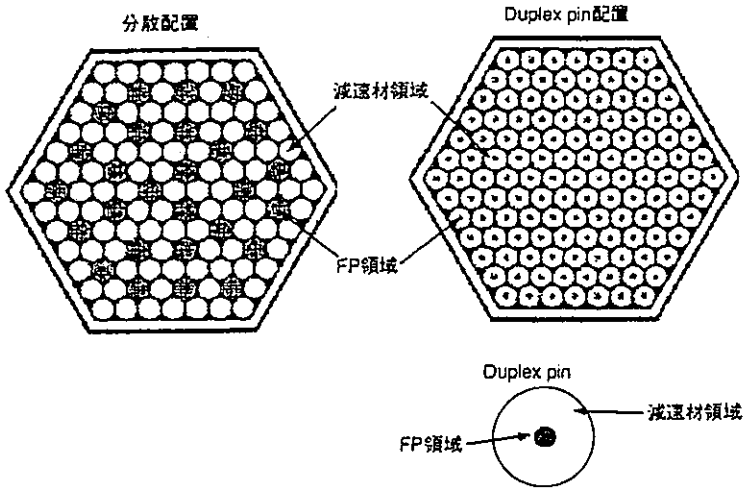


図４　ＦＰ消滅用減速材付き集合体の配置図

表１　各装荷法によるＴｃ－９９消滅特性比較

ＦＰピン装荷方法	集合体内ピン本数	ＦＰピン本数	ＦＰピン半径(cm)	装荷量(kg)	消滅量(kg/y)	消滅率(%/y)
分散	127	37	0.5	2250	41.1	1.8
分散	127	22	0.5	1100	27.2	2.5
Duplex	127	127	0.2	1101	38.1	3.5
Duplex	127	127	0.063	110	10.8	9.8
Duplex	217	217	0.2	1882	46.7	2.5
Duplex	217	217	0.063	188	17.1	9.1

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[平成 8年度]

[1] T.Wakabayashi et al.,"Feasibility Studies on Plutonium and Minor Actinide Burning in Fast Reactors," Nuclear Technology, Vol.118, No.1, p14-25, (1997).

(2)T.Wakabayashi et al.,"Benchmark on SUPERPHENIX Calculations," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), Mito, Japan (16-20,Sep.,1996).

(3)- M. Yamaoka, et. al., "Characteristics of TRU Transmutation in an LMFBR", Proc. the 4th Int. Inf. Exchange Mtg. on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mito, Ibaraki, Japan, Sep. 11-13, 1996.

(4)S.N.Hunter,"Pu Vector Sensitivity Study for a 600MW(e), Pu Burning, Fast Reactor," Proc.Int.Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), Mito, Japan (16-20,Sep.,1996).

(5)T.Wakabayashi et al.,"Study on MA and FP Transmutation in Fast Reactor,"International Symposium on GLOBAL ENVIRONMENT AND NUCLEAR ENERGY SYSTEMS(GENES- 2), Tsuruga, Japan, October 29-November 1,1996.

(6)日向野他、「高速炉による長半減期核分裂生成物の消滅特性の検討」、PNC TN9410 96-248、1996年11月

(7)S.N.Hunter,"Pu Vector Sensitivity Study for a Pu Burning Fast Reactor : Part - Ⅱ Rod Worth Assessment and Design Optimization," PNC TN9410 97-057, April,1997.

(8)平川、「MA核種の高速中性子微分核分裂断面積の測定－Ⅱ」、PNC TJ9601 97-001、1997年 3 月

(9)井頭、「希土類核種等の核反応断面積の測定－Ⅲ」、PNC TJ9607 97-001、1997年 3 月

(10)小林、「鉛スペクトロメータを用いたマイナーアクチニド核断面積の測定－Ⅲ」、PNC TJ9604 97-001、1997年 3 月

[平成 9 年度]

(11)S. Hunter, "Pu Vector Sensitivity Study for a Pu Burning Fast Reactor, Part II : Rod Worth Assessment and Design Optimization", PNC TN9410 97-057, May. 1997.

(12)N.Higano and T.Wakabayashi, "Feasibility study on the Transmutation of long lived fission products", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems,Global '97, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).

(13)T.Wakabayashi and N.Higano,"Study on MA and FP Transmutation in Fast Reactor", Proce eding of the Second International Symposium GENES-2 , 29 Oct. -1 Nov.,1996, Tsuruga,Japan.

(14)S. N. Hunter,"A 600MW(e) Fast Reactor optimized for Pu burning with a range of Pu vectors", 日本原子力学会1997年秋の大会 , F77(1997)

(15) P.Smith(AEA),S.Ohki,et al,"The CIRANO Experimental Programme for Plutonium Burning Fast Reactor Physics", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, Global '97, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).

(16)S.Ohki et al.,"Measurement of Fission Cross Sections of Minor Actinides at YAYOI Reactor", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, Global '97, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).

(17)S. N. Hunter, "Super-Phenix Benchmark used for Comparison of PNC and CEA Calculational Methods, and of JENDL-3.2 and CARNAVAL IV Nuclear Data",PNC TN9410 98-015, March 1998.

(18)S. N. Hunter,"Fast Reactor Calculational Route for Pu Burning Core Desogn",PNC TN9460 98-001,March 1998.

(19)平川、「ＭＡ核種の高速中性子核分裂断面積の測定」、PNC TJ9601 98-002、1998年3

(20)井頭、「Ｎｐ－２３７の中性子捕獲断面積測定」、PNC TJ9607 98-001、1998年3月

[平成10年度]

(21) T. VEERAPASPONG, Masayuki IGASHIRA et al, "Measurements of keV-neutron capture reaction cross sections of Nd-143,145" 日本原子力学会 秋の大会、B9、1998年9月

(22) 黒河、井頭他、「Np-237のkeV中性子捕獲反応断面積の測定」日本原子力学会春の年会、C15、1999年3月

(23) M. IGASHIRA et al, "Neutron Capture Cross Sections in the keV Region", JAERI-Conf 99-002 , 37-42(1999)

(24) 甲斐、小林他、「飛行時間分析法による低エネルギー中性子領域のAm-242m核分裂断面積測定」、日本原子力学会 秋の大会、B15、1998年9月

(25) T. KAI, K. KOBAYASHI, et al., "Fission Cross Section Measurement for Am-242m with TOF Methods in Low Energy Region", JAERI-Conf 99-002 , 240-245(1999)

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】（続き）

(26) 井頭、「Tc-99の中性子捕獲断面積測定」、JNC TJ9400 99-001、（1999年3月）
(27) 小林、「鉛スペクトロメータを用いたネプツニウムー237の中性子捕獲断面積測定」、JNC TJ9400 99-004（1999年3月）
(28) 平川、「アメリシウム同位体の高速中性子核分裂断面積の測定」、JNC TJ9400 99-007(1999年3月)
(29) 若林他，「高速炉を用いたゼロリリースサイクルの検討 (2) 炉心検討」，日本原子力学会「1998年秋の大会」E29，1998年9月28日～30日，福井工科大学
(30) P. Smith, et. al., "Integral and Differential Experiments to Assess Fast Reactor Characteristics When Using Degraded Plutonium", Int. Conf. Phys. Nucl. Sci. Tech., Vol. 1, p759-766, Oct. 5-8, 1998, Long Island, New York
(31) G. Rimpault, et. al., "The CIRANO Experimental Programme for the Characterisation of Highly Enriched Plutonium Oxide Fuel in Fast Reactors", Int. Conf. Phys. Nucl. Sci. Tech., Vol. 2, p1653-1660, Oct. 5-8, 1998, Long Island, New York
(32) 大木繁夫，「高速炉における高次化Pu燃料置換反応度の実験解析」，日本原子力学会「1999年春の年会」G1，1999年3月22日～24日，広島大学

【発表予定】

とくになし

【民間の研究の現状と動向】

1．日立製作所：ＭＡ及び長半減期ＦＰを消滅するための高速炉炉心概念の検討。金属水素化物により高消滅率の達成が可能。冷却材ボイド反応度の改善が可能。

【参考文献】

(1) T. Sanda et al., "Fast Reactor Core Concept for MA Transmutation Using Hydride Fuel Targets", Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL'97), Oct. 5-10, 1997, Yokohama,Japan, (1997).

【海外の研究の現状と動向】

1. 仏国CEA：フランスのCEAでは、SPIN計画及びCAPRA計画のもと、PuやMA燃焼の研究が行われている。原子炉やハイブリッド炉、様々な中性子スペクトルや燃料形態での研究が実施されている。

2. ロシア：解体核Pu処分の有力オプションとして、BN-600にMOX燃料として装荷し、燃焼処分することが検討されている。この炉心特性への影響を研究するため、IPPEの臨界実験施設BFS-2での臨界実験をサイクル機構との共同研究としてH11年度から開始された。

【参考文献】

(1) M. Delpech et al., "Review of Systems for Plutonium Utilization", Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL '97), Oct. 5-10, 1997, Yokohama, Japan, (1997)
(2) J. Tommasi et al., "Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors", Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL '97), Oct. 5-10, 1997, Yokohama, Japan, (1997)
(3) A. V. Zrodnikov, "Management of Ex-Weapons Plutonium in Russia", The 1999 JNC Int. Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Feb. 20-25, Tokyo, Japan, (1999)

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	21	17	51		
要員　　（人／年）	2.5	2.5	2.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄	説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた ■ 予定どおりの成果が得られた □ 予定どおりの成果が得られなかった	・共鳴ｴﾈﾙｷﾞｰから高速ｴﾈﾙｷﾞｰ領域までのNp-237、Am-241及びAm-243の核分裂断面積を精度良く測定した。 ・Np-237の中性子捕獲断面積を誤差4%以内で測定した。 ・FP消滅炉心についてはﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ領域に、Duplexﾍﾞﾚｯﾄ(Tc-99を中心に配置しその周りを減速材で囲んだもの）入りの集合体を装荷することにより、高いTc-99消滅率（約10%/年）が達成できることが分かった。また、この集合体はボイド反応度改善にも効果があることが分かった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる ■ 安全性の向上に反映できる □ 国際基準・協力等へ貢献できる □ その他 （上段は複数回答可）	・MA核種及び希土例核種の獲断面積の測定結果は、核データライブラリーの改良・整備に反映され、核計算コード及び安全解析ｺｰﾄﾞの核特性計算の精度向上が期待される。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した □ 計画どおりに進捗しなかった □ 外的条件の変化に対応した	・MA核種の核分裂断面積及び捕獲断面積を測定した。 ・長半減期FPの高速炉での効率的な消滅方法を明らかにした。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	(1) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった (2) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった	・特になし。

5.自由評価欄

高速炉において考慮すべき主要なMA核種（Np-237、Am-241及びAm-243）及びFP核種の断面積測定評価を順調に実施している。また、新しい試みであるMA崩壊熱の測定装置を製作し、実験データを取得した。今後はデータ評価が課題である。
Pu燃焼炉心、MA燃焼炉心、FP消滅炉心について多様な炉心概念を設定し、その特性及び安全性に及ぼす影響等を解析研究によって知見を蓄積している。今後、実用化像をより明確にしていく作業の中で、本研究による成果は特に環境負荷低減性能を論じる上で有効に活用できると考える。

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[2－3－1]－1

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－3－1
研究課題名 (Title)	高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究 A Study on FBR Fuel Life Limiting Feature under Steady State Condition	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　燃料材料技術開発グループ	System Engineering Technology Division
	[氏名]	浅賀　健男	ASAGA,Takeo
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-1393

キーワード (Key word)	燃料ピン設計	スエリング	照射効果	照射挙動評価	
	fuel pin design	swelling	irradiation effect	fuel irradiation behavior	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	・FBR燃料材料開発（米国エネルギー省）　昭和60年11月～平成9年3月 ・PFR高燃焼度中空燃料ピンの照射後試験（CEA/UKAEA/BNFL）平成7年6月～10年12月 ・高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価（九州大学）　平成８～１０年度 ・ｵｰｽﾃﾅｲﾄ鋼におけるｲｵﾝ照射による析出物の照射安定性評価（九州大学）平成８・９年度 ・ｵｰｽﾃﾅｲﾄ鋼のｲｵﾝ照射によるｽｴﾘﾝｸﾞ解析（京都大学）平成８・９年度

【研究目的】

定常条件下における燃料要素の破損限界及び集合体の寿命限界について、国内外の炉内照射及び炉外実験データを基に解明し、高速増殖炉燃料の安全評価指針、基準類の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．実証炉タイプの燃料を含む多様な燃料要素の定常運転時における照射実験（破損に至る限界照射を含む）を「常陽」にて実施し、変形解析等を通して、破損限界を支配する因子の評価及び燃料仕様パラメータの破損裕度への影響を明らかにする。

ロ．照射済燃料要素から採取した被覆管を用いた炉外実験を行い、高燃焼条件下での機械的強度及び延性等に及ぼす照射効果を明らかにする。

ハ．炉心材料の照射試験により、高照射量までの材料のスエリング特性を評価する。

ニ．イ．～ハ．に基づき、燃料要素及び集合体の破損限界、寿命限界とその支配因子を再評価し、安全評価指針、基準類の整備に資する。

なお、上記研究項目のうち、イ．については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

様式ー１ー１

【使用主要施設】

「常陽」、照射燃料集合体試験施設(FMF)、照射材料試験施設(MMF)、照射燃料試験施設(AGF)

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ、高燃焼度燃料挙動の解明を目的に、「常陽」で照射した燃料要素を対象とした照射後試験を行った。具体的には、He放出挙動評価、燃料ペレット内部での核分裂生成物の分布挙動の評価、被覆管内面腐食現象に関する基礎実験を行った。

ロ、米国のFFTF炉で照射した燃料要素から採取した被覆管試料を日本へ輸送し、照射後試験と強度特性評価に着手した。

ハ、「常陽」で照射したSUS316相当ステンレス鋼被覆管の照射後試験を継続するとともに、高速中性子照射にともなうスエリング発生挙動の評価を行った。米国FFTF炉で照射した被覆管試料の照射後試験とスエリング特性評価を行った。

ニ、燃料要素の破損限界に関する支配因子の評価として、実際の燃料要素の破損事例を選定し、被覆管クリープ破断強度式をもとに被覆管クリープ寿命分数和を評価した。集合体の寿命限界に関しては、高燃焼度を模擬した炉外燃料ピン束（バンドル）圧縮試験を行い、バンドルーダクト間機械的相互作用（BDI）挙動を評価して挙動解析コードの被覆管変形解析モデルと照射変形解析機能の検証を行った。

【成果の達成レベル】

イ.燃料要素の破損限界評価に必要な影響因子を評価するため、「常陽」照射試験燃料要素の照射後試験によって「もんじゅ」高燃炉心レベルまでの高燃焼度データを蓄積している。

ロ.オーステナイト系鋼（PNC316、PNC1520等）の強度特性に及ぼす照射効果を明らかにするため、「もんじゅ」高燃炉心レベルまで照射された燃料要素試料と材料照射試料の炉外実験を行っている。

ハ.オーステナイト系鋼（PNC316、PNC1520等）のスエリング特性を明らかにするため、「もんじゅ」高燃炉心レベルまで照射された燃料要素試料と材料照射試料の密度測定および組織観察を行っている。

ニ.イ.～ハ.において取得される特性評価結果を利用し、実際のガス内圧による被覆管クリープ寿命評価を行うとともに、バンドルーダクト間機械的相互作用挙動評価に必要な解析コードを整備している。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ、低燃焼度から高燃焼度までの燃料要素の照射挙動を解明し、破損限界の支配因子の解明および評価に反映する。

ロ、被覆管強度特性に及ぼす照射効果を明らかにし、燃料要素の破損限界の評価に反映する。

ハ、高照射量までの材料スエリング特性を解明し、得られた成果を燃料要素および集合体の変形解析に適用し、集合体の寿命評価に反映する。

ニ、照射挙動評価結果をもとに燃料要素の破損限界の評価精度の向上を図るとともに、破損裕度の評価に資する。
　また、炉外試験および照射試験によって集合体変形挙動を解明するとともに解析コードの整備を行い、ハの成果も加えた集合体の寿命評価に反映する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ、「常陽」照射試験および照射後試験を継続して実施し、燃料ピンの破損限界および破損裕度の評価に必要な試験データの取得を行う。

ロ、米国FFTF炉および「常陽」で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の炉外実験を行い、高燃焼度条件における機械的強度及び延性に及ぼす照射効果の解明に必要な試験データを取得する。

ハ、高照射量までの材料スエリング挙動を解明するための試験および評価を継続して行う。

ニ、燃料要素の破損限界および集合体の寿命限界を評価するために必要な試験および評価を継続して行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ.Heガス放出挙動評価(1)(2)

高速炉燃料は照射中にXe、Kr、He等のガスを放出するため、ピン内圧が上昇し、これが燃料寿命制限要因の重要な一つとなっている。これまでXe、Krについては生成・放出される量が多いことから、その生成・放出について多くの研究がなされてきたが、Heについては十分な検討がなされていない。しかし、高燃焼度燃料（～150GWd/t）では、生成・放出されるHe量が多くなると予想される。そこで、生成したHeのうちでプレナム部に放出されたHeの直接定量手法を確立し、これまで推定していたHe量の妥当性を検証するとともに、これらのデータを用いて高速炉燃料からのHe放出挙動及びHeによるピン内圧への影響を評価した。

1.He定量方法の確立

燃料ピン内へ放出されるHeについて、ガス分析装置（ガスクロマトグラフ）のキャリアガスをHeからArに変更し、直接He量を定量する方法を確立した。照射済燃料ピンについてHe量を測定した結果、これまで全ガス量からFPガス量を差し引いて求めていたHe量は、直接測定された量と相違はなく、十分な信頼性を有するデータであることが明らかになった。

2.He生成量の計算

(n, α)反応からの生成について「常陽」の中性子エネルギースペクトルを考慮した反応断面積を算出し計算した結果、同一燃焼度で比較すると炉心中心側で生成量が大きくなる傾向にあった。α崩壊からのHe生成は照射前のAm含有量による影響が大きく、また、サイクルの間や、集合体を炉外に取出した後の冷却期間にも有意な量のHeが生成される。

3.He放出挙動の把握

PIE結果より、燃料ペレットから放出されるHe量は燃焼度に比例して増加するが、He放出率は約50～100%の範囲でばらついている。また、FPガスとの比較においては、FPガス放出率よりもHe放出率の方が高くなる傾向を示した。

He放出率を100%と仮定して高燃焼度MOX燃料ピンの内圧に及ぼすHeの影響について検討した結果、燃焼度150GWd/tまでにおいてHeの寄与は5%以下であることがわかった。今回の検討からは、MOX燃料では150GWd/t程度の高燃焼度においてはHe放出による内圧への影響はほとんど無いと考えられた（図１）。

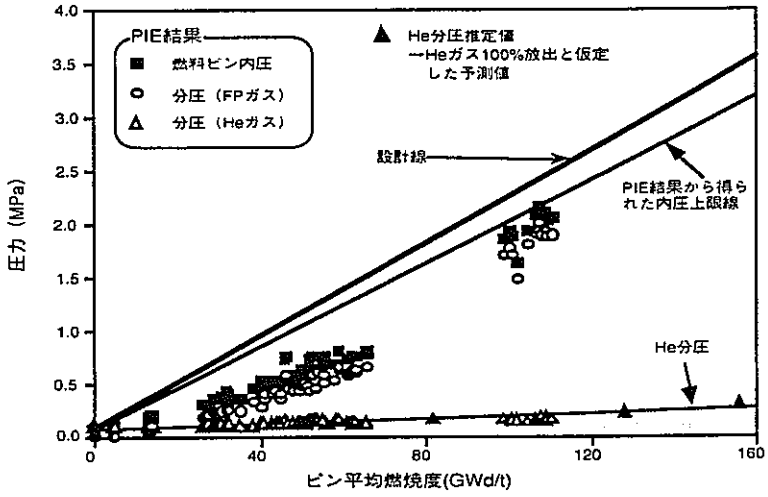


図１　「常陽」照射燃料ピンにおけるHe放出による燃料ピン内圧への影響

ハ、SUS316相当ステンレス鋼被覆管のスエリング挙動評価(3)～(12)

「常陽」で燃料要素および材料照射用試料として照射したSUS316相当ステンレス鋼被覆管の照射後試験結果を利用し、高速中性子照射にともなうスエリング発生挙動の比較および評価を行った。特に、同一レベルの中性子照射量でも燃料要素照射の場合と材料照射の場合のスエリング挙動が異なることが判明しており、挙動評価は両者の違いに着目している。

「常陽」で照射した20%冷間加工リン・チタン添加SUS316相当ステンレス鋼被覆管について、透過型電子顕微鏡をもとに組織変化挙動を評価した結果、スエリング・ボイドの発生は、冷間加工で導入された転位の回復および析出物の存在状態の変化と密接な関係があることが明らかになった。この原因は、転位および析出物の存在状態の変化が照射による原子空孔および格子間原子の消滅速度に影響し、マトリックス中の点欠陥濃度を増大させてスエリング・ボイドの成長を促進したと考えられる。

また、実機使用環境では、炉の起動／停止、燃料集合体の出力低下等にともなう温度条件の変動がスエリング挙動に影響する可能性がある。被覆管スエリング挙動解明の一環として、照射途中でステップ状に温度低下させた材料照射試験を行い、照射温度の低下がスエリング挙動に及ぼす影響を評価した。その結果、マトリックス中の元素分析・析出物形態・転位組織の詳細観察を行った結果、温度低下させたことによって照射誘起偏析挙動、点欠陥過飽和度および点欠陥消失挙動が変化し、ボイド形成を促進すると推定された。

ニ、

1.定常照射時における燃料要素の破損特性評価 (13)

実際の定常照射時に破損した燃料要素について、燃料要素内圧履歴をもとに被覆管クリープ寿命分数和を評価した。

評価対象として、米国EBR-II炉で照射した燃料要素６本（D9鋼被覆管、ピーク線出力約360W/cm 、ピーク燃焼度約6.5at%）を選定した。最初に、D9鋼被覆管のクリープ破断強度式を材料照射試験結果をもとに作成した。燃料要素の照射後試験結果を検討した結果、燃料ー被覆管間の機械的相互作用による被覆管への応力は無視できることを確認できた。燃料要素のガス内圧履歴とクリープ破断強度式を使用し,燃料破損発生時の被覆管クリープ寿命分数和を評価した。その結果、ノミナル評価値として0.7 ～1.4 が得られ、実際の燃料破損が「１」近傍で発生していることが明らかになり、ガス内圧による被覆管クリープ損傷評価を行う現行設計手法　の考え方の妥当性を示す結果が得られた。

2.高燃焼度を模擬した燃料ピン束ーダクト相互作用の炉外試験(14)～(19)

高速炉燃料集合体では、ハ.で述べたような炉心材料の寸法形状変化に起因する燃料ピン束ーダクト相互作用（BDI;Bundle-Duct-Interaction）が寿命制限因子のひとつになっている。実際にBDI が問題 になるレベルまで照射された燃料集合体の試験データは世界的にも極めて限られている。そのため、炉外模擬試験によって試験データを取得するとともに解析コードの開発を行っている。

炉外試験では、燃料ピン本数が169 本（バンドルA）と217 本（バンドルB）の大型バンドルを製作し、六角ダクトを模擬した６枚の板で圧縮する（圧縮量を増やす）ことによってBDI 発生を模擬した。また、高エネルギーX線による断層画像および圧縮板内面に塗布した塗料を利用し、ピンーダクト間距離、ピンーダクト接触の有無、ピン-ダクト接触状況に関する試験データを取得した。さらに、試験パラメータとしては、ワイヤピッチ(150mmと307 mm) と圧縮板形状（平板と凹型板）を設定した。

炉外試験の結果、ピン-ダクト接触が発生する圧縮量は、ワイヤピッチの短いバンドルの方がより大きくなっており、ワイヤピッチの短いバンドルの燃料ピン外径を炉外試験後に測定したところ異方変形（偏平化）が生じていた。これらの現象は、ワイヤピッチの短いバンドルの方が湾曲剛性が大きく、ワイヤを介しての接触荷重による被覆管の偏平化が顕著になってピンーダクト接触発生時期を遅らせていることを示唆する。また、ダクトの照射クリープ変形を模擬した凹型板を使用した場合の方がより大きな圧縮量でピンーダクト接触が発生し、照射クリープによるダクト変形がBDIの緩和に効果的であることがわかった。

炉外バンドル圧縮試験によるピン-ダクト間距離の変化挙動と被覆間偏平化量について、バンドル変形挙動解析コードBAMBOOによる解析結果との比較検討を行った。その結果、ピンーダクト間距離の解析結果は、試験結果±0.2 ㎜の範囲内で一致し、BDI量（圧縮量をワイヤ径で規格化した値：圧縮量／ワイヤ径）の増加とともにピンーダクト間距離が減少していく様子が適切に解析できることを確認できた。また、被覆管偏平化量についても、解析結果は試験結果と± 0.05㎜の範囲内で一致した。これらの比較検討結果により、BAMBOOコードは炉外試験におけるバンドル変形を適切に解析できることが確認できた。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)勝山幸三ら、「高速炉燃料からのHe放出挙動評価」、PNC TN9410 98-047、1998年4月
(2)K.Katsuyama et.al."Evaluation of Helium Gas Release Behavior in MOX Fuel", ANS Winter Meeting, WashingtonD.C. USA, November 1998, P115
(3) 服部憲治ら、20%冷間加工P,Ti添加SUS316ステンレス鋼の中性子照射下での組織変化挙動評価、動燃技報、No.101、P.95-102、1997年3月
(4) 服部憲治ら、Ti,P添加SUS316ステンレス鋼のスエリングに及ぼす析出物の影響、日本原子力学会1996年秋の大会、F39
(5) 赤坂尚昭ら、Influence of Phase Stability on Void Formation in Modified 316 Stainless Steels and an Alloy Design for Improvement in Swelling Resistance,' 97エネルギー先端工学シンポジウム 1997年３月
(6) S.Ukai et.al.,The Effects of Phase Stability on Void Swelling in P,Ti-modified 316 Stainless Steels during Neutron Irradiation, ASTM STP-1325, June 27,1996
(7)小野瀬庄二ら、PNC316鋼の温度低下材料照射試験によるスエリング挙動評価、日本原子力学会1997秋の大会、Ｌ39
(8)N.Akasaka et.al.,Effects of Temperature Change on Void Swelling in P,Ti- Modified 316 Stainless Steel, 8th International Conference on Fusion Reactor Materials, Sendai, October 1997, Proceedings P.276
(9)室賀健夫ら、照射損傷素過程モデルの開発(I) ー材料のミクロ組織変化とスエリングに及ぼすニオブと溶体化処理温度の効果の検討ー、PNC TJ9606 97-002 、1997年２月
(10)吉武庸光、「高速炉用被覆管材料開発の現状と課題」、日本原子力学会第７回「高度燃料技術」研究専門委員会、1998年5月
(11)伊藤正彦、「高速炉用材料開発の現状」、日本学術振興会原子炉材料第122委員会、1998年10月
(12)S.Ukai et.al."Irradiation Performance of FBR Monju Type Fuel with Modified 316 Stainless Steel at High Burnup", ANS Winter Meeting, WashingtonD.C. USA, November 1998, P115
(13)皆藤威二ら、定常照射時における高速炉燃料ピンの破損特性評価、日本原子力学会1997秋の大会、Ｌ８
(14)上羽智之ら、BDI発生時における被覆管偏平化モデルの検討、日本原子力学会1996秋の大会、Ｅ33
(15)田中康介ら、炉外圧縮試験による高速炉燃料ピン束変形挙動評価、日本原子力学会1997秋の大会、Ｌ７
(16)水野朋保ら、高速炉燃料集合体バンドル変形挙動の評価(II)（炉外バンドル圧縮試験における模擬燃料ピン変位の評価）、日本原子力学会1998春の大会、K31
(17)上羽智之ら、高速炉燃料集合体バンドル変形挙動の評価(III)（燃料ピンバンドル変形解析コード"BAMBOO"による解析）、日本原子力学会1998春の大会、K32
(18)上羽智之ら、高速炉燃料ピン束解析コード"BAMBOO"によるバンドル変形解析、PNC TN9410 97-067、1997年７月
(19)上羽智之ら、高速炉燃料集合体バンドルＣＴ画像数値処理システムの開発、PNC TN9410 97-078 、1997年８月
(20) K.Maeda et.al.,Fission Product Behavior in Peripheral Region of FBR Mixed-Oxide Fuel Pellet under High Burnup Condition, Interfacial Effects in Quantum Enginnering Systems(IEQES-96), August 22,1996 (to be published in Journal of Nuclear Materials)
(21)佐藤勇ら、高燃焼度燃料内の固体ＦＰの挙動評価ー先行基礎工学分野に関する平成８年度報告書（中間報告）、PNC TY9606 97-001 、1997年７月
(22)皆藤威二ら、「改良オーステナイト鋼（PNC1520）のクリープ破断強度に関する評価」、JNC TN9400 99-036、1999年3月
(23)佐藤勇ら、「高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価-先行基礎工学分野に関する平成9年度報告書（中間報告）-」、PNC TY9606 98-003、1998年6月
(24)I.Sato et.al.,"Behavior of Metalic Fission Products in Uranium-Plutonium Mixed Oxide Fuel", 15Th IUPAC Conference on Chemical Thermodynamics, Portogal, July 1998
(25)佐藤勇ら、「高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価-先行基礎工学分野に関する平成10年度報告書（最終報告）-」、JNC TY9400 99-003、1999年2月
(26)高木昌和ら、「改良型SUS316ステンレス鋼の低酸素分圧下における酸化挙動」、日本金属学会1998年秋期大会、1998年9月
(27)M.Naganuma et.al",Irradiation Performance of High Burn-up Annular Fuel in PFR", 6th International Conference on Nuclear Engineering, Sandiego California USA, May 1998

【発表予定】

(28)上羽智之ら、「BDI（バンドル-ダクト相互作用）発生集合体のバンドル変形評価」、日本原子力学会1999年秋の大会、I56
(29)皆藤威二ら、「改良オーステナイト鋼のクリープ破断強度特性」、日本原子力学会1999年秋の大会、I3
(30)M.Naganuma et.al.,"High Burn-up Irradiation Performance of Annular Fuel Pins Irradiated in Fast Reactor PFR", International Conference on MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long-Term Deployment, Vienna Austria, May 1999

【民間の研究の現状と動向】

入手した情報の範囲では、平成８年度から平成１０年度までに、民間における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

入手した情報の範囲では、平成８年度から平成１０年度までに、海外における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

【参考文献】

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	16	21	9		
要員　　（人／年）	1.0	1.0	1.0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	燃料要素破損および集合体寿命への影響因子の評価と限界評価の結果をもとに、燃料設計方針の検討に反映する。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	高燃焼度燃料挙動を解明するため、「常陽」で照射した燃料要素の照射後試験を継続して行った。 「常陽」で照射したSUS316相当ステンレス鋼のスエリング発生挙動評価を継続するとともに、米国FFTFで照射した被覆管試料の照射後試験結果に基づく強度特性評価を行った。 高燃焼度模擬炉外燃料ピン束圧縮試験によるバンドルーダクト間機械的相互作用（BDI）挙動の評価、BDI挙動解析コードの照射変形解析機能の検証を行った。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－4－1
研究課題名 (Title)	放射性線源挙動の評価と抑制技術の開発に関する研究 Study on Radioactive Materials Behaviour and Reduction	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	技術開発部プラント技術評価グループ	Plant Technology Development Gr.,Technology Development Div.
	[氏名]	渡士　克巳	Watashi Katsumi
	[連絡先]	〒 919-1279　Tel 0770-39-1031 福井県敦賀市白木２丁目１ 高速増殖炉もんじゅ建設所	Monju Construction Office 2-1,Shiraki Tsuruga Fukui

キーワード (Key word)	放射性腐食生成物	トリチウム	核分裂生成物	被ばく低減	
	corrosion product	tritium	fission product	radiation dose reduction	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉プラントのナトリウム冷却系統等のプラント内における放射性腐食生成物（CP）、トリチウム、核分裂生成物（FP）等の放射性線源の挙動評価法の高度化を図るとともに、抑制技術を開発し、保修時の被ばく及び放射性廃棄物の低減に資する。

【研究内容（概要）】

イ．平常時線源挙動評価法の開発

ＣＰ、トリチウム等の平常時の放射性線源挙動の解析コードの改良整備及び検証を行い、大型高速増殖炉プラントの線源の発生源や移行過程等の挙動評価法の確立を図る。

ロ．燃料破損時のＦＰ挙動評価法の開発

「常陽」での燃料破損模擬試験結果を基に改良したＦＰ挙動解析コードについて、「常陽」のRTCB(Run to Cladding Breach)試験による検証を行うとともに、「もんじゅ」体系への適用のための改良整備を行なう。

ハ．線源抑制技術の開発

線源挙動評価を基に、線源の低減及び移行過程における捕集等の要素技術の開発を行い、CP、トリチウム、FPの抑制技術の適切化を図る。要素技術としては、CPの抑制として、(1)被覆管材料の最適化（組織、加工度）による溶出量低減、(2)CPトラップ（ゲッター、磁気フィルタ）による除去、トリチウムの抑制として、(3)２次系コールドトラップ再生、(4)ベント型制御棒トリチウムホールドアップ機構、FPの抑制として、(5)セシウムトラップ（非晶質カーボン）による除去のそれぞれについて研究開発を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】

高速増殖原型炉「もんじゅ」：ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ・ｳﾗﾝ混合酸化物燃料ﾅﾄﾘｳﾑ冷却高速中性子炉　714 MWth
高速実験炉「常陽」：同上型式 100 MWth

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

（イ）通常運転時放射線源挙動評価法の開発：
（1）「常陽」において、第12回定検時（190GWd）に1次冷却系CP分布測定を実施し、飽和到達（130GWd）以降における挙動を確認した[2][3][5]。データはMk-Ⅲ改造工事時の被ばく低減化に反映される。また、高速炉線源挙動予測･線量当量率分布可視化システム（DORE）の構築と「もんじゅ」適用データ整備を行い、主冷却系室、タンク室、純化系室の可視化をほぼ達成した。
（2）「もんじゅ」Na漏えい事故原因調査の一環として、事故時の放射線状況とトリチウム放出量の評価を実施した[1]。また、性能試験時水素･トリチウム分布実測データにより挙動解析コード（TTT）の検証を行い、定格運転時飽和挙動予測を実施するとともに、日欧協力による解析コードのベンチマークテストも進めた[6]。また、性能試験時以来各系統、室内及び排水中のトリチウム測定と放出量評価を行い[7]、運転再開後の管理方法の検討を進めた。

（ロ）燃料破損時FP挙動評価法の開発：研究課題「燃料破損時の運転法最適化に関する研究」でまとめて記載する。

（ハ）線源抑制技術の開発：純Niゲッター材を用いた炉心集合体組込式捕獲器型CPトラップの「もんじゅ」高燃焼度炉心設置を想定した適用化検討により、CP低減効果と適用性成立の予測確認を行い、評価手法を整備した。

【成果の達成レベル】
（イ）通常運転時放射線源挙動評価法の開発：「常陽」、「もんじゅ」からのデータ及び海外炉情報交換に基づくCP、トリチウム挙動評価手法の高度化研究は、「もんじゅ」事故による運転遅延の影響はあるものの概ね所期成果を得て来た。

（ロ）燃料破損時FP挙動評価法の開発：研究課題「燃料破損時の運転法最適化に関する研究」でまとめて記載する。

（ハ）線源抑制技術の開発：「もんじゅ」においてCPトラップ実証試験を実施するべく評価手法整備を進めた。

【成果の活用方法及び利用実績】

「常陽」、「もんじゅ」等の実機プラントで蓄積した実測データは，解析評価手法の検証及び改良整備に反映される。開発された技術と解析評価手法は、FBR プラントにおける被ばく低減化対策並びに保守性向上に反映される。ナトリウム技術に関する日欧協力（仏国 Phenix ）によるベンチマークテスト（CP, ﾄﾘﾁｳﾑ 挙動解析ｺｰﾄﾞの相互検証）に反映される。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

（イ） 通常運転時放射線源挙動評価法の開発：
(1) 「常陽」Mk-Ⅲ改造において交換されるIHXのCP測定と解析コード（PSYCHE）の検証、及び「もんじゅ」におけるDORE導入と運用（H11～12）。
(2) 「もんじゅ」におけるトリチウム測定と挙動解析キャンペーン計画の立案、及び放出管理方法の整備（H11～12）。

（ロ） 燃料破損時FP挙動評価法の開発：「常陽」における研究課題「燃料破損時の運転法最適化に関する研究」から得られた成果の「もんじゅ」運転への反映、及びDOREにおけるFP挙動解析コード（SAFFIRE）の改良整備（H11～12）。

（ハ） 線源抑制技術の開発：
(1) 「もんじゅ」におけるCPトラップ実証試験計画立案（H11～12）。
(2) 2次系CTトリチウム蓄積対策技術（機器の洗浄処理処分乃至再生）調査と基礎試験（H11～12）。

【その他、今後の発展性等】

1．線量当量率分布可視化システム（DORE）は高速炉に限定されることなく原子力プラント一般の保守点検時の被ばく評価システムに適用可能と考えられる。
2．液体金属系におけるトリチウム分析技術と挙動評価手法（解析コード類）並びに管理手法、及び抑制技術から得られる知見は核融合炉分野にも応用可能と考えられる。

【研究成果】

（イ）高速炉におけるCP挙動評価

高速実験炉「常陽」第11回及び12回定期検査時（190GWd）において１次主冷却系配管･機器CP分布測定を行い、飽和到達（130GWd）後に経験した比較的長期の原子炉停止による冷却効果（Mn-54, Co-60）と運転再開に伴う再上昇（Mn-54）を確認した。また、光シンチレーションファイバー（PSF）をIHX等の線量当量率分布測定へ適用し高精度分布データが得られた[2][3][5]。また、高速炉CP挙動についてまとめ、軽水炉の場合とも比較し評価した[4]。

（ロ）高速炉線源挙動予測･線量当量率分布可視化システム（DORE）構築と整備

DOREシステム構築及び「もんじゅ」１次主冷却系室、タンク室、純化系室の線量当量率分布可視化データの整備を行った。本システムはPSYCHEコードによりCP線源の冷却系統配管機器管壁付着分布を計算し、QAD-CG遮蔽計算コードにより配管機器周りと室内線量当量率分布を計算し、結果を3D表示するシステムである。図１に「もんじゅ」定格運転30年後の１次主冷却系室飽和分布の可視化例を示した。

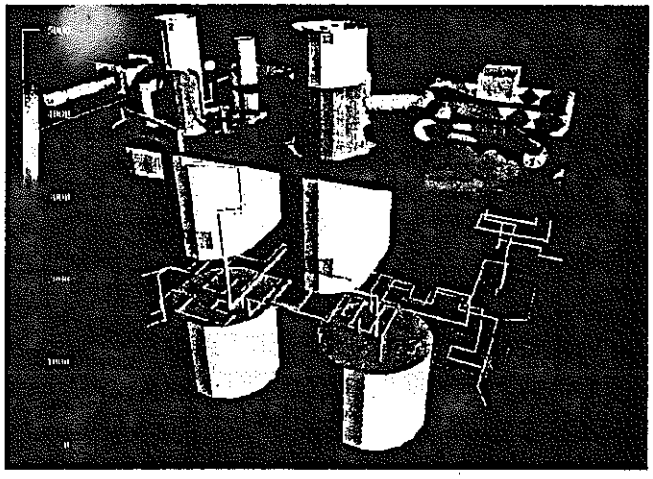


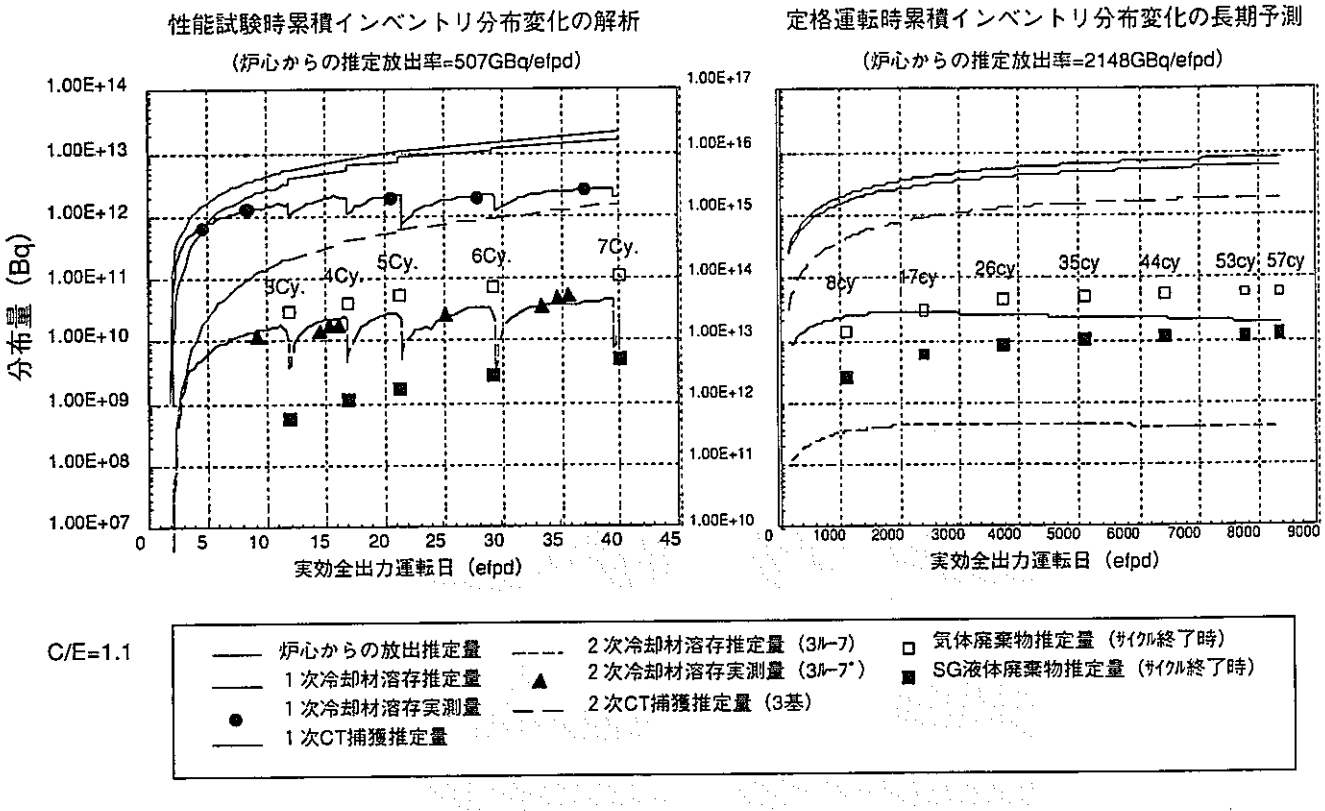
図１DOREによる１次冷却系室線量当量率分布の可視化例
［等高面と等値面(2500μSv/h)］

（ハ）高速炉トリチウム挙動解析コード（TTT）整備と管理方法の検討

「もんじゅ」性能試験時における冷却系統内の水素･トリチウム濃度分布実測データを用いてTTTコードの検証と定格運転時飽和挙動予測を行った[6]。性能試験時における濃度分布に対する解析コードの検証精度はC/E=1.1が得られ、炉心からのトリチウム放出率は507GBq/efpdと推定された。この推定値は最近の核データと「もんじゅ」運転データを用いた放出率モデル計算評価値と比べると1/1.5である。また、水素･トリチウムのIHX及び水･蒸気系蒸発器（EV）の伝熱管透過率は、それぞれ文献値の2.5と0.6倍と推定された。解析コードを用いて「もんじゅ」定格運転予測評価を、これらの結果を踏まえ、また炉心放出率のモデル計算評価値（2148GBq/efpd）を与えて実施した。図２にトリチウムインベントリー分布の性能試験時解析結果と定格運転予測結果を比較して示した。30年定格運転時の炉心累積放出量は7.4PBq、分布割合はCT捕獲98%、Na溶解量1%、環境放出量1%、冷却材中飽和濃度は性能試験時のNa中20倍、水･蒸気中10倍と予測された。ところで、Na中トリチウム濃度測定値解析から得られた炉心放出率は、「常陽」、Phenix、「もんじゅ」で比較すると原子炉熱出力よりはむしろ制御棒本数との相応性が見出され、制御棒が主放出源である可能性を示した。

【研究成果】

図2　「もんじゅ」トリチウム実測データによる解析コード検証と定格運転時予測



次に、「もんじゅ」放出管理に関しNa漏えい事故時のトリチウム放出量評価を行い、建屋外への放出量は約44M Bqで、原子力発電所の通常運転時の放出量（10GBq/月オーダ）に比べても充分小さな値であったことを確認した[1]。また、性能試験時以来放出管理のため気体及び液体廃棄物トリチウム環境放出量の測定と評価が行われて来た[7]。主な放出経路は気体廃棄物は１次冷却系室の窒素と炉上部Arガスパージによるもので排気筒より放出される。液体廃棄物は水･蒸気系統水のブロー操作によるものである。Arガスパージを除けばこれらはいずれもナトリウム系統より拡散により管壁透過して来たものである。気体廃棄物は0.25～20GBq/y、液体廃棄物は0.10～3.9GBq/yであった。性能試験時の放出量をTTT計算結果と比べると液体廃棄物はC/E= 1.2で良く一致したが、気体廃棄物の実測値は計算値の1/400であった。この不一致は１次系Arカバーガス循環回路中に設置されている活性炭吸着塔がホールド効果（通過遅れ）を有すること、及び周辺設備表面での吸着が原因と推定される（計算では考慮されていない）。これらの調査結果を基にトリチウム放出管理方法の整備を進める。

（二）CPトラップ「もんじゅ」適用化検討

純Niゲッター材を用いた炉心集合体組込式捕獲器型CPトラップの「もんじゅ」における実証試験計画立案のため、高燃焼度炉心設置を想定し評価手法整備と課題摘出を行った。CPトラップの形状は高純度Niの６角型あるいは円形ブロックに多数の孔を開けたものである。設置方法は内側、外側燃料及びブランケット燃料集合体軸方向下部遮蔽体をCPトラップに置換するもので、これにより１次冷却系飽和線量当量率を1/2に低減化出来る見通しを得た。上部出口に設置しないのは冷却系のNiとCo-58の汚染を避けるためである。現行集合体設計をCPトラップ設置に変更した場合の影響評価を実施した。遮蔽性能はNiの中性子遮蔽性能がSUS316に比べ高いためむしろ向上し、炉心支持板での中性子照射量は30%低下す

る。流動影響は圧損が30%低くなるので、流量配分を変更する必要はなくエントランスノズル孔数による調節範囲内である。CPトラップ組込集合体構造検討において、構造図を作製し、強度影響のないことを確認した。しかし、NiとSUS材の熱膨張差によるギャップ発生（1.7mm）対策とスエリング（体積で1%程度）評価の必要なことが判った。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[1] 動力炉･核燃料開発事業団 高速増殖炉もんじゅ建設所，「40%出力試験中における２次主冷却系ナトリウム漏えい事故について」，pp4-29～4-31，1996年9月
[2] 住野公造等,「光ファイバ検出器を用いた放射性腐食生成物挙動の高精度測定法の開発」, PNC TN9410 96-233, 1996年10月
[3] 青山卓史等,「高速実験炉「常陽」における計測技術」, PNC TN9420 96-058, 1996年10月
[4] 飯澤克幸,「核分裂炉における放射化生成物の問題」, PNC TN2412 97-001, 1997年3月
[5] 青山卓史等,「高速実験炉「常陽」における放射性物質の付着分布（第11回定期検査時の測定と評価）」, PNC TN9410 98-004, 1997年12月
[6] 飯澤克幸, 鳥居建男,「高速増殖原型炉「もんじゅ」における水素･トリチウム挙動ー性能試験データによる解析コード（TTT9）の検証と定格運転予測評価」, JNC TN4400 99-002, 平成11年3月

【発表予定】

[1] 日本原子力学会 平成12年春の大会,「高速炉線源挙動予測･線量当量率分布可視化システムの構築」

【民間の研究の現状と動向】
なし

【参考文献】
なし

【海外の研究の現状と動向】

（1）米国の動向：'90 年代初頭まで試験ループ、EBR-II、FFTFにより、CP挙動評価とトラップ開発、セシウムトラップ開発、トリチウム挙動評価が実施された[1]。FFTF 1 次冷却系配管機器管壁CPビルドアップは最大600mR/h(コールドレグ) までに達し、核種はほとんどMn-54であった。ディンプルをつけたニッケル薄板をロールしたCPトラップ（燃料集合体組込方式）の炉内試験をEBR-II（6 体設置）、FFTF（3 サイクル照射）において実施し、流動と安全性の観点から問題の無いこと及びMn-54除去効果が確認された。ガラス状態カーボン(RVC) を捕獲材に用いたセシウムトラップ試験を、EBR-II 及びFFTF (1984～1989年にかけ燃料破損を経験) において実施し、Cs-134,Cs -137の除去効果とプラントでの実用性につき確認された。

（2）欧州の動向：日欧協力に基づきナトリウム技術及びプラント運転経験として、主として仏国（Cadarache原子力研究所、PhenixとSuperphenix）の情報を得ている。トリチウム挙動解析ではNa中トリチウム濃度実測値の解析による炉心からのトリチウム放出率について、「常陽」、Phenix、「もんじゅ」の推定値は熱出力に比例しておらず、主放出源は燃料なのか制御棒なのか今後に研究課題のあることを示した。また、コールドトラップに蓄積したトリチウム廃棄処理のため、ニッケル膜を用いた拡散法によるトリチウムのナトリウム中からの分離技術の研究開発が行われている。CsトラップについてRVC（ガラス状態格子状）とPICAFLO（同粒状）カーボン捕獲材の組合せにより運転温度200～250℃で、除染性能としてDF=14が得られ、RAPSODIEの 1 次Na除染に適用された。その他、IHXとポンプの分解検査時のCPビルドアップの測定と解析コード（ANACCONDA）による評価、及び除染法の研究開発とプラントでの実用性確認が行われて来ている。

【参考文献】

[1]W.F.Brehm,"Transport of radioactive material in liquid sodium",Proceeding of Liquid Metal Systems: Material Behaviourand Physical Chemistry in Liquid Metal Systems 2,Plenum Press,ISBN 0-306-45069 -0,pp1-8(1995)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	13	16	21		
要員　　（人／年）	0.5	0.7	1.2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	「もんじゅ」事故による運転遅延のためデータが予定とおり得られなかったが、解析コード高度化及び抑制技術対策技術開発は概ね当初計画を進めることが出来た。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	■ 国際基準・協力等へ貢献できる	被ばく低減対策に反映される。また、日欧協力（ナトリウム技術）での CP、トリチウム挙動解析に関するベンチマーク計画（もんじゅ/Phenix）を進めた。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	「もんじゅ」事故対応（原因調査、総点検）を行った。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

「もんじゅ」運転計画遅れのためデータ取得に不十分はあるが、DORE 構築整備を進めたことにより線源挙動評価手法（解析コード類）の利用性向上と技術継承における目処がついた。ところで、ＣＰは「常陽」データで既に高速炉の特質を把握可能と考えられるが、トリチウムは「もんじゅ」データにして初めて特質把握が可能である。その点、性能試験時のプラント極く初期の特殊性の強いフェーズのデータによるものではあるが、解析コードの妥当な検証結果を得ることが出来たこと及びソースターム同定の今後における課題を明かと出来たことは評価出来る。

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[2－5－1]－1

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－5－1
研究課題名 (Title)	機器・配管の寿命予測評価法の研究 Life Prediction Methods of Fast Reactor Components and Piping	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ﾅﾄﾘｳﾑ・安全工学試験部　機器・構造安全工学Gr	Structure Safety Engineering Gr.Sodium and safety Engineerin
	[氏名]	青砥 紀身	Aoto Kazumi
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267 -4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	構造・材料	経年化	微視的損傷	非破壊検査	寿命評価
	structural material	aging	microscopic damage	nondestructive examination	life prediction

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	1.振動・き裂発生・進展モニタリングに関する基礎研究（東京大学） 2.損傷組織の定量化技術の開発（東北大，金材技研）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	1.NaFe複合酸化物の化学熱力学特性に関する基礎研究（東京大学） 2.Na化合物高温溶融体の化学種分析に関する基礎的研究（新潟大学）

【研究目的】
高速増殖炉の機器・配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び評価法の整備を図る。

【研究内容（概要）】
イ．データベースの整備・拡充
高速増殖炉機器・配管の主要構造材料であるＳＵＳ304鋼及びＳＵＳ316ＦＲ鋼、並びに蒸気発生器用候補材料である２1/4Ｃｒ－１Ｍｏ鋼、ＳＵＳ321鋼及び改良９Ｃｒ－１Ｍｏ鋼について、材料の経年化及び寿命予測の観点から材料データの整備・拡充を行う。

ロ．評価手法の整備
ナトリウム漏洩といった事故時等の異常環境も含む使用環境や負荷形態並びに材料の破損機構、損傷・劣化機構を考慮した上で、破損限界に関するクライテリアの適正化を図るとともに、プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の検討・整備を行う。また、ナトリウム燃焼生成物中の炭素鋼の腐食機構（含鉄－ナトリウム－酸素が関与する界面反応）を明らかにし、ナトリウム漏洩事故時の２次系ライナの合理的な腐食評価手法を整備する。

様式－１－１

【使用主要施設】
[大気中材料試験装置]負荷容量5 ～10ton ,最高使用温度800 ℃, [ナトリウム中材料試験装置]負荷容量10ton ,最高使用温度700 ℃, [小型熱過度試験装置]高温ループ400 ～600 ℃,低温ループ200 ～400 ℃,[構造物強度確性試験施設]高温ループ450 ～650 ℃,低温ループ250 ～450 ℃, [走査型電子顕微鏡]電子銃:LaB_6 、加速電圧30kV, [透過型電子顕微鏡]電子銃:電界放射型,加速電圧200kV ,

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．データベースの整備・拡充

(1) ミクロ損傷観察データベース

・Mod.9Cr-1Mo 鋼のクリープおよびクリープ疲労変形組織観察を行い、損傷評価に有効と考えられる金属組織因子のデータを取得した。

(2)材料データベース

・316FRおよびMod.9Cr-1Mo鋼の引張、クリープ、疲労等の強度特性を整理し、データベースとして整備した（平成8年度に終了）。

ロ．評価手法の整備

(1) プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の整備

・弾塑性とクリープによる応力とひずみの再配分によって生じる高速炉の構造不連続部のひずみ集中に関して検討した。また、系のコンプライアンス変化特性が構成方程式に鈍感であることに着目して、安定して求まる本特性と材料の（等時）応力-ひずみ線図を使用したひずみ集中挙動予測法を提案した。

（2）炭素鋼の腐食機構の解明

・溶融塩型腐食を中心にしたデータを拡充し、腐食速度評価線を暫定した。

・Na化合物の化学熱力学基礎物性データ取得のため、熱分析装置、グローブボックス等を整備し、予備試験に着手した。

・高温Na化合物溶融体中の化学種を明らかにするため、ラマン分光分析装置を用い、代表的なナトリウム酸化物及びNaFe複合酸化物の構造の温度変化に関するデータを取得した。

（3）材料の損傷機構

・Mod.9Cr-1MoおよびSUS304のクリープおよびクリープ疲労損傷機構に関して検討した。

【成果の達成レベル】

イ．データベースの整備・拡充

（1）ミクロ損傷観察データベース

研究期間後期（平成11年度～平成12年度）に損傷組織因子の抽出を行い、さらにミクロ損傷観察データベースの設計を行う予定となっている。現在、ミクロ損傷組織観察は予定通りに進んでいる。

ロ．評価手法の整備

（1）プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の整備

高速増殖炉等の高温低圧機器の構造不連続部に関して、系のコンプライアンス変化特性が構成方程式に鈍感であることに着目して、安定して求まる（等時）応力-ひずみ線図を使用したひずみ集中挙動予測法を提案し、計画通りに実施した。

（2）炭素鋼の腐食機構の解明

現在、（1）溶融塩型およびNaFe複合酸化型腐食の速度評価線を提案するとともに、両腐食機構の動的性質の変化を明らかにする、（2）高温Na化合物あるいはNaFe複合酸化物に関する精度の高い基礎物性データを得るための試験技術開発を進めている。いずれも計画通りに進んでいる。

（3）材料の損傷機構

オーステナイト系ステンレス鋼および溶接部に関して、損傷組織因子の抽出について現在検討中であり、計画通りに研究が進んでいる。

【成果の活用方法及び利用実績】

金属組織学的な損傷評価(き裂発生以前の状態から損傷を予測する手法)をベースとした高精度な高速炉機器・配管の寿命予測技術を開発することにより、常陽に代表される経年プラントの長寿命化、および"もんじゅ"等のプラントの保守方法、運転計画の合理化、運転中の損傷モニタリング等に資する。また、機器・配管の設計において、高精度な寿命評価、強度評価法として活用できる。

もんじゅを含めた高速炉のナトリウム漏えいに関する合理的な対応設備の達成に活用できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．データベースの整備・拡充

・クリープ疲労損傷に対応した金属組織因子の変化データを取得する。
・溶接部の損傷を反映する金属組織因子の変化データを取得する。

ロ．評価手法の整備

・ナトリウム漏えい時の高温高腐食環境下における床ライナの破損クライテリア（ひずみ制限値）を提示する。
・提案腐食機構の腐食速度の信頼性向上と動的挙動評価のためのデータを整備する。
・クリープ疲労損傷機構を解明するため、損傷組織を定量化する手法を整備する。

【その他、今後の発展性等】

SUS304や316FRは軽水炉や化学プラントでも使用できる材料であり、損傷機構を評価するためのミクロ損傷組織観察データベースとして利用が可能である。本研究で開発した種々の強度評価法は、高速炉特有のものではなく、高温機器を対象とした一般産業での設計や寿命評価に応用できる。また、構造物の損傷を非破壊的に計測診断する技術も一般産業へ適用できる。

溶融塩による腐食評価は極限的な腐食環境で使用される材料に共通の課題であり、燃料電池開発やゴミ焼却炉開発の分野にも応用できる。

【研究成果】

イ．データベースの整備・拡充

(1) ミクロ損傷観察データベース

経年劣化を含む構造材料の損傷予測を精緻にするため、対象となる損傷組織ミクロ観察データに基づき損傷指標となり得る金属組織因子の抽出を行う。高速炉構造材料にとって重要なクリープ疲労およびクリープ損傷過程評価に関し、マルテンサイト・ラス幅の検討を行った[12、14、25、26、47]。具体的にはMod.9Cr-1Mo 鋼母材のクリープ疲労破断材および途中中断クリープ試験を用い、マルテンサイト・ラス幅の変化データを取得した。マルテンサイト・ラスとは、Mod.9Cr-1Mo 鋼に一般に見られる細長い板状の結晶組織である（図１参照）。その境界（図中矢印）は転位で形成されているため、高温負荷を受けると移動や消滅を起こすと考えられる。

また、316FRの溶接金属に関して、長時間クリープ破断材の組織観察から、σ相と母相との界面にき裂が発生・伝播する様子が観察され、クリープ破断延性の低下は異相界面破壊の増加と対応していた[11]。

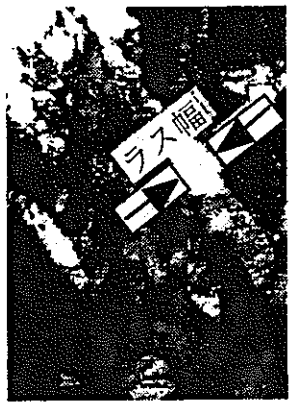


図１　Mod.9Cr-1Mo 鋼の透過型電子顕微鏡観察

ロ．評価手法の整備

(1)プラントの負荷履歴を考慮した強度の評価法の整備

高速増殖炉等の高温低圧機器の構造不連続部では、ひずみ集中による強度低下を考慮した評価が必要となる。弾塑性とクリープによる応力とひずみの再配分によって生じる構造不連続部のひずみ集中に関して、以下を明らかにした。

1）ひずみ集中係数は、材料の構成方程式、負荷レベル、および応力緩和時間の各因子に依存して変化するが、ひずみ集中の要因である応力とひずみの再配分は一本の応力緩和軌跡上で生じる。

2）上記の応力緩和軌跡は構成方程式に鈍感であり、その理由は、応力ひずみの再配分特性がひずみ集中部を拘束する弾性領域のコンプライアンス特性によって規定されるためである。図2に応力緩和解析の結果を応力ーひずみ線図上で比較した。応力の緩和過程に関しては、クリープひずみ式に依らず同一の緩和曲線を描いていることが分かる。

3）構造不連続部では、応力緩和の進展に伴う弾性領域の拘束力低下によって系のコンプライアンス特性が変化するため、応力緩和軌跡が曲線になる。

また、系のコンプライアンス変化特性が構成方程式に鈍感であることに着目して、安定して求まる本特性と材料の（等時）応力ーひずみ線図を使用したひずみ集中挙動予測法を提案した。以下にひずみ集中挙動の予測方法を示す。

Case	Analysis Type	Constitutive Equation	Power
TE	Elastic	Elastic	n=1
C3	Elastic-Creep	Norton's Law	m=3
C5	Elastic-Creep	Norton's Law	m=5
C7	Elastic-Creep	Norton's Law	m=7
P5-C7	Elastic-Plastic-Creep	Norton's Law Ramberg-Osgood	m=7 n=5
CBL	Elastic-Creep	Blackburn	−

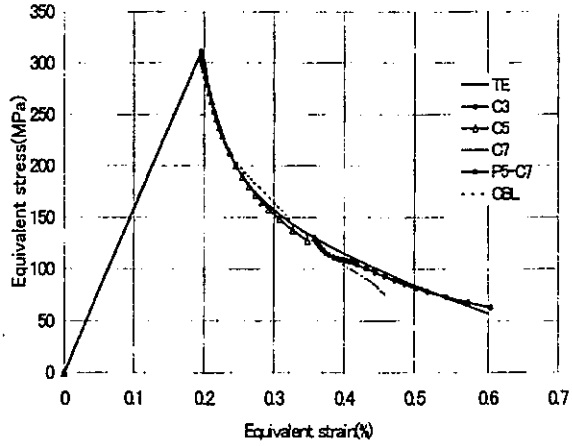


図２　SUS304の応力緩和曲線

（ステップ１）

負荷レベルが規定されている場合、図3のように当該負荷からの緩和クリープ解析により緩和軌跡を得る。負荷レベルが未定である場合は、複数の初期応力からの緩和軌跡または、同一負荷レベルに対する複数の弾塑性解を結ぶことによって、負荷レベルごとの特性を求める。

（ステップ２）

図3のようにコンプライアンス変化特性を表す応力緩和軌跡と、材料の応力ーひずみ曲線との交点により、非弾性解を求める。ここで、応力ーひずみ曲線として各温度の単調引張り曲線を使用すれば当該温度の弾塑性解が求まり、繰返し応力ーひずみ関係を使用すればクリープ疲労評価に必要なひずみ範囲と緩和初期応力を評価することができる。

本方法では評価者による解の差は小さく、材料や負荷の影響を容易に見通すことが出来る。

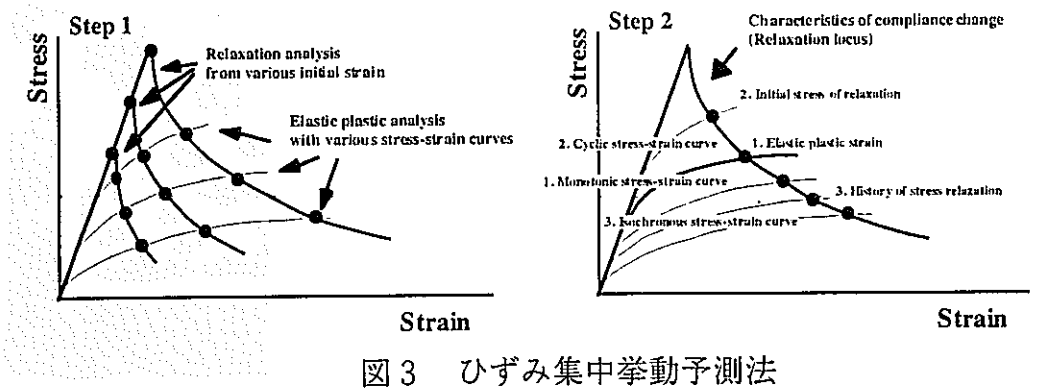


図3　ひずみ集中挙動予測法

(2)炭素鋼の腐食機構の解明

平成10年度までに熱分析装置、ラマン分光分析装置、グローブボックス等を整備した。代表的なNa酸化物であるNa_2O及びNa_2O_2の室温から823Kのラマン分光実験により、これら酸化物の高温での安定性に関するデータを得た。また、Na_2O中のO^{2-}イオンが723Kまで存在することが分かった。Na_2CO_3とFe_3O_4混合物を焼成し冷却し、ラマン分光実験及びX線回折実験を行ったところ、$NaFeO_2$が生成していることが確認された。さらにその生成物を昇温したところ、昇温とともにNa_3FeO_3が生成することが分かった。

図4にこれまでに取得、蓄積した材料全浸漬データを示す。溶融塩型腐食に関しては、当初38点で評価を行ったが、これまでに650℃～850℃域を中心に40点を加えた。追加したデータ（追加したデータは白抜きのマーク）はいずれもオリジナルデータ（黒丸のマーク）のばらつき95%信頼幅に含まれていた。また、これら拡充した試験データに基づき統計評価を試行し、オリジナルデータに対する95%信頼幅上限が、現78点に対する99%信頼幅上限にほぼ相当することを確かめた。また、NaFe複合酸化型腐食に関しては、高温域Na_2O+Na環境を中心にデータ拡充を図り、700℃～800℃においてNa_2O+NaOH環境データに基づく評価と有意な差がないことを確認した。

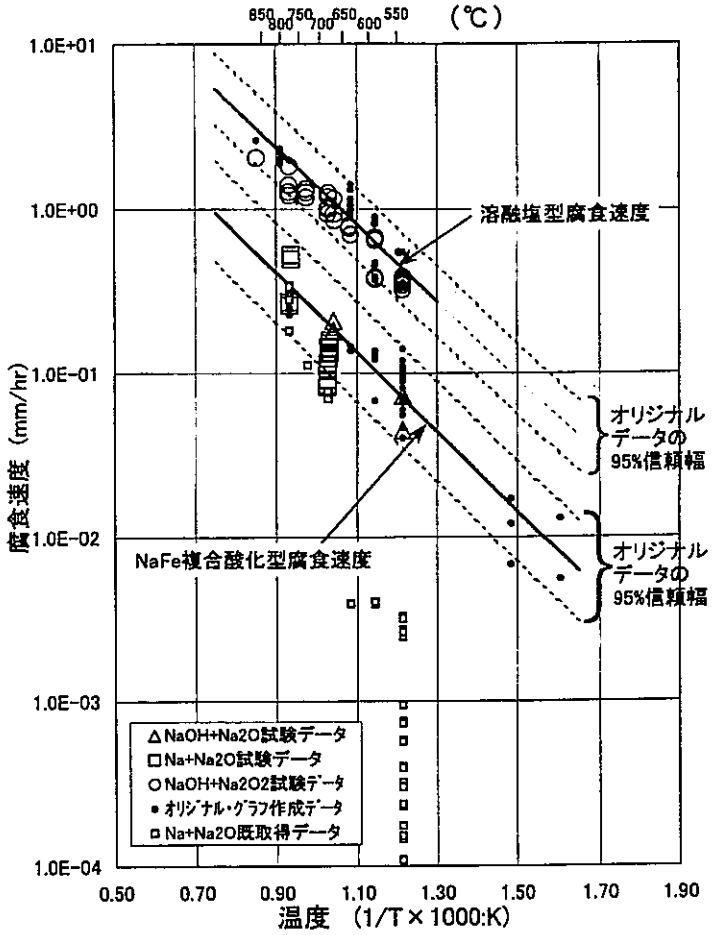


図4　腐食評価線

(3)材料の損傷機構

Mod.9Cr-1Mo鋼のクリープ損傷を定量化するための金属組織因子としてマルテンサイト・ラス幅（ラス組織の境界幅）を検討した。ラス幅はクリープ変形およびクリープ疲労変形の進行と共に増加することがわかった。この結果は、クリープ疲労損傷を定量化する指標としてマルテンサイト・ラス幅が有効であることを示した[12、14、25、26、47]。

また、SUS304鋼のクリープ損傷を定量化するための金属組織因子として粒界構造の変化を検討した。その結果、クリープ損傷の発生（キャビティや微小き裂）は粒界構造と関連があることを示した[47,48]。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(1)阪本善彦他、「バルクハウゼンノイズ法を用いたSUS304のNa接液面フェライト層の検 出」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P36 、(1996)
(2)川崎弘嗣、「高周波超音波による粒界キャビティの検出」、第34回高温強度シンポジ ウム予稿集、材料学会、p46、(1996)
(3)本郷宏通他、「316FR 鋼厚板溶接部のクリープ変形と破断挙動」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P139、(1996)
(4)渡部隆他、「2.25Cr-1Mo鋼厚板における溶接金属部の組織とクリープ破断特性」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P144、(1996)
(5)和田雄作他、「熱応力下での溶接構造物のクリープ疲労強度評価」、第34回高温強度 シンポジウム予稿集、P154、(1996)
(6)阪本善彦他、「ミクロ損傷の非破壊検出法の開発ーバルクハウゼンノイズ法によるフェライト量検出試験」、PNC TN9410 96-287(1996)
(7)川崎弘嗣、「ミクロ損傷の非破壊検出法の開発ー超音波検出システムによるクリープ 疲労損傷検出試験」、PNC TN9410 96-288(1996)
(8)庄子哲雄他、「電気化学的非破壊検出法を用いたクリープ疲労累積損傷の評価法に関する研究」、PNC TJ9601 96-024(1996)
(9)青砥紀身他、「ナトリウム漏えい燃焼実験II報告書 -ライナ材料分析結果-」、PNC TN9410 97-055 (1996)
(10)本郷宏通他、「低炭素・中窒素型316 鋼溶接金属のクリープ挙動」、第35回高温強度シンポジウム予稿集材料学会、P164、(1997)
(11)山崎政義他、「304 ステンレス鋼溶接部のクリープ特性の局所的変動」、第35回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P169、(1997)
(12)澤田浩太他、「Mod.9Cr-1Mo 鋼のｸﾘｰﾌﾟ寿命評価に関する研究（その１）」、PNC TN9410 97-035 (1997)
(13)岸輝雄他、「振動・き裂発生・進展モニタリ ングに関する基礎研究」、PNC TJ9602 97-001(1997)
(14)澤田浩太他、「改良9Cr-1Mo鋼のクリープ変形中の組織変化と寿命評価」、83巻、P54 (1997)
(15)青砥紀身他、「ナトリウム漏えい燃焼実験の材料分析結果」、日本原子力学会1997年春の年会要旨集第II分冊、P407
(16)青砥紀身、「大気中ナトリウム漏えい流下部における鉄系材料の腐食機構」、動燃技報、(1997)
(17)吉田英一他、「Na漏えい燃焼に関する基礎実験 -NaOH溶融プール中への連続Na滴下による燃焼状況及び炭素鋼の損傷評価-」、PNC TN9410 97-074(1997)
(18)古川智弘他、「単独Na化合物と鉄基材料の高温化学反応基礎実験」、PNC TN9410 97-086(1997)
(19)永江勇二他、「単独Na化合物と鉄基材料の高温化学反応基礎実験（2）-金属組織的見地からの検討-」、PNC TN9410 97-092(1997)
(20)青砥紀身、「Na漏えい燃焼環境における炭素鋼の腐食機構（1） 化学熱力学に基づく機構の検討」、日本原子力学会1997年秋の大会要旨集 第II分冊、H50
(21)古川智弘他、「Na漏えい燃焼環境における炭素鋼の腐食機構（2） 可視化試験装置による高温炭素鋼上の各種Na化合物の挙動観察」、日本原子力学会1997年秋の大会要旨集 第II分冊、H51
(22)平川康他、「Na漏えい燃焼環境における炭素鋼の腐食機構（3） 炭素鋼の各想定腐食機構における減肉速度評価」、日本原子力学会1997年秋の大会要旨集 第II分冊、H52
(23)青砥紀身、「もんじゅ事故に関する技術報告 IV2.漏えいナトリウムによる構造物への影響」、日本原子力学会誌、平成9年9月号
(24) K.Aoto, " Corrosion Mechanism of Mild Steel in Burning Sodium and Its Compounds", Proceedings of the Symposium on High Temperature corrosion and Materials Chemistry, Vol.98-9 (1998) 287.
(25)澤田浩太他、「Mod.9Cr-1Mo 鋼のｸﾘｰﾌﾟ寿命評価に関する研究 （その２）」、PNC TN9410 98-018 (1998)
(26)澤田浩太他、「改良9Cr-1Mo鋼のマルテンサイトラス組織変化によるクリープ余寿命評価」、84巻、P40 (1998)

(27)T.Furukawa et al., "The High-Temperature Chemical Reaction between Sodium Oxide and Carbon Steel", Proceedings of the Symposium on High Temperature corrosion and Materials Chemistry, Vol.98-9 (1998) 312.
(28)K.Aoto et al., "Corrosion Test of Mild Steel in High-Temperature Sodium Compounds", Proceedings of the Symposium on High Temperature corrosion and Materials Chemistry, Vol.98-9 (1998) 275.
(29)山脇道夫、「NaFe複合酸化物の化学熱力学特性に関する基礎的研究」、PNC TJ9602 98-001 (1998)
(30) 笠原直人,「高速炉配管系におけるサーマルストライピングの評価　～温度ゆらぎによる配管熱応力の評価～」, 原子力学会, 春の年会H50, (1998)
(31) 笠原直人,「高速炉配管系におけるサーマルストライピングの評価　～温度ゆらぎに対する配管強度評価と実炉データとの比較～」, 原子力学会, 秋の大会G2, (1998)
(32) N.Kasahara and M.Inoue, "Object oriented design procedure for nuclear components against thermal transient stress", ASME, PVP, Vol.360, (1998)
(33) N,Kasahara, "Failure modes of elevated temperature structures due to cyclic thermal transients", OECD/NEA, Workshop on utilization and reliability of high power accelerators, (1998)
(34) 笠原直人、「弾性追従概念に基づく非弾性挙動予測法に関する研究」, 東京大学, 学位論文, (1998)
(35) 笠原直人,「構造不連続部のひずみ集中挙動の支配因子と弾性追従係数による記述　(1)負荷形態の影響評価」, 機械学会, 全国大会, (1998)
(36) 笠原直人,「構造不連続部のひずみ集中挙動の支配因子と弾性追従係数による記述　(2)材料特性の影響評価」, 機械学会, 材料力学講演会, (1998)
(37) 笠原直人,「高温構造解析における簡易解析法の最近の動向」, 高圧力技術協会, 圧力技術, 36巻 6 号, (1998)
(38) 笠原直人、高正英樹、「構造不連続部のひずみ集中挙動の支配因子と弾性追従係数による記述」、JNC TN9400 99-011 (1998)
(39) 笠原直人他、「オブジェクト指向強度評価プログラムSUNSHDの開発」、PNC TN9460 98-002 (1998)
(40) 笠原直人、「弾性追従概念に基づく非弾性挙動予測法に関する研究」、PNC TN9410 98-046 (1998)
(41) N.Kasahara, A.Yacumpai and H.Takasho, "Structural response diagram approach for evaluation of thermal striping phenomenon",15th SMiRT, F5/A1,(1999)
(42) N.Kasahara, "Evaluation of thermal striping phenomena at a Tee Junction of LMFR piping system with numerical methods, (2) Thermomechanical Calculations", 15th SMiRT, F5/A2,(1999)
(43) 笠原直人、高正英樹、ヤクンパイ アピサラ,'「構造物の応答特性に着目した熱過渡強度評価法　正弦波温度ゆらぎに対する平板の応力応答特性」, 原子力学会, 春の年会H48, (1999)
(44) 笠原直人,「構造不連続部のひずみ集中挙動の支配因子と弾性追従係数による記述　(3)応力緩和中のひずみ集中に対する緩和時間の影響」, 機械学会, 年次大会, (1999)
(45) 笠原直人, 高正英樹,「弾性追従概念に基づく 3 次元構造物の応力分類 (1)孔空き平板の応力分類」, 機械学会, 年次大会, (1999)
(46)丸山公一他、「Mod.9Cr-1Mo 鋼のクリープ寿命評価に関する研究　(その3) 」、PNC TN9400 99-038(1999)
(47)永江勇二、「SUS304のクリープ損傷と粒界構造の関連性」、PNC TN9400 99-023(1999)
(48)Y.Nagae、「A study on the effect of grain boundary structure on creep damage of type 304 stainless steel」、Progress in Mechanical Behaviour of Materials ICM8、Vol. II 4、P670 (1999)
(49) N.Kasahara, "Thermomechanical and fracture mechanics analysis on a Tee Junction of LMFR secondary circuit due to thermal striping phenomena", IAEA, TechDoc, (To be published)

【民間の研究の現状と動向】

種々の産業分野で、建設費用が高価で、新たな建設地の確保も困難な大型プラントを対象に、定期検査の間隔や供用期間（寿命）を合理的に延長し、経済性の向上を図る試みが行われている。既に、航空機、海洋構造物、橋梁及び化学プラントに関しては、そのための積極的な非破壊監視・検査技術の適用が行われている[1]。商用原子力産業においても、軽水炉プラントには、非破壊検査適用方策を含むプラント維持基準の策定が試みられている[2]。そこで、民間研究機関でも、基盤となる破壊／非破壊の材料損傷監視技術、あるいは検査技術の信頼性の向上を目的とした研究開発が進められている。

この分野では従来、材料中のき裂（広義の意味であってクリープキャビティ等も含む）、及び潜在欠陥を高精度で検出することが非破壊検査技術に関する研究開発の目的であり、現在も主流である。一方、近年、損傷が顕在化する前（前駆段階）にその程度を把握する技術の開発を目指す新たな動きが出てきている。そのための新たな応用技術として、電気化学的な検出方法[3]、磁気測定[4]及び陽電子消滅測定[1]の応用等が検討されている。

また、現状の非破壊検査技術や破壊力学評価に基づいた軽水炉を対象とした維持規格がほぼ固まり、日本機械学会において審議中である。

【参考文献】

1 庄子哲雄監修、「火力・原子力および化学プラント機器・構造部材の経年劣化と寿命予測」、リアライズ(1994)
2 「原子力発電設備維持に係わる技術基準について」、発電設備技術検査協会(1996)
3 例えば、T.Matusita et al.,ASME, NDE-Vol.5(1989)76.
4 例えば、中山ら、T.IEE Japan, Vol.115-A, No.12(1995)1228.

【海外の研究の現状と動向】

海外でも、軽水炉を対象とした商用原子力産業を含む複数の産業分野で、大型プラントの寿命延伸、余寿命評価技術に関する研究開発は精力的に行われている。その活動の中心は、現実的な評価手法確立のため、破壊力学レベルの欠陥評価に関する規格・基準を整備することにある[1-5]。そのため、多くの研究開発の目的は、発見された欠陥の許容性を評価するための概念"Fitness-For-Service(FFS)"の提示、及び概念に基づいた許容欠陥レベルの導出である。また、こうした活動と並行に、我が国同様、非破壊検査技術の高度化に関する研究開発も多数行われている[6,7]。

高速炉開発分野では、先行するフランスでPhenixを対象とした寿命延伸計画が進められているが、その活動は緒についたばかりである。

【参考文献】

1 商用原子力産業では例えば、ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec.XI(1995).
2 石油産業では例えば、API 579, Issue 5, American Petroleum Institute(1996).
3 カナダでは例えば、Z662-94, Appendix K,Canadian Standards Association(1994).
4 英国では例えば、PD6493, British Standards Institute(1991).
5 スウェーデンでは例えば、M.Bergman et al., SA/FoU-Rep.91/01(1991).
6 磁気応用では例えば、M.Lang et al., Proc.7th German-Japanese Joint Seminar, Stuttgart(1997).
7 音響超音波では例えば、B.O.Aduda and R.D.Rawlings, NDT E. Int.(1996)237.

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	41	36	9		
要員　　（人／年）	13	12	12		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	材料強度特性に加え損傷組織データの取得を行った。評価手法についても新たな提案を行った。さらに、寿命予測モデルの提案や損傷計測技術の開発についても当初通りの進展があった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	ミクロ観察データの取得は、材料の破損機構の解明に反映される。また破損機構に立脚した寿命予測法法は長時間の寿命予測の精度を向上させ、安全性向上寄与と共に、余寿命評価のための指針に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	データベースの拡充、設計評価手法の提案を行った。炭素鋼の腐食挙動についても減肉評価の提案を行った。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	データベースの整備および評価手法の整備に関して、適切な資源があった。腐食機構に関する研究開発資源も適切に確保できた。

5.自由評価欄

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[2－5－2]－1

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－5－2
研究課題名 (Title)	ＬＢＢ評価手法に関する研究 Study on Evaluation Methods of Leak Begore Break	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ﾅﾄﾘｳﾑ・安全工学試験部　機器・構造安全工学Gr	Sodium and Safety Engineering Division
	[氏名]	青砥 紀身	Aoto Kazumi
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267 -4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	き裂進展	初期欠陥	き裂発生	き裂開口面積	漏洩検出
	crack growth	initial defect	crack initiation	crack openning area	leak detection

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	日欧高速炉協定に基づく構造健全性に関する情報交換(仏CEA／サクレー研究所)
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉構造を対象に、高温低圧システムという特長を活かして、より適切なＬＢＢ（破断前漏洩)概念の明確化を図る。

【研究内容（概要）】

イ．初期欠陥の評価

軽水炉での実績を参考としながら、特に突き合わせ溶接部を対象に、初期欠陥を安全側に包絡して評価する統計的な手法の整備を図る。

ロ．評価対象部位選定法の検討

評価対象部位を選定する客観的で妥当な手法の検討を行う。

ハ．ＬＢＢの成立性の検討

代表的な部位について、既に開発されている亀裂評価コード等の活用により、亀裂挙動解析及び亀裂開口面積の評価を行い、既存の漏洩検出器の感度に基づく破断前の漏洩検出成立性を検討する。

ニ．溶接部の経年化効果検討

突き合わせ溶接部を対象に、亀裂進展、不安定破壊に関する評価手法を、経年化効果を考慮して検討する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
〔空気冷却熱過渡試験施設〕最大加熱温度:650℃, 最大冷却速度:220℃/min.

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．初期欠陥の評価
軽水炉での初期欠陥想定の手法について調査した。また、プラント供用中のき裂発生に関して、損傷力学手法の適用による基礎的な検討を実施した。

ロ．評価対象部位選定法の検討
平成11年度以降に実施する計画である。

ハ．ＬＢＢの成立性の検討
疲労およびクリープ疲労き裂進展に関する日仏ベンチマーク解析を実施した。

ニ．溶接部の経年化効果検討
SUS304と316FRの溶接部について、応力下での溶接金属組織の経年化に起因する微小き裂の発生を、力学的に予測するモデルを開発した。

【成果の達成レベル】

イ．初期欠陥の評価
軽水炉での初期欠陥想定について調査をもとに、高速炉配管での妥当な初期欠陥想定について考察する。また、初期欠陥存在密度・初期欠陥寸法がLBB成立性に及ぼす影響を明らかにする。
ロ．評価対象部位選定法の検討
イ．で得られる知見を踏まえて、小口径管へのLBB評価適用の可能性について検討する。
ハ．LBB成立性の検討
ATTFき裂進展試験の結果を用いた疲労・クリープ疲労き裂進展評価手法の検証・改良を行う。
模擬冷却材漏えい試験の結果を用いたき裂開口評価法および冷却材漏えい評価法の検証・改良を行う。
ニ．溶接部の経年化効果検討
溶接部に対する破壊靭性試験を実施して、不安定破壊挙動における母材との違いを明らかにする。

【成果の活用方法及び利用実績】
特に２次系でのＬＢＢについて、その成立性の見通しを示すことで、実証炉の安全系の合理化に反映させる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．初期欠陥の評価
軽水炉の手法などを考慮して、き裂貫通時の開口量に及ぼす想定初期欠陥の影響について検討し、想定初期欠陥寸法がLBB成立性に及ぼす影響は小さいことを示す。
ロ．評価対象部位選定法の検討
単に高い応力が発生する部位という判定だけでなく、欠陥が生じやすい部位（溶接部など）も念頭に置いて、総合的な選定法を検討する。
ハ．LBB成立性の検討
き裂進展、き裂開口面積、ナトリウム漏洩速度、漏洩の検出性を考慮して、LBB成立性を総合的に検討し、評価手法の体系化を図る。
ニ．溶接部の経年化効果検討
溶接部の熱時効材に対する破壊靭性試験等を実施し、LBB評価上重要な材料特性に及ぼす時効の影響を定量的に把握する。

【その他、今後の発展性等】
イ．初期欠陥の評価
初期欠陥がLBB成立性に及ぼす影響が大きいと考えられる場合には、実際の溶接部に対する初期欠陥存在密度・初期欠陥形状寸法についての調査を行って統計データを取得する必要がある。
ロ．評価対象部位選定法の検討
一般的な構造要素（直管・エルボ・管台など）に対するLBB成立性評価を試行することにより、クリティカルとなる評価対象部位について考察する。
ハ．LBB成立性の検討
漏えいナトリウムによる腐食や、セルフプラグ現象、プラグ-アンプラグ繰返し現象などが、LBB成立性に及ぼす影響を明らかにする必要がある。
ニ．溶接部の経年化効果検討
溶接部の熱時効材に対する疲労き裂・クリープき裂進展試験および破壊靭性試験を実施して、母材や非時効材との違いを明らかにする必要がある。

【研究成果】

イ．初期欠陥の評価

供用中の欠陥発生に関する知見を得ることを目的として、損傷力学手法を用いたクリープ・疲労損傷過程のシミュレーション技術を開発した［1］。材料の応力ひずみ応答は、Chaboche型の統一型構成式を用いて予測した。損傷評価は、現象を忠実に模擬することを目的として、非線形損傷則を用いた。これにより、少なくとも材料試験に対しては、SUS304および316FRの寿命を係数2の精度で予測できることを示した（図1）。

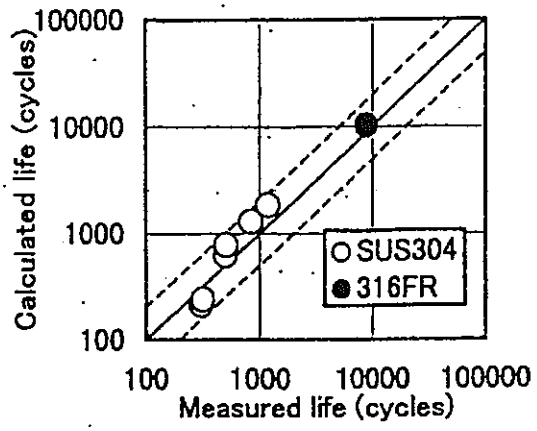


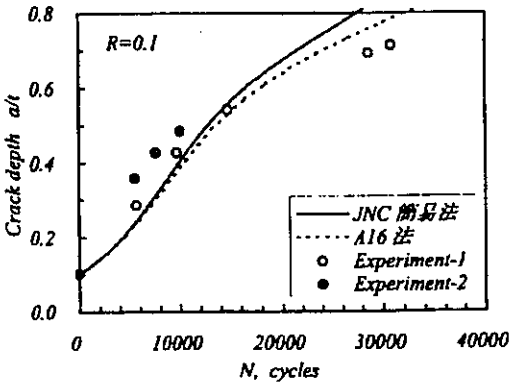
図1　SUS304と316FRのクリープ疲労寿命予測

ロ．評価対象部位選定法の検討

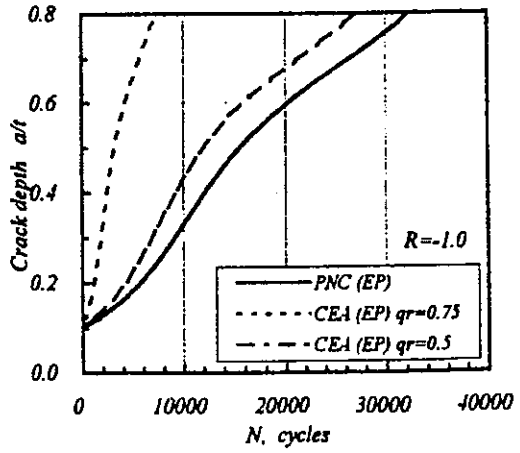
（平成11年度以降に実施）

ハ．LBB成立性の検討

(1)　650℃において荷重制御繰返し曲げを受ける316LN製平板中の半だ円形状表面き裂に対する疲労き裂進展解析を、JNCが開発・整備を進めている簡易き裂評価手法と、フランスCEAが開発した簡易き裂評価手法（A16法）を用いて行い、両者の結果を比較した［4］。その結果、疲労き裂進展に関しては、応力比（＝最小応力／最大応力）R=0.1の場合については、両者はほぼ同じ評価結果を与えた（図2(a)）。一方、応力比R=-1.0の場合については、き裂閉口の効果を考慮する係数に違いがあり、両者の間に有意な隔たりがあったが、JNCの係数を採用して評価を行ったところ、両者はほぼ同じ結果を与えた（図2(b)）。



(a) 片振り負荷



(b) 両振り負荷

図2　簡易法による疲労き裂進展解析

(2) 650℃において1時間の引張側保持を伴う荷重制御繰返し曲げを受ける316LN製平板中の半だ円形状表面き裂に対するクリープ疲労き裂進展解析を、JNCの簡易き裂評価手法と、フランスCEAのA16法を用いて行い、両者の結果を比較した［5］。その結果、両手法はともに保守的な評価結果を与えた。そこで、材料のクリープ曲線を毎サイクルリセットしないモデルを採用して評価を行ったところ、試験結果にかなり近い評価結果を与えた（図3）。

(3) 繰返し熱衝撃を受けるSUS304製厚肉円筒中の環状き裂に対する熱疲労き裂進展解析を、JNCの簡易き裂評価手法と、フランスCEAのA16法を用いて行い、両者の結果を比較した［6］。その結果、板厚内の非線形応力分布を考慮するJNCの手法は、試験結果に良好に一致したが、線形応力分布を仮定するA16法は、試験結果と一致しなかった（図4）。このことから、この場合のような過渡熱応力によるき裂進展を評価する場合には、非線形熱ピークひずみによる熱応力を考慮する必要があることがわかった。

二. 溶接部の経年化効果検討

溶接部がおもに熱時効により鋭敏化し、このことがLBB成立性に有意な影響を及ぼすことが懸念される。そこで、ステンレス鋼溶接金属の組織変化過程の概念に基づいてクリープ疲労強度を予測する手法を開発した［2、3］。すなわち、熱時効により生成あるいは消滅するσ相・δフェライト相をそれぞれ異なる非弾性挙動および強度をもって母相内に分布するものとして模擬する力学モデルを開発した（図5）。これを線形損傷則と組み合せたクリープ疲労寿命予測結果を、数千時間までのクリープ疲労試験結果と照合したところ、係数5の精度で予測可能であることがわかった。

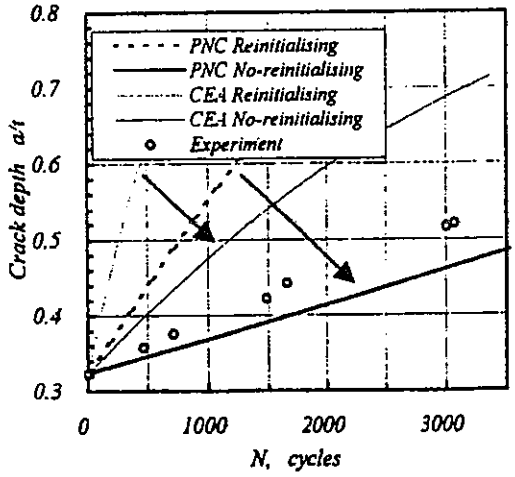


図3 簡易法によるクリープ疲労き裂進展解析

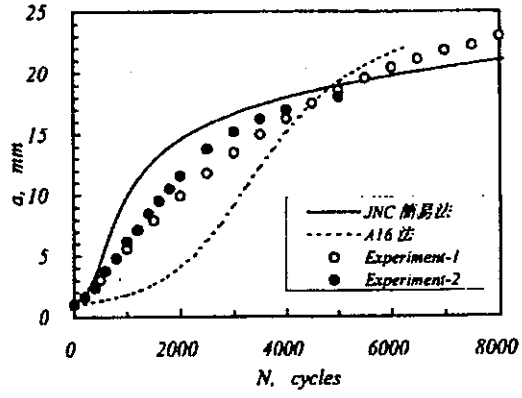


図4 簡易法による熱疲労き裂進展解析

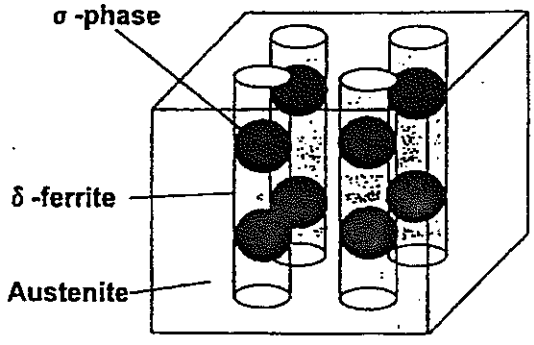


図5 溶接金属の時効の効果を表現する微視構造モデル

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[1] S.Hasebe et al, Microstructure degradation in stainless steel weld metals due to thermal and mechanical histories, MSRI,vol.3 (1997) 178.
[2] T.Asayama et al, Prediction of long-term creep-fatigue life of stainless steel weldment based on microstructure degradation, MSRI,vol.3 (1997) 171.
[3] T.Asayama, et al, Weld metal creep-fatigue life prediction by modeling the microstructure degradation due to the exposure to high temperature and load, Proceedings of Post Conference Seminar No.2 of SMiRT-14, Lyon, (1997) 2.7.

【発表予定】

[4] T.Wakai et al., A Comparison between Japanese and French A16 Defect Assessment Procedures for Fatigue Crack Growth, SMiRT-15, Seoul, (1999).
[5] T.Wakai et al., A Comparison between Japanese and French A16 Defect Assessment Procedures for Creep-fatigue Crack Growth, SMiRT-15, Seoul, (1999).
[6] T.Wakai et al., A Comparison between Japanese and French A16 Defect Assessment Procedures for 2D Crack in the Thick-wall Cylinder Subjected to Thermal Transient, ICPVT-9, Sydney, (2000).

【民間の研究の現状と動向】

高速炉ＬＢＢ評価法の構築を目的とした研究が原電等により行われている。配管の破損モードと破断時のナトリウム漏洩量を明らかにすることによりＬＢＢの成立性を示し、配管の安全裕度の定量化およびナトリウム漏洩時の火災対策の合理化等に反映することを趣旨としたものである。具体的な課題として、疲労およびクリープき裂進展評価法、き裂開口量評価法、ナトリウム漏洩速度評価法、不安定破壊評価法、座屈評価法等に関する研究が行われており、それぞれの評価法が提案されている。今後の検討課題として、ナトリウム漏洩時に配管外面で生じる腐食がき裂開口量に及ぼす影響、エルボにおけるき裂開口量の評価、小口径配管におけるＬＢＢ成立性、時効の効果の評価法の開発が指摘されている。これらは、き裂開口量の適正化とナトリウム漏洩時間を厳密に評価することにより安全機能に影響を及ぼす様な漏洩が生じないことを示すために必要となる。これらの評価法の検証は今後に待つところが多く、サイクル機構の知見、評価法とのすり合わせおよびサイクル機構保有の試験設備の活用を含めて、オールジャパンとしてのＬＢＢ評価法検討体制を考えてゆく必要性が今後高まってくると思われる。

【参考文献】

1. Fujioka, T. et al, Development and verification of evaluation method for creep-fatigue crack propagation in FBR components, ASME PVP vol.305 (1995) 395.

2. Miura, N. et al, Ductile fracture experiments for through-wall cracked elbows at high Temperature subjected to in-plane bending, ASME PVP vol.350 (1997) 97.

【海外の研究の現状と動向】

フランスでは、高速炉ＬＢＢ評価法の構築を目的とした研究を行っている。これは「日欧高速炉協定に基づく構造健全性に関する情報交換」のもとで、サイクル機構との共同研究のテーマともなっている。基礎的な疲労き裂進展およびクリープき裂進展を始めとして、配管内部の周き裂の応力拡大係数、き裂を有する枝管の挙動、過大な変形による延性破壊等に関する試験および解析が行われている。今後もこの分野の研究は継続されてゆくと考えられ、共同研究を継続することが有効である。

【参考文献】

1 Durbay, B. et al, A French guideline for defect assessment and Leak Before Break analysis, Proc. of ICONE 5, paper 2511 (1997)

2 Chapuliot, S. et al, Effect of internal pressure on the tearing of a surface crack in a branch pipe submitted to out of plane bending,SMiRT 14 (1997) G03/3

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	33	18	33		
要員　　（人／年）	1.0	1.2	1.0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	き裂進展解析に関しては十分な成果が得られたが、初期欠陥想定や評価対象部位の検討では他の業務を優先せざるを得ず、十分な検討ができなかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	■ 国際基準・協力等へ貢献できる	き裂進展解析は、フランス CEA との国際ベンチマークを実施し、双方の手法を相互に理解することができた。今後日仏間の合意形成が欠陥評価指針等の整備に生かされると考えられる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	他の業務を優先せざるを得なかったため、計画どおりには進捗しなかった。とくに、上記 1.に記載した項目の検討が不十分となった。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	(1)予算要求を行ったが認可されず、計画どおりには進捗しなかった。 (2)他の業務を優先せざるを得なかったため、計画どおりには進捗しなかった。
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2 ー 5 ー
研究課題名 (Title)	配管内構造物の流力振動評価に関する研究 A Study on Flow-induced Vibration of Cylindrical Structures in a Pipe	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute:JNC	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　構造・材料技術開発Gr.	System Engineering Technology Division
	[氏名]	森下　正樹	Masaki Morishita
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	流力振動	カルマン渦	インライン振動	乱流励振	高サイクル疲労
	Flow-induced Vibration	karman Vortex	In-line Oscillation	Turbulent Buffeting	High Cycle Fatigue

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】
挿入型温度計に代表される配管内に設置される構造物の設計基準に資することを目的として、流力振動の評価手法と疲労破損防止のための構造設計手法の高度化を図る。特に、温度計が冷却材バウンダリを構成する機器であることを考慮して、詳細な解析による評価・設計手法を指向する。

【研究内容（概要）】
イ．流力振動評価手法の整備
カルマン渦及び双子渦、並びに乱流による流力振動の発生メカニズムと構造の応答特性を解析するための評価手法を開発する。併せて、流力振動に関する実験データを取得して評価手法の検証・改良・整備を図る。
ロ．高サイクル疲労評価手法の整備
高サイクル疲労試験により、10^8 サイクルの領域の疲労強度データを蓄積する。その上で応力集中の効果を考慮した高サイクル疲労強度評価手法案を策定する。さらに、10^9 サイクル以上の領域の疲労データ取得が可能な試験機を整備する。
ハ．流力振動に対する構造設計手法の整備
上記イ．ロ．の評価手法を基礎に、配管内構造物の流力振動による破損防止のための構造設計手法の高度化を図る。

様式ー 1 ー 1

【使用主要施設】

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ.流力振動評価手法の整備
流体-構造連成振動を評価するため、渦と円柱間の機械的エネルギーの連成を考慮した解析手法を適用し、流力振動発生メカニズムの分析を進めるとともに、高レイノルズ数領域での流力振動データを取得し、同領域に対する流力振動評価手法の適用性を評価した。

ロ．高サイクル疲労評価手法の整備
既往構造設計基準（告示501号及び高速原型炉第一種機器の高温構造設計方針）の設計疲労線図を参照し，代表的な材料について評価用の疲労限を暫定的に定めた。

ハ．流力振動に対する構造設計手法の整備
ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec.Ⅲ,APPENDIX N1300，並びに流力振動に関する既往の研究データを参照して，「温度計の流力振動防止のための設計方針（案）」を策定した。

【成果の達成レベル】

イ.流力振動評価手法の整備
渦と円柱間の機械的エネルギーの連成を考慮した解析手法を適用し、カルマン渦及び双子渦による流力振動発生メカニズムを評価可能である見通しを得た。また、超臨界レイノルズ数以上の高レイノルズ数領域での試験データを取得した結果、同領域においても流力振動設計評価方法を適用可能な見通しを得た。

ロ．高サイクル疲労評価手法の整備
高サイクル疲労試験による10^8 サイクルの領域のデータ蓄積は継続するが，10^9 サイクルを超える領域のデータについては，予算上の制約によって試験機の整備の見通しがたっていない。

ハ．流力振動に対する構造設計手法の整備
現行の「温度計の流力振動防止のための設計方針（案）」を基に，イ．で得られた高レイノルズ数領域のデータによる知見を必要に応じて反映することにより，手法の整備の見通しを得ている。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ. 流力振動評価手法の整備

流力振動発生メカニズムについては、流れ方向振動の自励振動領域とロックイン振動領域の区別など定量的には未解明な部分も多く、数値解析手法を用いることによって、メカニズム詳細な分析を行うことが可能となる。また、高レイノルズ数領域でのデータの取得によって、機械学会にて整備が進められている流力振動評価指針の充実に貢献することができる。

ロ. 高サイクル疲労評価手法の整備

暫定的に定めた設計疲労限は，流力振動の他，一般的な荷重に対する高サイクル疲労破損防止の判断基準として用いることが出来る。

ハ. 流力振動に対する構造設計手法の整備

「温度計の流力振動防止のための設計方針（案）」は，例えばもんじゅの安全総点検における温度計の評価に際して判断基準として利用された。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ. 流力振動評価手法の整備

流体-構造連成振動を評価するため、渦と円柱間の機械的エネルギーの連成を考慮した解析手法を適用し、流力振動発生メカニズムの分析を進めるとともに、さらにデータを取得し、流力振動評価手法の適用性を確認する。

ロ. 高サイクル疲労評価手法の整備

10^8 サイクル領域での高サイクル疲労データを継続して蓄積するとともに，評価法の検討を行う。

ハ. 流力振動に対する構造設計手法の整備

高レイノルズ数領域における流力振動特性に関する知見に基づき，「温度計の流力振動防止のための設計方針(案）」の改訂に関する検討を行う。

【その他、今後の発展性等】

イ. 流力振動評価手法の整備

特記なし。

ロ. 高サイクル疲労評価手法の整備

特記なし。

ハ. 流力振動に対する構造設計手法の整備

特記なし。

【研究成果】

イ.流力振動評価手法の整備

流体-構造連成振動を評価するため、渦と円柱間の機械的エネルギーの連成を考慮した解析手法を適用し、流力振動発生メカニズムの分析を進める(2,16)とともに、高レイノルズ数領域での流力振動データを取得し、同領域に対する流力振動評価手法の適用性を評価した。図 1に高レイノルズ数領域での流れ方向振動に関する測定結果を示す。$9.9\times10^{4}<Re<1.1\times10^{6}$の範囲で、流れ方向振動は、無次元流速Vr>1にて発生することを確認した(8,10,11,14)。また、高レイノルズ数領域での乱流励振による振幅について、図 2に示すように、設計評価手法は、保守的な評価を与えることを確認した(9,10,12,15)。

ロ. 高サイクル疲労評価手法の整備

発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通産省告示501号）では，例えばオーステナイト系ステンレス鋼について許容繰返し回数にして10^{11}サイクルまでの設計用疲れ線図を与えているが，適用温度の上限が430℃である。一方，高温基準である高速原型炉第一種機器の構造設計方針では，告示の温度上限を超える温度域において設計用疲労線図を与えているが，許容繰返し数の上限は10^{6}サイクルである。そこで，告示の温度域については疲労限の存在を想定した関係式に基づいて，また告示温度域を超える領域では高温構造設計方針の最適疲労曲線を10^{8}サイクル(疲労曲線がほぼ水平となる領域）に外挿した上で1.2の追加安全係数を用いて疲労限を暫定的に定めた。図 3はこのようにして定めた，各温度における設計用疲労限の値である。

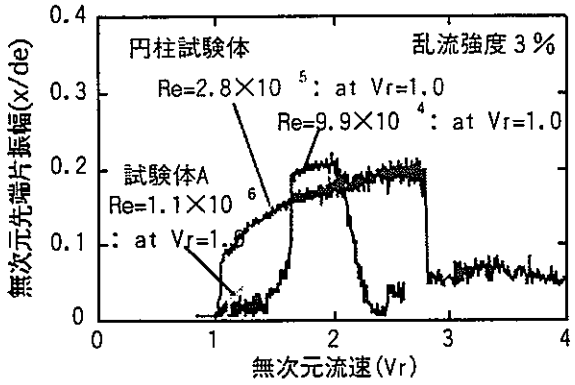


図１　流れ方向渦励振測定結果

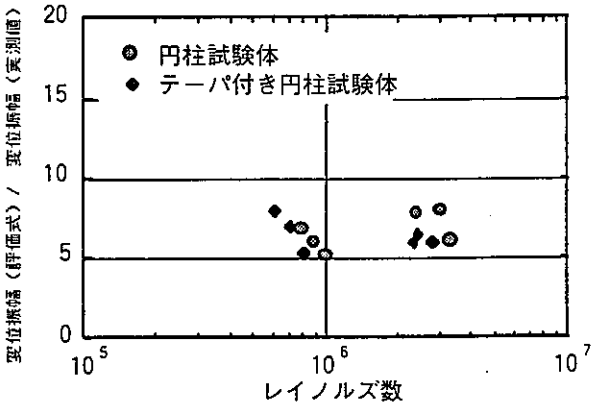


図2　乱流励振測定結果と評価手法の比較

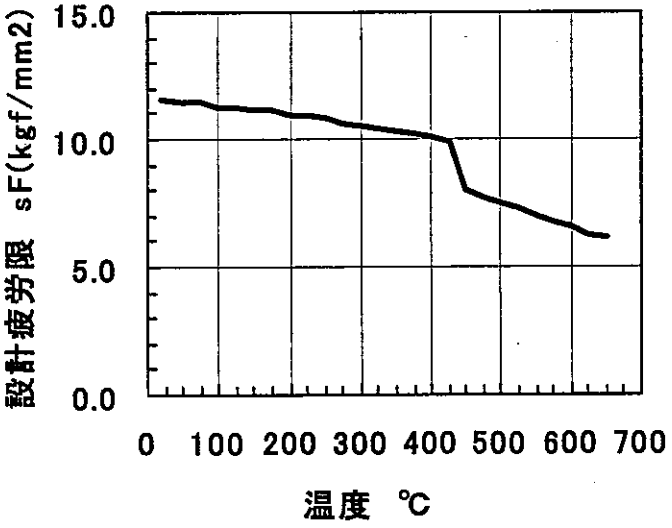


図3(a)　SUS304及びSUS316の設計疲労限

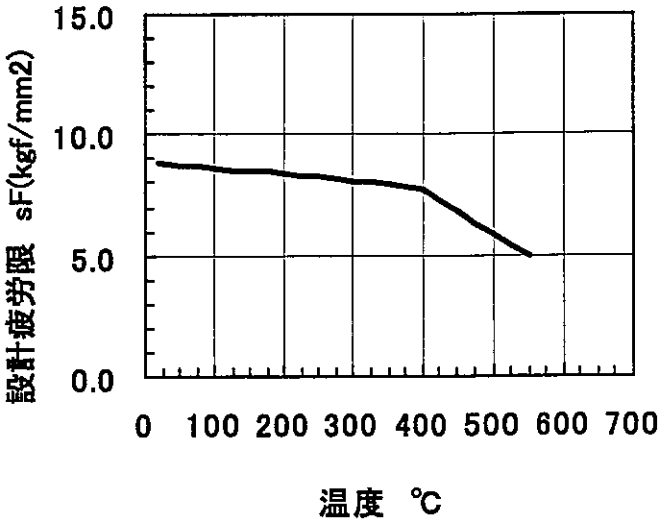


図3(b)　21/4Cr-1Moの設計疲労限

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)温度計設計方針検討会，「温度計の流力振動防止のための設計方針(案) 」，PNC TN9410 97-042, 1997年3月
(2)堺公明，山口彰，「流れに直交する円柱の流力振動数値解析-抗力及び揚力方向振動メカニズムについて-」，JNC 9410-99-004
(3)堺公明，山口彰，「高レイノルズ数領域における流力振動評価法の実験的検証」，PNC TN9410 98-036
(4) Koji DOZAKI, Masaki MORISHITA, Koji IWATA, "Modification and design guide of thermowell for FBR", ASME PVP-Vol.363, Book No. H01144-1988, (1998) pp.125-133
(5) Masaki MORISHITA, Yusaku WADA, "Fatiue analysis of thermowell due to flow-induced vibration", ASME PVP-Vol.363, Book No. H01144-1988, (1998) pp.119-124
(6) Kenji OGURA, Masaki MORISHITA, Akira YAMAGUCHI, "Cause of flow-induced vibration of thermowell", ASME PVP-Vol.363, Book No. H01144-1988, (1998) pp.109-117
(7) Masaki MORISHITA, Koji DOZAKI, "History of Flow-induced vibration incident occured in Monju", ASME PVP-Vol.363, Book No. H01144-1988, (1998) pp.103-108
(8)堺公明，岩田耕司，山口彰，森下正樹，小倉健志「高レイノルズ数領域における円柱の流力振動-(1)渦励振特性-」，機械学会流体工学部門講演会，(1998)
(9)山口彰，岩田耕司，森下正樹，堺公明，小倉健志「高レイノルズ数領域における円柱の流力振動-(2)乱流励振特性-」，機械学会流体工学部門講演会，(1998)
(10)堺公明，「温度計の流力振動に関する設計方針と水流動試験」，第8回もんじゅ技術報告会(1999)
(11)堺公明，岩田耕司，山口彰，森下正樹，小倉健志，「高レイノルズ数領域における円柱の渦励振特性」，原子力分野における流力関連振動研究会（VIII）報告書，東京大学，UTNL-R-0369(1998)
(12)山口彰，岩田耕司，森下正樹，堺公明，小倉健志「高レイノルズ数領域における円柱の流力振動-(2)乱流励振特性-」，原子力分野における流体関連振動研究会（VIII）報告書，東京大学，UTNL-R-

【発表予定】

(13)堺公明，岩田耕司，山口彰，森下正樹，小倉健志，「高レイノルズ数領域における円柱の渦励振特性」，日本機械学会論文集B編，65巻，635号(1999)
(14)岩田耕司，山口彰，森下正樹，堺公明，小倉健志，「高レイノルズ数領域における円柱の乱流励振特性」，日本機械学会論文集B編，65巻，635号(1999)
(15)堺公明，岩田耕司，山口彰，森下正樹，「超臨界レイノルズ数領域における円柱の流力振動」，日本機械学会'99年次大会(1999)
(16)堺公明，山口彰，「流れに直交する円柱の流れ方向振動メカニズムに関する研究」，日本流体力学学会年会，(1999)

【民間の研究の現状と動向】

高速増殖原型炉「もんじゅ」でのナトリウム漏洩事故は、流力振動による温度計さや管の破損が発端[1]であったことから、近年、大学及び民間の研究機関において、配管内構造物の流力振動現象について、盛んに研究が進められている[2～5]。特に、日本機械学会では、1997年 4 月に動力エネルギー部門所属委員会として、「配管内円柱状構造物の流力振動評価に関する基準原案作成委員会」が発足し、1998年 9 月に機械学会より「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」[6]が発行されている。

また、1998年より日本機械学会に「P-SC306 プラント内構造物の流力振動に関する研究分科会」が設置され、継続して議論が行われている。

【参考文献】

[1] 伊藤和元他,「「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関する技術報告」, Vol.39,No.9(1997)pp704.
[2] 岡島厚他,「高レイノルズ数領域における円柱の渦励振」, 日本機械学会講演論文集, No.98-1(1998)pp11.
[3] 河村勉他,「超臨界レイノルズ数領域における円柱構造物の流力振動試験」, 日本機械学会講演論文集, No.98-1 (1998)pp13.
[4] 山口彰,「円柱のインライン方向流力振動の数値解析」, 日本機械学会講演論文集, No.9 7 - 7 (199 7)pp197.
[5] 田中博喜他,「低流速での円柱の流動励起振動」, 日本機械学会講演論文集, No.98-1 (1998)pp 9 .
[6] 日本機械学会,「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」, JSME S 012-1998, (1998)

【海外の研究の現状と動向】

米国NRC(National Regulatory Commission)は、1976年に商業用原子力プラントの炉内構造物に対して、流力振動に関する要求事項をRegulatory Guide 1.20[1]に定めている。ASMEボイラ・圧力容器規格委員会のSection」に設置された「動的解析特別ワーキンググループ」では、1991年に、ASMEボイラ・圧力容器規格にSection」Appendix N-1300「管及び管群の流力振動に対する設計指針」を追加発行している[2]。さらに、米国WRC(Welding Research Council)のPVRC(Pressure Vessel Research Council)では、1992年に熱交換器の管群を対象とした流力振動防止指針がを発行している[3]。この指針は、渦励振及び乱流励振のそれぞれについて、N-1300よりも保守的な基準となっており、流力振動指針の現状は、まだ、様々な考え方の指針が提案されている段階にあると言える。

【参考文献】

[1] U.S. NRC. Regulatory Guide 1.20, (1976)
[2] ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Appendix N-1300, ASME(1992)
[3] Sandifer, J.B., WRC Bulletin 372(1992)

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）			11		
要員　　（人／年）			1		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	流力振動発生メカニズムの評価と、高レイノルズ数領域での流力振動設計評価方法の適用可能性について見通しを得た。 また，設計用疲労限の暫定値を策定した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	温度計に代表される配管内構造物の流力振動評価に関わる指針・基準類の整備に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	高サイクル疲労試験装置の整備を除いて，計画とおりに進捗した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	□ 適切だった ■ 適切だった	■ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	高サイクル疲労試験装置の整備に必要な予算措置を除いて適切であった。

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－6－1
研究課題名 (Title)	受動的安全特性の強化に関する研究 Study of Enhancement of Passive Safety Features in Fast Reactors	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　原子炉工学Gr	Reactor Engineering Group, Sodium and Safety Eng. Div.
	[氏名]	古谷　章	Akira Furutani
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町　成田町　4002	4002 Narita-cho,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki,Japan

キーワード (Key word)	受動安全	炉停止	多次元効果		
	passive safety	shut-down	multi-dimensional effects		

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する研究　（京都大） 自己作動型炉停止機構炉内試験研究　（日本原子力発電株式会社）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

炉心崩壊事故（ＣＤＡ）の発生防止、影響緩和方策として受動的な原子炉停止特性を強化することにより、高速増殖炉の安全性のより一層の向上と、一般公衆に理解しやすい安全性の確立を目指す。

【研究内容（概要）】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備

受動的な安全特性を強化したプラントの炉心及びシステムの過渡応答を十分な精度で評価できるよう、解析コード体系の開発・整備を行う。既存の解析コードでは十分な評価が困難な現象（多次元核熱特性、冷却材ボイド化挙動等）を対象に、流体・構造・核の多次元的な結合効果を適切に考慮できるコードを整備する。冷却材ボイド化挙動については、モデル化及び検証のための沸騰・凝縮に関するデータを蓄積する。

ロ．受動的安全特性の強化方策の開発

受動的な特性に基づく炉停止及び事故の影響緩和にかかわるメカニズム（キュリー点ＳＡＳＳ、炉心変形、制御棒駆動軸の熱伸長、集合体内ＳＡＳＳ、炉心上部領域のボイド化等）について、作動性と効果を定量化するための要素試験を実施するともに、総合的な機能確認のための試験を計画・実施する。

ハ．受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討

イ、ロの成果に基づき、受動的安全特性を強化した原子炉の概念を提案するとともに、安全評価の考え方等を検討する。なおイについては大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

【使用主要施設】

京都大学エネルギー科学研究科 高温ナトリウム伝熱実験装置
大洗工学センター　高速実験炉「常陽」

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備
平成10年度は、プラント動特性解析コードについて上部プレナムモデルの整備を進めるとともに、受動的安全方策による反応度効果の空間分布（出力の歪み）を考慮したプラント動特性解析ができるように並列計算による解析手法の整備を進めた。また、沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する実験を行いデータを蓄積した。

ロ．受動的安全特性強化方策の開発
実験炉「常陽」を用いたキュリー点式SASSの炉内試験として磁気特性などSASSの設計データ取得のための要素照射試験とシステム全体の機能を確認するための単体照射試験を日本原子力発電との共同研究として計画している。要素照射試験について磁気特性に関する炉外試験を継続し、照射後試験時の試験体の取り扱い性に関する予備試験を実施した。単体照射試験の準備として炉外保持力試験、「常陽」に模擬制御棒を組み込むための下部案内管取り扱い試験などを実施した。

ハ．受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討
キュリー点式SASS及びGEMを装荷した炉の安全性について、PSAの手法を用いた定量的評価に着手した。

【成果の達成レベル】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備
空間的な核特性及び熱流動特性を考慮したULOF, ULOHS解析手法について、核特性解析コードと熱流動特性解析コードを結合した解析システムを構築し、制御棒が炉心内に非同時挿入される場合の炉心温度評価が可能となった。

ロ．受動的安全特性の強化方策の開発
キュリー点式SASSについて、実炉環境でのSASSの特性を把握するための炉内試験を実施する準備を実施した。炉心出口部から温度感知部を含む熱流動解析手法を整備した。

ハ．受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討
キュリー点式SASSを装荷した炉の安全評価の考え方について検討を開始した。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備
空間的な核特性及び熱流動特性を考慮したULOF, ULOHS解析手法を確立することにより、自己作動型制御棒のような炉心部の局所的温度に依存して作動するシステムにおいて、制御棒が炉心内に非同時的に挿入される場合の炉心温度の評価に活用する。また、ナトリウムの沸騰開始過熱度及び限界熱流束のデータについては、プラント動特性解析のために考慮が必要な影響因子の設定へ反映する。

ロ．受動的安全特性強化方策の開発
高速炉の実用化に向けて安全性の更なる向上を図る上で、受動的安全特性を強化する方策の具体化、確立に資する。

ハ．受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討
受動的安全特性を強化したプラントに対する安全評価について基準・指針類へ反映できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備
平成11年度は、引き続き、プラント動特性解析コードについて上部プレナムモデルの整備を進めるとともに、受動的安全方策による負の反応度効果の空間分布（出力の歪み）を考慮したプラント動特性解析によるULOF,ULOHS解析手法の確認を進める。また、ナトリウムの沸騰伝熱特性に関する実験を行い、プラント動特性解析のために考慮が必要な影響因子の設定へ反映する。

ロ．受動的安全特性強化方策の開発
キュリー点式SASSの炉内試験に向けて、炉内熱流動解析を含めた準備を進める。

ハ．受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討
キュリー点式SASSを装荷した炉心の安全の考え方について検討を行う。

【その他、今後の発展性等】
特記なし

【研究成果】

イ．受動的安全特性の解析手法の開発・整備

炉停止に関する受動的安全特性を強化する観点から、自己作動型炉停止機構(SASS)作動時のプラント動特性解析手法構築を進めている(1)。SASSは炉心内の局所的な温度上昇を作動条件とするタイプが有望であり、その評価のためには炉心内の局所的な温度変化を精度よく予測することが重要である。これまで、プラント動特性解析コード(SSC-L)の炉心モデルについて、従来の同心円状軸対称モデルから炉心集合体全数を考慮した詳細炉心モデルに高度化を計り、温度予測精度の向上を図ってきた(2,3)。

平成９年度にはSASSが落下した際に炉内の出力分布変化が炉心の熱流動特性に及ぼす影響を過渡的に考慮できるように、核特性解析コード(CITATION, PERKY)とSSC-Lを結合し、SASSが落下した時点での空間出力分布の変化を考慮した過渡解析が可能となりULOF解析を実施した(4)。

平成１０年度は同手法によって、ULOHS解析を実施した。特に、比較的温度上昇が緩慢で局所的な温度分布の影響によって非同時にSASSが作動するような場合についても、SASSの落下毎に変化する空間出力分布を考慮した評価が可能であることを確認した(5-6)。

また、冷却材のボイド化挙動については、京都大学との共同研究によってプール条件での沸騰開始過熱度及び限界熱流束に関する試験を継続して実施した(7-13)。

ロ．受動的安全性強化方策の開発

実験炉「常陽」に模擬制御棒および温度感知部（アーマチュア）を含むSASSの単体試験部を組み込んだときの感温部周りの熱流動場について３次元熱流動解析コードを用いた予測解析を行った。(14) 図１に解析結果を示す。模擬制御棒の100%引き抜き位置において、アーマチュア周辺のナトリウム温度は炉心出口平均温度に近い550℃で一様な温度分布となった。また、模擬制御棒に衝突する水平方向流速は0.1m/s以下となった。これから炉内試験においてアーマチュアは炉心出口温度近傍の安定した温度で維持されるとともに、模擬制御棒を誤落下させるような流体力を受けないことが予測された。本解析体系を発展させることにより、炉心出口部での径方向流れの影響やアーマチュア部までの輸送遅れなど流体側の解析が可能となる。

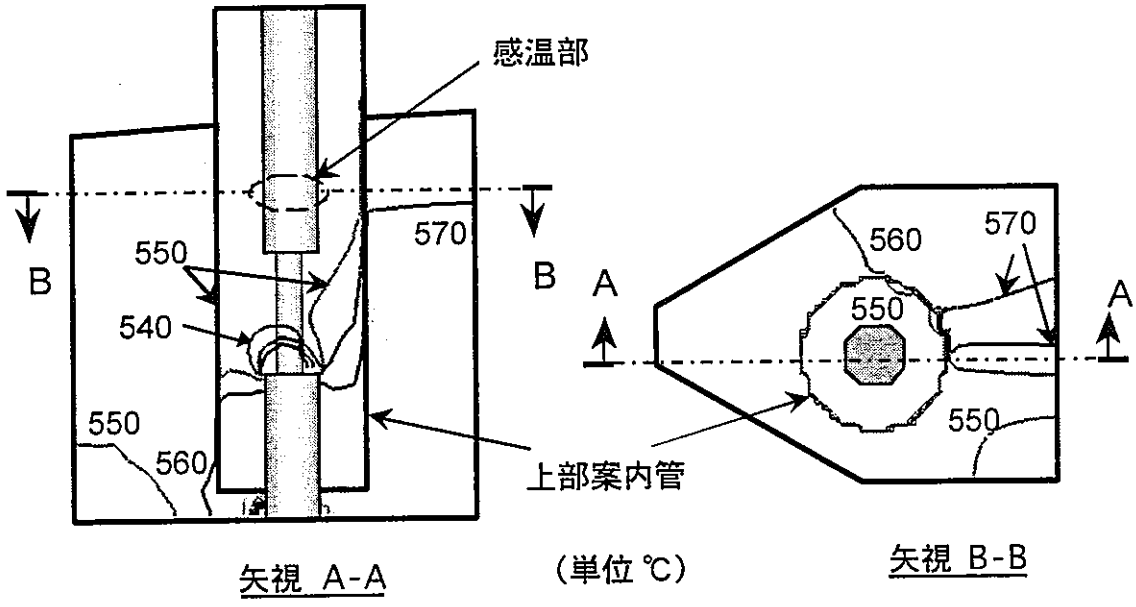


図１ SASS単体照射試験のための感温部周辺炉上部熱流動解析結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 家田芳明, 宇都成昭, 「高速炉の受動的炉停止方策に関する研究」, 動燃技報 No.97 (1996)
(2) Y. Enuma, H. Ohira, A. Yamaguchi, "Inter-Subassembly Heat Transfer Model of FBR System Dynamics Code for Natural Circulation Simulation," Proc. of NURETH-8, vol.1, pp.195-202 (1997)
(3) 江沼康弘, 堺公明, 山口彰, 「高速炉の集合体間熱移行モデルの高度化」, 原子力学会1997年春の年会, F1 (1997)
(4) 江沼康弘, 堺公明, 宇都成昭, 「受動的炉停止機構作動時のシステム解析」, PNC TN9410 98-012, (1998)
(5) 江沼康弘, 堺公明, 山口彰, 「高速炉の受動的安全解析手法の整備」, 日本原子力学会1998年秋の大会(1998)
(6) 江沼康弘, 堺公明, 山口彰, 「プラント動特性解析コードSSC-Lの上部プレナムモデルの検証」, 日本原子力学会1999年春の年会 (1999)
(7) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 濱勝彦, 堺公明, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束」, 京都大学エネルギー理工学研究所付属エネルギー複合機構研究センター共同研究報告書, p45 (1997)
(8) 久木田豊, 新井健司, 堺公明, 「過渡核・熱水力コードへの要求事項ワークショップ」, 日本原子力学会誌, Vol.39, No.2, pp.61-63 (1997)
(9) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 白井康之, 濱勝彦,堺公明, 「液体ナトリウム中の水平円柱における沸騰開始過熱度」, 第35回日本伝熱シンポジウム, 講演論文集 vol.1, pp.197-198 (1998)
(10) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 白井康之, 濱勝彦, 堺公明, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束」, 京都大学エネルギー理工学研究所付属エネルギー複合機構研究センター共同研究報告書, pp.68-69 (1998)
(11) M. Shiotsu, K.Hata, Y.Takeuchi, K.Hama, T.Sakai, "Incipient Boiling Superheat in Liquid Sodium", Proc. of 11th International Heat Transfer Conference (1998)
(12) 塩津正博, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する研究」PNC TY9604 97-002 (1997)
(13) 塩津　正博, 白井　康之, 畑　幸一, 竹内　右人, 濱　勝彦, 堺　公明, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する研究　-伝熱面予圧縮の影響-」,PNCTY9604-98-002 (1998)
(14) 平林勝、西村元彦他、「SASSの「常陽」炉内照射試験に関する３次元熱流動解析」、日本原子力学会1998秋の大会、E57 (1998)

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

液体金属高速炉の受動的な炉停止方策に関する近年の研究としては、実証炉に関する研究開発 [1-4] 及び金属燃料炉心等に対する研究開発[5] が挙げられる。

日本原子力発電株式会社にて進められている実証炉のキュリー点式自己作動型炉停止機構(SASS) の開発については、温度上昇を感知する合金の特性及びATWS時（異常な過渡変化時のスクラム失敗事象）に対する効果について評価が行われている[1-3]。さらに、動燃との共同研究によって、実験炉「常陽」でのSASSの炉内試験が検討されている（本安全研究の一部）。また、ガス膨張式反応度制御機構(GEM) については、1次冷却系の循環ポンプ停止による流量喪失に関して、GEM による反応度価値の評価等が進められている[4]。

電力中央研究所では、金属燃料炉心及びMOX炉心に対して、液体ポイズンとしてリチウム-6を用いた自己作動型の炉停止機構の研究結果を報告している[5]。

【参考文献】

[1] 若山靖記他、「自己作動型炉停止系に関する研究(I)」, 日本原子力学会1996春の年会, E35 (1996).
[2] 若山靖記, 糸岡聡, 遠藤寛, 小山和也,「自己作動型炉停止系に関する研究(II)」, 日本原子力学会1996春の年会, E35 (1996).
[3] M. Tabayashi, Y. Wakayama, et al., "A design study on a gas expansion module to enhance the core safety of the demonstration fast breeder reactor," Proc. of ARS '97, p.1150, Orlando, Florida, USA (1997)
[4] 石田政義, 村上朋子, 川島克之, 渡孔男, 中尾昇, 三浦正憲, "大型高速炉における安全性の向上策ーガス膨張式反応度制御機構設置炉心のULOF事象解析", 日本原子力学会誌, Vol. 37, No.4, pp.327 (1995).
[5] M. Kanbe, M.Uotani, "Design and development of fast breeder reactor passive reactivity control systems: LEM and LIM", Nuclear Technol., vol. 122, p.179 (1998).

【海外の研究の現状と動向】

液体金属高速炉の受動的な炉停止方策に関する従来の研究としては、米国DOEが進めていたPRISM 炉のGEM開発に関するFFTFを用いた実証試験が挙げられる[1]。この試験では、流量喪失事象(ULOF)に対するGEMの有効性が実証された。米国BNLでは、キュリー点式炉停止機構を設置した SAFR(Sodium Advanced fast reactor)とPRISM 炉等について、受動安全特性の比較評価を実施している[2]。また、ドイツのFzKでは、ATWS時を対象とした制御棒の熱伸張による炉停止について、作動特性に関する実験を実施している[3,4]。

【参考文献】

[1] D.M.Lucoff, "Passive safety testing at the FFTF," Nucl. Technol. vol.88, p.21 (1989).
[2] G.J.Van tuyle, P.Kroeger, G.C. Slovik, B.C. Chen, et al., "Examining the inherent safety of PRISM,SAFR, and the MHTGR," Nucl. Technol., Vol.91, No.2, pp185-202 (1990).
[3] M. Edelmann, et al., "Enhanced thermal expansion control rod drive lines for improved passive safety of fast reactors," Int. Conf. Design and safety of advanced nuclear power plant (ANP92), Tokyo, Oct.25-29 (1992).
[4] M. Edelmann, G. Kussmaul, W.Vaeth, "Improved fast reactor safety by passive shut- down," Prog. Nucl. Energy, vol.29, pp.379-386 (1995).

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	47	22	28		
要員　　（人／年）	2	2	2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．受動的炉停止機構の作動時の特性評価に係わる解析手法として炉心の空間出力分布の過渡変化を考慮し、詳細な熱流動特性を把握できる手法を開発した。 ロ．キュリー点式 SASS の炉内試験に係わる試験条件及び試験装置の基本仕様を明らかした。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	イ．評価手法の確立を通して安全性向上に反映できる。 ロ．キュリー点方式 SASS の炉内での特性把握を通してその実現に寄与できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．核－熱結合による評価手法が整備された。 ロ．キュリー点式 SASS の炉内試験について、試験計画の策定、試験装置の基本設計を終了し、詳細設計や炉内設置のための許認可手続き準備を進めた。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄				

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－6－2
研究課題名 (Title)	「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究 Study on the Passive Safety Test by using the Exper imental Fast Reactor Joyo	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	照射施設運転管理センター　実験炉部　技術課	Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division
	[氏名]	大戸　敏弘	Toshihiro Odo
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	受動安全	プラント動特性	フィードバック反応度	湾曲反応度	
	passive safety	plant dynamics	feedback reactivity	bowing reactivity	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

「常陽」を用いて酸化物燃料高速炉の反応度フィードバック特性に関する基本データを取得し、熱過渡解析、炉心変形解析及び炉物理解析等を連携させた総合的なプラント動特性の解析手法の確立に資するとともに、固有安全性を実証するための試験計画を策定する。

【研究内容（概要）】

イ. 過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上

熱過渡解析、炉心変形解析および炉物理解析等を連携させた総合的なプラント動特性評価手法の確立に資するため、「常陽」を利用したドップラ係数、燃料・構造材・冷却材等の温度係数、炉心の膨張・変形等の基礎的なフィードバック係数の測定試験を計画・実施する。

また、出力係数の出力・燃焼度依存性のメカニズムを解明するための試験を計画・実施する。

ロ. プラントの動特性解析コードの検証

安全特性試験の実施に先立ち、「常陽」のポンプ特性、炉心特性、及び炉内構造物の熱応答特性等に関するデータを取得し、プラント動特性解析コードを整備するとともに、安全特性試験結果を基にコードの検証を行う。

ハ. 炉心変形解析コードの検証

集合体の接触モード・接触荷重・パッド部の剛性等炉心変形に関するデータを取得し、炉心変形のメカニズムを解明し、解析コードの検証を行う。

ニ. 燃料挙動に関する検討

常陽」において、過渡時の燃料要素挙動に係わる試験データを取得するとともに、そのＰＩＥ結果より燃料要素の過渡状態での温度挙動を把握し、燃料挙動に伴う解析コードの検証を行う。

ホ. 「常陽」における高速増殖炉安全特性試験計画の策定

上記の研究成果を踏まえ、「常陽」ＭＫ－Ⅲ炉心の初期での実施を目標に、固有安全性を実証するための試験計画を策定する。

ヘ. 「常陽」にSASSを適用した場合の炉心特性と安全特性試験における有効性を解析評価する。

様式－１－１

【使用主要施設】
高速実験炉「常陽」 型式 ： ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型　熱出力：100MW

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上
「常陽」を用いた安全特性試験の予備解析を実施し、本研究で検討対象とするフィードバック反応度成分として燃料膨張反応度と炉心湾曲反応度を摘出した。
「常陽」の実機データを基に燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮したステップ応答解析を実施し、実測値との比較により計算方法の検証を行った。また、「常陽」で観測される流量係数のメカニズム解明のため、炉心支持板の流力変位解析を行った。
ロ．プラントの動特性解析コードの検証
イ.で検証した燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮できるよう「常陽」プラント動特性解析コード"Mimir-N2"を改造するとともに、"Mimir-N2"に炉心湾曲反応度、制御棒vs燃料の相対変位反応度計算モデルを追加した。
ハ．炉心変形解析コードの検証
「常陽」MK-Ⅱ炉心の炉心管理コード"MAGI"と"TETRAS"、"BEACON"を連動させることにより、炉心構成、運転履歴を考慮した炉心湾曲解析を実施し、集合体残留変位等の実機データとの比較から、その検証を進めている。
また、湾曲反応度計算コードAURORAの問題点を踏まえ、「常陽」MK-Ⅱ炉心の炉心構成履歴に基づく3次元炉心湾曲反応度価解析コードARCHCOMを開発し、機能確認、計算結果の妥当性の確認を実施した。
ニ．燃料挙動に関する検討
イ．参照
ホ．「常陽」における高速増殖炉安全特性試験計画の策定
イ.～ニ．の知見を反映し、「常陽」の制限値の範囲でULOF、UTOP試験を実施した場合の解析を"Mimir-N2"を用いて行った。
ヘ．SASS炉内試験実施に向け、安全解析を行い、平成10年度末には「常陽」の設置変更許可申請を行った。

【成果の達成レベル】

イ．安全性総点検により燃料開発部門が多忙となり、当初予定していたペレット燃焼挙動からの燃料膨張反応度計算モデル作成を中断したが、現象面からの検討を行い、当初予定通りの成果が得られた。
ロ．本研究に使用するコードを"Mimir-N2"に選定し、その検証を計画どおり進めたため、現状、予定どおりの成果が得られている。
ハ．詳細な炉心構成要素交換履歴を反映した「常陽」炉心湾曲反応度解析のためのツールの整備を計画通り完了したため、予定通りの成果が得られた。
炉心構成要素頂部変位測定のための炉内検査装置に関しては、概念設計を終了させたが、当初予定していた基本設計には大幅な予算展開が必要であるため、計画を中断した。
ニ．イ.参照
ヘ．SASSの炉内試験用実験装置の設置変更許可を申請し、進捗は予定通りである。

【成果の活用方法及び利用実績】

・ 過渡時の燃料挙動、集合体の変形メカニズム等を踏まえた総合的なプラント動特性解析手法を確立する。
・ 実機を用いて、ATWS事象を模擬した試験等の過渡試験を行うことにより、高速増殖炉の固有安全性を実証する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ. 「常陽」移行炉心の運転を通じて得られる従来よりも高燃焼度の炉心データを基に、燃焼依存性を考慮した燃料膨張反応度計算の精度向上を図る。
ロ. 「常陽」起動、停止時の出力係数実測値に着目し、炉心湾曲反応度計算機能を付加した"Mimir-N2"の検証を行う。また、諸プラントデータとの比較により、"Mimir-N2"のプラント挙動解析部分の検証を試みる。
ハ. 現状の炉心湾曲解析手法の問題点を摘出し、解析法の精度向上について検討を行う。
また、「常陽」MK-Ⅱ炉心の湾曲反応度解析を実施し、これまでに原子炉出力上昇時及び下降時に測定した出力係数データと比較し、フィードバック反応度への寄与を評価していく。
ニ. イ.に同じ
ホ. 上記の知見を総合的に反映した"Mimir-N2"計算結果より安全特性試験計画を策定する。
ヘ. SASS炉内試験実施に向け、「常陽」の設置変更許可を取得し、設工認を申請する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上

「常陽」を用いた安全特性試験予備解析を実施した結果、1)燃料膨張反応度はUTOP模擬試験において主要成分となるが、不確かさが大きい。2)ULOF、UTOP模擬試験を通じ、炉心湾曲反応度の寄与は小さいが、時定数が短く、かつ、不確かさが大きく、過渡時のフィードバック反応度の評価精度に影響が大きい。以上より、上記2成分に着目した検討を進めている。

ロ．プラントの動特性解析コードの検証

安全特性試験に用いるコードとして"Mimir-N2"を選択し、イ．、ハ．、ニ．の成果を踏まえ、コードの改造を進めた。

ハ．炉心変形解析コードの検証

(1)実機データを用いた変形解析コードの検証

「常陽」運転監視コードシステムMAGI、ラッパ管群温度計算コードTETRAS及び炉心湾曲解析コードBEACONを連動させ、詳細な運転・燃料交換履歴を考慮した全炉心の湾曲解析を行い、その結果を引抜き荷重、照射後試験による残留変位と比較した。

これまでの解析では、燃料隣接位置で照射された内側反射体の残留変位を大きく過小評価する傾向が見られ、その原因として、反射体のγ発熱量の計算誤差が考えられた。そこで、最新の知見を反映して見直されたγ線発熱定数を用いたMAGI計算結果を入力とし、BEACONによる内側反射体の残留変位の解析を行った。その際、反射体の発熱が従来の解析に比べて大きくなり、反射体領域の径方向温度勾配を小さく評価することとなり、熱クリープとスエリングのバランスが改善された。

(2)炉心湾曲反応度計算コードの高度化

H8年度に摘出した炉心湾曲反応度解析コードAURORAの問題点を踏まえ、MK-Ⅱ炉心の炉心構成及び運転履歴を考慮して反応度価値分布を求め、炉心湾曲反応度を計算するコードARCHCOM を作成した。Ｈ１０年度には、炉心管理コードシステム"MAGI"及び湾曲解析コード"BEACON"のバイナリ形式の出力ファイルをそのまま読み込むインターフェイスを整備し、湾曲反応度解析の入力データ作成作業を大幅に簡略化した。

また、2次元ＲＺ体系で既知の湾曲反応度を直接計算により計算し、"ARCHCOM"の計算結果の妥当性の確認を行った。

ニ．燃料挙動に関する検討

これまでMK-II炉心の運転を通じて取得した温度係数や出力係数等のデータは、複数のフィードバック反応度成分の積分値であり、その結果から個々の成分を分離し、計算精度評価につなげることは困難である。一方、原子炉の自己制御性確認を目的としたステップ応答試験では、ステップ投入直後の反応度の時間挙動がサイクル運転中に変化する現象が見られており、その原因として燃料膨張反応度が燃焼に伴い変化する現象が考えられている。

そこで、上記燃焼依存性を燃料膨張反応度の変化によるものと仮定し、その変化率をこれまで蓄積した静的手法による出力係数測定結果を基に設定することにより、「常陽」プラント動特性解析コード"Mimir-N2"に燃焼に依存した燃料膨張反応度を計算する機能を追加した。

MK-II炉心で静的に測定した30～100MW間平均出力係数：kと炉心平均燃焼度：B（MWd/t）の関係を最小二乗法により一次式にフィッティングし、これにMK-II炉心の出力係数解析より、100MW定格出力付近の出力係数に占める燃料膨張反応度の割合が約60%であることを考慮すると、kは下記の式で表わせられる。

$k = 1\text{-}3.041E\text{-}5 \times B \quad (0 \leqq B \leqq 33{,}000)$

$k = 0 \quad (33{,}000 < B)$

ここで、kは0MWd/tの値が1.0となるよう規格化した。簡易的に全炉心について求めた上記関係が個々の燃料集合体の燃料膨張反応度にも適用されると仮定し、"Mimir-N2"で計算している炉心各列毎の燃料膨張反応度に上式に列平均燃焼度を代入して得られるkを乗じる。

上記方法により燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮した場合と従来の考慮しない場合の"Mimir-N2"によるステップ応答解析結果と実測値の比較を図1に示す。図1より、運転初期では、燃焼依存性を考慮した場合としない場合で、ステップ投入直後、約10秒までの期間程度の間の反応度解析値に差が見られたが、その後、両者の挙動にほとんど差はなく、実測とよく一致した。運転末期では、燃焼依存性を考慮しない解析は、ステップ投入後、反応度がゼロになるまでの時間が実測より短く、フィードバック反応度を過大評価した。一方、燃焼依存性を考慮することにより、解析による反応度挙動は実測とよく一致した。

これより、燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮することにより、"Mimir-N2"を用いてステップ応答試験時の反応度挙動を再現できることが確認できた。

【研究成果】

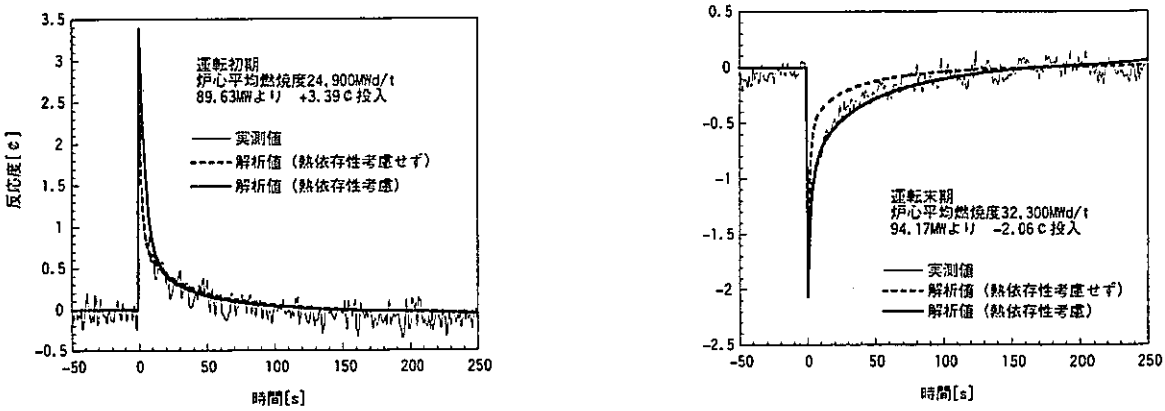


図１　常陽MK-II第31サイクル炉心ステップ応答解析結果

【レポート、学会・国際会議への発表論文等】

(1)　鈴木俊宏，市毛　聡，鈴木惣十，菅谷和司，”高速炉安全特性研究のための「常陽」炉心支持板変形解析”，PNC TN9410 96-269,1996年 9月
(2)　大洗工学センター炉心変形検討会，”高速増殖炉の「炉心変形検討会」平成７年度活動報告”，PNC TN9410 96-300,1996年10月
(3)　鈴木俊宏，吉田昌宏，鈴木惣十，”「常陽」炉心支持板の変位による反応度変化の解析評価”，日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集第II分冊，E36 ，P243，1997年 3月
(4)　鳥丸忠彦，吉田昌宏，”炉心構成履歴を考慮した「常陽」炉心の機械的挙動評(2)”，日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集第II分冊，H7，P370，1997年 3月
(5)　有井祥夫，青山卓史，鈴木惣十，”高速実験炉「常陽」ＭＫ－II炉心の炉心・燃料管理経験”，日本原子力学会誌 Vol.39，No.4 pp.315～ 325，1997年
(6)　吉田昌宏，鈴木俊宏，鈴木惣十，菅谷和司”高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果”，動燃技報No.103，P21 ，1997年 9月
(7)　吉田昌宏他、「常陽」の高度化と利用計画、動燃技報No.104、p.83 （1999年12月）
(8)　吉田昌宏他、「"Mimir-N2"による「常陽」MK-II炉心のステップ応答解析」、PNC TN9400 99-027(1999年3月)
(9)　吉田昌宏他、「「常陽」MK-II炉心のステップ応答の動特性解析」、日本原子力学会「1999年春の年会」I21(1999年3月)

【発表予定】

(10)田渕士郎他、「「常陽」炉心湾曲反応度解析コードの開発」、日本原子力学会「1999年秋の大会」G41

【民間の研究の現状と動向】

日本原子力発電におけるFBR実証炉の「設計方針類の確立並びに安全性評価に関する研究」の一部として、過渡時の炉心・プラント挙動評価等の検討が進められている。その中に特に安全特性試験の実施に関する項目はないが、プラント動特性・フィードバック反応度の解析手法の整備等が行われている。

フィードバック反応度に関する研究としては、平成８年度以降、炉心径方向膨張反応度評価手法の整備とそれを反映したULOF事象の解析、炉心の径方向膨張促進策の検討等が行われている。また、炉心湾曲解析手法の検証を目的として、平成9年度には「常陽」の詳細な運転履歴を考慮した炉心湾曲解析が実施された。

上記以外に、高速炉の固有安全性強化、炉心湾曲1)及び湾曲反応度2)等に関する解析ベースの研究がメーカ、大学等で進められている。

【参考文献】

(1) 中川雅俊、他、”大型高燃焼度高速炉燃料の二次引き抜き力評価”、日本原子力学会「1998年春の年会」予稿集、I4、1998年3月
(2) 横尾健、”簡易モデルで湾曲を考慮した大型金属燃料FBRのULOF解析”、日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集、H33、1997年3月
(3) 中川雅俊、他、”ATWS時FBR炉心湾曲反応度投入率の燃焼効果”、日本原子力学会「1998年秋の大会」予稿集、H67、1998年9月

【海外の研究の現状と動向】

既存の高速炉を用いた安全特性試験の実施計画やそれに関連する研究結果の報告等はないが、過去の成果の取りまとめ・評価が行われ、その報告がなされている1)。また、PHENIXでは1989年に発生した運転中の反応度異常事象の原因解明のための検討が継続されており、これが運転延長の目的の一つとなっている。

欧州では、EFR開発に代わりCAPRA計画が進められ、その一環として、CAPRAリファレンス炉心、ウランなし燃料炉心の安全研究が行われている2)。本研究ではドップラ反応度の予測精度が課題となっており、Pu同位体、diluantのサンプルドップラ測定等が検討されている。

ロシアにおいては、BN-800、1600炉の設計研究3)の他、Pb冷却型高速炉（BREST）に関する研究成果が蓄積されている。

【参考文献】

(1) J.I. Sackett, "Operating and Test Experience with EBR-II, the IFR Prototype", Progress in Nuclear Energy, Vol. 31, No.1/2,pp.111-129, 1997

(2) K G Allen, et al., "Neutronics and Safety Studies of a CAPRA Uranium Free Core", Proc. of PHYSOR '96, Vol. 3 pp.H21-H30, 1996

(3) A N Chebeskov, et al., "Evaluation of Sodium Void Reactivity on the BN-800 Fast Reactor Design", Proc. of PHYSOR '96, Vol. 2 pp.C49-C58, 1996

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	11	10	6		
要員　　（人／年）	1	2	2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	安全特性試験の実施に関する検討に向けた課題の摘出を行い、その結果を基に、フィードバック反応度成分の解析精度向上、解析コード整備を進めた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	反応度フィードバック特性を把握することにより、高速炉の固有の安全性を実証することができる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	フィードバック反応度成分の評価、プラント動特性解析、コードの整備及び炉心湾曲反応度解析コードの作成を計画どおりに実施した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－7－1
研究課題名 (Title)	実用炉における安全論理構築のための炉内安全性試験課題の検討 A Study of In-pile Safety Experimental Themes Needed in Establishment of the Safety Logic for Commericial FBRs	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　高速炉安全工学グループ	Fast Reactor Safety Engineering Group
	[氏名]	近藤　悟	Satoru KONDO
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	炉内安全性試験	実用炉	安全倫理	炉心安全性	燃料健全性
	in-pile safety experiment	commercial FBR	safety logic	reactor safety	fuel integrity

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

実用炉の安全論理の構築及び実用化を目指した炉心・燃料の高性能化に必要となる安全研究計画、特に炉内安全性試験計画の検討を長期的観点から行うことにより、実用化段階での高性能燃料にかかわる安全評価基準の整備や炉心損傷時の再臨界の排除といった先進性に富む実用炉における安全理論の確立に資する。

【研究内容（概要）】

イ．実用炉の安全論理と安全研究課題の検討

実用炉燃料の健全性確保、燃料集合体における局所的異常の拡大防止と冷却性の確保、炉心損傷における再臨界の排除に関する安全論理構築のための検討を行う。これに基づき、その構築に必要となる実験データベース、評価手法、判断基準等にかかわる安全研究の課題を整理する。

ロ．炉内安全性試験計画の検討

イ．の課題解決のために必要となる炉内試験研究について、これまでの安全研究の成果を踏まえ、今後の炉外試験、既存施設による炉内試験、解析コード開発等の研究を含めた課題解決へのアプローチを整理するとともに、新規施設による実施を必要とする炉内試験の内容と範囲を具体化し、反映方法、期待される効果、優先順位等の検討を含めて試験計画を作成する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．実機における再臨界問題の排除のための基本要件を明確化するとともに、炉内試験研究を通じて実験的に炉心外への融体流出挙動を解明するための方策について、既存試験データの概略分析とこれに基づく解析評価を通じて検討した。新たな炉内試験の実施を想定した解析と実機条件での解析との比較を行い、両者における物理メカニズムの共通性を確認することにより、本試験の有効性を示した。また、過渡時の燃料破損限界及び局所事故についても、実用化のための重点試験対象範囲の絞り込みを行った。

ロ．上記イ．の融体流出挙動に対する評価を通じて、将来の炉内試験において実現すべき試験パラメータの検討を進めた。また、各試験における出力履歴の要求条件を明確化して、施設性能の検討に反映した。

【成果の達成レベル】

溶融炉心物質の炉心外への流出挙動に係わる、実機体系及び実験体系での解析評価に基づき、再臨界問題の排除に必要な物理情報が明確にでき、試験での実証性の見通しが得られた。また、炉内試験で実現すべき試験条件が明確にできた。

【成果の活用方法及び利用実績】
長期的には、実用化段階での合理的な安全論理の構築に反映する。特に、炉心損傷時にも再臨界によるエネルギー発生の可能性がなく炉内終息できるＦＢＲ実用炉概念の創出を通じて、社会的受容性の確保を図る。特に、本研究の成果は将来我が国において新たな炉内安全性試験装置を整備する際の基礎資料を提供できる。
中期的には、上記の「再臨界問題の排除」について見通しを得ておくための、既存施設を用いた炉内・炉外試験課題の明確化によって、このような研究の実現に反映できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．SCARABEE炉内試験における構造材壁の破損挙動の分析検討及を行うとともに、溶融燃料が構造材壁面上で固化して形成される燃料クラストの安定性等をパラメータとした解析評価を行い、炉心内の構造壁破損メカニズムに係わる理解を深める。また、壁破損後の融体流出挙動に対する解析評価を継続し、炉外試験／炉内試験で見極めるべき主要現象を整理し、実用化に向けた安全研究課題として整理する。

ロ．上記イ．の検討を反映してFBR実用化に向けた長期的な炉内試験計画としてのとりまとめを行う。併せて、既存の安全性試験施設を活用した中期的な炉内・炉外試験の計画についても整理を行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．実用炉の安全論理と安全研究課題の検討
再臨界問題の排除を達成し、かつ炉内／炉外試験によって実証可能な事象シナリオの基本要件として、「炉心からの早期燃料流出による再臨界可能性の消滅」と「燃料流出までの溶融燃料の運動の緩慢性・非同時性」の２つが挙げられる(1)。前者の要件の成立性を把握するため、制御棒案内管（CRGT）からの燃料流出挙動に関する実機体系での解析・検討を行った(2)(3)(4)(5)。
CRGT内流路へのアクセスについては、プール内で管壁に固化し熱抵抗となり得る燃料クラストの安定性が管壁溶融による熱的破損までの所要時間を支配する一因となる。図１は燃料クラストの安定性をパラメータとして行ったSIMMER-IIIコードの融体流出挙動の解析結果であるが、クラスト安定性が流出開始時間に大きな影響を与えることが分かる。なお、解析では溶融プールが形成された時点を時刻ゼロとしている。一方、既存のSCARABEE炉内試験の実験的知見によれば、燃料クラストを支えている構造材壁の表面が溶融すると、燃料クラストが剥がれて溶融燃料が構造材壁に直接接触し、短時間の構造材壁溶融侵食が可能になり、また構造材壁内外の圧力差による機械的負荷と高温での構造材壁強度喪失により、早期に破損が発生し得ると考えられており、図１のクラスト不安定のケースの方が現実的な結果に近いと推定される。
また、本解析では管壁破損直後のFCIによる圧力発生により、CRGT内流路が急速にボイド化し、このボイド空間を通じて大量の燃料が数秒程度の短時間に流出する結果となった。これは、実機におけるCRGTを通じた燃料流出ポテンシャルの高さを示すものである。
このことから、炉内試験で確認すべき項目として、早期の開口型破損の発生、破損発生後のFCI挙動、流路内の冷却材ボイド化及びそれに伴う融体の運動挙動が重要であるとの認識を得た(1)(5)。
一方、炉内試験の実施を想定した場合におけるこのような挙動の模擬性を把握するため、図２に示す体系での解析評価を実施した。本体系での試験は、CRGTを模擬した内径約3cmのナトリウム流路に隣接した坩堝内に溶融燃料のプールを形成し、ナトリウム流路壁の破損、その直後のFCI圧力発生と融体流出挙動を模擬するものである。図３に壁面破損後のナトリウム流路内のボイド率と坩堝内の燃料残存量の解析結果を示す。破損直後のFCIによってナトリウム流路が急速にボイド化され、このボイド空間を通じて大半の燃料が流出する結果が得られた。このような燃料流出特性は、前述の実機体系での解析結果と同様なものであり、３ｃｍ程度の流路直径によって実機の燃料流出挙動に係わる基本メカニズムが把握し得ることを示している。このことから、このような炉内試験が「早期燃料流出による再臨界可能性消滅」の実証手段として有効であるとの見通しを得た。
燃料健全性の確保については、過渡条件下での燃料ピン破損限界の定常照射線出力Poへの依存性に注目した検討を行い、Poに対する過渡時の相対線出力が重要な役割を持つことを明らかにした。これにより、将来行うべき炉内試験研究の重点対象条件範囲の明確化を進めた。局所事故については、燃料集合体内の部分損傷状態からの損傷拡大挙動に及ぼす冷却材流路条件の影響についての検討を継続し、将来の炉内試験で用いる試験体への要求条件としては37～61本ピン束の範囲を中心に今後詳細に検討する必要があるとの結論を得た。

ロ．炉内安全性試験計画の検討
炉内試験計画の明確化の一環として計装系への要求精度の検討を行っているが、特に物質移動計装が重要な役割を果たすプール沸騰試験におけるホドスコープに対する測定要求精度を検討した。プールの沸騰挙動の安定性を定量化するためにはプール表面位置の変化速度を知る必要がある。SIMMER-III コードによる解析(6)、及びSCARABEE試験の結果より、プール表面の振幅と周波数を想定し、その条件で現在のホドスコープ設計による表面位置の変化速度に対する測定誤差を評価した結果、最大約10％と求められ、十分な測定精度を達していることを確認した。
上記イ．の融体流出挙動試験に対する解析評価、及び実機条件に対する解析評価を通じて、これまでに想定していた概略試験条件の基本的妥当性を確認するとともに、炉内試験において実現すべき融体量、融体／ナトリウム質量比、冷却材流路側の圧損条件等についての情報を得た。また、炉心核熱性能評価の進展に合わせて、パルス／ランプモードの各試験における出力履歴の要求条件を明確化して、施設性能検討に反映した。

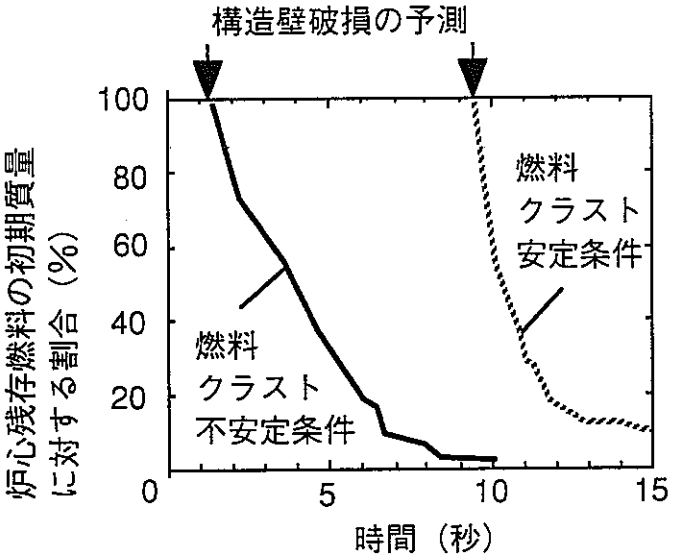


図１　溶融燃料流出挙動の評価結果

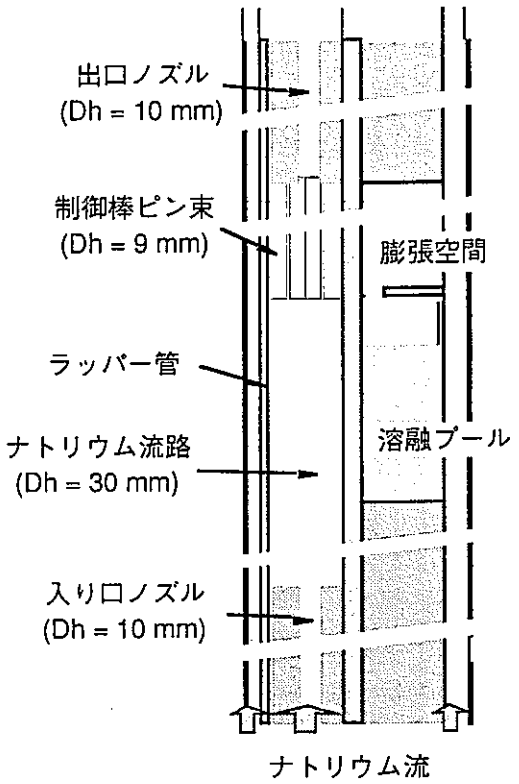


図２　評価に用いた炉内試験の試験体形状

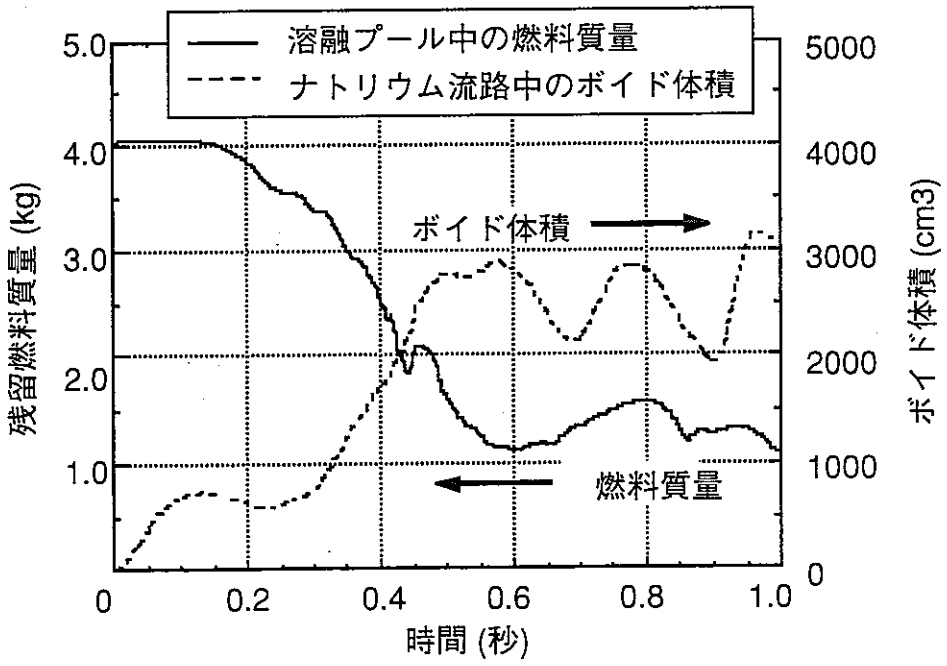


図３　溶融燃料流出挙動炉内試験の予測解析結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[1] H.Niwa, et al. "In-pile experimental needs for resolution of principal reactor safety issues in comercialization of fast reactors," Proc. of Intl. Mtg. on Advanced Safety '97 (ARS'97), Orlando, Florida, June 1997.
[2] K. Morita, et al. "SIMMER-III Applications to Key Phenomena of CDAs in LMFR," 8th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Sept.30-Oct.4, 1997.
[3]N. Nonaka, et. al.,"Study on in-pile test facility for fast reactor safety research: performance requirements and design features," Proc. ENS Class 1 Mtg. on Research facilities for the future of nuclear energy, Brussels, 4-6 June, 1996.
[4] 飛田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH11：再臨界排除に係わる融体挙動の検討」、
日本原子力学会1996秋の大会要旨集 D20
[5] 守田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH15：炉心からの燃料流出挙動に関する検討」
日本原子力学会1997春の年会要旨集 H30
[6] 飛田、野中、近藤、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH14：炉心プールの沸騰挙動に関する検討」、
日本原子力学会1997春の年会要旨集 H29
[7] H. Niwa, A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR, Progress in Nuclear Energy, Vol.32 No.3/4, pp.621-629, 1998.

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

原電では、高速炉の炉心損傷事故時の溶融炉心物質の炉心外への流出挙動に関わる実験的研究として、カザフ共和国、国立原子力研究センター（NNC)のIGR炉内試験施設を用いた試験、及びこれをサポートする炉外試験を実施している。本研究における試験課題の検討は、「実用炉における安全論理構築のための炉内安全性試験課題の検討」にも共通な内容を含む。

平成９、１０年度は、炉外／炉内試験計画の内容に関わる国内での検討（サイクル機構はこの技術討議に参加）を進め、試験体形状や試験条件の概要についてNNC側との協議を行った。また、炉内試験準備の一環として、中性子計装のフィジビリティ確認のための基礎的試験をIGR炉サイトで実施している。Ｈ１１年度は、炉外試験の予備試験を実施するとともに、炉内試験準備を進める。本研究では、Ｈ１１～Ｈ１６年を目処に炉外／炉内試験によるデータを取得する計画となっている。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

本課題に関わる海外での研究活動等は行われていない。

【参考文献】

該当なし

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	0	0	0		
要員　　（人／年）	1.0	1.0	1.0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	平成 10 年度までの範囲では、予定通りの成果が得られている。融体流出挙動を模擬した炉内試験についての予測解析、及び実機相当条件での解析の比較により、将来的な炉内試験での「早期燃料流出による再臨界可能性消滅」の実証性の見通しを得た。また、これらの解析評価を通じて、このような炉内試験において実現すべき試験条件の定量化を進めた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本研究を通じて、長期的及び中期的観点からの炉内安全性試験課題を明確化し、これらを実現することにより、高速炉の特長を生かした合理的な安全設計、及び基準類整備に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	H10 年度までの範囲では計画通り進捗した。炉心損傷事故時の融体流出挙動に関わる予測解析及び実機条件での解析結果との比較を行い、物理メカニズムの共通性を確認することにより、本試験の有効性を示した。また、このような解析評価を通じて、将来的な炉内試験において実現すべき試験パラメータの検討を進めた。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	サイクル機構における業務の重点化にともない、H11 年度以降は当初予定の職員の従事が得られなくなっている。従って、新たな試験施設の建設を前提とした試験計画の検討については H10 年度までの成果をもってとりまとめるとともに、既存施設を用いた中期的な試験研究への反映に重点をシフトさせたい。このような中期的試験研究として IGR 炉内／炉外試験計画（原電ーカザフ国国立原子力センター）がある。
5.自由評価欄				

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－8－1
研究課題名 (Title)	高速増殖炉燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究 Study on the breach criteria of breeder reactor fuel during transient conditions	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　燃料材料技術開発グループ	System Engineering Technology Division
	[氏名]	浅賀　健男	ASAGA,Takeo
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-1393

キーワード (Key word)	過渡時燃料挙動	破損限界	CABRI	ピン外径変化	
	transient fuel behavior	brsach limit	CABRI	fuel pin diameter change	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	CABRI炉内試験（仏国、IPSN）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

過渡条件下における燃料破損限界について、炉内及び炉外試験データの取得とその評価により解明し、安全性を確保しつつ高燃焼化、高線出力化といった高性能化を達成する混合酸化物(MOX)燃料を開発するとともに、このような高性能化MOX燃料に適用できる安全評価上の基準類の整備に資する。

また、従来型MOX燃料以外の新型燃料の過渡挙動と破損メカニズムの概略を把握し、燃料設計の成立性及び安全性の判断に資する。

【研究内容（概要）】

イ．CABRI/SCARABEE炉の炉内実験ループにより、燃料設計の高度化に対応した燃料を用いて、過出力型および流量減少型の過渡試験を行い、破損限界の燃料条件依存性を明らかにする。また、従来型MOX燃料以外の新型燃料についても過渡試験を行い、破損メカニズムや過渡挙動の概略を把握する。

ロ．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（流量減少）型の過渡条件を模擬した炉外急速加熱破損試験を行い、高燃焼条件下の機械的強度および破損限界特性に関するデータベースを拡充する。

ハ．「イ」「ロ」に従来のデータを加えて、高速増殖炉燃料の過渡時の破損限界データベースと評価モデルを整備することにより、十分な安全性を保ちながら高性能化を達成する燃料設計条件を明らかにするとともに、このような高性能化燃料に適用できる安全評価上の基準類の整備に資する。

ニ．新型燃料について、成立性および安全性の検討を行う。

様式－1－1

【使用主要施設】
照射炉：高速実験炉「常陽」、炉内安全性試験炉CABRI
照射後試験施設：PNC-FMF、MMF、CEA-LECA

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．CABRI-RAFT計画（1996～2000年）の具体的な試験内容を検討した。この中で、太径中空高燃焼度燃料及び新型燃料を用いた試験については、試験燃料調達が困難になるなどの外的要因により本計画の対象から除外した。また、CABRI-FAST計画の中で実施済みのMF2試験の破壊検査を行うとともに、その結果の評価を進めた。

ロ．最大約20×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）まで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の急速加熱破損試験を終了し、その評価に着手した。また、最大照射量約15×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）、最大燃焼度約15a/oまで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンの炉外加熱試験（TOH試験）結果について破断時間に関する評価を行った。

ハ．既存スローTOP試験データベースについて評価を進め、解析モデルの改良と適用性評価を進めた。

ニ．イ．のとおり外的要因によりCABRI計画の対象から除外したため実施しない。

【成果の達成レベル】

イ．CABRI-FAST計画で実施した中空燃料の過出力試験に対する照射後検査とその結果の分析を行い、溶融燃料のピン内吹き上げ（extrusion）など中空燃料の高い破損限界に係わる詳細データを得た。

ロ．最大約20×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）まで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験データを得た。また、最大照射量約15×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）、最大燃焼度約15a/oまで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンのTOH試験の結果、未照射材と比較してPNC316では1/2程度、改良オーステナイト鋼では1/10程度にまで破断時間が低下することが明らかとなった。

ハ．スミア密度や燃焼条件の異なる既存のランプ型過出力試験の破損限界の概要を把握した。特に、スミア密度の低い燃料では燃料ピン内の気相空間の存在によるFCMI低減効果により破損限界に対する裕度が大きいこと及びその破損条件は被覆管温度に強く依存することなどを確認できた。

ニ．実施しない。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ．中空燃料の過渡時FCMI挙動に関する知見については、「ハ」の評価モデル整備に反映する。

ロ．今回のPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験結果と、前年度までに評価を行ったPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンのTOH試験結果からLOF型事象時における燃料被覆管の健全性を評価し、その結果を燃料許容設計限界の検討に反映する。

ハ．過出力時破損限界の被覆管温度依存性は、「イ」の過渡時FCMI（Fuel Cladding Mechanical Inter action）挙動の知見とともに評価モデル整備に反映して、様々な条件での燃料破損限界を評価し安全評価上の基準類の整備に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．CABRI-FAST試験の破壊検査結果を踏まえた評価のまとめを行う。

ロ．最大照射量約20×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）までの範囲で燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験データの評価を行うとともに、スエリングが破断時間の低下に与える影響について検討する。

ハ．各種の燃料条件に対する改良モデルの適用性評価を継続するとともに、パルス型過出力（ULOFなどのCDA研究に用いられる急激な過渡）との共通メカニズムの観点から現象理解とモデル化を進める。

ニ．実施しない。

【その他、今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

イ．CABRI-FAST計画のMF2試験（6.4a/oの太径中空燃料による1240W/cm程度までのスローTOPで非破損の結果となり、破損限界が極めて高いことを確認）についての破壊検査を行い、断面金相等から被覆管変形のメカニズム分析を進めた。本試験については、プレナム・ガス圧力によるクリープと思われる全般的で軽微な変形に加え、フィッサイル頂部及びX/L＝～0.6の軸方向位置に若干のローカルな変形が見られた。このうち、フィッサイル頂部については、被覆管外表面に複数のスポット状の変色が見られ、破壊検査の結果では上部ブランケットを押し上げたスペースへの溶融燃料の侵入と被覆管への直接接触が観測された。また、過渡中の流量応答データは短時間の冷却材沸騰を示し、燃料移動計装データはこれと同期したフィッサイル長の急激な伸びを示した。これらは、燃料溶融領域の圧力によって上部ブランケットが押し上げられる「extrusion」の発生を示すものであり、溶融燃料が被覆管に直接接触した際の急激な伝熱によるローカルな冷却材沸騰と被覆管温度の上昇が被覆管変形の原因であると考えられる。このような「extrusion」は、溶融領域内圧上昇を抑制する作用を持つ。また、X/L=～0.6の位置でのローカルな変形については、ペレット形状に応じた樽状の被覆管変形の傾向が見られ、軽微ながら被覆管高温化条件下での固体燃料の膨脹（熱膨張及びスウェリング）に伴うFCMI（Fuel Cladding Mechanical Interaction）の寄与を示唆した。

ロ．最大照射量約15×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）、最大燃焼度約15a/oまで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンの炉外加熱試験（TOH試験）結果をラーソン・ミラーパラメータ（LMP）で整理し、未照射材のクリープ破断強度データとの比較評価を行った。この結果、TOH試験のような比較的高温で長時間の加熱試験では未照射材に対する破断時間の低下が認められ、PNC316では1/2程度、改良オーステナイト鋼では1/10程度まで破断時間が低下することが明らかとなった。

最大約20×10^{26} n/m^2（E>0.1MeV）まで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験結果について、未照射材の急速加熱破損試験結果との比較評価を行った。この結果、急速加熱破損試験のような短時間の試験では照射の影響はあまりみられず、極端な破裂温度の低下は認められなかった。ただし、PNC316でスエリングが大きかった試料については、周応力が200MPaと高い場合に有意な破裂温度の低下がみられた。これは、従来の組織観察の結果から、試験時の急速加熱過程における組織変化、結晶粒界等でのボイドの粗大化と関連している可能性が考えられる。

ハ．過出力時の破損限界については、今後の焦点となる太径中空高燃焼度燃料に係わる直接的な試験データが当面得られない状況を踏まえ、現行年次計画における研究方策を見直した。その結果、現行年次計画の中では既存試験データの分析評価を重点的に行ない、破損限界に与える燃料設計と燃焼条件の影響を把握し、物理メカニズムを反映した一般性を持つモデルの構築に重点をおくこととした。

図１はCABRI、TREATにおける既存スローTOP試験データ（1～数%Po/s）について、燃料断面溶融割合の概略評価結果を、燃焼度やスミア密度との関係で整理したものである(1)。85%TD程度以下の中低スミア密度燃料では、極めて大きな溶融割合に至った条件でのみ破損を生じており、極めて有効なFCMI低減効果が得られていることが分かる。また、これらの中低スミア密度燃料の破損限界は燃焼度にはあまり依存しない傾向が見られるが、図２に示す被覆管温度の評価結果を見ると、プレナムガス圧相当の内圧負荷での被覆管高温化が破損および被覆管変形挙動を支配していることがうかがわれる。

CABRI計画でのスローTOP試験における断面金相データ等を分析した結果、中心空孔をはじめ、燃料ー被覆管ギャップ、燃料内クラックやポロシティ等の気相空間が過出力時体積吸収効果としてFCMI低減効果に寄与しており、このような気相空間をモデルに取り入れることで適切な評価が可能になるとの見通しを得た。この見通しに基づいてモデル改良を実施し、各種の燃料条件に対する適用性評価を進めた。

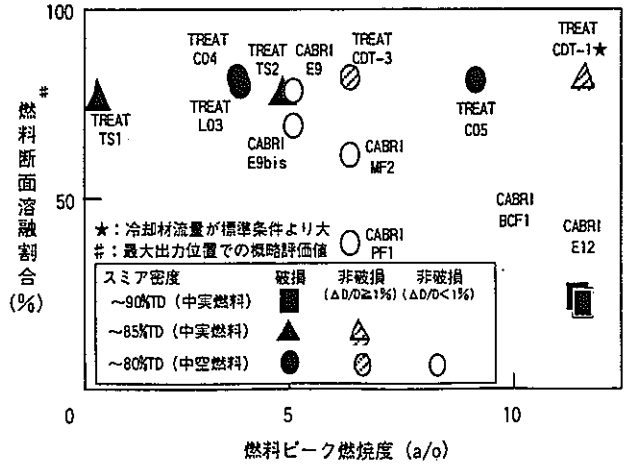


図１　スローTOP条件での破損・非破損データ

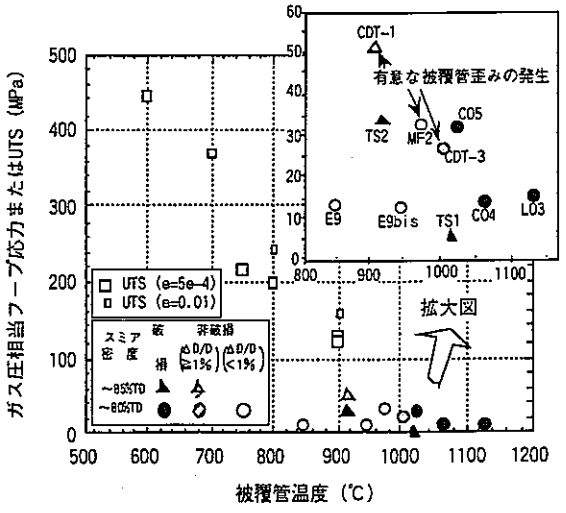


図２　プレナムガス圧相当フープ応力とUTS

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 深野他、「スミア密度の低い高速炉燃料のスローTOP条件下でのFCMI低減効果の検討」、日本原子力学会1999年春の年会、I25.
(2) 皆藤他、「燃料ピン炉外加熱試験による熱過渡時挙動評価」、日本原子力学会1999年春の年会、J28.
(3) 皆藤他、「燃料ピン加熱試験による熱過渡時燃料ピンの挙動評価」PNC TN9400 99-001、1998
(4) 水田他、「高速炉被覆管（PNC316）の高温下でのクリープ強度特性評価」日本原子力学会1997年秋の大会、L5.
(5) 吉武他、「高照射PNC316被覆管の急速加熱破裂挙動評価（Ⅰ）」PNC TN9410 96-281、1996
(6) 吉武他、「高照射PNC316燃料被覆管の急速加熱破裂挙動評価」、日本原子力学会1997年春の年会、J29

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

原電では、実証炉炉心の安全評価研究を実施しており、流量低下型事象および過出力型事象の燃料健全評価を行っている。

流量低下型事象については、被覆管の寿命分数和評価により燃料ピン健全性を評価し許容できる被覆管上限温度を設定する試みを行っており、その暫定評価にはサイクル機構が取得した被覆管強度試験データやサイクル機構が作成した被覆管強度関係式を適用している。この評価結果では、現在までにサイクル機構が強度データを取得した照射量の範囲では、実証炉の流量低下型事象における燃料健全性は確保できる見通しである。

過出力事象については、燃料の溶融防止により燃料ピンの健全性を確保することを意図して、燃料温度評価を実施しており、精度の高い燃料温度評価手方の開発が重要であることが指摘されている。

【参考文献】

（平成８年度～10年度に公開された関連文献はない。）

【海外の研究の現状と動向】

入手した情報の範囲では、平成８年度～10年度に、サイクル機構との共同研究により得られた成果で既に報告しているものを除き、海外における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

【参考文献】

（平成８年度～10年度に公開された関連文献はない。）

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	7	5	0		
要員　　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	FCMIによる燃料ピン変形挙動の燃料条件依存性、過渡時燃料ピン破損限界の被覆管温度依存性について評価した。 PNC316及び改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験を行った。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	過渡照射試験結果に基づく評価結果は挙動評価モデル整備に反映し、破損限界評価を通じて安全上の基準類整備に資する。 被覆管強度特性はLOF型事象時の破損限界評価を通じて安全上の基準類の整備に資する。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	Phenix運転計画の遅れにより高燃焼度燃料調達が困難になったこと及びCABRI計画の最終調整段階で「新型燃料」が試験対象外となったことから、現行のCABRI-RAFT計画では破損限界に係わる試験は実施されないこととなった。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－9－1
研究課題名 (Title)	燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究 A Study on Prevention of Abnormality Progression with in a Fuel Subassembly	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　原子炉工学Gr	Reactor Engineering Group, Sodium and Safety Eng. Div.
	[氏名]	古谷　章	Akira Furutani
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町　成田町　4002	4002 Narita-cho,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki,Japan

キーワード (Key word)	局部事故	集合体事故	CABRI-RAFT	制御棒誤引き抜き	ポーラス状閉塞
	local fault	subassemby accident	CABRI-RAFT	control rod withdrawal accident	porous blockage

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	CABRI-RAFT計画（仏IPSN） 多孔質体内における熱流動現象に関する研究（筑波大）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

燃料集合体内の局所的な冷却材流路閉塞や燃料損傷を生じた場合の異常拡大の防止条件について、燃料設計及び炉心設計の進展を踏まえて明確化し、高速増殖炉の異常拡大防止に関する判断基準の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．局所閉塞に関する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・検証を行い、局所的な冷却性の阻害と燃料ピン破損発生の関係に関する評価手法を整備する

ロ．高燃焼度燃料条件において、燃料集合体内の一部に損傷を生じた場合の損傷拡大メカニズムと拡大速度を実験的に確認し、燃料高性能化に対応した異常拡大防止のための設計条件及び評価の考え方の明確化を図る。

ハ．大型炉の制御棒誤引抜事象において、一部の燃料ピン破損を生じた場合の損傷部分の冷却性確保の条件について実験的な解明を図り、燃料高性能化に対応した異常拡大防止のための設計条件及び評価の考え方の明確化を図る。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
・炉心・機器熱流動試験施設（CCTL）：最高使用温度625℃、設計圧力 8 kg/cm^2 G
・燃料集合体水流動試験装置：最大流量30m^3 /hr
・CABRI炉（仏IPSN、カダラッシュ研究所）

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．局所閉塞事象の評価
　３７ピン体系ナトリウム試験について、予測解析を行い試験条件を設定するとともに試験を実施し、ポーラス状閉塞内外の温度場の特性を把握した。ポーラス状閉塞内部の現象を解明するため、ガラス球で模擬した閉塞粒子間の隙間を通る流れ場の測定手法を確立するとともにその流動特性を把握した。
　サブチャンネル解析コードASFRE-IIIに関しては燃料ピン三次元熱伝導モデルを組み込むとともに、実機評価への適用を可能とするために並列処理による高速化を図った。また、これらのモデルの検証解析を実施した。

ロ．集合体内の一部に損傷を生じた場合の異常拡大の防止
　本研究項目に関しては下記ハ．と目的を共有させることとし、その試験条件の検討と、結果の分析評価を進めた。

ハ．制御棒誤引き抜き時の異常拡大の防止
　CABRI-RAFT計画の内容についてCEA/IPSNとの協議を行い、過出力条件下での破損燃料の冷却性に係わる２試験を実施することとした。このうち、過渡試験１種を実施し、その結果の評価を行うとともに、これを踏まえて第２の試験の条件を選定し試験準備を進めた。

【成果の達成レベル】

イ．局所閉塞事象の評価
　水およびナトリウムを用いた炉外試験により、ポーラス状閉塞内外の熱流動現象の解明が進展した。評価手法として３次元解析手法を開発し、実験データによる検証を進めた。実機体系での評価手法としてサブチャンネル解析コードASFREの実験検証を行うとともに、燃料ピン３次元熱伝導モデルを開発した。

ロ．及びハ．異常拡大の防止
　既存炉内試験の知見を踏まえて、異常拡大防止のための重点研究課題を整理し、CABRI-RAFT計画の試験内容の検討を進めた。また、CABRI-RAFT計画の中で新たな炉内試験１種類を実施し、過出力での燃料溶融を伴った条件での被覆管破損における溶融燃料放出に対する抑制効果の存在を確認し、異常拡大の抑止に係わる知見を得た。

【成果の活用方法及び利用実績】

局所閉塞に係わるナトリウムを作動流体とした炉外試験の実施とそれに基づく評価手法の向上は、種々の起因事象に対する燃料ピン破損モードの評価に活用できる。また、CABRI-RAFT炉内試験から得られる過出力条件下での破損燃料の冷却性に関わる知見及びこれに基づく評価手法の向上は、高線出力化等の燃料高性能化に向けた異常拡大の防止設計や判断基準類の整備に反映できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．局所閉塞事象の評価

３７ピン体系ナトリウム試験について、実機相当出力での炉外試験を実施するとともに、評価手法の検証を進める。多次元詳細解析結果からASFRE-IIIコードへのサブチャンネル内１点近似パラメータの受け渡しについて検討を進める。ASFRE-IIIコードについて、水及びナトリウム試験の解析によるコード検証を実施する。

ロ．集合体内の一部に損傷を生じた場合の異常拡大の防止

本項目の実験的研究については下記ハ．との共通課題として統合するものとし、その成果を基に損傷拡大に係わる評価の考え方の明確化を図る。

ハ．制御棒誤引き抜き時の異常拡大の防止

平成11年度にはRB2試験を実施すると共に試験結果の分析評価を進め、破損燃料の冷却性に係わる物理メカニズムの整理を行う。また、H12年度以降は異常拡大防止のための設計条件及び冷却性を考慮した評価の考え方の明確化を図る。

【その他、今後の発展性等】

解析コードについては、高速炉の実用化研究における安全評価に反映する。

筑波大学との共同研究として実施している「多孔質体内における熱流動現象に関する研究」は、多孔質体を用いる様々な工学分野での解析手法の検証に利用が期待できる。

【研究成果】

イ．局所閉塞事象の評価

局所事故の起因事象としての局所閉塞事象に関する現象の解明を炉外試験により進めた。これまでの研究により、ワイヤースペーサ型燃料集合体における冷却材流路の閉塞形態としてピン束内の発熱部まで侵入できる微小な粒子が積み重なり厚みのあるポーラス状の閉塞を形成することを想定した。このような閉塞により集合体内の冷却性が阻害され、燃料ピン温度が上昇する現象を解明し、その評価手法を構築するため以下の4種類の炉外試験を実施している。1）閉塞粒子スケール、2）サブチャンネルスケール及び3）ピンバンドルスケールの3段階のスケールでの水流動試験並びに4）総合試験の位置づけでピンバンドル体系でのナトリウム試験。

閉塞粒子スケールの試験では筑波大学との共同研究として、ポーラス状閉塞物内部の速度場と温度場を定量的に把握することにより現象を解明するとともに多次元詳細解析手法の検証を行っている。図1に示すように、閉塞物を複数のガラス球で模擬し屈折率調整手法を用いてガラス球間の隙間を通る流れを可視化した。屈折率調整と可視化画像の処理により速度場を求める手法を開発し、閉塞物内部の流動場の特性を明らかにした。(1)-(4), (24)

サブチャンネルスケールの試験として、4サブチャンネル体系の中央に焼結金属で模擬した閉塞サブチャンネルをおき、水を流すとともに燃料ピンを模擬した電気ヒーターにより加熱する試験を実施した。これにより閉塞サブチャンネル内の温度場に閉塞を横切る流れが大きな影響を与えることを明らかにした。また、閉塞物、燃料ピン、流体の伝熱を考慮し閉塞サブチャンネル内の急峻な温度勾配を予測する多次元詳細解析手法を開発し、実験解析により検証を行った。(5)-(9)

ピンバンドル体系の試験として水及びナトリウムを用い、37本ピンバンドル内に閉塞物を挿入した同一体系での試験を実施した。水試験では閉塞物回りの速度場を計測し、ナトリウム試験体系での速度場の情報を与えた。ナトリウム試験では閉塞物内部、ピン表面、サブチャンネル内の温度を計測することにより実機に近い条件での温度特性を把握した。(10), (25)

単相三次元サブチャンネル解析コードASFRE-IIIについて、燃料ピン三次元熱伝導モデルを開発した。本モデルを汎用の熱伝導解析コードと比較・検証し、燃料ピン内の温度分布評価が妥当であることを確認した。これにより、燃料ピンの周りが部分的に閉塞されて周方向に温度勾配がある場合の熱流束を正しく評価できるようになり、ピンの中心温度の評価精度が向上した。また、「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ワイヤースペーサによる圧力損失モデルを検証した。定格流量時には圧力分布、周方向圧力損失ともに実測値と一致することを確認した。(11)-(22)

ロ．集合体内の一部に損傷を生じた場合の異常拡大の防止

燃料集合体内の部分的な損傷からの損傷拡大挙動については、当初計画した炉内試験の実施が見送られたため、下記ハ．との共通課題として研究を実施しており、下記ハ．にまとめて成果を示す。

ハ．制御棒誤引き抜き時の異常拡大の防止

CABRI-RAFT計画では、過出力条件下での破損燃料冷却性に係わる試験として、表1に示す2試験が予定されており、1997年6月にRB1試験を実施するとともに(23)、RB2試験の準備を進めた。

これらの試験は、本来の破損限界以下の比較的低い燃料溶融割合の条件で強制的に被覆管破損を生じさせ、溶融燃料の放出挙動や放出後の冷却性に係わるデータを得るものである。このため、照射済み燃料の被覆管にあらかじめ欠陥を設けておき、これを融点が約650℃の合金で塞ぐ特殊技術を用いた。この技術の有効性については、基礎試験及びホットセルでの確証試験を実施し、フィージビリティを確認した上で本試験に適用した。

RB1試験では、スリット状の人工欠陥を設けた照射済み燃料ピン（中空燃料、6.4a/o）を用いて過出力によって燃料溶融を生じさせた上でスリット合金を破損させた。この結果、図2に示すようにスリット部の開口破損と燃料溶融が確認されたが、溶融燃料のピン外への放出は生じなかった。また、この燃料ピンの破壊・非破壊検査を行い、図2の位置以外を含めた燃料溶融の範囲がほぼ目標条件に到達していたことを確認した。

さらに、DN（遅発中性子）先行核の移行挙動の概略評価を行い、スリット部の開口発生直後から冷却材流路中にはDN先行核が移行しているとの結論を得た。

RB1試験の結果を踏まえ、RB2試験においてはより大量の燃料溶融を生じさせて溶融燃料の放出に至る条件の明確化及び燃料放出挙動と冷却性に係わる知見を得ることとした。また、冷却材沸騰の先行を防止しつつ、燃料放出を確実に実現するため、RB2試験では人工欠陥位置をRB1試験での軸方向中心付近よりも約7cm上方に移動させた。

【研究成果】

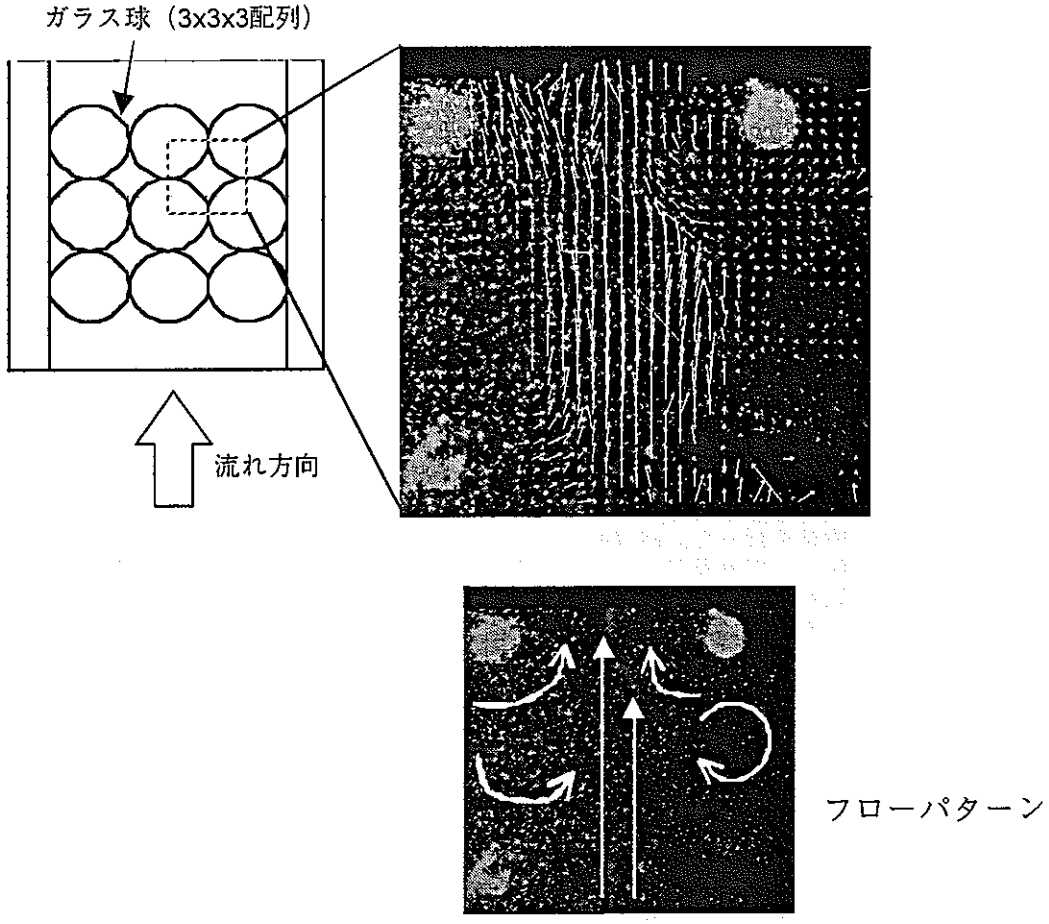


図１　屈折率調整によるポーラス状閉塞内部の流れ場の可視化と速度場計測

表１　CABRI-RAFT試験における破損燃料冷却性／損傷拡大挙動に係る試験

試験名	試験体形状	燃料溶融条件	試験目的
RB1試験 (実施済み)	単一ピン、 軸方向中心付近に欠陥を設置	軸方向中心での断面溶融割合は20%程度 最大線出力は841w/cm	低燃料溶融条件での溶融燃料放出の有無と放出挙動の把握 （結果として放出なし）
RB2試験 (未実施)	単一ピン、 軸方向中心より数cm上方に欠陥を設置	線出力は溶融燃料放出が生じるまで上げる (上限: 約1200W/cm)	溶融燃料の放出に至る燃料溶融条件の解明、燃料放出挙動の解明及び放出燃料の冷却性に係わる基礎データの取得

【研究成果】

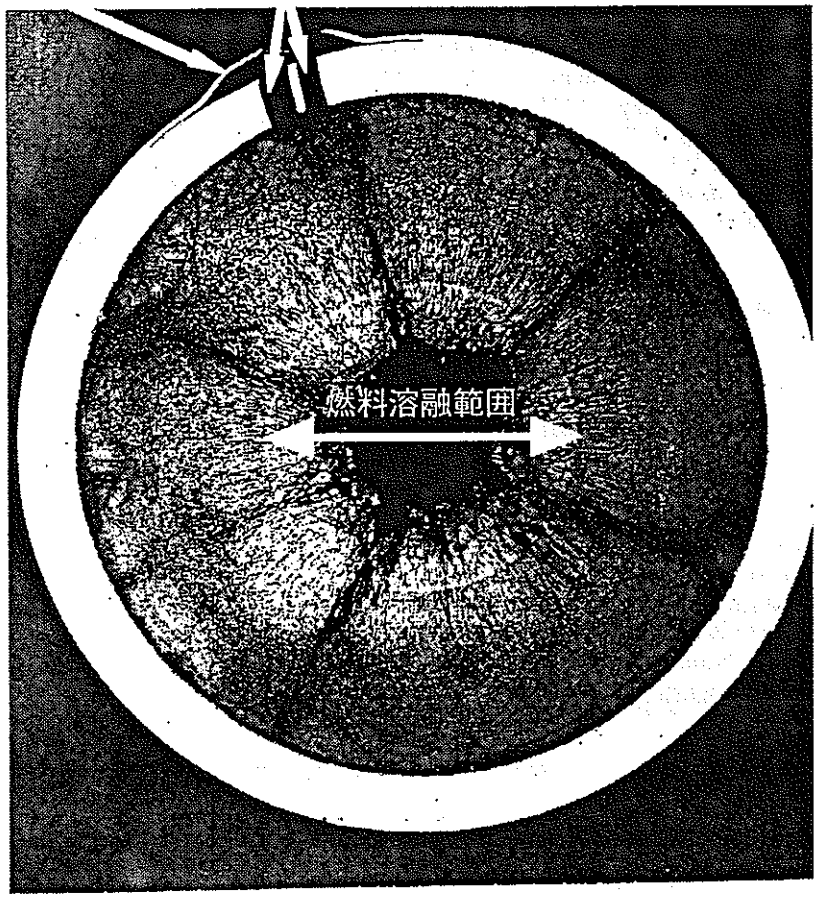


図２　CABRI-RAFT RB1試験後の軸方向中心位置での断面金相写真

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 松井剛一、田中正暁他、「多孔質閉塞を含む流路内の速度場」、第36回日本伝熱シンポジウム講演論文集、Vol.2 p.449 (1999)
(2) 田中正暁、斉藤克弘他、「局所閉塞事象を対象とした多孔質体内流動の可視化」、日本原子力学会1998秋の大会, G25 (1998)
(3) 松井剛一、田中正暁他、「多孔質体内における熱流動現象に関する研究（平成９年度）」、PNC TY9610 98-001 (1998)
(4) 松井剛一、田中正暁他、「多孔質体内における熱流動現象に関する研究（平成１０年度）」、JNC TY9400 99-005 (1999)
(5) M. Tanaka, J. Kobayashi, et al., "An Experimental Investigation on Heat Transfer in a Subchannel with a Porous Blockage - The Influence of Flow on Temperature Distribution inside the Porous Blockage -," 5th ASME/JSME Joint Thermal Engineering Conference, San Diego, AJTE99-6434 (1999)
(6) 小林　順他、「ＦＢＲ燃料集合体内ポーラス状局所閉塞水流動試験（Ｉ）ー閉塞物内部通過流量と冷却効果ー」、日本原子力学会1996秋の大会 (1996)
(7) 田中正暁、西村元彦他、「高速炉燃料集合体ポーラス状局所閉塞事象の研究ー多次元熱流動解析手法の検討ー」、日本原子力学会1997年秋の大会 (1997)
(8) 田中正暁、西村元彦他、「高速炉燃料集合体ポーラス状局所閉塞事象の研究ー閉塞物内部の温度分布に及ぼす水平方向流れの影響ー」、日本原子力学会1998年春の年会 (1998)
(9) 田中正暁、小林　順、磯崎　正、西村元彦、上出英樹、「燃料集合体局所閉塞冷却限界４サブチャンネル基礎水流動試験ー閉塞物内温度分布への冷却材内部流れの影響ー」、PNC TN9410 98-024 (1998)
(10) 飯塚、西村他、高速炉燃料集合体ポーラス状局所閉塞事象の研究ー37本ピンバンドルナトリウム試験の事前サブチャンネル解析ー、日本原子力学会1998年秋の大会、G19 (1998)
(11) 山口　彰、大島宏之、「計算科学的手法による流体―構造系の統合シミュレーションの研究―複雑形状空間における熱流動シミュレーション―」、日本原子力学会誌、Vol.39, No.5, p.22 (1997)
(12) H. Ohshima, H. Narita, et al., "Analysis of Thermal-Hydraulic Behavior in a Fast Reactor Fuel Subassembly with Porous Blockages," Proc. of International Meeting on Advanced Reactor Safety (ARS'97), Orlando, Florida (1997)
(13) H. Ohshima, H. Ninokata, "Thermal-Hydraulic Analysis of Fast Reactor Fuel Subassembly with Porous Blockages," 4th International Seminar on Subchannel Analysis (ISSCA-4), Tokyo (1997)
(14) A. Yamaguchi and H. Ohshima, "Practical Engineering Application of Numerical Simulation of Fluid Flow in Complex Geometry," 計算科学国際シンポジウム (ISPCES'97) (1997)
(15) H. Ohshima, H. Ninokata, "Numerical Analysis of Wire-Wrapped Pin Bundle Thermal Hydraulics," IAHR 9th W/G Meeting on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics, Grenoble France (1998)
(16) 大島宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの並列計算機への適用」、日本原子力学会1996春の年会、C21 (1996)
(17) 大高雅彦、大島宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証」、日本原子力学会1996春の年会、C22 (1996)
(18) 成田　均、大島宏之、「高速炉燃料集合体内熱流動解析コードASFRE-IIIの整備―燃料ピン伝熱モデルの改良―」、日本原子力学会1996秋の大会、C11 (1996)
(19) 大島宏之、「高速炉における燃料集合体局所異常に関する研究―ポーラス状流路閉塞熱流動解析―」、日本原子力学会1997春の年会、F4 (1997)
(20) 大島宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの整備・改良―ポーラス状閉塞モデルの高度化―」、PNC TN9410 96-128 (1996)
(21) 大高雅彦、大島宏之、成田　均、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証」、PNC TN9410 96-212 (1996)
(22) 成田　均、大島宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの整備―燃料ピン熱伝導モデルおよび圧力損失モデルの検証解析―」、PNC TN9410 97-104 (1997)
(23) 深野他、「CABRI-RAFT計画第１試験の結果概要と分析」、日本原子力学会1998年春の年会 (1998)

【発表予定】

(24) M. Tanaka, K. Saito, et al., "Visualization of flow field in a cubic packing of spheres," Proc. of 9th Int. Top. Mtg. on Nucl. Reac. Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco (1999)
(25) 小林　順、磯崎　正他、「燃料集合体ポーラス状周辺閉塞ナトリウム試験ー温度分布に対するヒータ出力の影響ー」、日本原子力学会1999秋の大会 (1999)

【民間の研究の現状と動向】

本課題に関わる近年の民間での研究としては、原電での実証炉を対象とした異常の想定に係わる研究、及びいくつかの異常想定に対応した評価研究が行われている。平成8年度までに、サブチャネル規模での非発熱閉塞あるいは集合体完全閉塞条件での解析評価等が実施された。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

欧州では、燃料集合体内における規模の大きな閉塞を初期条件とした炉内試験研究として、仏カダラッシュ研究所のSCARABEE炉を用いたSCARABEE-Nシリーズ試験及びベルギーMOL研究所のBR-2炉を用いたMOL-7Cシリーズ試験が1980年代に実施され、その後、過渡後の試験体に対するPIEなどが各々継続されてきた。このようなPIEの完了を受け、1998年初めにはSCARABEE-N試験計画全般、及びMOL-7Cシリーズ試験全般についてまとめた公開レポートが、仏IPSN、独FZK等によってそれぞれ作成された。(1), (2)

【参考文献】

(1) Kayser G., et al. "Summary of the SCARABEE-N Subassembly Melting and Propagation Tests with an Application to a Hypothetical Total Instantaneous Blockage in a Reactor," Nucl. Sci. Eng., 128, pp.144-185, Feb. 1998.
(2) Schleisiek K., et al. "The Mol-7C In-Pile Local Blockage Experiments: Main Results, Conclusions, and Extraporation to Reactor Conditions," Nucl. Sci. Eng., 128, pp.93-143, Feb. 1998.

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	90	216	135		
要員　　（人／年）	2.6	2.6	3		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	ポーラス閉塞試験については、水ならびに Na を作動流体とした試験の実施と解析評価を継続し、境界条件に応じた流動特性把握と冷却材温度上昇のメカニズム解明、及び解析モデルの改良と妥当性確認が進められた。 燃料ピン破損後の影響の観点からは、CABRI-RAFT 計画における RB1 試験の実施により、燃料溶融を伴った被覆管破損時の溶融燃料放出抑制機能及び、異常の検知性に関わるデータを取得した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	ポーラス閉塞試験に基づく局所的除熱低下評価手法の向上及び破損燃料の冷却性に係わる炉内試験の成果は、燃料ピンの破損条件あるいは冷却性の判断根拠に活用できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	ポーラス閉塞試験及びその解析評価については、水, Na 試験データを用いた現象把握とこれに基づくモデル改良・検証を実施した。また、燃料ピン破損の影響に係わる研究については、SCARABEE 炉の廃止決定を踏まえてスコープを見直し、CABRI 炉で2試験を実施する計画とした上で1試験を実施した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄				

様式－1－7

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー10ー1
研究課題名 (Title)	自然循環除熱に関する研究 Study on Decay Heat Removal by Natural Circulation	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　原子炉工学Gr	Reactor Engineering Group, Sodium and Safety Eng. Div.
	[氏名]	古谷　章	Akira Furutani
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町　成田町　4002	4002 Narita-cho,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki,Japan

キーワード (Key word)	自然循環	受動安全	インターラッパーフロー	熱過渡	崩壊熱除去
	natural circulation	passive safety	inter-wrapper flow	thermal transient	decay heat removal

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

自然循環による崩壊熱除去を積極的に設計に取り込むことによる利点、留意点を分析するとともに、炉内自然循環除熱の評価において重要なインターラッパーフローの効果を含むプラント挙動を明らかにして、崩壊熱除去にかかわる基礎データ、判断基準の検討を行い、プラントの安全設計・安全評価を行う上で必要となる指針等の確立に資する。

【研究内容（概要）】

イ．自然循環除熱への移行時における炉心部の三次ピーク温度の低減及び評価モデルの信頼性向上を図るため、水を作動流体とするインターラッパーフロー特性試験及び大型熱流動試験施設を用いたナトリウムを作動流体とする自然循環特性試験を実施する。

ロ．実炉試験データを用いて熱流動解析手法の検証を行う。さらに、炉外試験の成果を踏まえて、自然循環による崩壊熱除去時の炉心を始めとするプラント構成機器の熱流動現象の評価手法を確立する。これを用いて大型炉での現象を予測・評価することにより、自然循環除熱における現象論的特徴を明確にする。

ハ．安全評価指針等への反映を目的として、自然循環による崩壊熱除去時のプラントにおいて評価すべき現象、評価手法に求められる点、安全評価を行う上で留意すべき点等を整理する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】

イ．プラント過渡応答試験施設（PLANDTL): 最高使用温度 650℃(ループ) 950 ℃（試験体）、設計圧力 8kg/cm^2 G、最大流量1200㍑/min、発熱量- 試験体1.2MW 、加熱器0.52MW、主配管4B。
自然循環時インターラッパーフロー水試験装置（TRIF）：六角集合体の形状、発熱を平板状の透明ヒーターで模擬し、インターラッパーフローを可視化するとともに速度場を測定できる。

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．自然循環特性試験
自然循環時の炉心部温度に大きな影響があることがナトリウム試験により確認されたインターラッパーフロー現象について、炉心部及び上部プレナムを３０度セクターでモデル化した水流動試験装置を製作し、試験を実施した。炉心部を経方向に横切る流れを含めインターラッパーフローの流動状況を把握した。

ロ．解析・評価手法の開発
炉心部の熱流動現象を評価する手法として、多次元解析コードならびにネットワークコードを用いた解析手法を開発し、ナトリウム試験結果ならびにイ．の水試験結果により検証を進めた。定格から自然循環時までの炉心全体の熱流動現象を詳細に評価する「全炉心熱流動解析コードACT」について、１次主冷却系など熱輸送系を含めて炉心部を解析できるよう改良するとともに、ナトリウム試験結果を用いた検証を行った。

ハ．安全評価上の留意点等の整理
上記イ．ロ．により得られた知見に基づき、実機を評価する上でのIWF現象の留意点を整理した。

【成果の達成レベル】

イ．自然循環特性試験
インターラッパーフローに関する水試験については、ボタンパッド形状での試験結果が得られており、解析手法の開発・検証を進めた。総合ナトリウム試験としての大型熱流動試験については施設の基本設計まで進めた。

ロ．解析・評価手法の開発
実機評価を行う上での評価手法を構築した。インターラッパーフロー現象に関する実験検証が５割程度終了した。

ハ．安全評価上の留意点等の整理
インターラッパーフローを含めた炉心部熱流動現象の整理に着手した。

【成果の活用方法及び利用実績】

・成果の活用方法

イ．およびロ．の成果によりインターラッパーフロー (以下IWF)を含む自然循環除熱に関する現象の解明が進み、より積極的な自然循環除熱を指向した設計提案が可能となる。例えば、実機の安全評価にIWF を考慮することにより、スクラム後の自然循環除熱時に発生する3 次ピーク温度のより適切な評価が可能となり、安全裕度の拡大、および設計の合理化に活用できる。

ハ．の成果は、将来炉の安全評価および熱設計の標準化および基準等の策定に活用できる。

・利用実績

日本原子力発電（株）において実施された「自然循環に関する評価手法の開発」において、本研究で得られた試験結果が解析手法の検証に用いられた。また、ドイツFzR（Forschungszentrum Rossendorf）で実施された混合対流条件下での乱流モデルを含めた解析コードの開発について、本研究で得られた試験結果が手法の検証に用いられた。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

インターラッパーフローに関する水ならびにナトリウム実験研究を進めるとともに、実機体系に適用できる評価手法の構築・検証を行う。また、このような評価手法を用いて実機解析を行い、実機体系での現象を予測し、評価上の留意点を整理する。

【その他、今後の発展性等】

特になし

【研究成果】

イ．自然循環特性試験

高速炉の設計では崩壊熱除去系として炉容器上部プレナム内に炉内冷却器を設ける例が多くみられる。この場合、自然循環時には低温のナトリウムが高温の炉心部の上方に位置し密度差により低温ナトリウムが集合体間のギャップ領域に入り込み対流するインターラッパーフロー（IWF）現象が生じる。IWF現象は炉心部温度に大きな影響を与えると予測され、その評価手法の確立が求められている。

本研究では、IWF現象について７体の集合体からなる模擬炉心を用いたナトリウム試験ならびに炉心全体を３０度セクターモデルで模擬した水流動試験を実施し、現象の解明、評価手法の構築・検証を行った。

ナトリウム試験では、炉心部に加えて１次、２次主循環系が模擬されており自然循環時ならびにスクラムを模擬した過渡時のIWF現象の特性を１次主循環系自然循環流量との相互作用とともに把握した。(1)-(11)　図１に示すようにIWF現象により炉心が冷却される特性について、炉心部と上部プレナム間の温度差ならびに炉心部流速などで決まるIWFの強度を表す無次元数を導出し、炉心部最高温度の低下特性を整理できることを明らかにした。図中の温度は入口からの温度上昇幅を集合体内の出力と流量で決まる温度上昇幅で規格化して示している。IWF現象は炉心部を通過する１次主循環系流量が低下し、炉心が高温となる条件で大きな冷却効果を有することがわかる。本体系では、集合体内流速が実機（60万kW級大型炉）定格の0.5%相当、ピン表面熱流束が実機定格の1.5%相当の条件で、炉心の入口から最高温度までの温度上昇幅は集合体内の出力／流量条件で決まる温度上昇幅の約半分にとどまっている。

水流動試験では炉心部全体でのIWFの熱流動場について集合体間パッド形状、最外層の集合体と炉心槽の隙間部（コアフォーマー）の形状の影響を把握した。(27)

この他、上部プレナム内の低温ナトリウムが集合体内に潜り込む現象について水、ナトリウムを用いた試験を行い、その発生条件ならびに潜り込み深さの特性を明らかにした。(12), (13)

ロ．解析・評価手法の開発

１）IWF現象の評価手法

炉心部と上部プレナムを一括して解析する手法を構築し、図１の解析結果にあるように炉心部温度を実験誤差程度内で予測できることを示した。また、IWF現象と１次主循環系自然循環流量との相互作用を含めて炉心部温度を予測できる手法として、ネットワークコードを用い集合体間ギャップ領域を含めて炉心部をモデル化する手法を開発し、ナトリウム試験データにより検証した。

２）集合体内熱流動現象の評価手法

定格運転から自然循環への過渡時ならびに隣合う集合体からの熱移行を含む集合体内熱流動現象を評価できる手法として、多次元解析にサブチャンネル間混合効果を取り入れた解析手法を開発し、ナトリウム試験により検証した。実機集合体への適用性については、37, 61, 169ピン束集合体モデルを用いた試験結果をよく予測でき、本手法が大型集合体にも適用できることを明らかにした。(14)-(21)　図２に169ピン束少数ピン発熱試験での検証結果を示す、サブチャンネル間混合効果を取り入れることにより温度分布を精度良く模擬できることが分かる。

３）全炉心を対象とした次世代熱流動解析コードの開発

全炉心熱流動解析コードACTとして、サブチャンネル解析手法を核とする炉心解析部（燃料集合体解析部＋IWF解析部）と１次元システム解析コードを結合し、並列計算機上で動作できるコードを開発した。コードの精度確認、課題摘出を行うため、炉外ナトリウム試験PLANDTL-DHXのデータを用いて検証解析を実施した。検証用データとしてPRACS（IHXの１次側入口プレナムに崩壊熱除去用冷却器を組み込む方式）体系で模擬炉心出力を変化させた自然循環試験を４ケース選び、自然循環流量や炉心部冷却材温度について実験結果との比較を行った。(22)-(26)

ハ．安全評価上の留意点等の整理

これまでの水・ナトリウム試験により蓄積された知見、試験データの整理を進めた。自然循環による崩壊熱除去時の評価において留意すべき点は、炉心部の熱流動現象、冷却系統の熱流動現象、両者の相互作用に分類して考えることができる。また、これらの現象は崩壊熱除去系の型式（冷却器の配置）に大きく依存する。上記イ、ロの知見からは、IWFが炉心部の熱流動現象として炉心最高温度評価に及ぼす影響とその条件を明確にした。

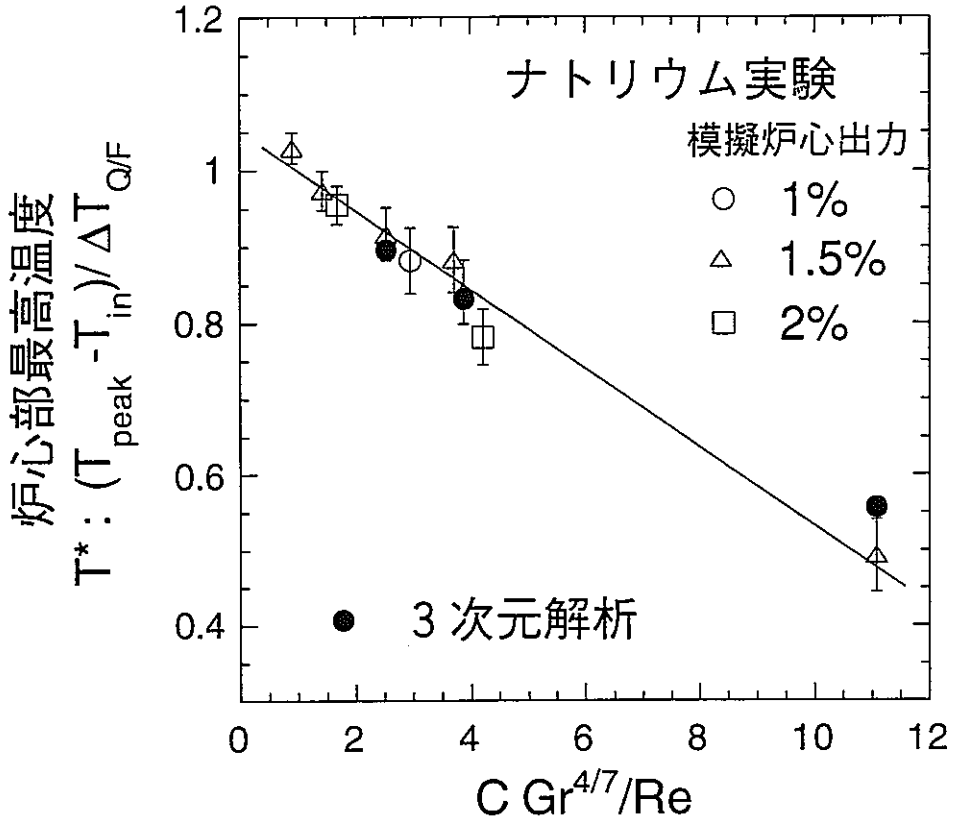


図1　IWFによる炉心冷却効果の無次元数による整理

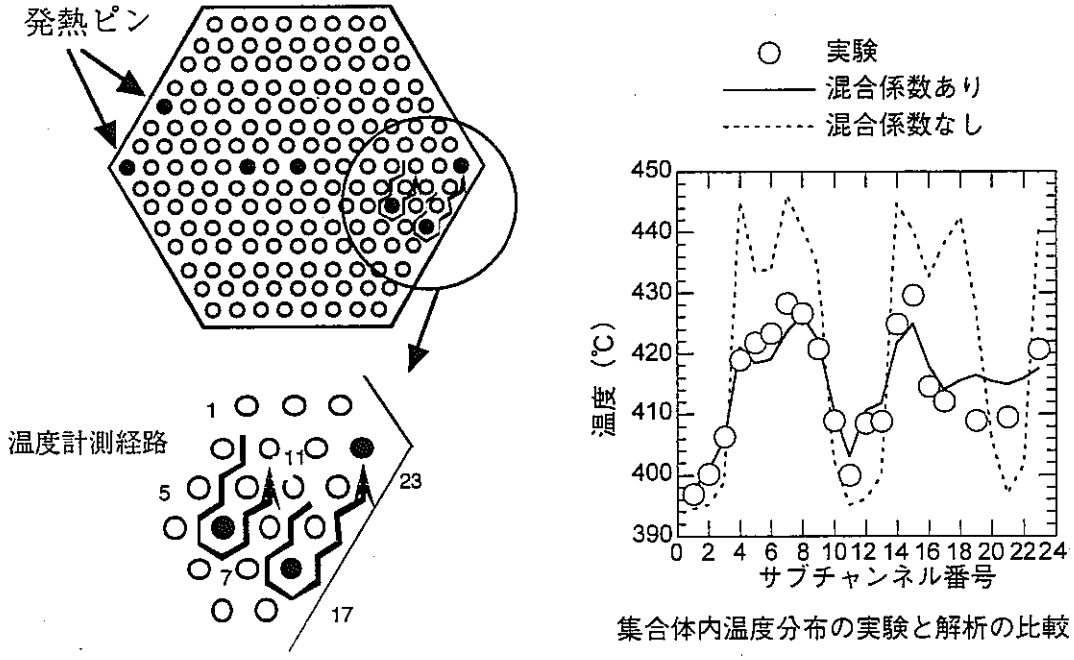


図2　サブチャンネル間混合効果を考慮した3次元解析と実験による
169ピン集合体内温度分布の比較

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) H. Kamide, K. Hayashi et al., "Investigation of Inter-wrapper Flow in Fast Reactors During Natural Circulation Decay Heat Removal -Seven-subassembly Sodium Experiments-," Proc. Int. Mtg. on Advanced Reactors Safety (ARS '97), Orlando, Florida, June 1-5, p.1141 (1997)

(2) H. Kamide, K. Hayashi, et al., "Experimental Study of Core Thermohydraulics in Fast Reactors during Transition from Forced to Natural Circulation - Influence of Inter-Wrapper Flow," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermo-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Japan, Sep. 30-Oct. 4, Vol.2 p.922 (1997)

(3) M. NISHIMURA, H. OHSHIMA, et al., "The Status of Studies on Fast Reactor Core Thermal-hydraulics at PNC", Proc. of IAEA IWGFR Technical Committee Meeting on Method and Codes for Calculations of Thermohydraulic Parameters for Fuel, Absorber Pins and Assemblies of LMFRs with Traditional and Burner Cores, Obninsk Russia (1998)

(4) H. Kamide, N. Kimura, et al., "Experimental Study on Inter-wrapper flow during Natural Circulation in Fast Reactors - Influence on Natural Circulation Flow and Core Temperatures-," Proc. 6th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-6), San Diego, California, May 10-14, ICONE-6197 (1998).

(5) 桃井一光他、「Na過渡試験による自然循環時の炉心部熱流動現象に関する研究」, 日本原子力学会1997年春の年会, (1997)

(6) 木村暢之、西村元彦他、「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の炉内熱流動現象に関する研究ー1次元ネットワークコードによる解析手法の検討ー」、原子力学会1997年秋の大会 (1997)

(7) 上出英樹、林謙二他、「高速炉の自然循環除熱特性に関する研究ーインターラッパーフローが炉心の温度・流量へ及ぼす影響ー」、原子力学会1998年春の年会 (1998)

(8) 桃井一光他、「高速炉の自然循環崩壊熱除去時のシステム間相互作用に関する試験研究 - 炉心および主冷却系の過渡熱流動現象の解明 -」, PNC TN9410 96-280 (1996)

(9) 林謙二、上出英樹他、「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の冷却系統間相互作用に関する研究ー崩壊熱除去方式及び2次主冷却系自然循環の影響ー」、PNC TN9410 97-045 (1997)

(10) 木村暢之、西村元彦他、「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の冷却系統間相互作用に関する研究ー1次元ネットワークコードを用いた解析手法の検討ー」、PNC TN9410 97-046 (1997)

(11) 桃井一光、林謙二他、「高速炉の自然循環時のインターラッパーフロー現象に関する実験研究ー炉心冷却効果と自然循環流量低減効果の評価」、PNC TN9410 97-047 (1997)

(12) H. Kamide, J. Kobayashi, et al., "Benchmark Exercise for Multi-dimensional Thermohydraulic Analysis Codes - Buoyancy Driven Penetration Flow Phenomena and Thermal Stratification -," Journal. of Hydraulic Research, Vol. 34, No.3, p.317 (1996)

(13) J. Kobayashi, A. Tokuhiro, et al., "An experimental investigation on penetration of buoyancy-driven cold liquid into a vertical channel with hot, forced-flow," Journal of Nuclear Engineering and Design, Vol. 177 p.91 (1997).

(14) H. Kamide, K. Hayashi, et al., "An experimental study of inter-subassembly heat transfer during natural circulation decay heat removal in fast reactors," Journal of Nuclear Engineering and Design, Vol.183, pp.97-106 (1998)

(15) M, Nishimura and H, Kamide, et al., "Inter-subassembly Heat Transfer during Natural Circulation Decay Heat Removal - Experimental Transient Behavior from Forced to Natural Circulation and its Multi-dimensional Analysis with Mixing Model -," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermo-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Japan, Sep. 30-Oct. 4, Vol.2 p.903 (1997).

(16) M. NISHIMURA, H. OHSHIMA and H. KAMIDE, "Fast Reactor Core Thermal-hydraulic Analyses during Transition from Forced to Natural Circulation," Proc. of IAEA IWGFR Technical Committee Meeting on Method and Codes for Calculations of Thermohydraulic Parameters for Fuel, Absorber Pins and Assemblies of LMFRs with Traditional and Burner Cores, Obninsk Russia (1998)

(17) 西村元彦他、「ミキシング係数導入による多次元解析の高度化 - 過渡時の高速炉燃料集合体間熱移行現象への適用 -」, 日本原子力学会 1997 年春の年会 (1997)

(18) 西村元彦、上出英樹、「ミキシング係数導入による多次元解析の高度化ー高速炉169ピン束燃料集合体ナトリウム実験による検証ー」、原子力学会1997年秋の大会 (1997)

(19) 上出英樹他、「高速炉の自然循環時集合体間熱移行現象に関する解析手法の開発 - CCTL および PLANDTL 試験に基づく検証」, PNC TN9410 96-268 (1996)

(20) 西村元彦他、「高速炉燃料集合体内非定常熱流動解析へのミキシング係数モデルの適用」, PNC TN9410 96-289 (1996)

(21) 西村元彦、上出英樹、「高速炉燃料集合体多次元熱流動解析へのミキシング係数の適用ー169ピン集合体定常ナトリウム試験による検証ー」、PNC TN9410 97-044 (1997)

(22) 大高雅彦、大島宏之、「高速炉炉心槽内熱流動解析手法の開発」、日本原子力学会 1996 年秋の大会 (1996)

(23) 大高雅彦、大島宏之、「複数の熱流動解析コードをカップリングした全炉心熱流動解析コード(ACT) の開発 - コードの概要と炉心槽解析部の開発 -」, PNC TN9410 96-118 (1996)

(24) 大高雅彦、大島宏之、「高速炉炉心熱流動モデルの開発と検証」、日本原子力学会1998年春の年会 (1998)

(25) 大高雅彦、大島宏之、「全炉心熱流動解析コードACTの開発 (II) ー炉心詳細モデルの開発とナトリウム炉外実験による検証ー」、PNC TN9410 97-091 (1997)

(26) 大高雅彦、大島宏之、「全炉心熱流動解析コードACTの開発 (III) ー炉心詳細モデルと熱輸送解析モジュールとのカップリングー」、PNC TN9400 98-004 (1998)

【発表予定】

(27) 宮越博幸、安田明洋他、「高速炉自然循環時のインターラッパーフロー水流動可視化実験ーボタン型ラッパー管パッド形状における試験結果ー」、日本原子力学会 1999 年秋の大会 (1999)

【民間の研究の現状と動向】

日本原電にて実証炉の自然循環特性を評価する解析システムを構築している。(1), (2)　インターラッパーフロー（IWF）を含む炉心部のみを対象とする熱流動特性の解析手法、集合体内部の熱流動特性を過渡を含めて評価する解析手法を開発し、機構のナトリウム試験データを用いて検証を進めている。また、IWFを含む単純化した炉心モデルに原子炉冷却系一巡の自然循環特性を解析できるネットワークモデルを結合した解析手法を構築し、実機解析を行っている。これらについては、炉容器上部プレナムとIWFとの結合部のモデル化などの点で、機構で開発している評価手法と相互補完されていくと考える。この他、炉内冷却器からの低温ナトリウムの炉心上部に広がる状況ならびに集合体内部に潜り込む現象について３次元解析手法を用いた検討を行っている。

電力中央研究所にて自然循環時の炉心部集合体チャンネルにおける多チャンネル間の流れの安定性にかかる水流動実験が行われ、流量振動現象が確認されるとともにその発生条件を整理している。(3)　また、水試験で得られた自然循環時の特性を実機に外挿する上での相似則の検討が行われた。(4)　IWF現象に関しては、自然循環時ならびに定格運転時の現象についてそれぞれ水流動試験を実施し現象の解明を行っている。(5), (6)　自然循環時のIWFでは、炉心と上部プレナム、１次主冷却系を有する体系で、IWFによる炉心冷却特性と自然循環流量の関係を主に温度場測定から明らかにしている。機構で実施している水流動試験ではIWFの流動特性を温度場と同時に測定することができ、これらの試験データを併せて用いることにより評価手法の検証を多角的に進めることができると考える。

【参考文献】

(1) 久保他、大型FBRの自然循環特性評価手法に関する研究(II)、日本原子力学会秋の大会、G37～G41 (1997)
(2) O. Watanabe, et al., "Study on Natural Circulation Evaluation Method for a large FBR," NURETH-8, p.828, (1997)
(3) 古賀他、FBRの自然循環水流動試験ー多チャンネル上昇パスの流動挙動評価ー、日本原子力学会1997年秋の大会、G36 (1997)
(4) Y. Eguchi, H. Takeda, et al., "Quantative prediction of natural circulation in an LMFR with a similarity law and water test," Nuclear Engineering Design 178 (1997) 295-307
(5) 古賀、田中他、FBR実証炉の自然循環水流動試験ーインターラッパーフロー試験ー、日本原子力学会1998年秋の大会、G5 (1998)
(6) 守屋、定常IWFに及ぼす炉心上部構造設置高さの影響、日本原子力学会1999年春の年会、H52 (1999)

【海外の研究の現状と動向】

ドイツのFzK（旧KfK）では、EFR（欧州高速炉、タンク型炉）の自然循環特性の評価手法確立を目的として主に炉容器内の熱流動現象に着目した1/20縮尺水試験（RAMONA）(1)、炉心部の径方向出力分布やIWFの影響に着目した1/5縮尺水試験（NEPTUN）(2)、ならびに炉心から崩壊熱除去系の空気冷却器までの系統熱流動特性に着目した1/10水試験（KIWA）、空気側・ナトリウム側ともに自然対流のみを用いる空気冷却器の特性に着目したナトリウム試験（ILONA）を展開し、現象解明ならびに3次元解析コードFLUTANを用いた解析手法の検証を進めてきた。

1997年にはKIWA試験として、EFRの崩壊熱除去系で唯一の能動機器である空気冷却器入口ルーバーの開放に関する遅れ、部分開度などの影響が報告され、逆流など系統に不安定な現象が生じないことを明らかにしている。(3)

【参考文献】

(1) H. Hoffmann, D, Weinberg, et al., "Summary report of RAMONA investigations into passive decay heat renoval," Forshungszentrum Karlsruhe report FZKA 5592 (1995)
(2) D. Weinberg, H. Hoffmann, et al., "Summary report of NEPTUN investigations into transient thermal hydraulics of the passive decay heat removal," Forshungszentrum Karlsruhe report FZKA 5666 (1995)
(3) Dirk Wilhelm, "Steady state and transinet operation of a natural convection decay heat removal system in a LMR model," Proc. of ARS '97, p.164, Orlando, Florida (1997)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	212	133	75		
要員　　（人／年）	7	6	4		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	・IWF現象を炉心の部分モデルナトリウム試験により解明した。水試験による炉心規模での現象解明が進んだ。実験結果を反映した評価手法の構築、検証を実施した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	・自然循環時の安全評価手法に上記の解析手法を反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	・大型熱流動試験施設を用いたナトリウム試験については、実証炉計画の変更があり、中断している。 ・実炉試験データを用いた研究について、「もんじゅ」の試験データとしては事故前のデータのみを対象とすることとした。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

上部プレナム内の低温ナトリウムが集合体内に潜り込む現象について、国際ベンチマーク解析を行い、評価した結果を国際水理学会の学会誌に論文投稿し、平成9年8月に同学会から最優秀論文賞の表彰を受けた。機構における自然循環に関する研究成果を国際的に認めて頂いたものと考える。この他、Nuclear Engineeringand Design に2件の論文を発表し、成果の公開に努めた。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2－10－2
研究課題名 (Title)	過渡伝熱流動現象評価に関する研究 Study on Transient Thermohydraulic Analyses	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Denelopment Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　熱流体技術開発グループ	Thermal-Hydraulics Research Group
	[氏名]	山口　彰	Akira Yamaguchi
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	過渡熱流動	サーマルストライピング	流力振動	自由液面	流体・構造相互作用
	transient thermohyraulics	thermal stripiing	flow induced vibration	free surface	Fluid - Structure Interaction

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	液面の非線型不安定現象に関する基礎研究（東京大学、茨城大学）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

大型炉の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、境界領域における熱流体ー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。

【研究内容（概要）】

イ．熱過渡に対する安全性評価手法の開発・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・整備する。また、配管非挿入型温度計測等の新しい技術の開発に着手し、水及びナトリウムでの特性試験を計画し実施する。これらにより合理的なプラント安全性の確保を図る。

ロ．流体ー構造連成解析手法の開発・整備

液面揺動等による流体力と構造物との連成荷重、自由液面の流動不安定性によるガス巻き込みなど、流体ー構造間の相互作用に関連する諸問題を解析的に評価する手法を開発・整備し、プラント運転時等における構造健全性評価のための荷重条件及び流力的な安全設計条件に対して適切な安全裕度の確保を図る。

ハ．解析コードによる安全裕度適正化手順の検討

上記課題等に関して、解析手法を用いて安全裕度を適正化する手順を検討するとともに、既存データを含めた各種基礎試験による解析手法の検証と解析コードの信頼性を定量的に評価する手順の検討を行う。

(1) 安全裕度適正化手順　　：合理的な設計、安全性向上
(2) 解析手法検証手順　　：手法の確立、オーソライズ
(3) 解析コード信頼性評価手順：安全性評価における不確定幅の定量化

なお、上記研究項目のうち、ロ．については大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

【使用主要施設】
情報センター大型計算機、水流動試験施設、プラント過渡応答試験施設 (PLANDTL)

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

サーマルストライピング特性を評価するために開発した解析コードシステム (AQUA, DINUS-3, THEMIS, BEMSET, FINAS, CANIS) により、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習 (1996 - 1998) に参画し、配管合流部下流側での熱流動特性および高サイクル熱疲労特性を高い精度で評価できることを実炉データとの比較を通じて確認するとともに、配管合流部下流側における流体混合メカニズムを推定した。また同解析コードシステムを用い、高速原型炉「もんじゅ」の安全総点検の一部として行われたナトリウム内包壁の健全性評価 (炉外燃料貯蔵槽配管合流部におけるサーマルストライピングによる高サイクル熱疲労特性、原子炉容器上部プレナム内構造物のプラントトリップ時熱過渡特性などを行い、プラント寿命中の構造健全性を定量的に検討した。

配管合流部におけるサーマルストライピング挙動を模擬した壁噴流ナトリウム基礎実験 (TIFFSS-II) を完遂するとともに同コードシステムにより解析を行い、壁噴流場における流体 - 構造非定常熱的応答特性に関する知見を得た。また、3 本の平行スリットから自由空間に吐出する体系および壁に沿って吐出する体系を用いて水流動サーマルストライピング試験を行って、噴流の振動を含む流体内混合現象の解明を進めるとともに 3 次元熱流動解析手法の適用性を検討した。

一方、温度成層化現象については、ナトリウム実験の解析を ASM 乱流モデルを用いて行い、当該解析モデルの適用性評価を実施した。さらに、遷移流を解析できる RSM 乱流モデルの整備・検証を実施した。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

自由液面等の移動境界を扱うために開発した流動解析コードSPLASH-ALEを用いて，液面下の垂直噴流による自励スロッシング現象の解析を行った．得られた解析結果を現象の機構解明に対して適用し，コードの妥当性を確認した．

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

サーマルストライピング解析評価コードシステムについては、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習への参加を通じて、今後必要となる解析コードの検証項目およびこれに必要となる基礎実験を明らかにした。この基礎実験の一部は、大学との共同研究として、平成 11 年度より 3ヶ年で実施することで計画が進行中である。

【成果の達成レベル】

各種の過渡伝熱流動現象に対する解析的評価手法の検証を合理的に行う観点から、過不足の無いデータを取得するための基礎実験群の実施が計画されており、これらデータを用いた検証作業を通じ、高い信頼性と合理的な安全裕度に基づく評価結果を出力することが可能な解析コードシステムの構築が可能である。なお平成 10 年度までの成果は、当初想定していた達成レベルに到達しており、計画通りに研究が進捗している。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ.およびロ.の成果により、冷却材側から構造材側までを一貫して評価することが可能となり、従来保守的に見積もられていた安全裕度などが適正化され、合理的な安全裕度を持つ大型炉の設計・評価に活用できる。ハ.の成果は、解析コードの標準化や信頼性の定量化などのデータベースとして活用が可能である。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ.熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

配管合流部におけるサーマルストライピング特性に影響を与える熱流動・幾何条件として、(1) 配管口径比、(2) 配管流速比、(3) 枝管設置角度、(4) 2 次流れ特性を取り上げ、サーマルストライピング解析コードシステムによる結果に基づいてこれらの効果を定量化する。また、先行基礎工学共同研究より得られる実験結果に基づいて、配管合流部下流側での流体混合特性を現象論的な観点から定量化する。また、3 本の平行スリットから壁に沿って吐出する体系を用いて壁面近傍での変動の減衰に着目した試験を行うとともに、得られたデータを用いてRSM 乱流モデルの検証を進める。

ロ.流力振動等の解析手法の高度化

引き続き，自由液面と流れの非線型不安定現象に関するSPLASH-ALEの検証を進める．従来行ってきた液面下に流れがある体系に加え，液面への流れ込みを持つ体系も対象として，数値シミュレーション技術の改良と検証を行う．

ハ.解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

設計評価手法として、解析コードが具備すべき機能や検証の度合いを明確化するとともに、評価上の不確定幅を定量化するための方法論についての検討を継続する。また、日本機械学会「熱荷重による構造物損傷評価手法に関する研究会 (1998 - 1999)」でのサーマルストライピングに対する評価ルールの確立に向け、解析コードの役割・位置付けなどを検討する。

【その他、今後の発展性等】

イ.熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

乱流、不均一温度分布 (温度勾配)、過渡熱流動などに起因する構造物の熱疲労損傷挙動は、原子力分野のみならず化学プラントなどの一般産業においてもしばしば遭遇するものである。本研究で開発した解析的評価システムは、対象形状や流体物性などに特定されないことから、一般産業への適用が可能である。なお本手法は「構造物の熱設計方法およびその設計に最適な数値計算装置」として、米国において特許登録された (1998)。また、熱荷重発生の一因となる自由液面の揺動を効果的に低減させることことが可能な原子炉構造を、「高速炉の炉内構造」として特許申請し (1998)、日本および米国において現在審査中である。

ロ.流力振動等の解析手法の高度化

本研究で開発した ALE 有限要素法コード SPLASH-ALE は、粒子法などの非格子的手法との結合によって解析体系の自由度をより高くし、かつ効率の良い熱流動解析手法への発展性が期待できる。また、自由液面を持つ流れは、原子力分野以外に土木や化学工業分野等にも存在することから、自由液面挙動の解析が可能な本コードは広範な応用が可能である。

ハ.解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

温度の異なる流体が混合する配管合流部などは、原子力プラントのみならず多くの一般産業プラントで多用され、サーマルストライピングを初めとする熱疲労問題がプラント設計時の評価課題の一つとして取り上げられる。本研究で得られる配管合流部でのサーマルストライピング特性に関する定量的な知見は、日本機械学会「熱荷重による構造物損傷評価手法に関する研究会」での活動に反映され、最終的に設計・評価ルールとして活用される。

【研究成果】

イ.熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

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 1-7) を用いて、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク問題 (フランス高速原型炉「フェニックス」の 2 次主冷却系配管合流部におけるサーマルストライピング) を解析 8-10) し、配管合流部下流領域における流体混合特性を図 1 のように推定した。すなわち配管合流部下流領域では、枝管から主配管内に流出する冷却材噴流が主配管内において柔な障害物の役割を果たし、この下流側に横渦に支配される後流渦列領域 (約 8.0 Hz) を形成する。同時に、枝管噴流外縁から周期的に剥離することにより形成される縦渦支配領域 (～ 1.0 Hz) が、主配管上流側に設置の 90° エルボにより生じた 2 次流れ渦に起因して発生する。

このように発生メカニズムの異なる両渦列が重畳する配管合流部下流領域での流体温度ゆらぎ特性を把握するため、配管流速比および配管口径比をパラメータとした熱流動解析 11-14) を直接シミュレーションコード DINUS-3 15) を用いて行った。流速比および口径比を変化させた場合の流体温度ゆらぎ振幅最大値 (配管間最大温度差に対する割合 (%)) の変化の様子を図 2 に示す。結果より、口径比を 1.0 に固定した条件においては流速比が小さい (枝管流速が大きい) 場合の方が発生する流体温度ゆらぎ振幅を低く押さえられること、一方流速比を 1.0 に固定した条件においては口径比が大きい (主配管径が大きい) 場合の方が発生する流体温度ゆらぎ振幅を低く押さえられることが分かる。なお前者の特性より、口径比を 1.0 に固定した条件での配管設計では、主配管内での流体温度ゆらぎ振幅最大値の増加回避の観点より、流速の大きい配管側を枝管とした方が有利であると結論づけられる。

また同コードシステムを用い、高速原型炉「もんじゅ」の安全総点検の一部として行われたナトリウム内包壁の健全性評価 (原子炉容器上部プレナム内構造物のプラントトリップ時熱過渡特性など) を行い、プラント寿命中の構造健全性に問題の無いことを定量的に確認した 16)。

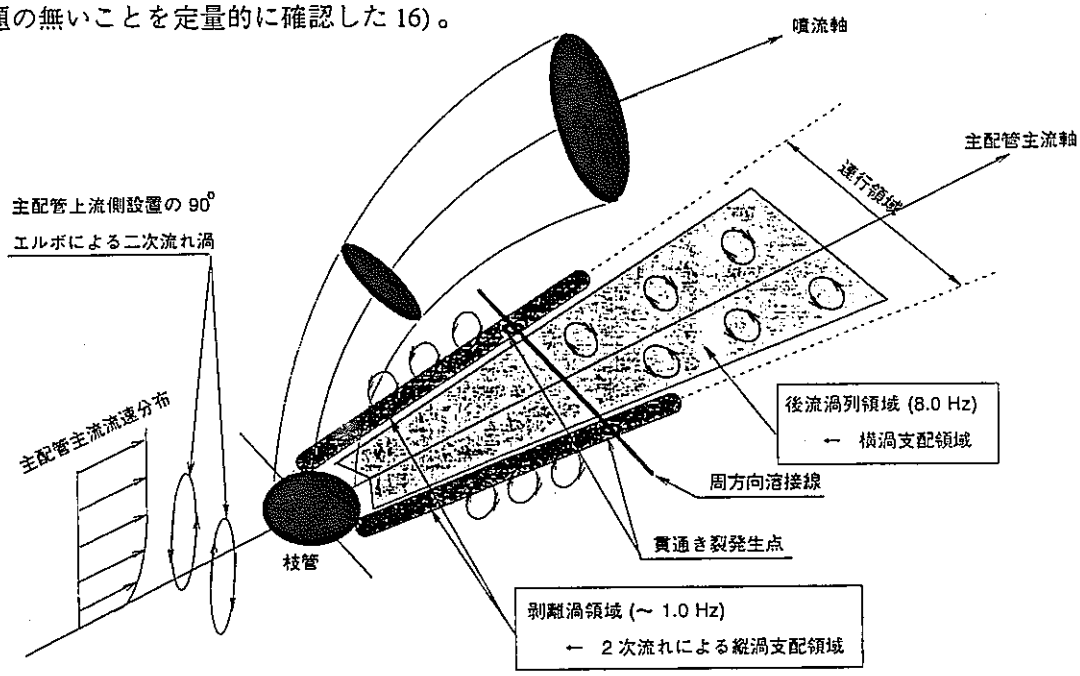


図 1　配管合流部下流領域における流体混合メカニズム (DINUS-3 コード)

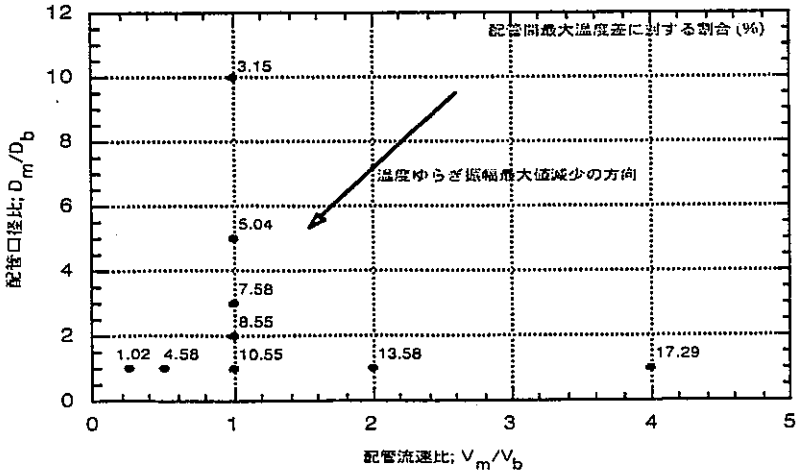
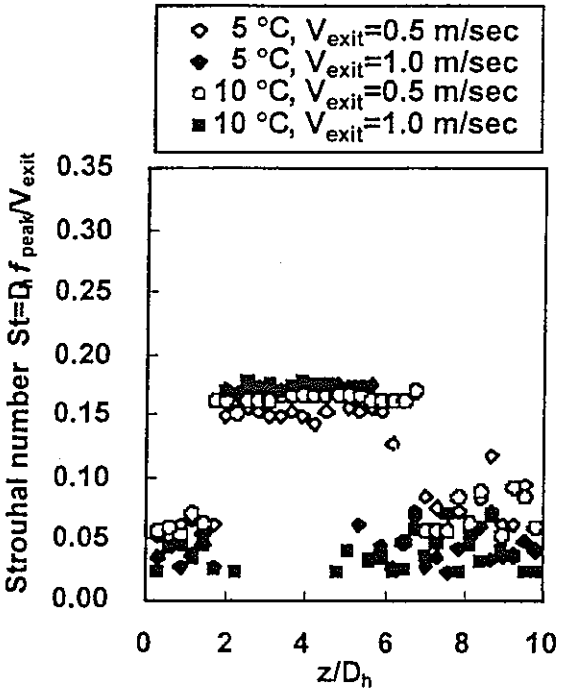


図 2　流速比および口径比による流体温度ゆらぎ振幅最大値の変化 (DINUS-3 コード)

一方、過渡伝熱流動実験および遷移流解析手法の開発に関しては、炉心部制御棒チャンネル出口近傍を模擬する体系として、平行する3本のスリット(中央の噴流が左右よりも低温)から自由空間へ吐出する噴流の水流動試験を実施し、得られた実験結果から、3噴流の混合には、噴流相互の連行による主流の横方向振動が大きく寄与していること、またこの振動の無次元卓越周波数(ストラハル数; St数)は一定となる規則的な特性を持つことが明らかになった(図3)。また、一般的なk-e乱流モデルを用いた解析結果は、この規則変動成分を適切に模擬できず、低レイノルズ数型RSM乱流モデルにより規則変動が再現可能なことが明らかとなった。さらに、壁に沿う噴流体系の実験からは、壁面に近付くに従い大きな温度変動を示す領域が狭まることが明らかとなった17-26)。Ri数およびRe数をパラメータとした温度成層化現象ナトリウム実験については、ASM乱流モデルを用いた多次元解析を行い、その適用性を明らかにした27)。また、既往の遷移流を予測するRSM乱流モデルと比較して計算負荷を1/10以下に軽減できる手法を提案・検証した。本手法はガスおよびナトリウム管内流の摩擦損失および熱伝達(図4)を精度良く解析できる事を確認した28-30)。



f_{peak}:卓越周波数, V_{exit}:吐出流速

図3　平行3噴流水実験による温度変動の周波数特性

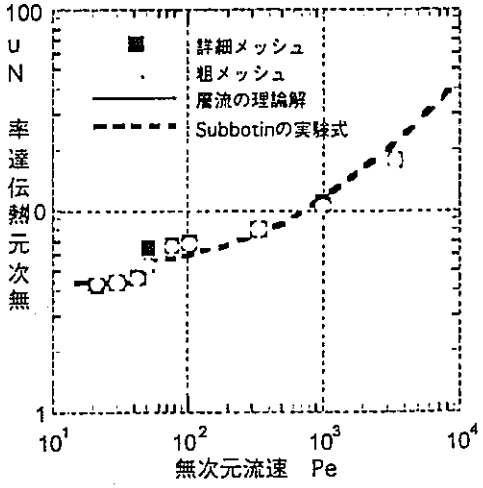


図4　遷移を伴うナトリウム管内流の熱伝達特性

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

高速炉の原子炉容器において、流れとの相互作用によって薄肉の構造物が流体励起振動を生じたり、自由液面に揺動を生じた場合、構造物に機械的・熱負荷が加わり安全上問題となる可能性がある。このような現象を機器設計段階で予測・対処するため、薄肉構造物や自由液面のような変形・移動する境界を取り扱える流動解析コードSPLASH-ALEを開発し、液面に衝突する平面噴流の自励振動現象を対象として検証解析を進めている。

平成10年度は，大学との共同研究によって，数値解析結果と物理モデルの組合せによる，液面と流れによる不安定現象の機構解明を行った．まず垂直噴流による自励スロッシング現象についての数値解析を行い，得られた流れ場を用いて噴流からスロッシングポテンシャルに付与されるエネルギーを求めた．噴流流速と容器内水深をパラメータとした解析から，特定の流速-水深においてのみスロッシングに正味のエネルギーが付与されて振動が成長するという，エネルギー供給機構を解明することができた31-34)．同時に，SPLASH-ALEによる解析の妥当性が確認できた．

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

サーマルストライピングについては、現象を構成する(1)乱流混合による高周波温度ゆらぎ挙動、(2)流動不安定性に起因する低周波温度ゆらぎ挙動、(3)境界層内での温度ゆらぎ減衰挙動、(4)流体から構造物への熱輸送に係わる熱伝達過渡挙動、(5)構造物のき裂発生挙動、および(6)構造物のき裂進展挙動の6つの素過程の内、(3)および(4)の挙動に対する解析結果の信頼性を検討する上で必要となる実験データを新たに取得するとともに、解析評価上考慮すべき熱流動現象を抽出した7)。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 村松 壽晴、熱的荷重評価法、第2回 高速増殖炉研究開発成果検討会 (1998).
(2) 村松 壽晴、熱疲労と熱流動 (第3.2節)、日本原子力学会「経年変化と熱流動」特別専門委員会 報告書 (1999).
(3) 村松 壽晴、高速炉機器の熱疲労評価 (第4.6節)、日本原子力学会「経年変化と熱流動」特別専門委員会 報告書 (1999).
(4) T. Muramatsu, Numerical Analysis of Nonstationary Thermal Response Characteristics for a Fluid - Structure Interaction System, Journal of Pressure Vessel Technology, vol. 121, ASME (1999).
(5) T. Muramatsu, Numerical Analysis of Non-Stationary Thermal Response Characteristics for a Fluid - Structure Interaction System, The 1998 ASME / JSME Joint Pressure Vessel and Piping Conference, vol. 363, pp. 149-156, San Diego, California, USA (1998).
(6) 村松 壽晴、サーマルストライピングによる構造物の熱的応答ナトリウム実験、動燃事業団公開資料、PNC TJ9124 98-007 (1998).
(7) 村松 壽晴、冷却材温度ゆらぎ現象の解析的評価手法の開発 (XIII)、壁面噴流場における流体 - 構造非定常熱的応答特性の実験的検討、サイクル機構公開資料、JNC TN9400 99-007 (1999).
(8) 村松 壽晴、高速炉配管系におけるサーマルストライピングの評価 (III)、流体および構造物の温度ゆらぎ特性と実炉データとの比較、日本原子力学会 1998年秋の大会、予稿集 G1 (1998).
(9) 村松 壽晴、笠原 直人、熱流動 / 構造 / 破壊の統合解析手法と高速炉配管合流部における熱疲労評価、日本原子力学会誌、査読中
(10) 笠原直人、村松 壽晴、サーマルストライピングによる熱疲労現象の影響因子と熱流動・構造の統合評価、サイクル機構公開資料、JNC TN9400 99-018 (1999).
(11) 村松 壽晴、高速炉配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (I)、流速比に関する検討、日本原子力学会 1999年春の年会、予稿集 H47 (1999).
(12) 村松 壽晴、高速炉配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (I)、配管合流部における流速比に関する検討、動燃事業団公開資料、PNC TN9410 98-007 (1998).
(13) 村松 壽晴、高速炉配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (II)、高速原型炉「もんじゅ」炉外燃料貯蔵槽配管合流部に対する検討、動燃事業団公開資料、PNC TN9400 98-044 (1998).
(14) 村松 壽晴、高速炉配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (III)、配管合流部における口径比に関する検討、サイクル機構公開資料、JNC TN9400 99-032 (1999).
(15) T. Muramatsu, Single-Phase Multi-Dimensional Thermohydraulics Direct Numerical Simulation Code DINUS-3, Input Data Description, サイクル機構公開資料、JNC TN9520 98-001 (1998).
(16) 村松 壽晴、笠原 直人、高速増殖炉上部プレナム内熱過渡評価、サイクル機構公開資料、JNC TN9520 99-008 (1999).
(17) 木村暢之, 他, 平行三噴流のサーマルストライピング現象に関する実験研究　ー噴流の吐出速度差と吐出温度差が対流混合に及ぼす影響ー, 動燃事業団公開資料　PNC TN9410 96-296, (1996).
(18) 木村暢之, 他, 平行三噴流のサーマルストライピング現象に関する実験研究　ー超音波流速計による噴流混合過程の測定ー, 日本原子力学会　1997年春の年会, (1997).
(19) Tokuhiro, A., Kimura, N., et al., An Experimental Investigation on Thermal Striping. Part I: Mixing of a Vertical Cooled Jet with Two Adjacent Heated Jets as Measured by Ultrasound Doppler Velocimetry, Proc. 8th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-8, Kyoto, Japan, (1997).
(20) Kimura, N., Tokuhiro, A., et al., An Experimental Investigation on Thermal Striping. Part I: Mixing of a Vertical Cooled Jet With Two Adjacent Heated Jets as Measured By Ultrasound Doppler Velocimetry Part II: Heat Transfer and Temperature Measurement Results, Proc. 8th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-8, Kyoto, Japan, vol. 3, (1997).
(21) 木村暢之, 他, 平行三噴流のサーマルストライピング現象に関する実験研究　ー超音波流速計による流れ場変動特性の評価ー, 日本原子力学会　1998年春の年会, (1998).
(22) Tokuhiro, A., et al., An Investigation on Convective Mixing of Two Buoyant, Quasi-planar Jets with a Non-Buoyant Jet In-Between by Ultrasound Doppler Velocimetry, Proc. 6th Int. Conf. on Nucl. Engineering, ICONE-6, San Diego, CA, USA, CD-ROM, (1998).
(23) Tokuhiro, A., Kimura, N., et al., An Experimental Investigation on Thermal Striping Mixing Phenomena of a Vertical Non-Buoyant Jet with Two Adjacent Buoyant Jets as Measured by Ultrasound Doppler Velocimetry, Nuclear Engineering and Design , (1999).
(24) Tokuhiro, A., et al., A Comparison of Experimental and Numerical Results on Convective Thermal Mixing of Three Vertical, Quasi-planar Jets, Proc. of 5th ASME/JSME Joint Thermal Engineering Conference, San Diego U.S.A, (1999).
(25) 木村暢之, 他, 壁面による温度変動減衰挙動の評価(I)　ー温度変動周期に対する壁面の影響ー, 日本原子力学会　1999年春の年会, (1999).

(26) Nishimura, M., et al., Computational Study on Quasi-planar Jets Mixing with Low Reynolds Number Turbulent Stress and Flux Equation Models, Proc. of Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (Nureth-9), San Francisco U.S.A, October,(1999).
(27) Kimura, N., et al., An Investigation of Thermal Stratification Phenomena in Fast Reactors - Sodium Experiments and Analyses -, Proc. 7th Int. Conf. on Nuclear Engineering, ICONE-7, Tokyo Japan, April, (1999).
(28) 西村元彦, 低レイノルズ数型応力・熱流束方程式乱流モデルの開発 ー DNSデータベースに基づく乱流運動エネルギー消散率の壁面境界条件設定方法の提案 ー, 動燃事業団公開資料 PNC TN9410 98-027, (1998).
(29) 西村元彦, 低レイノルズ数型応力・熱流束方程式乱流モデルの開発 ー DNS データベースに基づくｅ方程式の壁面境界条件設定方法の提案 ー, 日本原子力学会　1998年 秋の大会, (1998).
(30) Nishimura, M., Development of A Low Reynolds Number Turbulence Stress and Heat Flux Equation Model ー A New Type Wall Boundary Condition for Dissipation Rate of Turbulent Kinetic Energy Aided by DNS Data Base ー, Proc. 7th Int. Conf. on Nuclear Engineering, ICONE-7, Tokyo Japan, April, (1999).
(31) Bistriteanu M., Okamoto, K. and Madarame, H., Numerical simulation on self-induced sloshing by vertical plane jet, 日本原子力学会1997年秋の大会、(1997), G69
(32) Bistriteanu, M., Okamoto, K., Madarame, H. and Iida M., Numerical Prediction on Self-Induced Sloshing by Vertical Plane Jet, ASME Proc.ICONE-6, San Diego, (1998) ICONE-6123
(33) Bistriteanu, M., Okamoto, K. and Madarame, H., Numerical Analysis on Grawth Mechanism of Self-induced Sloshing by Vertical Plane Jet, JSME Proc.ICONE-7, Tokyo, (1999) ICONE-7032
(34) Okamoto, K., Tanaka, G. and Madarame, H., Measurement of free surface inclination using specklegram, Proc. 9th Int. Symp. Application of Laser Tech. to Fluid Mech., Lisbon, (1998), pp.16.1.1

【発表予定】

(35) T. Muramatsu, Evaluation of Thermal Striping Phenomena at a Tee Junction of LMFR Piping Systems with Numerical Methods (I), Thermohydraulic Calculations, 15th Internationa Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-15), Seoul, Korea (1999).
(36) 村松 壽晴、原子力プラントの経年劣化と熱流動、流体温度ゆらぎと熱疲労、エネルギーレビュー、6 月号、12-15 ページ (1999).
(37) 村松 壽晴、高速炉配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (II)、口径比に関する検討、日本原子力学会 1999 年秋の大会 (1999).
(38) 笠原 直人、村松 壽晴、流体温度ゆらぎによる熱疲労現象の影響因子と熱流動・構造の統合評価、日本原子力学会誌 (1999).

【民間の研究の現状と動向】

サーマルストライピング研究では、1980年代に当時の実証炉体系を対象とした実験的1)および解析的2)な研究が電力中央研究所を中心として行われたものの、1990年以降は新たな研究は行われていない。しかしながら、原子炉構造設計における不確かさ要因 (高サイクルデータ、長時間データなど) を低減する観点からサーマルストライピングが取り上げられ、熱流動部門と構造部門との協力が活性化する方向 にある。

温度成層化現象に関する研究では、民間では専ら水流動実験による研究行われており、1990 年代は、実証炉 1/6 縮尺模型による試験とその解析が原電 / 電中研により行われている3)。ナトリウム実験とその解析については、1990 年代において民間研究の事例は見あたらない。RSM 乱流モデルは、国内では、島4) および杉山5) により、複雑な流れに対して適用可能なモデルが提案されてきた。しかしながら、いずれのモデルも構造物近傍において、非常に細かいメッシュ分割が必要となり、ナトリウム流の実用計算は計算負荷の面から困難であった。また、島のモデルについては、Torii ら6) が遷移流に対する解析検証を行い、臨界レイノルズ数をやや高めに評価するとの結果が得られている。

流力振動や液面揺動などの数値解析で必要となる，移動境界の表現および追跡手法については，粒子法のように格子に依存しない手法を適用した研究が進められている7). 気液二相流などの複雑境界を表現できるという特徴を持つ一方で，格子法に比べて計算負荷の増大などの問題があり，広く利用されるには至っていない.

解析コードによる安全裕度適正化手順の検討に関しては、系統立った研究はこれまで行われてきていない。すなわち、従来の検討は、単一の解析コードの妥当性を基礎実験を通じて数値的に確認するのみであって、安全裕度の適正化を目指した解析コードの信頼性評価の検討にまで到達していない。今後は、原子炉設計などにおける解析コードの積極的な利用を前提として、解析精度の定量化が具体的に実施される方向にある。

【参考文献】

(1) 守屋　祥一、足立　茂、炉心出口部での温度ゆらぎ評価 (第 2 報) 、～形状パラメータの影響～、日本原子力学会1990年春の年会（1990）
(2) Ushijima, S. and Moriya, S., Turbulence Measurements and Calculations of Non-Isothermal Coaxial Jets, Proc. The 3rd Int. Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan (1988)
(3) Koga, T., et al., Experimental Study on Thermal Stratification in a Reactor Hot Plenum of a Japanese Demonstration LMFBR, Proc. 8th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-8, Kyoto, Japan, vol.3, (1997).
(4) Shima, N., Prediction of a three-dimensional turbulent boundary layer on a swept wing (in Japanese), Trans Jpn Soc. of Mech. Engng., (1991).
(5) 杉山 均, 秋山 光庸, 高橋 利彰, 日本原子力学会誌, 40- 4, 60-70, (1998).
(6) Torii, S., Shimuzu, A., Hasegawa, S. and Higasa, M., Numerical analysis of laminarizing circular tube flows by means of a Reynolds stress turbulence model, Heat Transfer - Japanese Research, 22, (1993).
(7) Shirakawa, N., Hori, H., and Yamamoto, Y., A Study on the Evaluation Method of Flow Regimes with the Particle Interaction Method, JSME Proc.ICONE-7, Tokyo, (1999) ICONE-7278

【海外の研究の現状と動向】

サーマルストライピングに関する研究では、1980年代に盛んに行われた実験的1)および解析的2)な研究が高速炉開発の停滞とともに減少し、1990年以降は新たな実験的研究などは行われていない。しかしながらフランスでは、フェニックス炉の寿命延長プロジェクトの一環として、同炉2次主冷却系でのサーマルストライピング実事例を題材とした国際ベンチマーク演習(フランス、イギリス、ロシア、イタリア、インド、韓国、日本)を国際原子力機関を通じて企画し、解析的評価手法の高度化を目的とした現状技術の把握、改良項目の摘出などが行われている。なお、フランスにおける解析手法は、ラージエディシミュレーション(LES)モデルに基づいて流体中での温度ゆらぎ挙動のみを評価するものであって、高サイクル熱疲労が発生する構造物の熱的応答挙動を熱流体計算から一貫して評価するまでには至っていない。今後の解析手法高度化の方向は、温度境界層における温度ゆらぎ低減効果を含め、冷却材側の条件から構造材側の条件までを一貫して評価できるモデルを開発・整備することにある。

温度成層化現象に対する研究では、は1980年代に基礎的な体系におけるナトリウム実験が報告されている3)。1990年代には解析による検討が散見されるのみである4)。

RSM乱流モデルの開発に係わる研究では、海外では、1970～80年代に種々のモデルが提案されたが5, 6)、遷移流に対する検証例は筆者の知る限りでは見あたらない。また、遷移を伴うナトリウム流の熱伝達率評価への適用例も無い。1990年代には乱流モデル研究の流行はLESに移行したため、RSM乱流モデルや、遷移流を予測するモデルの計算負荷低減に関する研究例は見られない。現状の計算機性能では、LESによる実用計算は、簡略化した壁面境界条件を用いた場合のみ可能であり、この場合、遷移流の解析はできない。

移動境界の表現手法については，国内と同様の研究が行われているが，手法上の目立った進展は見られていない.

解析コードによる安全裕度適正化手順の検討に関しては、系統立った研究は行われてきていない。すなわち、これまでの検討は、単一の解析コードの妥当性を基礎実験を通じて数値的に確認するのみであって、安全裕度の適正化を目指した解析コードの信頼性評価の検討にまで到達していない。今後は、原子炉設計などにおける解析コードの積極的な利用を前提として、解析精度の定量化が具体的に実施される。

【参考文献】

(1) Sheriff, N., Sephton, K. P. and Gleave, C., Thermal Striping Heat Transfer Measurements in Sodium AKB Experiments, Proc. 4th Int. Conference on Liquid Metal Engineering and Technology (LIMET '88), No. 423, Avinon, France (1988)

(2) Jones, P., Morss, A. G. and Smith, R. M., The Development of a Transport Equation for Turbulent Temperature Fluctuations: A Comparison of Experimental Measurements and CodeCalculations, Proc. IAHR 5th Int. Meeting on Liquid Metal Thermal Hydraulics, Grenoble, France (1986)

(3) Vidil, R., Grand, D., and Leroux, F., Interaction of recirculation and stable stratification in a rectangular cavity filled with sodium, Nuclear Engineering and Design 105, 321-332, (1988).

(4) Chang F. C. and Bottoni M., Capabilities of Reynolds stress turbulence model in applications to thermal stratification, US DOE Rep., p13, (1994).

(5) Launder, B. E., Heat and mass transport, In: Bradshaw, P. (Ed.), Topics in Applied Physics :Turbulence, Springer-Verlag, 12, 231-287, (1976).

(6) Jones, W. P. and Musonge, P., Closure of the Reynolds stress and scalar flux equations, Phys. Fluids, 31, 3589-3604, (1988).

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	48	23	30		
要員　　（人／年）	8	8	8		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	ｻｰﾏﾙｽﾄﾗｲﾋﾞﾝｸﾞ特性を評価するために開発した解析ｺｰﾄﾞｼｽﾃﾑ（AQUA, DINUS-3, THEMIS, BEMSET, FINAS, CANIS）により、国際原子力機関主催の国際ﾍﾞﾝﾁﾏｰｸ演習（1996－1998）に参画し、配管合流部下流側での熱流動特性、高ｻｲｸﾙ熱疲労特性および配管合流部下流側における流体混合ﾒｶﾆｽﾞﾑを評価した。また、同演習への参加を通じて明らかにされた解析ｺｰﾄﾞの検証項目およびこれに必要となる基礎実験内容に基づいて、基礎実験を開始した。一方、自由液面等の移動境界を扱うために開発した流動解析ｺｰﾄﾞSPLASH-ALEを用いて，液面下の垂直噴流による自励ｽﾛｯｼﾝｸﾞ現象の解析を行った．得られた解析結果を現象の機構解明に対して適用し，ｺｰﾄﾞの妥当性を確認した．
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	■ 国際基準・協力等へ貢献できる	本研究で開発・整備される解析ｺｰﾄﾞ群は、大型炉の設計・評価における安全裕度の適正化などを通じ、ﾌﾟﾗﾝﾄの合理化検討に活用できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	解析ｺｰﾄﾞの開発・整備・高度化については、国際ﾍﾞﾝﾁﾏｰｸ解析や実験解析を行い、解析結果の妥当性が定量的且つ総合的に検証されつつある。また、安全裕度適正化手順の検討については、今後必要となる解析ｺｰﾄﾞの検証項目やこれに必要となる基礎実験を明らかにし、その一部は、大学との共同研究として、平成 11 年度より 3 年で実施することで計画が進行中である。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー11ー1
研究課題名 (Title)	ナトリウム燃焼に関する研究 Study on Sodium Combustion	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　プラント安全工学グループ	Plant Safety Engineering Group
	[氏名]	三宅　収	Osamu MIYAKE
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	Natrita 4002 O-arai,Ibaraki,311-13 Japan

キーワード (Key word)	ナトリウム	燃焼	ナトリウム漏洩	エアロゾル	影響緩和
	sodium	combustion	sodium leakage	aerosol	mitigation

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	ナトリウム燃焼挙動に関する研究（消防庁消防研究所） ナトリウム燃焼時のエアロゾル挙動に関する研究（東京工業大学原子炉工学研究所）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	静止ナトリウム液滴燃焼基礎試験（東邦大学理学部物理学科）

【研究目的】

高速増殖炉の実用化要求と整合性を持たせつつ、高度の安全性を実現することを目的に、空気雰囲気でのナトリウムの漏洩燃焼に関して、より詳細な現象解明，解析評価技術の高度化及び漏洩検出システムの高度化を図る。

【研究内容（概要）】

イ．ナトリウム漏洩燃焼試験

ナトリウム漏洩燃焼挙動を現象論に基づいてより詳細に定量化し、並行して開発する解析コードの高度化に資するため、液滴燃焼及びプール燃焼等に係わる試験を実施する。

ロ．ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

ナトリウム燃焼及びそれに伴う種々の化学反応、生成エアロゾル挙動等に関する機構論的解析手法の開発及び検証を実施する。また、既に開発されているナトリウム燃焼解析コードASSCOPS の解析精度向上を図る。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

ナトリウムとコンクリートが接触した場合の実験データを拡充するため、ナトリウムとコンクリートの反応現象や発生する水素の挙動に関する検討を進め、基礎試験に着手する。

ニ．ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備

ナトリウム燃焼時のエアロゾルの化学変化を考慮した拡散移行挙動の評価を可能とするため、雰囲気中での化学形態の変化に着目した試験を実施してデータを取得し、これを反映した施設内のエアロゾル拡散移行解析手法の整備を行う。

ホ．漏洩検出システムの高度化

漏洩ナトリウムを早期かつ選択的に検出しうる手法として有望なレーザを利用した原子発光分析法に着目して、感度や信頼性等の検出特性定量化のための試験を行う。これにより、将来の漏洩検出システムとしての適用性や性能を評価する。

【使用主要施設】
大規模ナトリウム漏洩燃焼試験施設(SAPFIRE)

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．ナトリウムの漏えい燃焼試験
・ナトリウム漏えい速度、漏えい形態の確認実験、ナトリウム漏えい燃焼実験－Ⅰ及びⅡを実施し小規模漏えいに関するデータを取得した。
・ナトリウム液滴生成装置の実用化の確認実験を通じて理想的な単液滴を生成する見通しをつけたうえで、静止液滴燃焼基礎実験を開始した。また、落下液滴燃焼実験装置を製作し。予備的実験を通じて計測手法の改良提案や今後の重要着眼項目の抽出を行った。
・ナトリウムの液滴燃焼及びプール燃焼に係わる消防研との情報交換を開始した。
・小規模漏えい時の受け皿温度挙動と受け皿上のナトリウムプールの拡がり挙動に着目したナトリウムプール燃焼実験（Run-F7シリーズ）を開始した。

ロ．ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化
・ナトリウム燃焼解析コード（ASSCOPS）にコンクリートからの水分放出、水分とナトリウムエアロゾルの反応等に関する計算モデルを組み込んだ。また、ナトリウム漏えい燃焼実験Ⅰ及びⅡの実験解析を通じて、同コードの小規模漏えい燃焼と湿分挙動の評価に対する適用性を確認した。
・機構論的ナトリウム燃焼解析コード体系を開発した。これにはゾーンモデルによるSPHINCS、フィールドモデルによるAQUA-SFコード、液滴燃焼の直接シミュレーションコードCOMET、粒子法によるナトリウム漏えい飛散解析コードMPS-3D、化学反応定量解析コードBISHOP及びCONCENTが含まれる。また、これらの解析コードの検証解析を実施した。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験
・進捗なし。

ニ．ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備
・ナトリウムエアロゾルの雰囲気中への飛散率などを予測評価するための解析コード開発に着手した。

ホ．漏えい検出システムの高度化
・レーザブレークダウン法のナトリウム漏えい検出要素の試作と原理確認試験を実施した。

【成果の達成レベル】

イ．ナトリウムの漏えい燃焼試験
ナトリウム漏えい燃焼挙動の定量化と解析コード高度化に必要なプール燃焼実験は実施中であり、液滴燃焼実験は基礎データ取得に着手できた。

ロ．ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化
機構論的解析手法の開発を概ね終了し、実験データを用いた検証を進めている。ASSCOPSコードについては一点近似コードとして実行可能な精度向上を図った。

ニ．ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備
エアロゾル拡散移行評価への反映を可能とする解析コード開発に着手した。

ホ．漏えい検出システムの高度化
レーザを利用した漏えい検出システムについて基礎データ取得に着手できた。

【成果の活用方法及び利用実績】

本研究を通じて得られた成果は、高速増殖炉のナトリウム漏えい燃焼影響評価の判断材料として提供することができるとともに、ナトリウム漏えいに対する安全性向上方策の検討に反映させることができる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．ナトリウム漏えい燃焼試験
- 液滴燃焼実験：静止液滴燃焼基礎実験で得られたデータの整理とまとめを行う。落下液滴燃焼実験については、予備実験を通じた計測手法妥当性確認を行ったうえで実験を開始する。
- ナトリウムプール燃焼実験：ナトリウムプール燃焼実験を継続し、小規模プール燃焼時の受け皿温度や湿分影響に関する詳細評価に必要なデータを取得する。

ロ．ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化
- 機構論的ナトリウム燃焼解析コード体系の検証を継続するとともに、燃焼機構を分析するために直接シミュレーションコードの開発と物理モデルの構築を実施する。
- ASSCOPSコードについては、過去に実施済みの実験等を活用して検証実績を蓄積する。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験　：　ナトリウム燃焼時の水素消費に着目した試験に着手する。

ニ．ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備　：　ナトリウム燃焼実験で得られたエアロゾル化学形態の分析データをもとに、雰囲気中の湿分の影響に関する検討を行う。また、エアロゾルの多次元移流拡散モデルの開発及び解析コードの実験検証と感度解析による総合評価を実施する。

ホ．漏えい検出システムの高度化　：　実用化に向けた検出システム（システムの小型化、レーザ等の長寿命化）の製作を行い、実際に燃焼エアロゾルを用いた感度評価を実施し、適用性を明らかにする。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．ナトリウムの漏えい燃焼試験

平成8年度は、大規模ナトリウム燃焼試験（SAPFIRE）施設を用いて「ナトリウム漏えい燃焼試験-II」（以下、実験-II）を実施した[1],[6]。実験-IIでは、矩形コンクリートセルであるSOLFA-1 試験装置の内部に「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炭素鋼（SM400B）製の床ライナを配置し、約480 ℃のナトリウムを約50g/s の漏えい速度で、空気雰囲気中に約3時間42分間漏えいさせた。 床ライナ裏面のナトリウム漏えい部直下の温度は、実験開始後10分で約 800℃に達し、その後800～850℃で推移し、約3時間20分に発生したライナの損傷により生じたナトリウムとコンクリートの反応等の結果、1000℃に達した。試験装置内の雰囲気温度は、実験開始後1時間で200～300 ℃に達した。また、酸素濃度は実験期間中18% 以上に維持されていた。実験-IIの終了後、床上に堆積した燃焼生成物を化学分析したところ、水酸化ナトリウム（NaOH）の生成割合が高く、「もんじゅ」事故における化学分析結果と異なる結果が得られた。これは、比較的狭い空間のコンクリートセル内での実験であったため、コンクリートから放出された水分が燃焼生成物と比較的多く反応した結果生じたものであり、これが実験-IIでライナに損傷が生じる原因となったことも明らかとなった。

平成9～10年度には、ナトリウム静止液滴及び落下液滴の着火挙動や落下・燃焼挙動に着目した実験に関する実験技術の確立、計測手法の検討、予備的実験[7],[8]を実施するとともに、空気雰囲気における10kg/h程度のナトリウムプール燃焼実験を行った。

「ナトリウムプール燃焼実験（Run-F7）シリーズ」は10kg/h程度の小規模漏えい時の床ライナ最高温度の確認及びナトリウムプールの成長過程と燃焼挙動を把握することを目的に実施した[10]。このうちRun-F7-1とRun-F7-2では、漏えいナトリウム温度（約507℃）とナトリウム漏えい率（約10kg/h）、漏えい継続時間（約30分間）、換気速度（約3m^3 /min）を同一条件とし、ナトリウムの漏えい高さをパラメータ（Run-F7-1：0.1m, Run-F7-2：1.5m）とした。

各実験では、図１に示すとおり、ステンレス製の小型密閉容器（FRAT-1試験装置）を用いた。容器の底部には、床ライナを模擬した炭素鋼（SM400B）製の受け皿（直径約1000mm、厚さ6mm）を設置した。受け皿の下部には断熱材を敷設しており、「もんじゅ」の床ライナ部よりも断熱性能がやや高い。受け皿表面側（上面側）には、表面から4mm高さの空間に熱電対を同心円状に配置し、その温度上昇信号からナトリウムプール拡がり速度を求めた。また、受け皿裏面（下面）温度は熱電対で測定した。

実験の結果、受け皿の最高温度は、Run-F7-1では図２に示すとおりナトリウム漏えい開始後約33分で約616℃、Run-F7-2でも図３に示すとおり同じ時間に約675℃となり、漏えい高さに対して感度があることが確認された。プールの拡がり速度は、Run-F7-1とRun-F7-2では同程度で、ナトリウム漏えい初期（～5分）で最高1mm/s程度であったものが、ナトリウム漏えい開始後約10分では0.2mm/s程度となった。また、プール拡がり面積も両実験の間にほとんど差が無く約0.3m2であった。なお、床ライナ上に堆積していた燃焼生成物の化学組成は、実験後化学分析から両実験共に酸化物が支配的であり、表層部分で過酸化物と水酸化物の成分割合が増加する傾向にあることが確認された。

Run-F7シリーズの結果から、「もんじゅ」事故の漏えい規模（約180kg/h）よりも低い漏えい率では床ライナ温度は低くなる傾向にあること、床上のプールの面積は漏えい規模にほぼ比例することが確認された。また、ここで取得された実験データは、ロ．の機構論的解析手法の開発と検証のために活用しているところである。

ロ．ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化

ナトリウム燃焼及びそれに伴う種々の化学反応、生成エアロゾル挙動等に関する機構論的解析手法として、以下のナトリウム燃焼解析コードを開発し、過去に実施されたナトリウム漏えい燃焼実験及びイ．で実施した小規模ナトリウムプール燃焼実験等の解析を通じてコードの妥当性を検証した。[11]-[15]

SPHINCSコード：ゾーンモデル、複数の空間領域を連結させるフローネットワークモデル、スプレイ及びプール燃焼モデル、化学平衡モデルによる反応評価、プール・床ライナ・構造部材の多次元伝熱モデル、エアロゾル挙動モデル

AQUA-SFコード：多次元熱流動解析コードAQUAに物質移行モデル、エアロゾル移行モデル、輻射モデル、平衡論ベースのナトリウム燃焼計算モデル（液滴燃焼、プール燃焼）を付加

COMETコード：液滴燃焼の直接シミュレーションモデル、圧縮性流体強制対流場におけるナトリウム液滴とその周囲の流動、物質及びエネルギー輸送、平衡論に基づく化学反応を３次元で解析

MPS-3Dコード：ナトリウムの漏えい飛散挙動を粒子法で解析、ナトリウムの酸化・発熱・凝固を模擬

BISHOPコード：ギブス自由エネルギー最小化法に基づき気ー凝縮相系の化学平衡計算を行い、反応生成物組成を定量的に計算

CONCENTコード：圧力平衡定数法に基づき気ー固相系の化学平衡計算を行い、反応生成物組成を定量的に計算

【研究成果】

また、ナトリウム漏えい燃焼解析コード（ASSCOPS）については、小規模漏えい事象への適用性向上と湿分影響評価を目的として、計算モデルの追加・改良、実験解析による検証を実施した[16]-[19],[39]。追加・改良した計算機能は、加熱コンクリートからの水蒸気放出モデル、雰囲気中におけるナトリウム酸化物エアロゾルの吸湿反応モデル、床ライナ上のナトリウムプール及び反応生成物と湿分との化学反応モデル、エアロゾル挙動モデル、排気・外気との通気・窒素ガス注入等を取り扱うモデルである。これら計算モデルの追加・改良を行ったうえで、過去に実施された空気雰囲気プール燃焼実験の解析を行って燃焼・伝熱計算機能の妥当性を再確認するとともに、「もんじゅ」２次系室のコンクリートコアを用いた水分放出実験との比較、ナトリウム漏えい燃焼実験-I及び同実験-IIの解析を通じて小規模ナトリウム漏えい燃焼と湿分影響評価に対する適用性を確認した。

ニ．ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備

ナトリウムの燃焼特性やエアロゾルの雰囲気中への飛散率などを予測評価するために、対流拡散による物質移動、化学反応による発熱及び熱の拡散と輻射、エアロゾル挙動として対流による抗力、熱泳動及び重力を考慮する解析コードを開発した。

ホ．漏えい検出システムの高度化

レーザ照射時にナトリウム固有の波長の蛍光を発生することを基本原理とする検出法（レーザブレークダウン法）について、ナトリウム漏えい検出要素の試作と原理確認試験を実施し、レーザブレークダウン法が選択的にナトリウムを検出することを確認した。また、ナトリウム検出感度やＳＮ比等の基礎的データを得た。

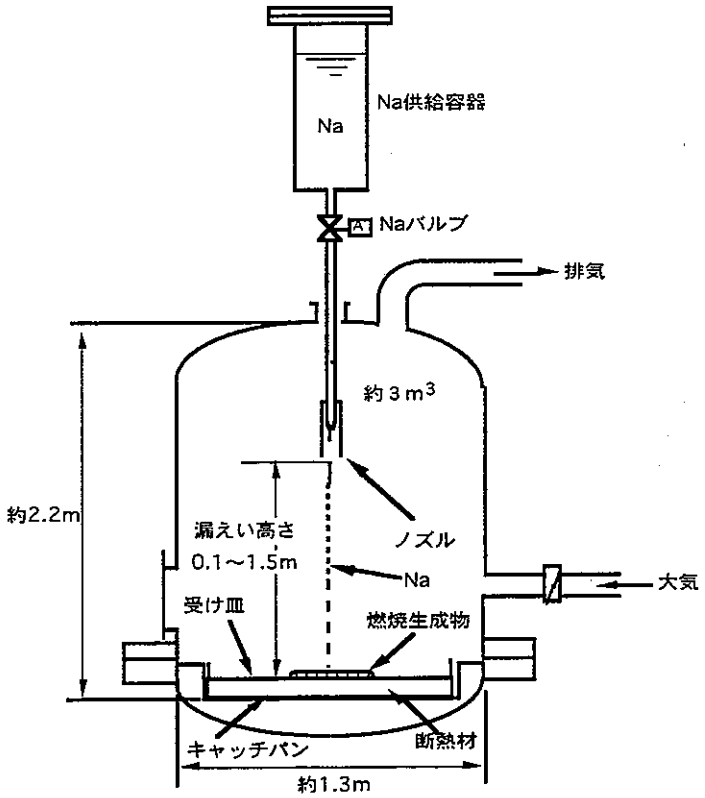


図1　FRAT-1試験装置概略図

【研究成果】

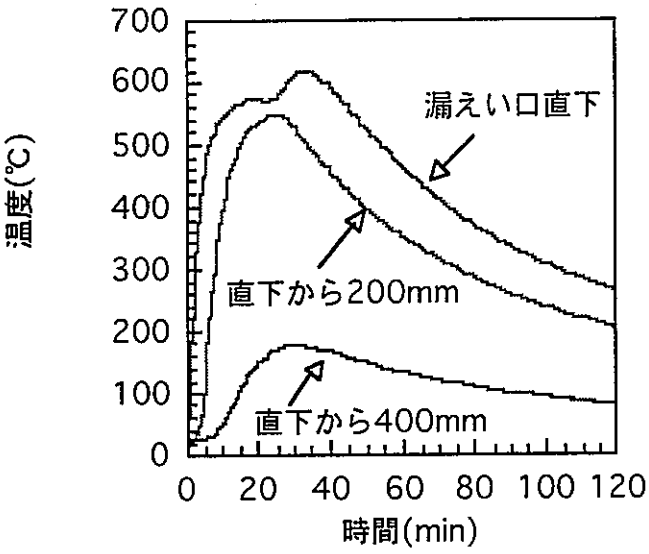


図２　F7-1受け皿裏面温度

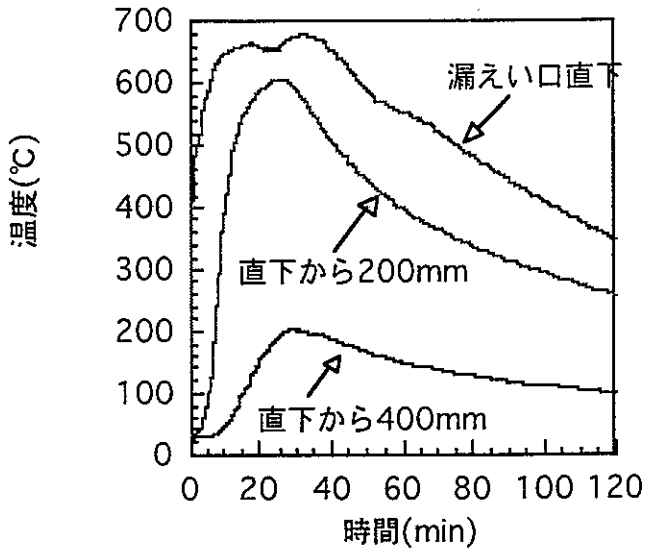


図３　F7-2受け皿裏面温度

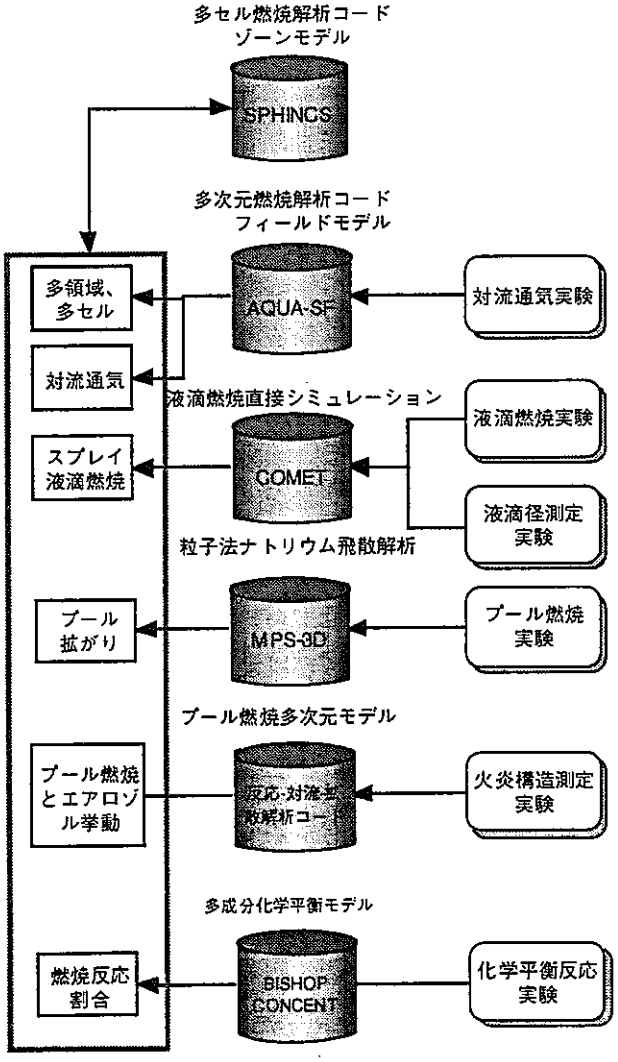


図４　ナトリウム燃焼解析コード体系

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

＜レポート＞

[1] 内山 他、「もんじゅナトリウム漏洩事故の原因究明 - ナトリウム漏えい燃焼実験-2 -」TN9410 97-051、1997年 8月
[2] 下山 他、「もんじゅﾅﾄﾘｳﾑ 漏えい事故の原因究明 - ﾅﾄﾘｳﾑによる漏洩速度、漏洩形態の確認実験-」TN9410 97-085 、1997年10月
[3] 下山 他、「ナトリウムによる漏洩速度、漏洩形態の確認実験実験データ集」TN9450 97-007 、1997年 6月
[4] 川田 他、「もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 - ナトリウム漏洩燃焼実験-Ⅰ-」TN9410 97-036 、1997年 9月
[5] 川田 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験-Ⅰデータ集」TN9450 97-005 、1997年 5月
[6] 内山 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験-Ⅱデータ集」TN9450 97-006 、1997年 5月
[7] 佐藤、「静止ナトリウム液滴燃焼基礎実験」 TJ9807 98-001 、1998年8月
[8] 宮原 他、「ナトリウム液滴落下燃焼実験 - 予備的実験の評価 -」TN9410 98-065 、1998年8月
[9] 消防研、大洗工学センター、「ナトリウム燃焼挙動に関する研究 - 消防研究所／サイクル機構共同研究報告書 -」、TY9200 99-001、1999年3月
[10] 二神 他、「ナトリウムプール燃焼実験 Run-F7（中間報告）」TN9410 98-074, 1998年 8月
[11] 山口 他、「ナトリウム燃焼の機構論的解析手法の開発」、TN9410 97-040, 1997年4月
[12] 木曽原 他、「多次元熱流動解析コードAQUAへのエアロゾルモデルの組み込み」TN9410 98-028、1997年12月
[13] 岡 他、「ナトリウム漏洩燃焼形態の予測手法に関する研究(2)」、TY9602 98-002
[14] 山口 他、「SPHINCSコードによるナトリウムプール燃焼実験（Run-F7）の検証解析」、TN9410 98-070
[15] 岡野 他、「ナトリウム液滴燃焼解析コード（COMET）」、TN9410 98-031
[16] 石川 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPSの開発と検証」TN9410 97-030 、1997年 4月
[17] 石川 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS Version 2.0 使用説明書」TN9520 97-001 、1997年 12月
[18] 中桐 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS Version 2.0 によるナトリウム漏えい燃焼実験-Ⅰ（Run-E6 の解析」TN9410 97-102 、1998年 2月
[19] 木曽原 他、「ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS Version 2.0の検証 - プール燃焼 -」TN9410 98-037、1998年 4月

＜会議発表論文等＞

[20] 田辺 他、「ナトリウム漏えい・燃焼実験 - (1) 実験方法と測定データ -」、日本原子力学会1997年春の年会 H42、1997年3月
[21] 三宅 他、「ナトリウム漏えい・燃焼実験 - (2) 影響評価 -」、日本原子力学会1997年春の年会 H43、1997年3月
[22] 宮原、他、「ナトリウム液滴の落下燃焼挙動に関する実験研究」、第36回燃焼シンポジウム D322、1998年11月
[23] 二神、他、「液体ナトリウムのプール燃焼挙動 - ナトリウム供給条件の影響 -」、第36回燃焼シンポジウム
[24] 橋本 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(11) - プール及びスプレー燃焼実験解析によるSPHINCSの検証 -」、日本原子力学会1998年秋の大会 G12、1998年9月
[25] 高田 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(12) - ナトリウム燃焼実験解析による多次元コードの検証 -」、日本原子力学会1998年秋の大会 G13、1998年9月
[26] 岡野 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(13) - 化学平衡計算コードBISHOPの開発と検証 - 」、日本原子力学会1998年秋の大会 G14、1998年9月
[27] 飯田 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(14) - 3 次元粒子法コードによるナトリウム微小漏洩解析 -」、日本原子力学会1998年秋の大会 G15、1998年9月
[28] 山口 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(15) - SPHINCSコード検証と小漏えい時のライナ温度評価 -」、日本原子力学会1999年春の年会 I31、1999年3月
[29] 岡野 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(16) - 化学平衡計算コードBISHOPによる水素発生条件に関する検討 -」、日本原子力学会1999年春の年会 I32、1999年3月
[30] 山口、他、「ナトリウム火災の統合解析コードの開発と検証」、第36回燃焼シンポジウム D312、1998年11月
[31] 岡野、他、「強制対流場におけるナトリウム液滴燃焼の数値シミュレーション」、第36回燃焼シンポジウム D323、1998年11月
[32] 飯田、「粒子法を用いた 3 次元ナトリウム漏洩燃焼解析」、第 9 回計算流体シンポジウム
[33] Okano, 'Direct Numerical Simulation of Sodium Liquid Droplet Combustion in Forced Convection Air Flow,' Seventh International Conference On Nuclear Engineering (ICONE-7), 1999
[34] Iida , 'Three Dimensional Particle Method Code for Sodium Leakage Analysis in Liquid Metal Reactor,' Seventh International Conference On Nuclear Engineering (ICONE-7), 1999

[35] 動燃事業団、 「もんじゅ実機駆体コンクリート放出水挙動確認試験」、原子力安全委員会原子炉安全専門審査会研究開発用炉部会高速増殖原型炉もんじゅナトリウム漏えいワーキンググループ資料 Na-60-2、1997年10月
[36] 大野、他、「ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS Version2.0の整備と検証 (1)コードの概要」、日本原子力学会1999年春の年会 I28、1999年3月
[37] 中桐、他、「ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS Version2.0の整備と検証 (2)ナトリウム漏えい燃焼実験-I による検証」、日本原子力学会1999年春の年会 I29、1999年3月
[38] 石川、他、「ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS Version2.0の整備と検証 (3)ナトリウム漏えい燃焼実験-II による検証」、日本原子力学会1999年春の年会 I30、1999年3月

【発表予定】

[39] 石川 他、「ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS Version 2.0によるナトリウム漏えい燃焼実験-IIの解析」、サイクル機構レポート近刊予定
[40] 飯田 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(17) - 粒子法コードのナトリウム漏洩燃焼挙動モデルの検証 -」、日本原子力学会1999年秋の大会発表予定
[41] 高田 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(18) - AQUA-SFコードによるスプレイ燃焼実験解析 -」、日本原子力学会1999年秋の大会発表予定
[42] 山口 他、「ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(19) - SPHINCSコードによる液滴燃焼実験解析 -」、日本原子力学会1999年秋の大会発表予定

【民間の研究の現状と動向】

電力では、実証炉の安全設計研究として、漏洩の早期検出に係わる検討、漏洩した燃焼ナトリウムの影響緩和のために、ナトリウムのスプレイ（液滴）化の防止、漏洩高さの低減、エアロゾルの拡散防止策等の検討を行っている。また、ＡＳＳＣＯＰＳやＣＯＮＴＡＩＮコードを用いた解析検討も行われている。

【参考文献】

(1)IAEA/IWGFR,"Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fire in Fast Reactors,"IWGFR/92,1996.

【海外の研究の現状と動向】

米、仏、独、英では、古くからナトリウム燃焼に関する多数の実験を実施すると同時に解析コードの開発が行われてきたが、ＦＢＲ開発計画の中断とともに、現在では特に研究活動はなくなっている。但し、仏ではＳＰＸ炉の運転再開に係わって大規模な配管破損に対する影響把握のための実験やＳＰＸプラントの改造が行われたが、既に終了している。

他では、ロシアやインドにおいて研究が継続しているが、解析コードの開発や適用検討が主体である。

【参考文献】

(1)IAEA/IWGFR,"Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fire in Fast Reactors,"IWGFR/92,1996.

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	２７	６４	１５０		
要員　　（人／年）	４．０	３．１	９．０		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	ナトリウム漏えい燃焼挙動を現象論的に定量化するための試験を開始するとともに、機構論的解析コード体系の開発及びASSCOPSコードの解析精度向上を達成できた。また、ナトリウムエアロゾル飛散率に関する解析コード開発、漏えい検出システム高度化にも着手した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本研究で得た成果は、ナトリウム漏えい燃焼評価の際の判断材料となるとともに、ナトリウム漏えいに対する安全性向上方策の検討に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー11ー2
研究課題名 (Title)	ナトリウムー水反応に関する研究 Safety Evaluation in Sodium-Water Reaction Events for LMFBR Steam Generators	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　プラント安全工学グループ	Plant Safety Engineering Group
	[氏名]	三宅　収	Osamu MIYAKE
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	Natrita 4002 O-arai,Ibaraki,311-13 Japan

キーワード (Key word)	蒸気発生器	伝熱管	水リーク	ナトリウムー水反応	事故
	steam generator	heat transfer	water leak	sodium-water reaction	accident

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉の実用化要求と整合性を持たせつつ、高度の安全性を実現することを目的に、蒸気発生器でのナトリウムー水反応に関して影響の緩和と解析評価技術の高度化を図る。

【研究内容（概要）】

イ．大型炉用蒸気発生器のﾅﾄﾘｳﾑ-水反応評価手法の整備

実証炉規模のプラントの大型蒸気発生器の設計基準事象を合理的に選定する手法を確立するために、以下の研究を行う。

（1）伝熱管破損基礎試験

ナトリウムー水反応時の高温ジェットによる伝熱管の過熱挙動確認試験、管内の冷却効果を考慮した高温伝熱管破損試験、伝熱管材料の高温強度試験及びナトリウムー水反応基礎試験を実施し、高温ラプチャ現象を定量的に把握する。

（2）ナトリウムー水反応評価手法の整備

機構論的ナトリウムー水反応モデルの開発を進め、これらと蒸気流モデルの結合による伝熱管破損評価手法を開発し、上記試験結果を用いた検証により、汎用性のあるナトリウムー水反応評価手法開発を進める。

（3）大型ナトリウムー水反応試験の実施

実機におけるブローダウン効果を含めた総合的な試験として、ナトリウムー水反応試験を実施し、開発したナトリウムー水反応評価手法の妥当性を総合的に確認する。

ロ．２次系削除型システムの安全評価手法整備

２次系削除型実用炉プラントにおけるナトリウムー水反応の炉心部に及ぼす影響を把握するため、反応生成物の移行挙動に関する試験と解析コードの検証及び発生圧や流動の影響評価コードの整備・検証を行い、安全評価技術を確立する。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
・TRUST-2(伝熱管破損模擬試験装置)：誘導加熱出力～500kW、昇温速度～約100 ℃/s、蒸気加圧～約190ata
・ナトリウムー水反応試験装置：反応容器は実機の約1/7 スケール、伝熱管サイズ及びピッチは実機相当、ナトリウム流動及び水蒸気流動は無し
・蒸気発生器水リーク試験装置：反応容器は実機の約1/3 スケール、試験体はヘリカルコイル伝熱管、伝熱管サイズ及びピッチは実機相当、ナトリウム流動や水蒸気流動を模擬可能

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】
イ．ナトリウムー水反応評価手法の整備
(1)伝熱管破損基礎試験
伝熱管破損模擬試験装置（TRUST-2）を製作し、2･1/4Cr-1Mo鋼伝熱管を高温で窒素ガス破裂する過熱挙動確認試験及び同伝熱管材料の高温強度試験を行い、基礎データを取得した。また伝熱管内部にサブクール水を流した条件で高周波誘導加熱により伝熱管を急速加熱する試験を行い、その時の管内伝熱特性データを取得した。一方、基礎試験用のナトリウムー水反応試験装置については設計・製作を完了した。
(2)ナトリウムー水反応評価手法の整備
機構論的ナトリウムー水反応反応モデルの開発に向けて，多成分多相流解析コードSIMMER-Ⅲに化学反応モデルを付加した２次元モデル（SIMMER-SW）を開発し，試計算を行った。破損伝播評価に向けた反応モデル開発のため、２次元２流体モデルとナトリウムー水反応モデルに基づく反応ジェット解析コード（LEAP-JET）を改良・整備し、適用計算を行った。また蒸気流モデル開発のため、水ブロー解析コード（LEAP-BLOW）を開発し，「もんじゅ」用コードBLOOPH及び汎用水ブローコードRELAP5/Mod2の計算結果で検証した。伝熱管構造評価モデル開発のため、膜応力及び温度算定モデルに基づく高温ラプチャ解析手法を開発し、TRUST-2及びSWAT-3等の試験データで保守性を検証し、実機SGへの適用解析を行った。
(3)大型ナトリウムー水反応試験
実機におけるブローダウン効果を含めた総合的な大型試験の実施に向けて、蒸気発生器水リーク試験装置の設計・製作を進めている。
ロ．２次系削除システムの安全評価手法整備
（進捗無し）

【成果の達成レベル】
イ．ナトリウムー水反応評価手法の整備
(1)伝熱管破損基礎試験
ナトリウムー水反応時の高温条件を模擬した過熱挙動確認試験及び伝熱管材料の高温強度試験データに基づき、高温強度基準を策定してその安全裕度を確認した。また、ナトリウムー水反応試験装置の完成により、高温ラプチャ評価に向けた反応域熱的特性データの取得が可能なレベルとなった。
(2)ナトリウムー水反応評価手法の整備
機構論的ナトリウムー水反応モデルとして、解析コードSIMMER-SWの２次元版を整備し、採用したモデルの妥当性を確認できた。また、伝熱管破損評価用の化学反応モデルLEAP-JET及び蒸気流モデルLEAP-BLOWについては、検証により採用したモデルの妥当性を確認した。伝熱管構造評価モデル（高温ラプチャモデル）についてはTRUST-2やSWAT-3等の試験データによる検証で適用性・保守性を確認し、実機SG伝熱管条件での高温ラプチャ評価が可能なレベルとなった。
(3)大型ナトリウムー水反応試験
蒸気発生器水リーク試験に関しては、試験装置の製作設計をほぼ終了した。
ロ．２次系削除システムの安全評価手法整備
２次系削除システムの安全評価手法の整備に関しては、平成13年度以降に実施を先送りした。

【成果の活用方法及び利用実績】
・伝熱管破損模擬試験データは、高温ラプチャ解析のための構造評価モデルの検証に反映される。
・開発する破損伝播評価手法は、大型炉蒸気発生器の設計基準水リークの評価・妥当性確認に活用される。
・機構論的ナトリウムー水反応評価手法は、大型炉蒸気発生器内の化学反応現象の詳細評価に活用される。
・蒸気発生器水リーク試験データは、上記破損伝播評価手法の総合検証に反映される。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．ナトリウムー水反応評価手法の整備
(1)伝熱管破損基礎試験
TRUST-2を用いて、伝熱管内に蒸気を流した流動模擬試験を行い、高温ラプチャに影響する主要パラメータ等の基礎データを蓄積する。
(2)ナトリウムー水反応評価手法の整備
ナトリウムー水反応現象を機構論的に評価できる解析コードSIMMER-SWを改良・整備する。また，反応モデル、蒸気流モデル、及び伝熱管構造評価モデルの整備・検証を行い、これらのモデルを現行伝熱管破損伝播解析コードへ反映することで、設計基準評価手法を確立する。
(3)大型ナトリウムー水反応試験
蒸気発生器水リーク試験装置の設計・製作、それを用いた注水試験データの蓄積、及び上記評価手法の検証を行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．ナトリウムー水反応評価手法の整備4),5),6)

(1)伝熱管破損基礎試験

ナトリウムー水反応ジェットによる高温過熱時の伝熱管破損挙動を評価するため、これまで構造解析コードFINASによる評価手法を整備してきた。しかしながら、本現象はクリープ変形を伴った形態となることから、コードでは弾塑性クリープ解析が必要でかなり複雑となる。従って、薄肉円筒モデルに基づく以下の①～⑤の構造評価（高温ラプチャ）モデルを構築し、並行して、伝熱管材の高温引張強さや短時間クリープ破断強さ等の材料データの蓄積及び破断基準値の策定を行った。

①伝熱管応力σは、薄肉円筒の公式：$\sigma=p[D_i+2(1-k)t]/2t$により算定する。pは圧力、D_iは内径、tは板厚、kは安全側に、JIS圧力容器設計式である0.4を適用する。

②伝熱管温度は，厳しい条件とするため最高温度を周方向均一に与える一次元モデルで評価する。その代表温度は、肉厚方向に生じる温度分布の平均値とする。

③延性破断の判定は、①の管壁応力が、②の管壁温度に対応して定まる強度基準値を超えた時点とする。

④クリープ破断の判定は、累積損傷を計算して，それが1を超えた時点とする。

⑤強度基準値は、クリープ試験データ：$T(\log\alpha\tau+A)=B-C\log\sigma$に基づく破断強さとする。Tは絶対温度、$\alpha$は時間係数、$\tau$は破断時間、$\sigma$は応力、A,B,Cは実験係数である。

上記モデルの妥当性を確認するため、伝熱管破損模擬試験TRUST-2を実施した。外径31.8mm、公称肉厚3.8mmの2.25Cr-1Mo鋼伝熱管の中央部を高周波誘導加熱し、同時に窒素ガスで加圧して延性あるいはクリープ破損させた。延性破断基準値と試験値の比較を図1、クリープ破断基準値と試験値の比較を図2に示す。前者では、応力係数（破断基準値との応力比）が1.1～1.5の範囲となり基準値に裕度があることを確認した。後者では、時間係数（クリープ破断時間の平均値に対する安全率に相当）が1の曲線と比較して破断時間は約2/3に低下するが、時間係数を3とする基準値に対しては充分な裕度があることを確認した。

(2)ナトリウムー水反応評価手法の整備

（機構論的反応モデルの整備）

機構論的ナトリウムー水反応反応モデルの開発に向けて，多成分多相流解析コードSIMMER-Ⅲに化学反応モデルを付加した2次元モデル（SIMMER-SW）を開発した。本コードを用いて、1～2メッシュモデル解析、SWAT-1試験解析、SWAT-3試験解析等の試計算を行った。その解析結果から、採用したモデルの妥当性を確認した。

（構造評価モデルの整備）

上記構造評価モデルを用いてSWAT-3試験データによる検証を行った。図3にSWAT-3の解析結果を示す。破損の判定は、③の延性破断、時間係数3とした④のクリープ破断Ⅰ、時間係数1とした④のクリープ破断Ⅱ、とした。試験の破損時刻□、解析の破断時刻▼(延性破断)、●(クリープ破断Ⅰ)、○(クリープ破断Ⅱ)を比較すると、解析では、試験で破損しないRun17も含め何れのケースも破損条件に達しており、保守側の評価となることが確認できた。リーク率1.5kg/sec以下はそれ以上のケースよりも解析の保守性が顕著となるが、これはリーク規模が小さいと、伝熱管が局所的に加熱されるにもかかわらず、解析では全周加熱とする保守性によるものと考える。またRUN10に比べLLTRの裕度が小さいのは、伝熱管径が小さく全周加熱の影響を受けやすいためと考える。一方、1987年に発生した英国PFR過熱器での高温ラプチャによる伝熱管破損解析を行った。解析では、事故報告書等をもとに、初期リーク管に破損の拡大が生じて約20秒後に水系隔離等のブロー操作（トリップ）が行われるとした。また事故当時過熱器には低速ブロー系しか設置されていなかったが、事故後高速ブロー系が設置されたことから、その効果を見るための解析も行った。図4、図5にトリップを時刻ゼロとした場合の低速ブロー系と高速ブロー系の解析結果を比較して示す。低圧ブロー系では、減圧が直ちに機能しないことから、伝熱管内部の冷却効果の低下によりトリップの数秒後に伝熱管が破損する。高速ブロー系では、伝熱管の応力は常に伝熱管材料の引張強さを下回っている。すなわち、高速ブロー系が設置されていれば、事故時に伝熱管は破損伝播に至らなかったことを確認できた。

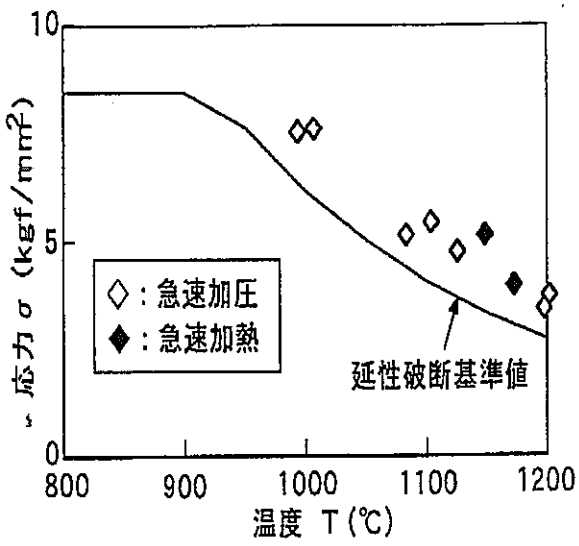


図 1 延性破断基準値と試験結果の比較

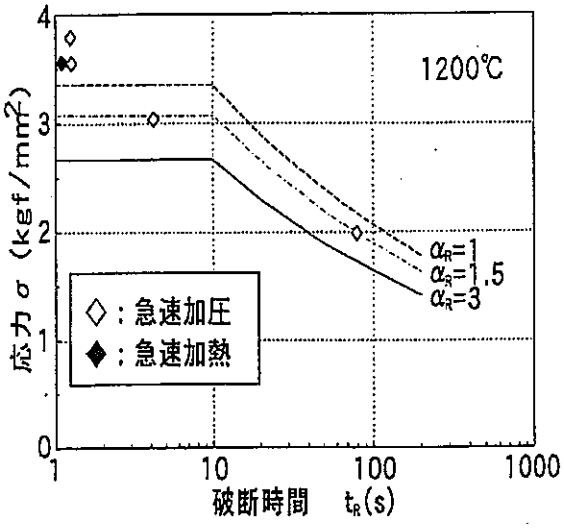


図 2 クリープ破断基準値と試験結果の比較

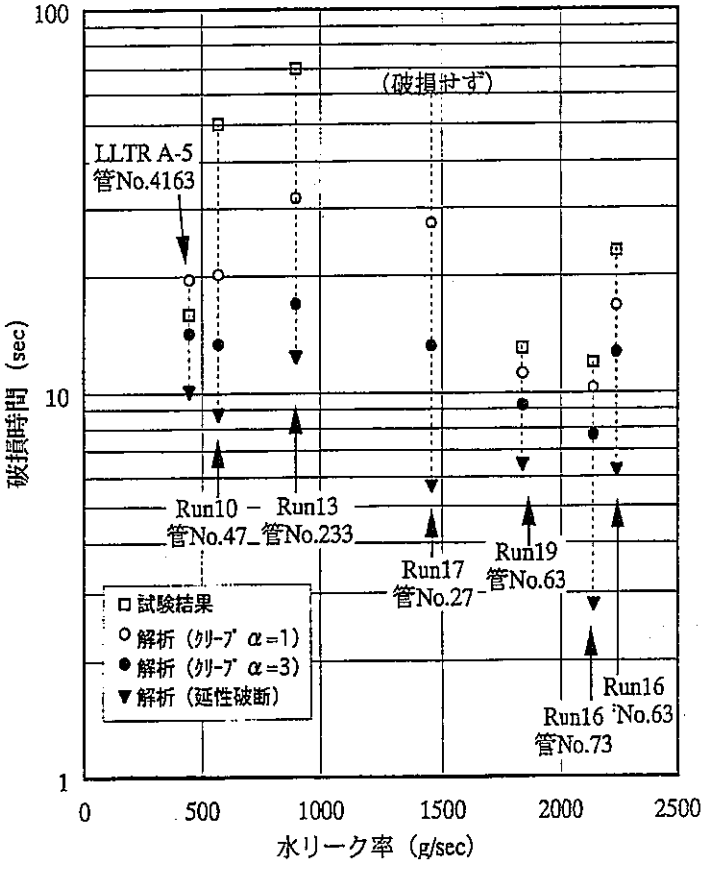


図 3 SWAT-3試験と計算結果の比較

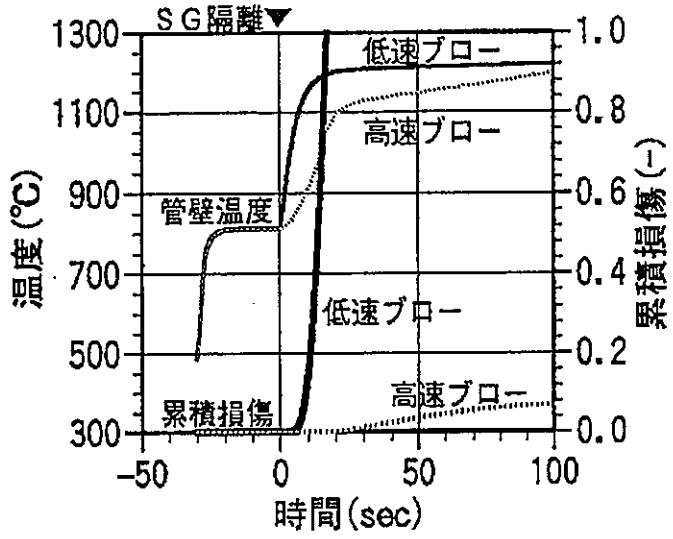


図4 管壁温度と累積損傷の計算結果

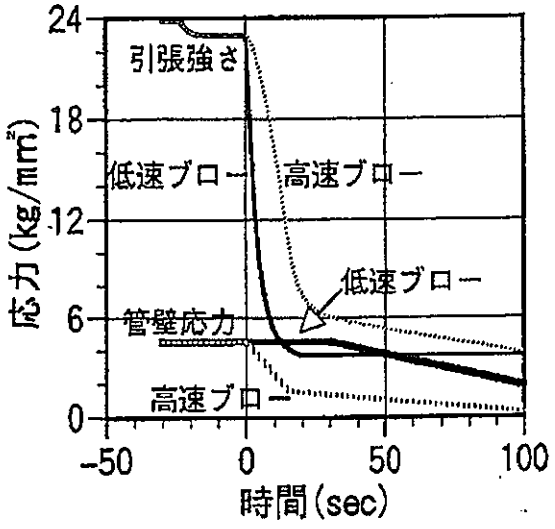


図5 引張強さと管壁応力の計算結果

（化学反応モデルの整備）

破損伝播解析コード(LEAP)の高度化作業の一環として、ﾅﾄﾘｳﾑ－水反応時の反応域温度分布を詳細評価するための基本となる反応ジェット解析コード(LEAP-JET)を開発した。本コードでは、反応ジェットの流動を評価するために2次元2流体モデルを採用し、化学反応を評価するために気相のﾅﾄﾘｳﾑ/蒸気と液相のﾅﾄﾘｳﾑ/水が反応して水素，水酸化ﾅﾄﾘｳﾑ，酸化ﾅﾄﾘｳﾑが生成する4化学種7成分系の反応式をモデル化した。本コードの機能確認のために化学反応モデルのパラメータ依存性の調査を行った結果、反応速度定数が大きいほど反応温度上昇や水素発生量は増加し、モル転換比が大きいほど水素発生量は増加するなど、物理的に妥当な結果が得られることを確認できた。また過去に行われた小リーク試験結果との比較では、実験で800℃までの温度上昇が測定されており、一方解析でも700～800℃の温度上昇が計算されたことから、定量的にも概ね妥当な結果が得られることを確認できた。

さらに、LEAP-JETの計算速度の向上を目的としてモデル改良を行った。主な改良点は、①従来の陽解法の計算安定条件の制約を緩和するための完全陰解法（SIMPLE法）の導入と、②2相流モデルでの温度と物性値を計算するアルゴリズムの簡略化等である。改良コードの機能確認のために行ったパラメータ計算によると、①の改良により計算タイムステップを5倍程度まで大きくして、計算速度を約4倍早くできること、②の改良により従来の計算結果への影響が小さい範囲で計算速度を2～3倍まで早くできることが確認された。

（蒸気流モデルの整備）

蒸気流モデル開発のため、水ブロー解析コード（LEAP-BLOW）を開発した。本コードは、定常/非定常で単相/2相流動挙動を計算するもので、臨界流・弁・オリフィスに加え伝熱管（健全管や過熱管）をモデルできる。また、ナトリウム側の伝熱流動や伝熱管壁の熱伝導・温度も計算可能である。本コードを、50MWSG試験施設での水ブロー実験データ、「もんじゅ」用コードBLOOPH及び汎用水ブローコードRELAP5/Mod2の計算結果で検証し、最適な伝熱モデルを選定するとともに、解析コード間に有意な相違のないことを確認できた。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(1)林田、浜田、「蒸気発生器伝熱管破損模擬試験(TRUST-1) の評価」、PNC TN9410 97-002 、1996年 6 月
(2)浜田、田辺、「Sodium-Water Reaction Study of Future FBR Steam Generators」、PNC TN9100 96-001、1996年10月
(3)浜田、田辺ほか、「蒸気発生器伝熱管破損模擬試験(TRUST-1) による破損応力の評価」、 PNC TN9414 97-018 、1997年 5 月（日本原子力学会1997年秋の大会H 75）
(4)田辺、和田ほか、「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用」、PNC TN9410 98-029、1998年 6 月
(5)小峰、和田、栗原、浜田、岸田、田辺ほか、「高速炉SG伝熱管の構造健全性評価(1)～(6)」、1998年 9 月、日本原子力学会1998年秋の大会 シリーズ発表E58～E63
(6)白川、堀江ほか、「ﾅﾄﾘｳﾑ・水反応挙動解析コードSIMMER-SWの整備(2)」、JNC TJ9440 99-009、1999年 3 月

【発表予定】

(7)糸岡、齋藤ほか、「LEAPｺｰﾄﾞ用ﾌﾞﾛｰﾀﾞｳﾝｺｰﾄﾞの検証」 <近刊予定>
(8)齋藤、糸岡ほか、「ﾅﾄﾘｳﾑ-水反応ｼﾞｪｯﾄｺｰﾄﾞの改良及び試計算」<近刊予定>
(9)浜田、田辺ほか、「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ評価手法の整備と適用」、JNC TW9408 99-002、1999年 9 月（サイクル機構技報No.4）

【民間の研究の現状と動向】

電力では、ＦＢＲ実証炉の設計研究の一環として、ＳＷＡＣＳやＬＥＡＰ等の解析コードを用いてナトリウムー水反応評価を行ない、さらに影響緩和の観点から蒸気発生器内部流動の確保やラプチャ・ディスク等圧力開放系の配置検討を行っている。

一方、水リーク検出の高速化の観点から、音響計の開発が電力を中心に行われており、パッシブ法及びアクティブ法の両方式について水試験等による基礎データの取得が行われている。

【参考文献】

(1)熊谷、「アクティブ音響法によるＦＢＲ蒸気発生器の水リーク検出（その４）ーSG全周モデルによる気泡検出実験ー」、電力中央研究所報告T95082(1996.6)
(2)熊谷、「アクティブ音響法によるＦＢＲ蒸気発生器の水リーク検出（その５）ーSG全周モデルによる気泡検出実験ー」、電力中央研究所報告T96018(1997.5)
(3)吉田、熊谷、木下、「アクティブ音響法によるＦＢＲ蒸気発生器の水リーク検出（その６）ー実機適用性の検討ー」、電力中央研究所報告T97005(1998.3)

【海外の研究の現状と動向】

欧州では、英、仏、独でＰＦＲでの大リーク・ナトリウムー水反応事故以降、ＥＦＲ冷却系や蒸気発生器の設計研究と並行して、伝熱管破損伝播に関する研究が行われてきた。特に英国では、Super-NOAHを用いたナトリウムー水反応試験や改良9Cr-1Mo 鋼の高温破損試験等により中心的な役割を果たしてきたが、その後ＥＦＲプロジェクトの中止が決定されるなどにより、ここ数年は本テーマに関する主立った研究は行われていないのが現状である。

その他の国では、ロシアにおいて水リーク検出系（水素計、酸素計、音響計等）の開発研究が行われている。

【参考文献】

(1)IAEA IWGFR Specialists' Meeting on Steam Generator: Failure and Failure Propagation Experience, Aix-en-Provence, September 1990

(2)IAEA IWGFR Specialists' Meeting on Steam Generators: Acoustic/Ultrasonic Detection of In-Sodium Water Leaks, Aix-en-Provence, October 1990

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	３３８	５００	１０８６		
要員　　（人／年）	4	4	4		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	機構論的反応モデルについて解析コードSIMMER-SWの２次元版を開発した。反応モデル(LEAP-JET)と蒸気流モデル(LEAP-BLOW)については、改良と検証を行った。構造評価モデルについては、評価手法と強度基準値を整備し、本手法をSWAT-3試験データにより検証して保守側の結果が得られることを確認した。また実機PFRへの適用解析を行い、結果の妥当性を確認した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	機構論的反応モデルSIMMER-SWは実現象の詳細評価に活用される。模擬試験(TRUST-2)、Na－水反応試験及び蒸気発生器水リーク試験のデータは、破損伝播評価手法の検証に反映される。本評価手法は、蒸気発生器の設計基準水リークの評価・妥当性確認に活用される。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	「ロ．２次系削除システムの安全評価手法整備」については、「もんじゅ」Na漏洩事故に伴うFBR開発計画の見直しにより、当該研究を中断している。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

様式－１－７

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー12ー1
研究課題名 (Title)	炉内安全性試験施設に関する検討 A Study on In-Pille Safety Experiment Facility	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　高速炉安全工学グループ	Fast Reactor Safety Engineering Group
	[氏名]	近藤　悟	Satoru KONDO
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	炉内安全性試験	駆動炉心燃料	中性子ホドスコープ	核特性	SERAPH
	in-pile safety experment	driver fuel	neutron hodoscope	neutronics	SERAPH

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

実用炉における安全論理の構築、及び実用化を目指した安全研究課題の解決に必要となる炉内試験を達成し得る安全性試験施設の検討を行うとともに、これを支える要素技術の研究開発を行うことにより、我が国における炉内安全性試験施設の拡充整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．試験施設概念の検討

試験計画の検討から要求される施設性能（硬スペクトル、ランプ・パルス特性、試験の実機模擬性、試験燃料の移動計測性等）に対し、これを実現するための炉内試験施設全体の概念を構築し、工学的成立性の確認と併せて実施すべき試験内容に対する充足性を評価する。また、核特性等の試験炉の性能にかかわる特性を確認するための試験の実施方策について検討を行う。

ロ．要素技術の研究開発

イ．での施設概念を支える重要な要素技術（核・熱特性、駆動炉心燃料、計装系等）の具体化を図るとともに、設計・評価手法の確立と製造性の確認を行う。主な研究項目としては計測スロット等を含む駆動炉心形状及び中速スペクトルの特性に配慮した核・熱特性の評価、駆動炉心用燃料・燃料要素の検討、高速中性子ホドスコープによる燃料移動計装技術の開発等がある。また、試験内容の具体化検討に応じて試験体の構成、計装、加熱制御等の技術検討を進め、試験技術としての体系化を図る。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．平成７年度までに得られた施設概念の検討結果を踏まえて、炉体構造を中心に工学的成立性のある施設概念の具体化検討を進めた。

ロ．駆動炉心燃料の製造性や性能に係わる基礎的試験を実施するとともに、ホット燃料試作に関連した基礎データを取得した。また、制御系を含めた現実的な体系での核特性計算、及び動的核特性の計算を行うとともに、中性子ホドスコープの要素技術についての検討を進め、要求性能に対する基本的な充足性を確認した。

【成果の達成レベル】

駆動炉心燃料をはじめ、新たな炉内試験施設の実現のための基本となる各要素技術について、実験的及び解析的評価に基づいて成立性の見通しが得られた。これにより、実現性のある全体としての施設概念が明確化できた。

【成果の活用方法及び利用実績】

本研究を通じ、FBR実用化のための安全研究重点課題解決に向けた試験計画の実現が可能になり、その成果は安全設計及び合理的な安全評価に活用できる。本研究の成果は、将来我が国において新たな炉内安全性試験施設の整備を行う際に、有効な設計概念の一つを提供するものである。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．下記ロ．のまとめをもとに、施設の各要素技術の現状知見を踏まえて、これらの相互間の整合性を確認し、施設概念としての具体化を図る。
ロ．現在までの施設検討に係わる成果を評価し、まとめと文書化を進める。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．施設概念の検討

平成7年度までに得られた新たな炉内安全性試験施設の基本概念をベースとして、施設概念の具体的検討を進めた。この結果、重水冷却、稠密な駆動炉心燃料ピン配置、高冷却材流速、平板状の駆動炉心内ホドスコープ・スロット、円筒状試験孔等を特徴とする炉体構造について、実現性のある具体的な概念を構築した。なお、駆動炉心燃料集合体の浮き上がりを防止するため冷却材は上部流入方式を採用することとした。また、炉体構造の上蓋は試験体用ナトリウム配管を避けて開閉する必要があり、水平に2分割できる構造とした。

この他、試験体の取り扱い方法を具体化し、施設外へ搬送するまでの経路、遮蔽の考え方などを整理した。さらに、主冷却設備について検討し、ポンプの必要性能、重水タンクの配置、重水をドレンする機能をもたせるダンプタンクの設置など設備概要を明確にした（図1参照）。

ロ．要素技術の研究開発

1）駆動炉心燃料要素

駆動炉心燃料要素については、UO_2 -BeOによる模擬燃料ペレットを試作し、各種物性測定を主体とした研究を進めた(1)。大量生産の観点から必要性の高い、乾式混合工程による燃料ペレット製造については、バインダー添加済みのBeO粉末を用いることで燃料と水分の共存を避ける手法の基礎試験を実施してその成立性見通しを得た。図2はこの手法によって得られた焼結体の金相データであり、高い密度と良好な燃料分散性が確認できる。

燃料ペレットの熱・機械的応答については、基礎試験に基づいてその特性を把握した。模擬燃料ペレットを用い、高温条件からの急冷によって熱応力を発生させる試験により、熱衝撃に対する良好な基本特性を確認した(2)。また、各温度条件での強度データを取得し、高温での強度特性が良好なものであることを確認した。さらに、熱衝撃により発生するクラックの伝熱に与える影響について、レーザーフラッシュ法による測定を行い（図3参照）、伝熱性能低下が過大なものではないことを確認した。

被覆管への伝熱抑制については、アルミナ繊布をギャップ部に設置する概念の検討を進めた(3)。アルミナ繊布の伝熱性能については、繊布単体及び要素体系を模擬した試験体での伝熱特性データを取得し、目標性能を達成するための設計条件範囲を明確化した。

一方、燃料ピンから冷却材への除熱性能に関しては、水力等価直径を模擬した単管体系（ヒーターが円筒流路を取り囲む形状）での限界熱流束に関する試験を実施した。これにより、局所的に高い熱流束では7 MW/m^2 程度まで、コサイン分布では5 MW/m^2 程度（軸方向ピーク位置の値）まで安定に除熱できるなど、基本設計条件として設定している3MW/m^2 に対して十分な裕度があることを確認した。

2）炉心核熱特性

核設計については、試験燃料に対する加熱性能に重点を置いた検討を進めた(4)。また、加熱性能と試験燃料の移動により生じ得る反応度摂動の抑制とが適切にバランスした炉心概念の具体化を図るため、ホドスコープスロットの存在に加えて、制御系の運用形態（配置と挿入深度）と中性子挙動との係わりにも着目した3次元核計算（図4参照）、及びその結果に基づく核熱動特性計算を実施し、基本的な成立性を確認した。さらに、これらに必要な核データ及び核計算手法の整備を併せて行った。さらに、制御系の構成については、重水や構造材配置をパラメータとして周囲の駆動炉心燃料集合体での出力分布特性を評価し、中性子吸収材に対する除熱性を確保しつつ駆動炉心の出力ピーキングを抑制できる基本構成を確認した。

3）燃料移動計装

燃料移動計装については、ホドスコープ用中性子検出器としてU-238核分裂計数管を用いた概念検討を行い、S/Nを大きく低下させずに検出器感度を向上するとともに、必要な小型化が期待できるとの見通しを得た。また、このような小型化を踏まえてコリメータ、スロット等のシステムの最適化を図った。

バンドル試験等に対するホドスコープの計測性能評価については、モンテカルロ法を用いた解析を導入し、燃料量と信号の対応関係へのピン間ギャップ等の効果を適切に反映した評価を行った。

これらにより、主要な試験で燃料移動が十分な精度で計測可能なシステム概念を具体化した。

【研究成果】

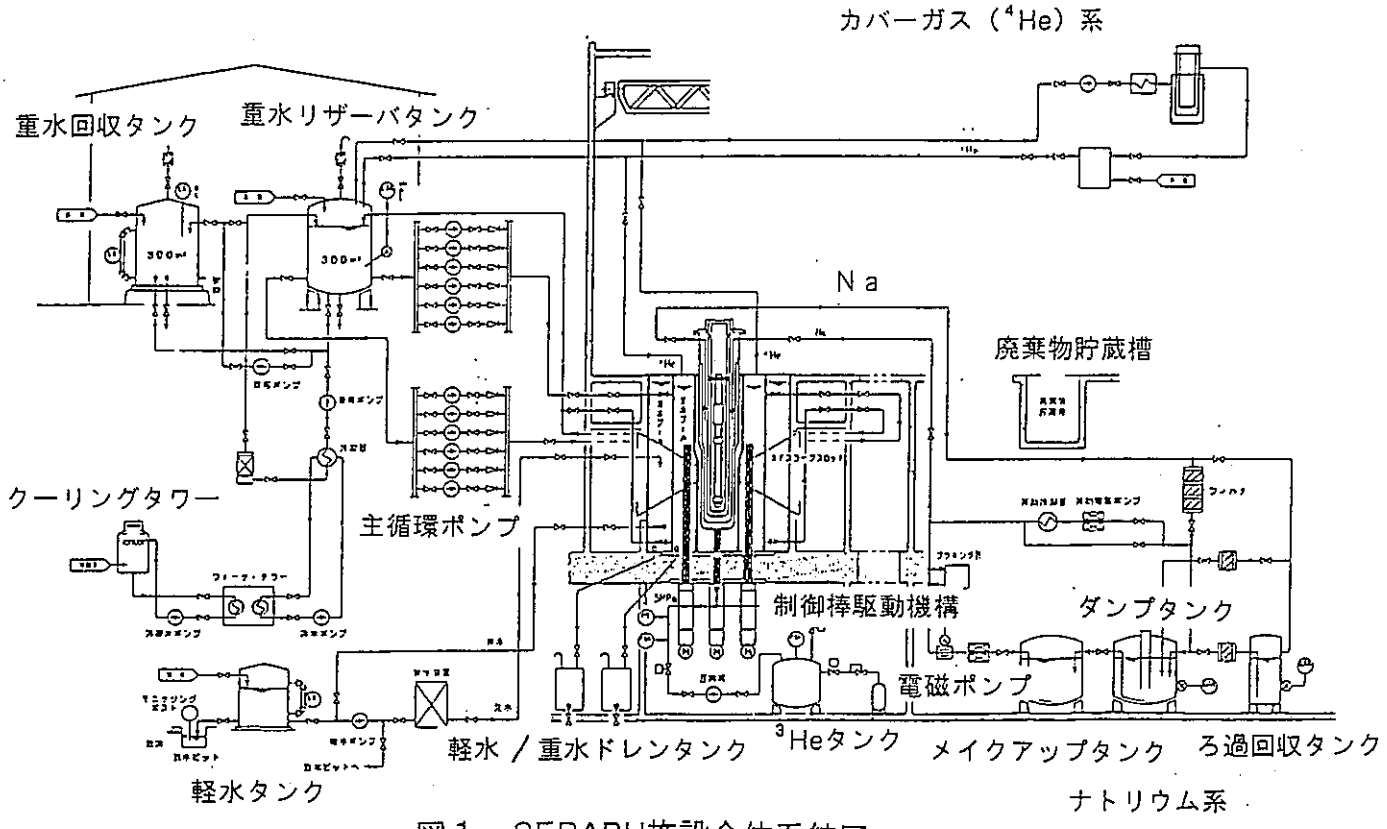


図１　SERAPH施設全体系統図

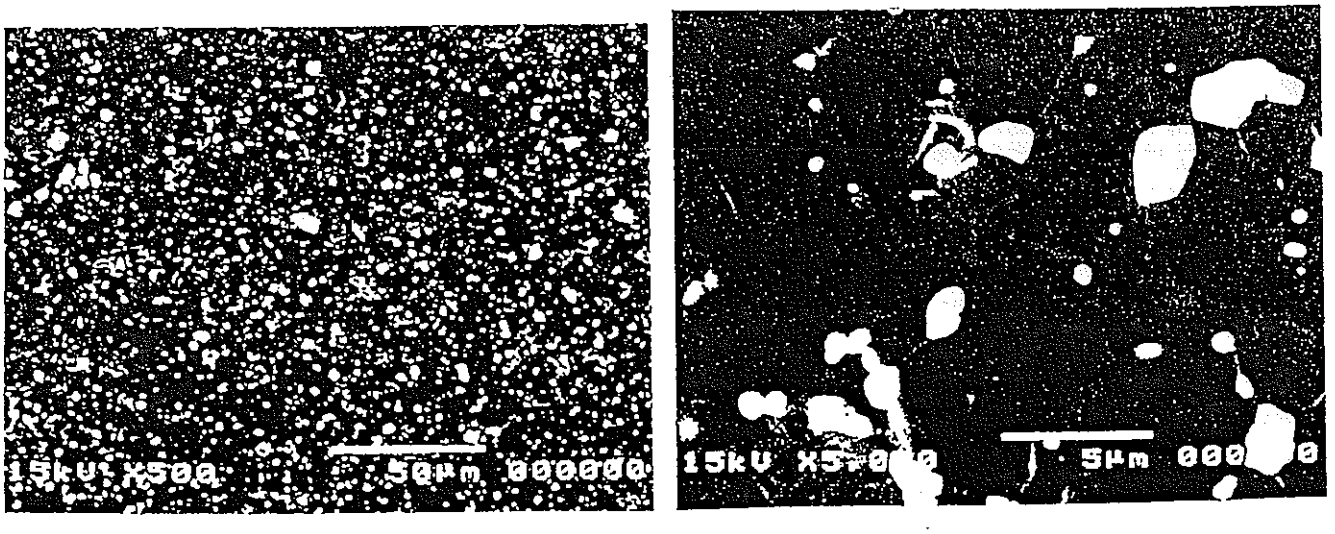


図２　乾式混合工程（バインダー添加BeO使用）によるBeO-UO2焼結体の組織
(98%TD以上、白い部分がUO2)

【研究成果】

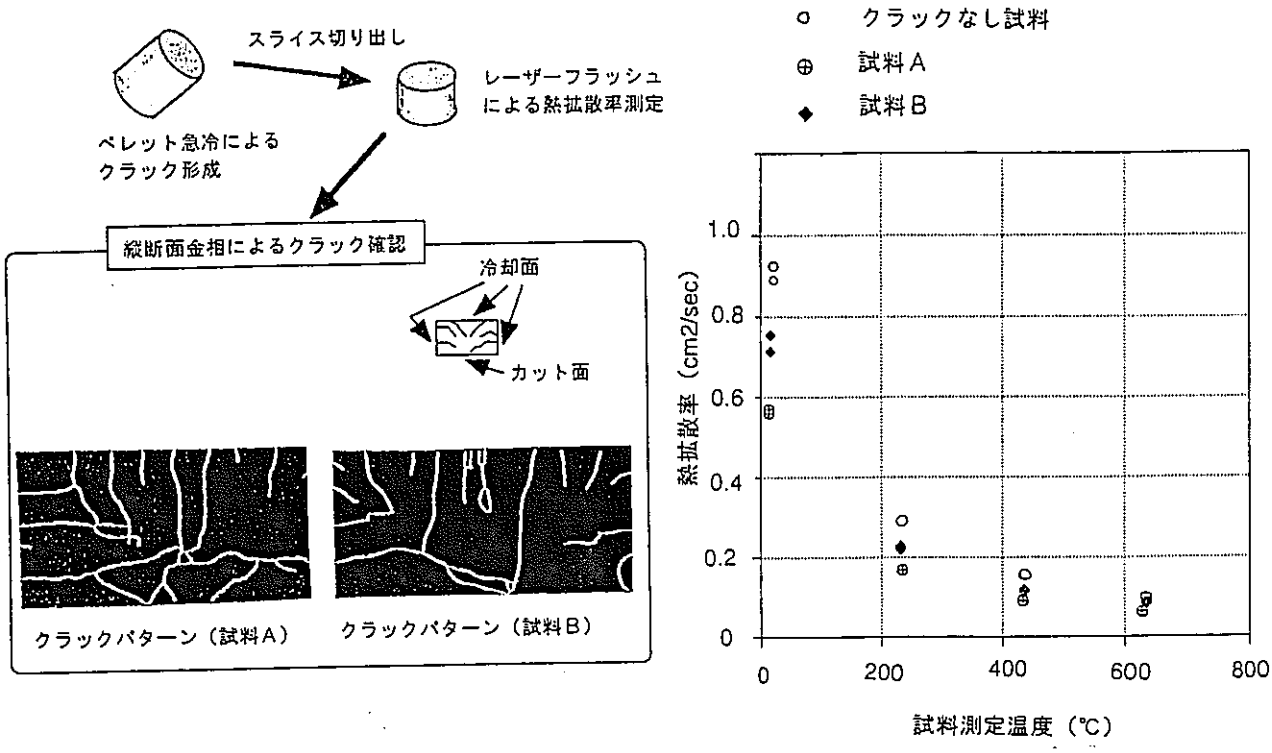


図３　熱衝撃によるクラックを有するペレットの熱伝達率測定

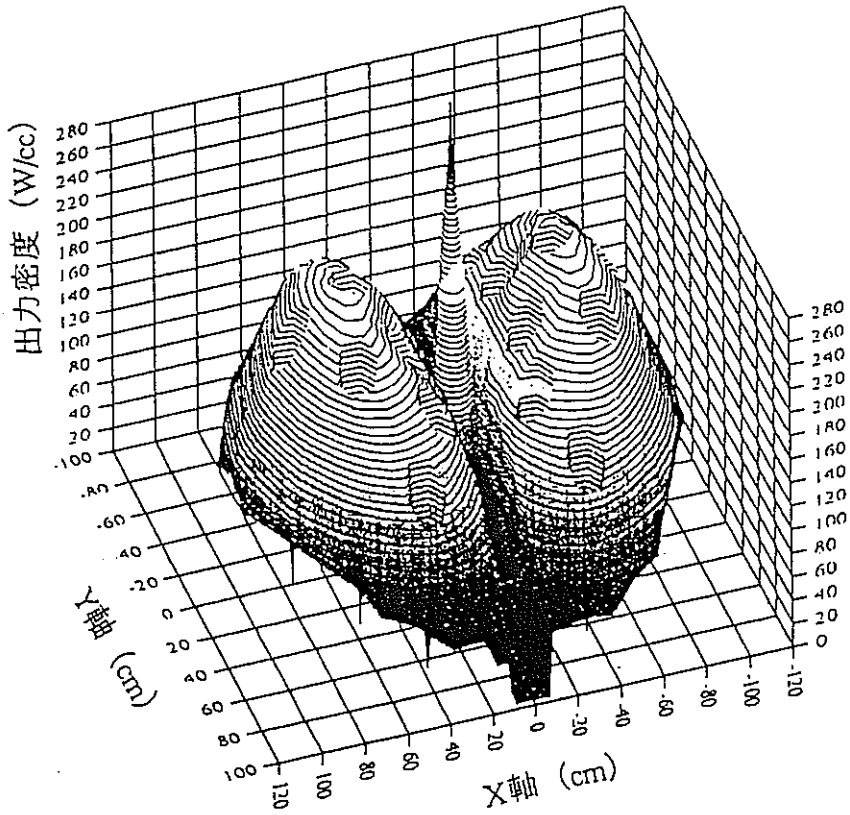


図４　制御棒とホドスコープスロットを含む体系での出力分布評価結果
（試験体最大線出力：450W/cm）

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

（1）N.Nonaka,et al.,"Study on in-pile test facility for fast reactor safety research: performance requirements and design features", Proc.ENS Class 1 Mtg on Research facilities for the future of nuclear energ, Brussels,4-6 June,1996
（2）原子力学会１９９７年春の年会、H-31、「FBR安全性炉内試験計画SERAPH（16）：BeO希釈型燃料の熱衝撃条件下での基本応答」
（3）原子力学会１９９６年秋の大会、D-22、「FBR安全性炉内試験計画SERAPH（12）：伝熱抑制型燃料要素の検討と特性評価」
（4）N.Uto,et al.,"Evaluation of neutronic characteristics of in-pile test reactor for fast reactor safety research,"Proc.Int.Conf.on the Physics of Reactors, Mito,September 16-20,1996
（5）水野他「FBR安全性試験炉の集合体内出力分布計算手法の整備」、PNC TN9400 98-007、1998年11月

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

本課題に関わる民間の研究活動等は行われていない。

【参考文献】

該当なし

【海外の研究の現状と動向】

仏CEA/IPSNでは高速中性子による新たな照射施設として、「ジュールホロビッツ炉」と称する施設の検討を進めている。本施設は材料照射を主目的とした定常照射炉であるが、高速中性子束を照射対象に供給するという視点では「高速炉安全性試験施設に関する検討」にも共通であり、広い意味での役割分担などの視点から注目しておく必要がある。

【参考文献】

なし

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	92	39	25		
要員　　（人／年）	3.0	3.0	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	Ｈ１０年度までの範囲においては、駆動炉心燃料、炉心核熱設計、燃料移動計装及び炉体構造など各要素技術の成立性見通しの確認を予定通り進めることができ、これらの要素技術を踏まえて試験施設の全体構造の明確化を進めた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本試験施設を用いた研究の成果はFBR の安全性に係わる広い範囲に期待され、基準類の整備や安全設計に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	Ｈ１０年度までの範囲においてはほぼ計画通りに進捗した。ただし、Ｈ１１～１２年度の計画については見直す必要がある。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	サイクル機構における業務の重点化にともない、当初予定の職員の従事が得られなくなっていること、及び予算確保が困難であることから、研究範囲を当初の予定よりも縮小し、Ｈ１０年度までの個別作業成果を踏まえ、Ｈ１１、１２年度はまとめに集中することとしたい。

5.自由評価欄

様式－１－７

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー13ー1
研究課題名 (Title)	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究 Study on Evaluation of Core-Disruptive-Accident Sequences	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　高速炉安全工学グループ	Fast Reactor Safety Engineering Group
	[氏名]	近藤　悟	Satoru KONDO
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	炉心損傷事故	炉内安全性試験	安全解析コード	起因過程	遷移過程
	core disruptive accident	in-pile safety experiment	safety analysis code	initiatiing phase	transition phase

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	CABRI炉内試験（仏国ＩＰＳＮ） 新型燃料高速炉におけるＣＤＡの研究（東北大学） SAS4A/SIMMER-IIIコード開発に関する日欧共同研究 （仏国ＣＥＡ，独国ＦＺＫ）
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉の炉心損傷事故時の事象推移に関する主要事象評価についての考え方を整理するとともに、安全解析コードの開発・改良、実験検証、並びに炉内実験を実施し、安全評価手法の高度化と信頼性向上を図ることにより、シビアアクシデントに対する判断材料の提供に資する。

【研究内容（概要）】

イ．ＣＡＢＲＩ等の炉内試験装置による実験データベースを拡充し、炉心損傷事故時の燃料挙動、沸騰プールへの進展挙動についての安全解析コードの実験検証とモデル改良に資する。

ロ．起因過程評価手法については、３次元核動特性等にかかわる現実的評価及び高性能燃料等への適用性拡張を目指してＳＡＳ／ＰＡＰＡＳコードの検証・改良を継続するとともに、起因過程評価の考え方を整理し、標準的評価手法としての高度化を図る。

ハ．炉心崩壊過程（遷移過程及び膨張過程）評価手法については、現実的評価を目指して適用性向上と精度改善のためのＳＩＭＭＥＲの検証・改良を行うとともに、炉心崩壊過程評価の考え方を整理し、標準的な評価手法としての高度化を図る。また、起因過程解析との結合についても合理的な接続手法の開発を行う。

ニ．イ～ハの知見を基に、炉心損傷事故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する。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
・仏国ＣＡＢＲＩ炉内試験施設（過渡試験、照射後試験）

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．CABRI-RAFT計画（1996～2000）の内容について検討し、試験の全体計画を固めるとともに、第１回目の過渡試験を実施した。また、第２回目以降の試験についての予測評価を行い、試験体設計と試験条件選定を行うとともに、これらの試験の準備を進めた。さらに、実施済みCABRI-FAST試験の破壊検査を完了した。

ロ．過渡時燃料挙動評価コードPAPAS-2Sについては、既存試験データの分析に基づくモデル改良を実施し、適用性評価を進めた。全炉心解析コードSAS4Aについては、健全燃料ペレット柱運動モデルの改良、プレナムガス放出モデルと健全燃料ペレット柱運動モデルの結合、GEMモデルの開発及び空間動特性核計算モデルの開発を実施した。また、減速材添加金属燃料炉心のULOF事象評価、原型炉燃料融点変化時の影響評価を行った。

ハ．SIMMER-IIIコードについては、欧州機関と共同・分担実施により基本モデルの検証研究を完了後、安全評価上の主要現象に関わる総合検証研究を計画通り進め、高度化された解析手法の実機適用性について評価した。起因過程との接続のためのSAS4A/SIMMER-III接続システムSAME-IIを開発して実機評価への適用を通じて改良を行い、SAS4A及びSIMMER-IIIと合わせて高速炉の標準的な安全評価手法として整備した。

ニ．SAS4A、SIMMER-III両コードを原型炉及び実証炉におけるULOF事象評価へ適用するとともに、評価に際しての考え方の整理を進めた。

【成果の達成レベル】

平成12年度完了予定のCABRI-RAFT試験の全体計画策定及び予測評価を予定通りに行うとともに、第１回目の試験を実施した。また、実施済みのCABRI-FAST試験の破壊検査を完了した。PAPAS-2S、SAS4Aコードともに、当初の計画通りにモデル開発、改良を行い、適用評価を実施した。SIMMER-IIIコードについては、欧州機関と共同・分担実施により基本モデルの検証を完了し、安全評価上重要な現象に関わる総合検証研究を予定通りに進めた。また、起因過程解析との結合についても合理的な接続コードSAME-IIの開発を完了した。SAS4A、SIMMER-III両コードを原型炉及び実証炉におけるULOF事象評価に計画通りに適用するとともに評価に際しての考え方を整理した。

【成果の活用方法及び利用実績】

安全解析コードの実証炉評価への適用研究の成果及び安全性試験データベースを活用することで、安全評価手法の高度化と信頼度向上を図り、炉心損傷事故に対する大型炉の安全特性を判断するための材料を提供する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．平成１１年度はCABR-RAFT計画の過渡試験４種を実施するとともに、これらの試験の破壊検査に着手する。また、CABRI-FAST試験の総合評価を完了する。平成１２年度はCABRI-RAFT計画の過渡試験２種を実施するとともに、RAFT試験総合評価に着手する。

ロ．FCMI低減メカニズムのモデル改良を行ったPAPAS-2Sコードを種々の既存炉内試験解析に適用しコード検証を進めるとともに、評価手法としての整備を図る。SAS4Aコードの燃料ペレット柱運動モデルの改良と検証を進める。空間動特性核計算モデルとの結合を完了し、妥当性、適用性の評価を行う。

ハ．SIMMER-IIIコードについては、安全評価上の主要現象に対する検証・改良を進めるとともに、実機安全評価への適用研究を通じて高度化された解析手法の効果を整理し、安全評価の信頼性向上を図る上での標準的手法として整備する。SAME-IIコードについては、起因過程との合理的な接続手法として実機安全評価への適用性向上を図る。

ニ．実機適用研究については実証炉の予備的評価結果をまとめる。

【その他、今後の発展性等】

多成分混相流の解析技術としてのSIMMER-IIIの汎用性を利用して、蒸気発生器の高温ラプチャー現象の機構論的評価手法として、SIMMER-IIIにナトリウム・水反応モデルを組み込んだSIMMER-SWコードの開発を平成１０年に開始した。

【研究成果】

イ．CABRI炉内試験

CABRI-RAFT計画の試験内容について検討し、表1に示す試験構成を固めた。本計画では、崩壊炉心が溶融プールを形成する過程での物質間伝熱や流動に係わる特性の解明に重点をおき、遷移過程の評価手法向上を第1の柱とした。また、過出力条件下での破損燃料冷却性に係わる研究をもう一つの柱として2試験をこれに充てることとした。1997年6月に過出力条件下での破損燃料冷却性に係わるRB1試験を実施し、高速炉燃料の溶融燃料放出抑制機能を示すデータを得た[14]。また、第2回目以降の試験に対する予測解析を実施して具体的な試験条件の検討を進めた。さらに、実施済みCABRI-FAST試験については、破壊検査を完了し、中空燃料の破損メカニズム、破損後の崩壊燃料分散挙動の定量化に有効な詳細データを取得した。

ロ．起因過程評価手法

CABRI試験を初めとする炉内過出力試験の分析評価に基づき、過渡時燃料挙動評価コードPAPAS-2Sを対象として、中低スミア密度燃料のFCMI低減メカニズムを反映したモデル改良を行った。この改良モデルを種々の燃料条件、過渡条件に適用し、過渡応答に係わる基本機能を確認した。

炉心損傷事象の起因過程解析コードSAS4Aの開発は、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、起因過程の後期の現象に着目してモデル開発を進めている。

SAS4Aコードにプレナムガス放出モデルと燃料ペレット柱運動モデルとを組み込み、起因過程後期の物質配位をより現実的に模擬するためのモデル改良が図られた。また、SAS4Aコードを、非中心位置にある制御棒の誤引抜き事象や、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、空間動特性核計算モデル（CITATION-FBR／Hex-Z体系）との結合を進めている。定常照射挙動解析部における結合は完了し、過渡挙動解析部での結合もプログラミングは概ね終了した。

選択肢としての新型燃料の可能性を評価する位置づけで、金属燃料炉心ULOF事象起因過程の評価研究を行った[3][13][18]。金属燃料炉の反応度係数を改善するために、ZrHを減速材として装荷した炉心を設定し、減速材を添加しない炉心と比較評価した。金属燃料用に改良されたSASコードによるULOF事象の比較評価の結果、減速材添加炉心では一般に事象推移が緩慢化すること、特にポニーモーターの起動を想定した条件（流量10～15％）では、被覆材温度が700℃を超過する時間は10秒程度に過ぎず共晶発生の可能性は低いこと、冷却材温度も減速材解離の目安とした750℃には至らないことなどが分かり、減速材添加の有効性など、金属燃料炉心における炉心安全上の基本的特徴を把握することができた。

原型炉追加評価として、燃料融点変化時（2700℃±100）のULOF起因過程への影響を評価した。SASコードによる評価の結果、もんじゅULOF起因過程において、燃料融点±100Kの変化を想定した場合でも、大きなエネルギー発生には至らないという、これまでの結論は変わらないことを確認した。

ハ．炉心崩壊過程評価手法

SIMMER-IIIコードについては、基本モデルの検証研究[1]に続き、安全評価上の主要現象に関わる総合検証研究および検証成果を反映した実機遷移過程解析への適用研究を進めた。表2に総合検証研究リストを示す。炉心プールの沸騰挙動に関しては、SIMMER-IIIが実験で確認された沸騰プールの安定的熱流力挙動を適切に評価できることを示した[10]。ピン束内での閉塞形成挙動に関しては、固体粒子による閉塞形成と構造材への熱損失取り扱うための物理モデルを整備した[8]。図1に燃料-冷却材相互作用挙動試験(THINA)の解析例を示す。ここでは、融体とナトリウムとの混合及び圧力の発生を適切に評価できることを確認した[6]。実機適用研究に関しては、崩壊集合体における物質移動および制御棒案内管内流路からの燃料流出を対象とした解析によって、集合体規模での溶融炉心プールが燃料運動による過度の反応度印加を招くことなく比較的安定な沸騰特性を有すること、また、核的活性度の低下を達成する上で制御棒案内管を通じた炉外への早期溶融燃料流出が極めて有望であることを示すとともに、実機条件下での個別現象に対するSIMMER-IIIの適用性を確認した[9]。

SAME-IIコードに関しては、高速増殖炉原型炉のULOF事象の解析評価[2]においてSAS4AとSIMMER-IIIとの接続に適用し、安全評価システムの中核となるコードとして完成させた。

ニ．安全評価の考え方

これまでの研究で集約されたSAS4A、SIMMER-III等の安全評価技術を高速増殖炉原型炉及び実証炉の炉心崩壊事故解析に適用した[2]。これらの適用研究を通じて以下の結論を得た。起因過程評価においては、対象とした炉心におけるボイド反応度の範囲では、反応度印加を緩和する固有の自己制御機能により、有意な機械的エネルギーを生じることなく、炉心内に燃料が分散した状態で遷移過程へ進む。遷移過程においては、最確解析条件では炉心溶融の拡大と圧力発達に伴う炉心外への燃料の流出によって反応度が継続的に低下し、緩慢な事象推移になる。現時点で物理的に妥当と考えられる範囲内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、本研究を通じて、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等の安全研究の成果が評価手法として有効に反映されてきていることを確認した。

【研究成果】

表1 CABRI-RAFT計画試験の概略条件と内容

研究の対象	試験名	出力履歴	試験体	内容	実施施設
局所事故	RB1		●	溶融燃料放出挙動	CABRI
	RB2		●	溶融燃料放出挙動（燃料溶融増加）	CABRI
炉心崩壊事故（遷移過程）	LTX		●	遷移過程初期の燃料再移動	CABRI
	TP2		●●●		CABRI
	TP-A1		●●●		CABRI
	TP3（5試験）		steel入り steelなし	遷移過程のプール内伝熱特性	SILENE
	TPA-2			プール内流動と2相状態での伝熱特性	CABRI

表2 SIMMER-IIIの総合検証

安全評価上の重要な現象と総合検証課題	試験データベース
1．沸騰プール挙動 ★燃料/スティール溶融沸騰プールの安定性	SCARABEE BF CABRI-RAFT等
2．燃料再配置・固化挙動 ★ピン束内融体侵入挙動/閉塞形成挙動	Spencer GEYSER 等
3．物質膨張挙動 ★蒸気泡成長と構造物によるｴﾈﾙｷﾞｰ低減効果	VECTORS OMEGA 等
4．燃料-冷却材相互作用 ★FCIと流体運動挙動	THINA CAMEL 等
5．構造材破損挙動 ★ピン束・集合体間壁の熱的機械的破損	SCARABEE CABRIRAFT等
6．崩壊炉心における核的挙動 ★物質再配置による核特性	FCA

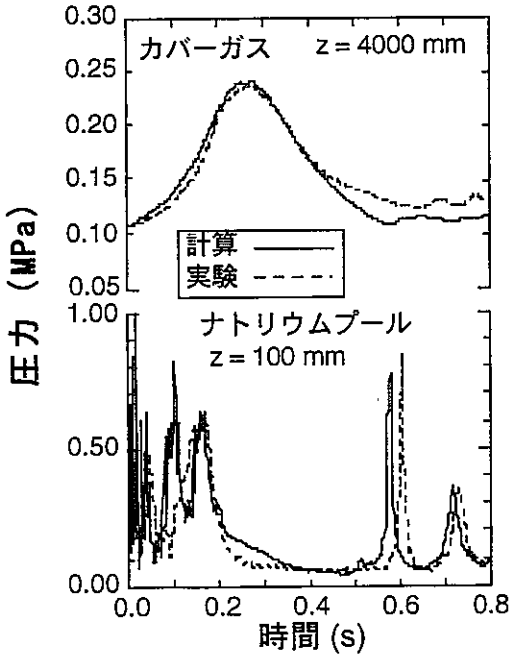


図1 燃料-冷却材相互作用（FCI）挙動解析

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) Sa. Kondo, et al., "Status and Achievement of Assessment Program for SIMMER-III, A Multicomponent Code for LMFR Safety Analysis," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto (1997.9-10)
(2) 飛田吉春 他,「高速増殖原型炉ULOF事象の評価研究-最新の知見を反映した炉心損傷評価」PNC TN9410 97-079 (1997.9).
(3)平野他、「金属燃料高速炉における再臨界事故の起因過程に関する研究」、 PNC TY9601 97-001(1997.3)
(4)守田他、「高速炉安全解析コードSIMMER-Ⅲの開発の現状と成果」、 動燃技報 No.101(1997)
(5) S. Kondo, et al., "Evaluation of Fuel Motion Reactivities with Space-Dependent Neutron Kinetics Model in SIMMER- III," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), J-141, Mito(1996.9)
(6) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Fuel-Coolant Interactions," OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai, May 19-21, 1997.
(7) K, Morita, et al.,"SIMMER-III ANALYSES OF ENHANCED FUEL REMOVAL PROCESSES UNDER CORE DISRUPTIVE ACCIDENT CONDITIONS," 6th International Conference on Nuclear Engineering(ICONE-6), February, 1998.
(8) D.J.Brear 他、「Modeling of fuel Freezing for Reactor Safety Analysis」、日本原子力学会 1997年秋の大会 (1997.10).
(9) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Key Phenomena of CDAs in LMFR," Thermal-Hydraulics(NURETH-8), Kyoto International Conference Hall, October, 1997.
(10) Y. Tobita, et al., "An analysis of Boiling Fuel Pool Experiment by SIMMER-III," Thermal-Hydraulics(NURETH-8), Kyoto International Conference Hall, October, 1997.
(11) D. J. Brear, "Phase Change Predictions for Liquid Fuel in Contact with Steel Structure using the Heat Conduction Equation," PNC TN9410 98-005, January, 1998.
(12) 山本他,「SIMMER-IIIを用いたOmega試験解析」PNC TN9410 98-032 (1998.5)
(13)平野他、「金属燃料高速炉における炉心損傷事象 起因過程に関する基礎的研究」、PNC TY9601 98-002 (1998.3)
(14) 深野他,「CABRI-RAFT計画RB 1 試験の結果概要と分析」,日本原子力学会 1998年春の年会.
(15) K. Morita and E. A. Fischer, Thermodynamic properties and equations of state for fast reactor safety analysis. Part I: Analytic equation-of-state model, Nuclear Engineering and Design, 183, 1998.
(16) K. Morita, et al., Thermodynamic properties and equations of state for fast reactor safety analysis. Part II: Properties of fast reactor materials, Nuclear Engineering and Design, 183, 1998.
(17) 山本他、「SIMMER-IIIを用いたOmega試験解析」、日本原子力学会1998年秋の大会
(18)平野他、「金属燃料の過渡時挙動に関する基礎的研究」、JNC TY9400 99-002(1999.3)
(19) 山野他、「SIMMER-IIIによるCAMEL C6, C7試験解析」、JNC TN9400 98-002, November 1998.
(20) 山野他、「SIMMER-IIIによるCAMEL C6, C7試験解析」、日本原子力学会1999年春の年会
(21) 小野田他、「CABRI-FAST EFM1試験における破損後燃料移動挙動」, 日本原子力学会1999年春の年会
(22) 深野他、「スミア密度の低い高速炉燃料のスローTOP条件下でのFCMI低減効果の検討」,日本原子力学会1999年春の年会

【発表予定】

(23) K. Morita, et al., "Applications of the SIMMER-III Fast Reactor Safety Analysis Code to Thermal Interactions of Melts with Sodium and Water," ICONE-7, 1999.
(24) Y. Tobita, et al., "Evaluation of CDA Energetics in the Prototype LMFBR with Latest Knowledge and Tools," ICONE-7, 1999.
(25) S. Kondo, et al., "Current Status and Validation of the SIMMER-III LMFR Safety Analysis Code," ICONE-7, 1999.
(26) K. Morita, et al., SIMMER-III applications to fuel-coolant interactions, Nuclear Engineering and Design, (巻号未定)

【民間の研究の現状と動向】

1）実証炉のATWS評価に関連した研究

電力とメーカーを中心として、炉心損傷事故時の放出機械的エネルギーに対する冷却材バウンダリの健全性評価が進められた。平成9年度には、　耐衝撃性試験を行い、試験におけるエネルギーバランス、炉容器内の構造材による炉容器への負荷低減効果、炉内周辺機器への荷重設定法と応答評価に関する調査検討が行われた。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

1）SAS4A及びSIMMER-III開発におけるFZK、IPSNにおける進歩

a) SAS4Aコード

炉心損傷事故の起因過程を解析するためのSAS4Aコードは、モデルの改良・検証計画が仏国、独国及び日本の共同体制で進められている。仏国は燃料破損前におけるピン内溶融燃料移動モデルの開発を、独国は冷却材沸騰及び燃料ピン過渡挙動モデルの改良を実施しており、日本の燃料破損後物質移動モデルの改良と合わせた統合版Ref96 release 1が作成された。

b) SIMMER-IIIコード

炉心損傷事故の遷移過程を解析するためのSIMMER-IIIコードは、第2期検証計画が仏国、独国及び日本の共同体制で行われており、各参加機関による炉内・炉外試験を用いたモデルの解析検証が進められている（参考文献(1),(2)）。

c) BN-800のCDA評価

ロシアでは設計段階で設計基準外事象の解析を行うことが要求されるようになったことに対応して、ボイド反応度をゼロまたは負としたBN-800の炉心損傷事象の解析が、IAEA及び欧州共同体の支援を得て、我が国を含む国際共同プログラムとしてH7年度よりH10年度まで実施した。

【参考文献】

(1) W. Mascheck, et al.,"ANALYSES OF ENHANCED FUEL REMOVAL PROCESSES WITH THE SIMMER-III CODE," 6th International Conference on Nuclear Engineering(ICONE-6), February, 1998.

(2) P. Coste, et al., "Two-phase channel flow modelling of SIMMER-III, a multi-phase, multi-component code for LMFR safety analysis, proc. of 3rd Int. Conf. on Multiphase flow (ICMF'98), June 1998.

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	355	340	340		
要員　　（人／年）	8.1	9.1	8.3		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	安全解析コードの検証･改良を通じて評価信頼度向上を図る上で重要な安全評価上の主要現象への高度化手法の適用性を確認した。また、原型炉への適用研究を通じて安全評価に際しての考え方の整理を進めた。炉内試験については、CABRI-RAFT 炉内試験計画の検討を通じて、炉心損傷事故時の遷移過程での主要現象について、実証すべき基本現象を明らかにした。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる	□ 安全性の向上に反映できる	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	大型炉を対象とした炉心損傷事故の事象推移評価の考え方、評価信頼度を向上するために標準的評価手法の基礎を提供した。
	□ その他	（上段は複数回答可）		
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	安全評価上の主要現象に対する安全解析コードの検証･改良及び大型炉安全評価への適用研究を通じて、標準的評価手法としての整備を進めた。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄				

様式－１－７

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー13ー2
研究課題名 (Title)	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 Study on Molten Core Materials Behavior in Core Disruptive Accident	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　高速炉安全工学グループ	Fast Reactor Safety Engineering Group
	[氏名]	近藤　悟	Satoru KONDO
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	事故後熱除去	炉外模擬試験	MELTーII施設	燃料ー冷却材相互作用	炉内保持
	post-accident heat removal	out-of-pile simulant test	MELT-II facility	FCI(fuel-coolant interaction)	in-vessel retention

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	中性子ラジオグラフィーによる高密度比気液二相流の可視化と計測（京大原子炉） 相変化を伴う融体移行挙動に関する基礎研究（東京工業大学）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉の炉心損傷時に形成された溶融炉心物質が炉心領域から移行・流出する時の初期条件及びその後の固化・分散・再配置挙動のメカニズムを解明し、本過程における事象推移シナリオの明確化を図り、シビアアクシデントに対する安全評価のための判断材料の提供に資する。

【研究内容（概要）】

イ．高温融体ー冷却材（水及びナトリウム）相互作用炉外模擬試験を実施し、国内外の試験データをも活用しつつ、溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用挙動の解明と挙動評価モデルの構築を行う。

ロ．体積加熱沸騰プール炉外模擬試験を実施し、溶融炉心物質プールの沸騰現象の解明を行うとともに解析モデルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築する。

ハ．融体放出移行挙動炉外模擬試験を実施し、炉心からの流出経路中での融体の放出・移行・固化現象の解明を行うとともに、海外の試験データをも含めて、解析モデルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築する。

なお、ロについては、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

【使用主要施設】
大洗・MELT-II 試験装置（高周波誘導加熱：最高300kW 、融体最高温度2300℃、溶融量最大約25ﾘｯﾄﾙ）

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】
イ．MELT-II試験施設の安全対策補強改造を実施するために平成９～１０年度は試験を中断した。
ロ．大学との共同研究より、高密度比気液二相流の可視化実験を行い、流動特性の計測評価を行った。試験データを用いてSIMMER-IIIコードの物理モデル改良と検証を行った。
ハ．大学との共同研究より、融体の流出経路内での固化閉塞に関する基礎実験を行い、結果の整理と評価、実験相関式の導出を行った。SIMMER-IIIの壁面固化モデルを改良し、適用性を検証した。

【成果の達成レベル】
イ　実施できなかった。
ロ　溶融炉心物質プール沸騰の特徴である高密度比気液二相流の挙動につき、可視化計測による実験データベースの整備を進めた。解析コードSIMMER-III上の物理モデル改良により同モデルの高精度化に見通しを得た。。
ハ　融体の流出経路内での固化閉塞に関する基礎実験の実験解析により、解析コードSIMMER-III上の物理モデルを検証した。融体の放出移行挙動については、炉外模擬試験データベースの取得に着手した。

【成果の活用方法及び利用実績】

本研究を通じて、炉心損傷事故時の溶融炉心物質の挙動に関する事象推移シナリオを明確化するとともに、SIMMER等の安全解析コードによる試験の解析評価を通じて、コードの検証と改良に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ　実施しない。

ロ　溶融炉心物質プール沸騰の特徴である高密度比気液二相流の挙動につき、実験データベースの拡充を行い、解析コードSIMMER-III上の物理モデル改良と検証により同コードの高精度化を進める。体積加熱沸騰プール炉外模擬試験については、これらの関連試験の成果等を踏まえ、試験計画を策定する。

ハ　融体の流出経路内での固化閉塞に関する基礎実験の実験解析を継続し、改良した物理モデルの検証を行う。また、融体の放出移行挙動試験をMELT-II試験装置を用いて行い、炉外模擬実験データベースの取得を進める。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．高温融体-冷却材相互作用炉外模擬試験
（実施できなかった。）

ロ．溶融炉心沸騰プール挙動炉外模擬試験
溶融低融点合金に気泡を注入する試験装置を製作し、中性子ラジオグラフィ高速度撮像法により可視化して得られた画像を処理することで気泡速度、ボイド率などの流動特性の計測を行った。この試験データを用いて、高密度比気液二相流の特性を明らかにするとともに、既存のドリフトフラックスモデル相関式等との比較検討を行った。実験で測定されたボイド率は管内流の試験データによる関係式による予測よりも低くなり、プール内の多次元的な流動と気泡形状の変化の影響を考慮した関係式による予測値とほぼ一致する。また、SIMMER-IIIにもこの関係式を導入することにより、プール内のボイド率と気相流速との関係を適切に予測できることが示された（図１）。また、プール内の多次元的な流動の効果を取り除くために、ダウンカマーを設けた試験体を用いた実験データを取得するとともに、$AgCd_3$ 合金のトレーサーを用いた液相流速計測の基礎技術を開発し、液相速度計測の見通しを得た（図２）。

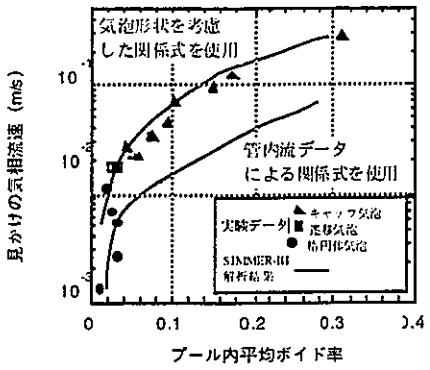


図１ ボイド率と見かけの気相流速の関係

ハ．融体放出移行挙動炉外模擬試験
溶融炉心物質の制御棒案内管等を通じた排出の有効性に見通しを得るため、排出経路への放出挙動、排出経路内での移行挙動を調べるための炉外模擬試験及び同挙動に対する解析モデル改良/検証を進めた。

(1) 融体放出挙動試験
冷却材で満たされた排出経路中へ融体が放出される際の物理機構を明確化し、その効果を定量的に把握するため、融体の放出口の大きさ及び放出駆動圧を任意に設定して、融体-冷却材相互作用（FCI）を伴った放出挙動を調べる試験を行っている。予備試験は、冷却材（水で模擬）の満たされた流路壁面から融体（融点79℃の低融点合金で模擬）を注入する形態で実施した。両者の温度は最小膜沸騰温度モデルから実機燃料-ナトリウム系でのFCI挙動の模擬が予測される条件に設定した（融体：450℃、冷却材：60℃）。融体は冷却材中に放出されると即座に少量ずつFCIを生じ、これに対応した周期の短い間欠的圧力発生を観測した。これらの挙動はCAMEL試験（少量UO_2 - ナトリウム系での放出試験）で生じたと解釈されている初期FCI挙動と同様であった。このことから、実機条件においても初期FCIは融体を覆う蒸気膜が形成されない条件にて生ずることが裏付けられた。ただし、本予備試験では初期FCIによる蒸気発生量が少なかったため、流出経路空間に対して相対的に蒸気発生量を高めた条件に着目する必要のあることが認識された。

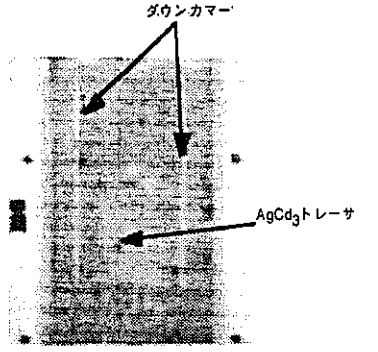


図２ トレーサー粒子による液相流速測定の基礎実験で得られた画像

(2) 融体移行挙動試験及び解析モデルの改良/検証
排出経路中の融体の移行及び固化に関する基礎試験及び同現象に関する解析モデルの改良/検証を進め、評価精度の向上が達成された。
固化閉塞を伴う融体移行挙動を調べる基礎的な試験を行った。装置の概略構成を図３に示す。下部の加圧タンクを予め加圧することにより融体を駆動し、融体物質、管の直径、融体温度及び初速をパラメータとして閉塞するまでの侵入距離を計測した。これら全ての試験結果をバルク固化モデルに基づき分析することにより、図４のように整理し、広域のプラントル数において適用可能な相変化（固化）を伴う融体の熱伝達相関式を得た（Nu=0.0089Re0.8Pr0.65）。
SIMMER-IIIコードに対して構造壁近傍の融体の過冷却領域の存在、固化クラストと構造壁との間のギャップの存在等に係るモデル改良を行い、上記の融体移行挙動試験の解析を行った。融体と管壁との接触境界温度に関して適切な過冷却を仮定することにより、試験結果を適切に再現することがわかった。すなわち、融体侵入長については、試験結果を±30%の精度で再現すること（図５）、壁面へのクラストの成長は存在するものの固化閉塞時の形態はバルク型（侵入先端の固化粒子により閉塞する）であり（図６）、試験結果と一致する。さらに、同モデルを用いて溶融UO_2 を用いた海外の炉外固化実験（CEAのGEYSER及びJRCのBLOKKER）への適用性を調べた。表１に示したように実験で得られた侵入距離を適切に解析評価できることが確認され、これにより混合固化モード（熱伝導支配型固化とバルク熱伝達支配型固化が同時に生じる現象）の取扱いの妥当性が検証された。

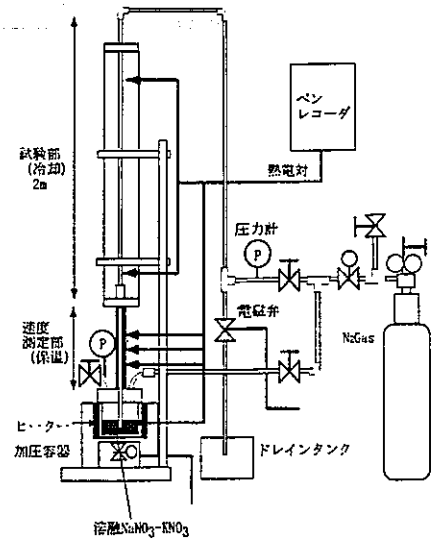


図３ 融体移行挙動試験装置の概要
（$NaNO_3$ -KNO_3 使用の例）

【研究成果】

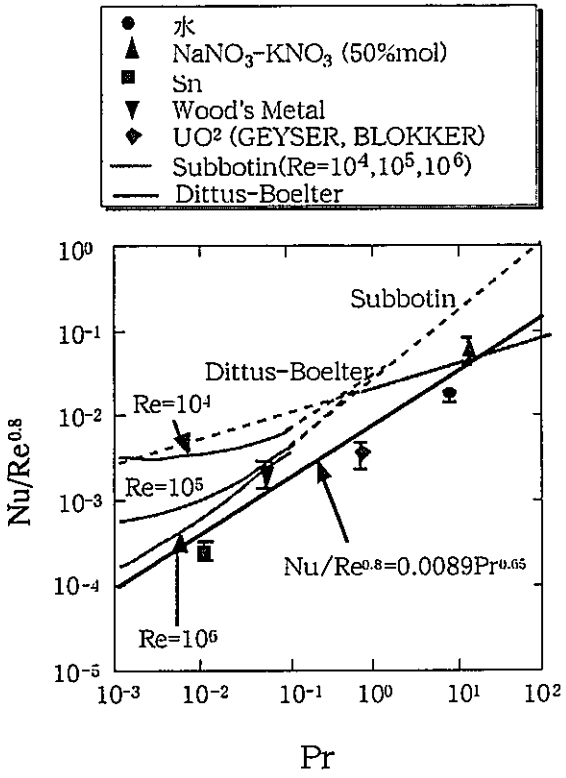


図4 プラントル数とヌッセルト数の関係

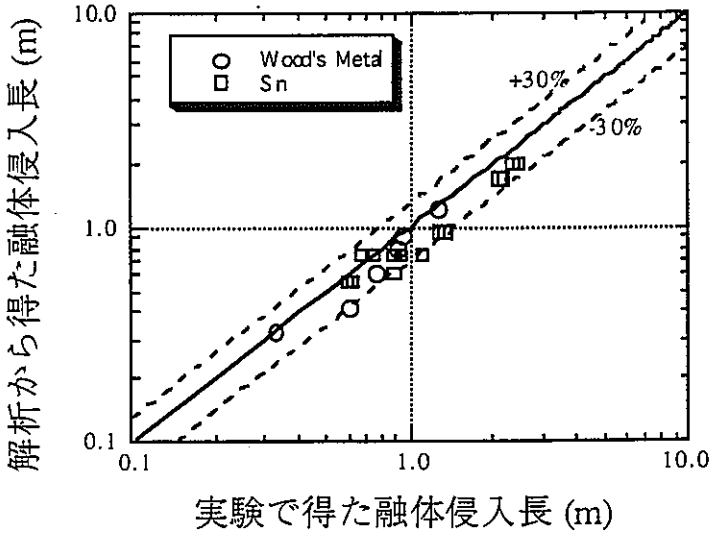


図5 融体侵入長に関する実験と解析の比較

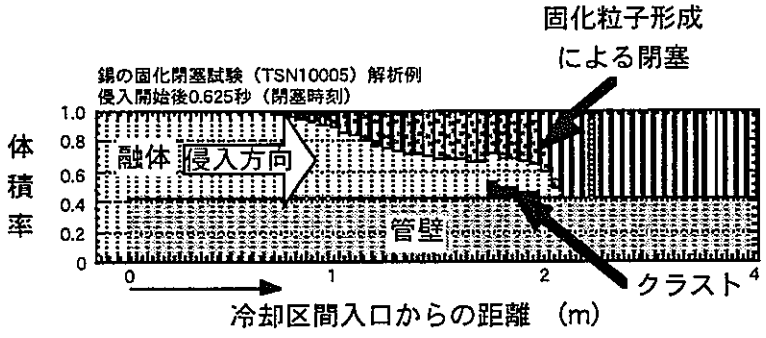


図6 侵入固化後の物質分布

実験名	実験条件：円管内径 (mm)	実験条件：融体初期速度 (m/s)	実験条件：管壁温度 (K)	実験における融体侵入：長さ (cm)	実験における融体侵入：時間 (ms)	計算における融体侵入：長さ (cm)	計算における融体侵入：時間 (ms)
Geyser 4	4	3.2	293	60	190	57	200
Geyser 7	4	4.2	1273	75	180	68	200
Geyser 8	4	4	1273	48	120	67	200
Geyser 9	4	1.8	293	47	260	48	260
Geyser 11	4	1.9	293	80	420	74	~450
Geyser 12	4	3	293	100	700	66	~250
Geyser 13	4	1.7	293	45	300	48	~290
Geyser 15	4	3.3	293	73	310	64	~200
Blokker 1	4.0	3.6	673	40	100	68	220
Blokker 3	8.5	5.3	673	200	380	180	~450
Blokker 4	9.9	7.4	673	200	270	235	~450
Blokker 5	9.9	3.3	673	150	450	180	~600

注1）二酸化ウラン融体の初期過熱度は全ての試験において150Kであった。
注2）実験、計算に双方において、管壁の溶融はあってもわずかであった。

表1 UO_2 固化実験の解析結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

（1）小西他、「炉心損傷時の融体ジェットー冷却材相互作用に関する実験的研究」、動燃技報 No.98(1996.6)
（2）福重他、「原子炉炉心溶融事故時の溶融炉心物質移行挙動に関する基礎研究」、日本原子力学会1997年春の年会、東京大学、H51
（3）David Brear他、「Modelling of fuel freezing for reactor safety analysis」、日本原子力学会1997年秋の大会、沖縄、H57
（4）小林他、「溶融炉心物質の固化挙動に関する基礎研究」、日本原子力学会1998年春の年会、近畿大学、I 29
（5）齋藤、他、「プローブとして熱中性子を用いた高密度比気液二相流の可視化と計測に関する研究」、京都大学原子炉実験所第３２回学術講演会報文集、pp.275-280(1998).
（6）Mishima, et al.,"Visualization and Measurement of Gas-Liquid Metal Two-Phase Flow with Large Density Difference Using THermal Neutrons as Micoscopic Probes," submitted to Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.
（7）三島、飛田、他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究　ー先行基礎工学分野に関する平成８年度報告書ー」、PNC TN1430 97-004
（8）Hibiki, et al. ,"Study on flow characteristics in gas-molten metal mixture pool simulating core disruptive accident of FBR," Proc. or the 5th ASME/JSME Joint Thermal Engineering Conf., March 15-19, 1999, Sandiego, California.
（9）三島他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究(1)；中性子ラジオグラフィーによる可視化と計測」、日本原子力学会1999年春の年会、広島大学、H22
（10）飛田他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究(2)；SIMMER-IIIコードの検証」、日本原子力学会1999年春の年会、広島大学、H23
（11）「先行基礎工学分野に関する平成８年度研究協力概要報告」、PNC TN1430 97-004
（12）「先行基礎工学分野に関する平成９年度研究協力概要報告」、PNC TN1430 98-001
（13）「先行基礎工学分野に関する平成10年度研究協力概要報告」、動燃公開報告書登録手続中

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

日本原子力発電（株）を中心として、EAGLEプロジェクトが平成10年度より開始されている。これは、再臨界排除を容易に実現する概念として「内部ダクト付き集合体」炉心を提案し、これによる早期燃料排出の実験的実証を主眼とした計画であり、融体の排出挙動を調べる実験をカザフスタン共和国の国立原子力センターの試験炉IGR及び炉外試験装置を用いて、実燃料を用いて実施する。現在試験計画の詳細検討、試験体の設計、計測系の検討等の準備作業が進められている。サイクル機構としても再臨界排除という考え方の追求は、FBR実用化に向けた炉心安全性分野における枢要技術課題であると認識しており、日本原子力発電（株）との間の共同研究として参加している。

【参考文献】

該当なし

【海外の研究の現状と動向】

近年、本課題に関わる海外での研究活動は行われていない。

【参考文献】

該当なし

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	102	47	60		
要員　　（人／年）	4.2	4.2	4.2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	全社的な安全総点検の結果をうけて、施設の設備改造を実施し、実験スケジュールに遅れが生じ、一部の研究において、予定通りの成果が得られなかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本研究による成果は、炉心損傷事故時の事象進展に影響を及ぼす、炉心プール安定性、融体流出挙動等の基礎情報として直接活用でき、また、コード検証を通じて評価手法の向上により基準類の整備に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	全社的な安全総点検の結果をうけて、施設の設備改造を実施したため、実験スケジュールに遅れが生じた。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	マンパワーの不足から、３つの研究項目を全て満足に進めることは困難であった。このため、優先度に応じて重点化して取り組む必要が生じた。
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

全社的な安全総点検の影響で、安全対策としての施設改造を行う必要が生じたことから、一部の試験研究スケジュールに遅れを生じた。このような状況下であったことを踏まえて、研究開発予算は適切と評価した。また、要員に関しても、上記の影響で施設管理に投入するマンパワーが相対的に増えたことにより、研究開発への投入マンパワーに不足を生じている。従って、研究項目の優先度に応じて重点化して取り組む必要がある。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー14ー1
研究課題名 (Title)	格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究 Study on Safety Margin of Containment and Source Term	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部　プラント安全工学グループ	Plant Safety Engineering Group
	[氏名]	三宅　収	Osamu MIYAKE
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	Natrita 4002 O-arai,Ibaraki,311-13 Japan

キーワード (Key word)	ソースターム	格納施設	シビアアクシデント	エアロゾル	水素燃焼
	souce term	containment	severe accident	aerosol	hydrogen burn

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

環境影響評価の上で重要であるソースターム評価と格納施設応答評価に関して、特にナトリウムの影響に着目した諸現象を実験的に解明するとともに、結果を解析コードへ反映することにより、高速増殖炉の安全向上方策及び立地評価の線源想定の検討に資する。

【研究内容（概要）】

イ．ソースターム評価手法の整備

(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験

ソースターム移行挙動の最上流となる燃料からの放射性物質放出挙動及びエナジェティック事故時に発生するＣＤＡ気泡挙動とこれに伴う燃料物質やＦＰ等の放射性物質の炉容器内における移行減衰に関する現象を解明する。

(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験

メルトスルー事故時に発生する燃料・構造材・ＦＰ・ナトリウムの混合エアロゾル挙動と、水素燃焼がこれに及ぼす影響、即ちＦＰエアロゾルの解離や浮遊エアロゾルの沈降促進、沈着エアロゾルの再浮等に関する現象を解明する。

(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備

事故時の炉内ＦＰ放出挙動に関する解析コードTRACERに、シビアアクシデント時の炉容器内ソースターム移行挙動の解析機能を付加するとともに、並行して実施する実験結果を用いたモデルの検証・改良を行う。

ニ．格納施設応答評価手法の整備

(1)格納施設内事象解析コード(CONTAIN/LMR) の開発・整備

大型炉を対象としたシビアアクシデント解析を実施するとともに、並行して実施している実験結果を基に関連モデルを改良する。

(2)ナトリウムーデブリーコンクリート相互作用試験

高速増殖炉のメルトスルー事故時において、格納施設の健全性に脅威を及ぼすナトリウムーデブリーコンクリート相互作用を解明するために、試験装置の設計・製作及び予備試験（デブリ生成方法、デブリーコンクリート相互作用等）を行う。

【使用主要施設】
イ．ソースターム評価手法の整備
(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験
・燃料からの放射性物質放出挙動試験装置：高周波誘導加熱装置（最高運転温度3000℃）、温度勾配管、各種サンプリング系、ガス分析装置で構成。
(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験
・SAPFIRE 施設の大型密閉試験装置(SOLFA-2)：縦置円筒鋼製容器、内容積 100m^3
・水素燃焼試験装置(HYPER)：大型燃焼容器（内容積 2 m^3)、小型燃焼容器（内容積 0.25m^3)、Ｎａ蒸気ミスト発生器、各種サンプリング系で構成。
ニ．格納施設応答評価手法の整備
(2)ナトリウムーデブリーコンクリート相互作用試験
・鋼製反応容器（底部にコンクリート試験体を設置し、その上部へＮａやデブリを注入可能な構造とする）、デブリ発生装置、誘導加熱装置、エアロゾルサンプリング系等で構成される試験装置を新設する予定である。

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】
イ．ソースターム評価手法の整備
(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験
燃料からの放射性物質放出移行試験については、γ線計測性能の確認試験、装置の不具合箇所の改良等を実施し、コールドでの機能確認を完了した。
(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備
Boothによる機構論的な燃料からのFP放出モデルと燃料ピンギャップ部でのFPの化学平衡計算モデルを組み込んだ。
ニ．格納施設応答評価手法整備
(1)格納施設内事象解析コード(CONTAIN/LMR)の開発・整備
加熱コンクリートからの機構論的な水放出プログラムの作成を開始した。

当研究課題で実施予定の内容のうち、上記の以外の試験（イ．(2)、ニ．(2)）については、もんじゅ対策業務のため、中断した。

【成果の達成レベル】
イ．ソースターム評価手法の整備
(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験
燃料からの放射性物質放出移行試験については、予定より2年程度遅れである。エナジェティック事故時に発生するCDA気泡挙動とこれに伴う燃料物質やFP等の炉容器内での移行減衰挙動に関する研究については進捗なし。
(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験
現状での進捗なし。
(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備
シビアアクシデント時の炉容器内ソースターム移行挙動の解析機能の付加については予定より２年遅れである。モデル検証実験については進捗なし。
ニ．格納施設応答評価手法整備
(1)格納施設内事象解析コード(CONTAIN/LMR)の開発・整備
大型炉を対象としたシビアアクシデント解析については進捗なし。関連モデルの改良については予定より２年遅れである。
(2)ナトリウム-デブリ-コンクリート相互作用試験
試験装置の設計・製作及び予備試験に関しては予定より２年遅れである。

【成果の活用方法及び利用実績】

イ．ソースターム評価手法の整備

高速炉のソースタームに関する定量的な評価を機構論的により高い信頼性で行うことが可能となり、格納施設の安全向上方策の検討に反映できる。

ニ．格納施設応答評価手法の整備

高速炉のシビアアクシデント評価・ＰＳＡ解析手法の高度化を図ると共に、格納施設の安全向上方策の検討に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

燃料からの放射性物質放出挙動試験については、実照射燃料を用いたペレット単体試験を開始し、MOX燃料からのＦＰ放出速度データを取得する。また、TRACERコードのプログラム整備、CONTAIN/LMRに関する加熱コンクリートからの放出水プログラムの作成を実施する。その他の試験については、もんじゅ対応が最優先となるため、現状では再開の目処なし。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．ソースターム評価手法の整備
(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験
燃料からの放射性物質放出挙動に関する炉外ホットラボ試験装置について、温度勾配管等のサンプリング装置の捕集性能確認試験、ガス分析装置の性能確認試験、不具合箇所の改良等を実施し、コールドでの装置性能確認試験を完了した。図1に炉外ホットラボ試験装置図を、図2にヨウ化セシウム（CsI）を使用した温度勾配管捕集性能確認結果を米国・ORNLで実施された同様の試験結果とともに示す。両者の結果はよく一致しており、放出されたヨウ化セシウムは温度勾配管と後段の焼結金属フィルターでほぼ全量回収されたことから、サンプリング性能はホット試験を実施するのに十分であることが確認できた。

(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備
事故時の炉内FP放出挙動に関する解析コードTRACERに、燃料ペレットからのFPの放出挙動を機構論的に評価するためのBoothの拡散モデル及び燃料ペレットから燃料ピン内ギャップ空間に放出された複数のFP化学形態をギブスエネルギー最小化法により計算する平衡計算モデルを組み込んだ。今回組み込んだモデルの概念を図3に示す。Boothの拡散モデルの機能確認計算として、Krの放出試験であるORNL VI-3試験の解析を実施し、定性的には実験結果を再現できることが確認できたが、定量的に再現するには至っていない。このため、今後は放出率に大きく影響する燃料の結晶粒径の設定方法の妥当性の確認、従来使用してきたNUREG-0772モデルとの併用等を検討する予定である。また、燃料ピン内ギャップ空間に放出された複数のFPの化学形態を計算するモデルについては、現在機能確認を実施中である。

ニ．格納施設応答評価手法整備
(1)格納施設内事象解析コード（CONTAIN/LMR）の開発・整備
加熱コンクリートからの機構論的な水放出挙動解析を可能にするため、コンクリート内の熱移行、水の移行を一次元で同時に計算し、水の移行速度はコンクリート空孔内の水蒸気等の気体の圧力勾配に比例するとしたDarcyの法則を適用したプログラムの作成を開始した。

当研究課題で実施予定であった実施予定の内容のうち、イ．(2)、ニ．(2)については、もんじゅ対策業務のため中断した。

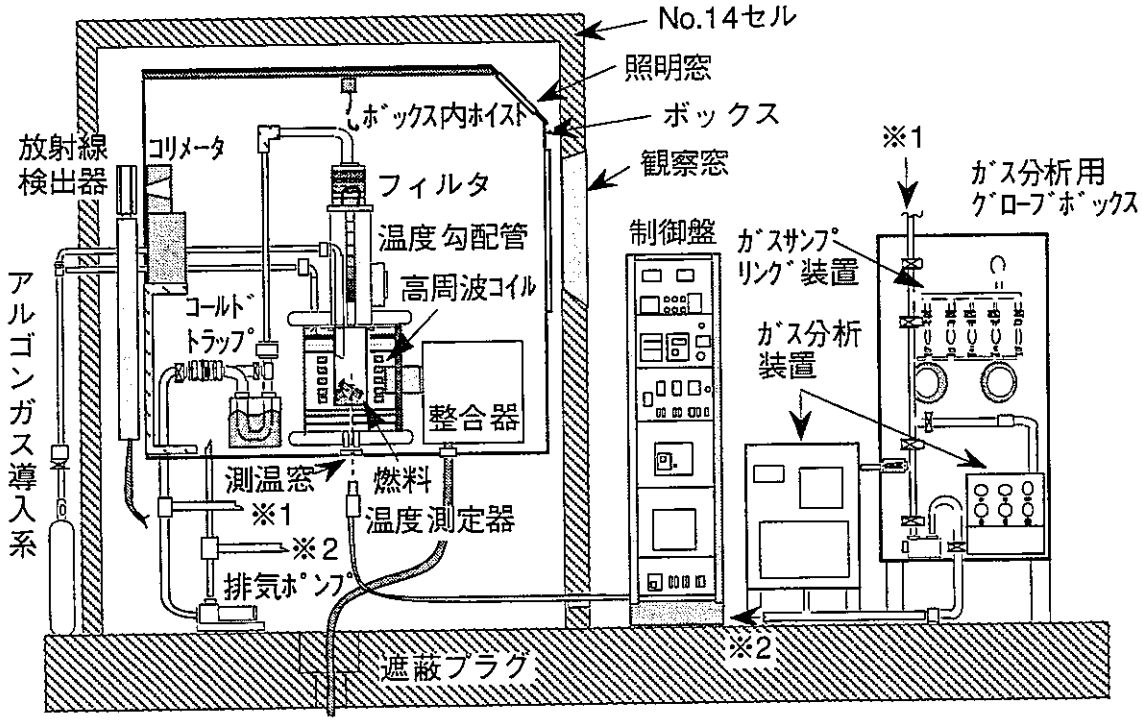


図-1　実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置

【研究成果】

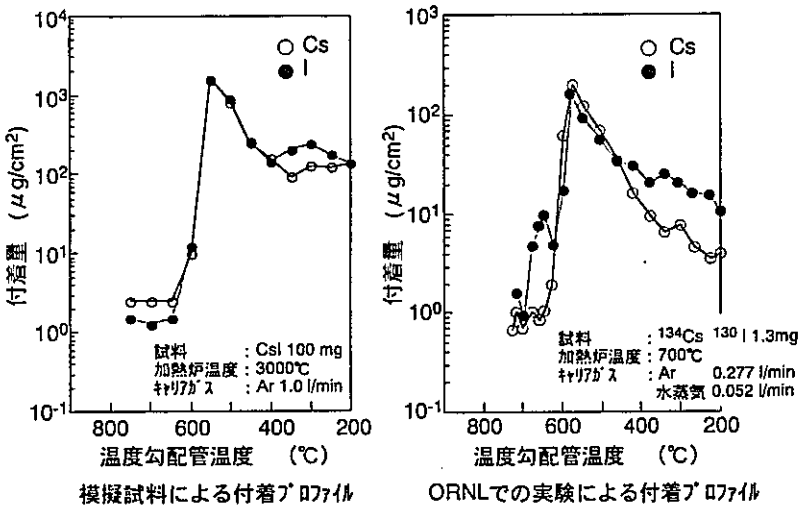


図-2　CsIの温度勾配管付着プロファイルの比較

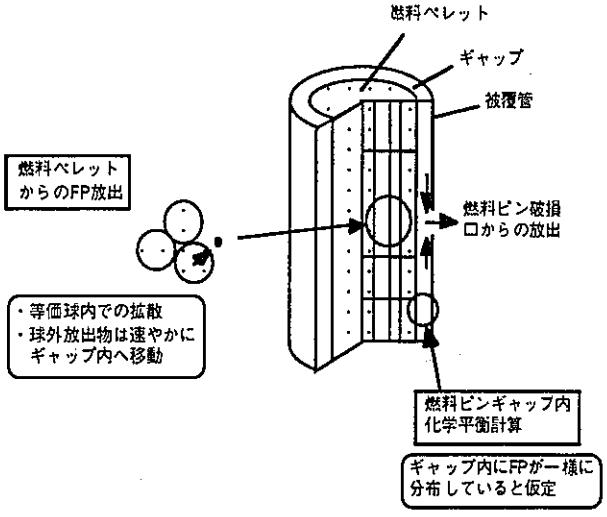


図3　Boothモデル、化学平衡計算モデル概念

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(1)宮原信哉、「高速炉のソースターム研究・希ガス-ヨウ素混合気泡のナトリウム中移行挙動研究について」、第9回配管信頼性実証試験研究委員会（日本原子力研究所）、1998年3月.
(2)大野修司、「溶融炉心コンクリート反応」、日本原子力学会誌　1997年9月号「総説」、1997年12月.
(3)佐川憲彦、他、「ヨウ素の不活性ガス中拡散係数測定試験（Ⅱ）」、PNC TJ9613 97- 001、1997年10月.
(4)佐川憲彦、他、「ヨウ素の不活性ガス中拡散係数測定試験（Ⅲ）」、PNC TJ9613 97- 002、1997年10月.
(5)高井俊秀、他, "Development of Test Apparatus for Fission Products Release from Overheated Fuel Element", IWGFR/92, pp.101～110, Nov.1996
(6)佐川憲彦、他, " Correlation of Sodium Iodine Solubilities in Sodium- Stainless Steel System", IWGFR/92, pp.110～121, Nov.1996
(7)宮原信哉、他, "Experimental and Analytical Studies of Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool",IWGFR/92, pp.123～140, Nov.1996
(8)西村正弘、他, "Evaporation Release Behavior of Volatile Fission Products (iodine, cesium and tellurium) from Liquid Sodium pool to Inert Cover Gas", IWGFR/92, pp.141～159, Nov.1996
(9)宮木和美、他, "Development of In-Vessel Source Term Analysis Code, TRACER", IWGFR/92, pp.161 168, Nov.1996
(10)廣沢孝志、他、「ＦＰ放出挙動試験装置の開発」、日本原子力学会「1996年春の年会」、J62
(11)中桐俊男、他, "Vaporization Release Behavior of Volatile Fission Products from Liquid Sodium Pool to the Inert Cover Gas, Development and Varidation of Analytical Models", Proc. of the Fourth CSNI Workshop on the Chemistry of Iodine in Reactor Safety, PSI Report Nr.97-02, NEA/ CSNI/R(96)6, pp.405 ～422, Dec. 1996

【発表予定】

なし。

【民間の研究の現状と動向】

・電力においてナトリウム中の気泡に含まれる放射性物質の挙動に関する実験研究が実施されている(1)。

【参考文献】

(1) IAEA/IWGFR," Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors," IWGFR/92, 1996.

【海外の研究の現状と動向】

・印国では、IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research)において、ナトリウムプール燃焼時のCs の放出挙動について実験研究が行われており、FTBR炉用のCsエアロゾル捕集用RVC(Reticulated Vitreous Carbon)トラップの開発も行われている(1)。
・独国では、FZK において、ナトリウムプール燃焼時のナトリウム- コンクリート反応についての実験研究等がFAUNA 試験装置を用いて行われていた(1)。しかし、現在では、FBR開発計画の中断により、研究活動も行われていない。
・露国では、BN-600、BR-10 及びBOR-600 炉で、破損燃料ピンからのFP及び燃料物質の放出挙動及び一次冷却系内での分布に関する実験研究が行われている(1)。

【参考文献】

(1) IAEA/IWGFR," Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors," IWGFR/92, 1996.

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	11	8	11		
要員　　（人／年）	2.4	2.4	3.9		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	緊急性を有するもんじゅ事故原因究明作業のため中断した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	格納施設の安全審査基準の策定に当たって、ナトリウムの影響に着目したうえでソースターム評価を行うことにより、より合理的に立地評価の線源想定法を提案できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	■ 外的条件の変化に対応した	緊急性を有するもんじゅ事故原因究明作業を最優先とした。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	緊急性を有するもんじゅ事故原因究明作業に当初予定していた予算、要員を回した。

5.自由評価欄

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究		管理番号 2ー15ー1
研究課題名 (Title)	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究 Study on Optimization of FFD/FFDL System and RTCB Plant Operation	継続状況	□ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	照射施設運転管理センター　実験炉部　技術課	Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division
	[氏名]	大戸　敏弘	Toshihiro Odo
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-ibaraki-gun,Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	燃料破損検出	破損燃料位置検出	タグガス	レーザー共鳴イオン化質量分析法	
	fuel failure detection	failed fuel detection and location	tag gas	resonance ionization mass spectrometry	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	レーザーを用いた高速炉の燃料破損検出法に関する研究 共同研究（東京大学大学院工学系研究科、名古屋大学工学部原子核工学科）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	弥生炉の標準照射場を用いたＨＡＦＭ等の校正照射 （名古屋大学工学部原子核工学科）

【研究目的】

破損燃料を精度良く高信頼性で短時間に同定し得る破損燃料検出法を確立するとともに、燃料破損時の高速増殖炉プラントの運転手法の最適化を図ることによって、プラント運転における安全性と信頼性を向上させる。

【研究内容（概要）】

イ．「常陽」における燃料破損模擬試験、通常運転時のＦＦＤ特性試験データ及びＲＴＣＢ（Run to Clad-ding Breach)試験データ等を基に各種の破損燃料検出法を比較検討し、単独又は複数の方式の組合せによるシステムの精度と信頼性の向上を図る。また、実証炉の破損燃料検出法の候補概念であるセレクターバルブ法についても、シッピング法の性能評価データを基にした研究を行う。なお、評価に当たっては炉内試験に加えて、必要に応じて炉外試験の実施も検討する。

ロ．イ．の成果を基に、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までのプラントの運転手法を検討しプラントの安全性、信頼性の観点からの最適化を図る。

【使用主要施設】
(1) 高速実験炉「常陽」
型式 ：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型
熱出力：１００MW
(2) 東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 レーザー共鳴イオン化質量分析システム

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．タグガスを用いたＦＦＤＬ法の精度と信頼性を向上させるため、「常陽」の通常運転時に炉内でタグガス放出実験を行い、タグガス放射化核種に着目した検出システムの有効性を実証した。また、カバーガスパージ試験を実施し、希ガスの炉内挙動を評価した。
　レーザーによるＦＦＤＬ法の開発として、レーザー共鳴イオン化質量分析システム（ＲＩＭＳ）をＸｅガス検出用に整備・調整し、「常陽」のタグガス放出実験時に採取したカバーガスの分析を実施し、その分析性能を評価した。

ロ．カバーガスの強制パージによる炉容器内の希ガスＦＰ濃度の低減効果を評価した。また、燃料破損時に１次系ナトリウムをサンプリングし、破損の規模及び冷却材の汚染状況を把握するため、１次系ナトリウム中のウラン、プルトニウム及びＦＰ核種の分析手法を検討・確認し、核種毎の分析手法を確立するとともに、分析に必要なナトリウム量、定量下限値を明らかにした。

【成果の達成レベル】

イ．「常陽」でのタグガス放出実験及びカバーガスパージ試験により、放射化タグガスを用いる破損燃料検出法の評価はほぼ終了した。また、レーザーを用いた燃料破損検出法については、タグガス放出実験時に採取したカバーガスの分析から本手法が有効との見通しを得ており、来年度以降、カバーガス分析を継続する。上記方法を含む各種の燃料破損検出法の比較検討については、検討に必要なデータが得られてきており、比較検討まで至っていないものの、ほぼ予定どおりの成果が得られている。

ロ．ＦＰ回収装置等の性能評価には、カバーガスの強制パージによる炉容器内の希ガスＦＰ濃度の低減効果を評価した。また、核種毎の分析手法を確立し、分析に必要なナトリウム量、定量下限値を明らかにした。以上の結果でマニュアルの整備に必要なデータが得られている。

【成果の活用方法及び利用実績】

「常陽」で実施した燃料破損模擬試験による燃料破損時のＦＰの移行挙動の把握、ＦＦＤ／ＦＦＤＬの検出感度及び応答評価ならびにＦＰ除去回収装置の性能評価により、短時間に高信頼度で破損燃料を同定できる破損燃料検出システムを確立できる。また、燃料破損発生時から破損燃料の取出し、貯蔵・保管までの原子炉及び関連するプラント設備の運転手法を確立できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．レーザーを用いた高性能燃料破損検出法の開発を行うとともに、燃焼に伴うタグガスや希ガスＦＰの同位体組成比変化の予測精度を向上させ、破損燃料同定技術の高度化を図る。

ロ．RTCB試験に向けて運転マニュアルの整備を進め、FP除去回収装置やシッピング法、FFDL装置等の燃料破損対応設備の整備・機能確認を行うとともに、燃料破損発生から破損燃料の同定、取り出し、貯蔵・保管までのプラント運転手法を検討する。

【その他、今後の発展性等】

レーザーを用いた共鳴イオン化質量分析法は、環境有害物質の高感度モニタリング、同位体分離技術や共鳴レーザーアブレーションによる固体試料中の極微量元素分析技術に適用される。

【研究成果】

イ．放射化タグガスによる高速炉の破損燃料同定法（FFDL）を開発するため、定格サイクル運転中に炉内でタグガスの放出実験を行い、カバーガス中の希ガスFP検出システムの有効性を検証した。また、燃料破損時の希ガスFPの挙動を評価するため、タグガス放出後にカバーガスパージ試験を行い、カバーガス中における放射性希ガスの挙動の測定とシミュレーションを行った。

レーザーを用いたFFDL法の開発として、東大原子力工学研究施設に設置されているレーザー共鳴イオン化質量分析システム（RIMS）で、「常陽」のタグガス放出実験時に採取したカバーガス分析を実施した。(10),(11),(12)

(1)　「常陽」において数ccのタグガス（Xe, Kr）を運転中の炉心から放出させ、カバーガス中に移行した極微量のタグガスの放射能濃度をオンラインγ線モニタ（OLGM）にて測定した結果（図１参照）、タグガス放出をOLGMによりS/N比100以上で感度良く検知できることを確認した。

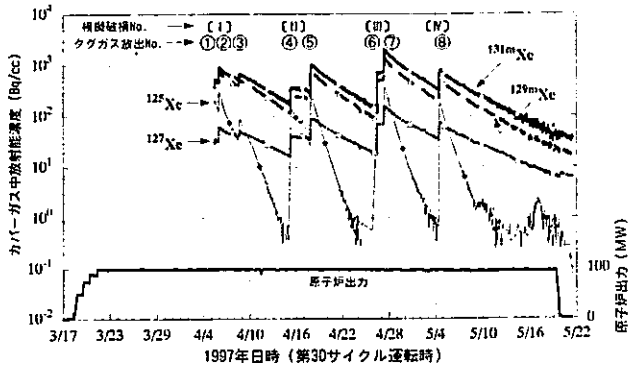


図１　OLGMによる放射化タグガス濃度測定結果

(2)　タグガス放出後に清浄Arガスでカバーガスをパージ（排出）し、放射性希ガスの放射能濃度の時間変化をOLGMで測定した。これについてＮａ中及びカバーガス中における希ガスの生成・消滅のバランス式（図２）からシミュレーションし、希ガスの移行挙動を評価した。この結果、図3に示すように、実測データを約±10%以内の誤差で模擬できることを確認した。また、ＮａからカバーガスへのＭ行定数（λｄ）は約２E-4/sであり、過去に実施したU-NiのFPソース試験における評価値とよく一致した。これより、破損部から放出した希ガスFPの移行挙動は上記バランス式で良く模擬できることが確認できた。

(ナトリウム中)　$\dfrac{dN_1}{dt} = S - (\lambda_d + \lambda_i)N_1$

(カバーガス中)　$\dfrac{dN_2}{dt} = \lambda_d N_1 - (\lambda_p + \lambda_i)N_2$

N_1, N_2 : ナトリウム中およびカバーガス中の希ガス核種の原子数（atom）

λ_d : ナトリウムからカバーガスへの移行定数（1/s）

λ_p : ガスパージ（排出）による減衰定数（1/s）

λ_i : 崩壊定数（1/s）

S : 希ガス核種の生成率（放出率）（1/s）

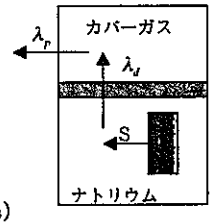


図２　希ガスの生成・消滅のバランス

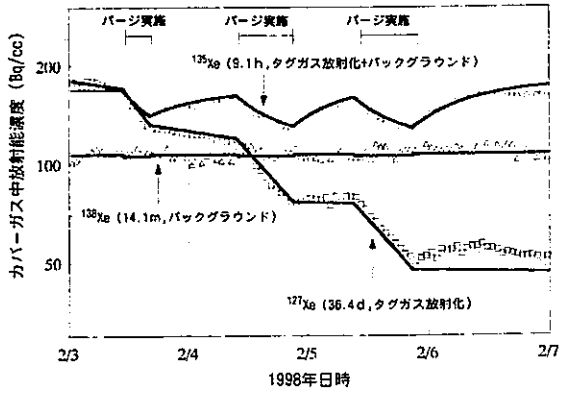


図３　放射性希ガスの挙動評価

(3)　RIMSを用いて、「常陽」で実施した炉内タグガス放出実験時に採取した炉容器カバーガス中のXeの同位体分析を行った。カバーガス試料と天然組成Xeの分析結果を図4に示す。図4においてXe-128とXe-130の同位体比がカバーガス試料と天然組成Xeで逆転しており、天然の同位体比と比較し、タグガスキャプセルに封入したXeの同位体比にカバーガス試料の分析結果が近い傾向を示していることからカバーガス中のXeの検出に成功し、また、再現性も確認された。

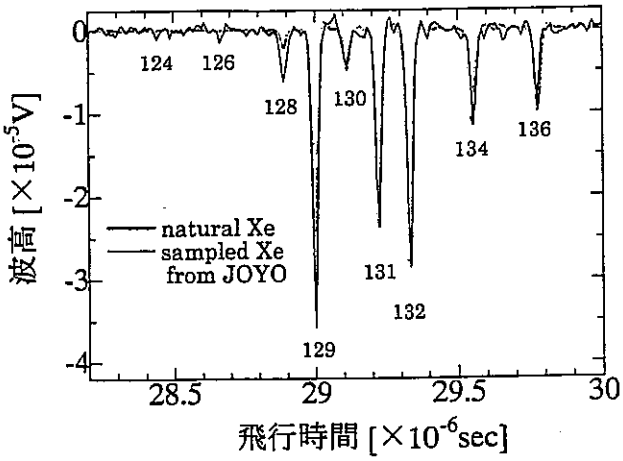


図４　Ｘｅ質量スペクトルの比較

【研究成果】

ロ．カバーガスパージ等による希ガスＦＰ除去性能を把握するため、カバーガスパージ試験を実施し、希ガスの除去効率を評価した。その結果、約4リットル/minの清浄Ａｒガス注入2.4日間で、カバーガス中の放射能濃度を約１桁低減できることがわかった。これにより、燃料破損時の希ガスFPの除去・回収に係るプラント運転を確立するための検討に資するデータが得られた。(9)

また、燃料破損時に１次系ナトリウム分析を行うことで、破損の規模及び冷却材の汚染状況を把握するため、ナトリウム中のウラン、Pu-239、及びFP核種のCs-137、Sr-90の分析手法を検討し、確認試験を実施した。これにより、核種毎の分析方法を確立するとともに、分析に必要なナトリウム量、定量下限値を明らかにすることができた。（表１参照）

表１　ウラン、プルトニウム、FP核種の分析手法と定量下限値

分析成分	分析方法			Na使用量(g)	定量下限値
	金属ﾅﾄﾘｳﾑ処理方法	前処理方法	測定法		
U	真空蒸留分離	酸溶解（王水）	ICP－質量分析（ICP－質量分析計）	30	0.005 ppb
^{239}Pu	真空蒸留分離	ｲｵﾝ交換分離	α線計測（Si 半導体検出器）	10	3×10^{-5} Bq/g
^{137}Cs	減圧水蒸気分解	ﾘﾝﾓﾘﾌﾞﾃﾞﾝ酸ｱﾝﾓﾆｳﾑ分離	γ線計測（Ge 検出器）	5	0.2 Bq/g
^{90}Sr	減圧水蒸気分解	ｼｭｳ酸塩法	β線計測（低ﾊﾞｯｸｸﾞﾗｳﾝﾄﾞ放射能測定装置）	5	0.02 Bq/g

【参考文献】

(10)　渡辺賢一，井口哲夫，山根義宏，河原林順，「共鳴レーザーアブレーションを用いた極微量核変換生成物検出法の開発２」，日本原子力学会「1997年秋の年会」予稿集，C28，1997年10月

(11)　M. Nakazawa, T. Iguchi, et al., “Standard neutron fields and researches on advanced nuclear measurement technique,” Progress in Nuclear Energy, Vol.32, No.1/2, P.25-41 (Spetial Issue: Fast Neutron Reactor YAYOI and Related Nuclear Engineering Researches of the University of Tokyo - A Comprehensive Review) 1998年

(12)　渡辺賢一，井口哲夫，山根義宏，河原林順，「共鳴レーザーアブレーションを用いた極微量核変換生成物検出法の開発３」，日本原子力学会「1998年春の年会」予稿集，Ｃ７，1998年３月

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 青山卓史，「燃料破損時のプラント操作最適化に関する研究 ー破損燃料検出法の精度と信頼性の向上ー」，平成９年第７回もんじゅ技術報告会資料，PNC TN2100 97-002， ,1997年12月
(2) 住野公造，青山卓史，長井秋則，「燃料破損時の運転手法最適化に関する研究ー炉内カバーガス中の希ス ＦＰ回収試験」，PNC TN9410 96-216， 1996年７月
(3) 青山卓史，伊藤主税，鈴木惣十，「「常陽」における放射化タグガスによるＦＦＤＬの開発」，日本原子力学会「1998年秋の年会」予稿集，Ｂ58，p.273， 1996年９月
(4)青山卓史，鈴木惣十，「高速実験炉「常陽」の計測技術」，PNC TN9420 96-058,1996年10月
(5) T. AOYAMA and S. SUZUKI, "Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides Using Fast Neutron Spectrum Fields," 1996年核データ研究会報文集，JAERI-Conf 97-005，1997年３月
(6) 青山卓史，「原子炉施設の放射線計測ー高速実験炉での応用」，放射線，Vol.23，No. 3，p.17-41，応用物理学会放射線分科会，1997年７月
(7)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター実験炉部，「特集「常陽」20周年」，動燃技報，No.104，1997年12月
(8) 揃 政敏，片岡 一，宮川俊一，「高速実験炉「常陽」におけるオンライン計装照射技術」，日本原子力学会誌，Vol.40，No.2，p.124-134， 1998年２月
(9)青山卓史，伊藤主税，「放射化タグガスによる高速炉用ＦＦＤＬの開発（その２）」，日本原子力学会1998年春の年会」予稿集，Ｆ６，p.218， 1998年３月

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

実証炉での採用が予定されているセレクタバルブ法ＦＦＤＬの開発が進められており、これまでに、要素機器のナトリウム中試験を実施し、各々の高温化及び小型化開発を終了している。また、高感度化開発として、セレクタバルブユニットナトリウム回路部のナトリウム中試験により、ナトリウム回路部全体の実機条件化での性能把握、耐久性確認等が行われている。

今後は、ガス回路の作動確認試験とサンプリング配管の性能確認試験を行うとともに、ナトリウム回路とガス回路を組み合わせたナトリウム中全体モデル試験を実施して総合的な性能を確認し、実機設計に反映される予定である。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

フランスのフェニックスでは、従来、カバーガス法ＦＦＤ装置の検出器の１つに、γ線クロマトグラフ（検出部にＮａＩシンチレーションカウンタを用いたクロマトグラフ装置）が用いられてきた。しかし、本設備の老朽化対策と高感度化を目的として、高純度Ｇｅ半導体検出器を用いたカバーガス計測システムを導入する計画が進められており、既に、本検出器の設置ラインの準備を終了している。現在は、検出器システムの具体的な構成、バックグラウンドの低減方法、核種の定量方法等の検討が行われている。

【参考文献】

なし

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	5	1	5.9		
要員　　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	「常陽」の通常運転時において、1次カバーガス中のタグガス放射化核種の測定とカバーガスパージ試験を実施し、放射性希ガスの検出性能及び移行挙動評価に関して予定どおりの成果が得られた。 また、レーザーを用いたFFDLに関しては、RIMSにより「常陽」タグガス放出実験時のカバーガス試料を分析し、本手法で破損燃料を同定できる見通しを得た。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	燃料破損時の運転手法を最適化することにより、プラント運転員の被ばく低減等の運転安全性の向上に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	「常陽」でのタグガス放出実験及びカバーガスパージ試験による1次カバーガス中の希ガス挙動データの取得と挙動の評価、ならびにレーザーを用いたFFDL法による「常陽」カバーガス分析システムの整備と性能確認の検討を計画どおりに実施した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	タグガス放射化核種の測定とカバーガスパージ試験の実施、ならびにレーザーを用いたカバーガス分析等に要した予算及び要員は適切であった。

5.自由評価欄

様式－1－7

核燃料施設

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－1－4
研究課題名 (Title)	未臨界度測定システムの開発 Development of Subcriticality Measurement System	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	実験炉部臨界工学試験室	Experimental Reactor Diviision Criticality Engineer Section
	[氏名]	相原　永史	Nagafumi AIHARA
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita,Oarai-machi,Higashi-Ibaraki-gun,Ibaraki-ken,311-13 JAPAN

キーワード (Key word)	未臨界度	核燃料	重水臨界実験装置		
	subcriticality	nuclear fuel	DCA		

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	中性子計測データの計算機直接入力に関する研究（九州大学）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	位置検出型計数管を用いた未臨界度測定法の研究（名古屋大学）

【研究目的】

未臨界度の解析手法の開発と未臨界度測定技術の開発を行い、未臨界度モニターを開発することによって、高速炉燃料の再処理施設等、核燃料取扱施設や核燃料輸送設備の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全に係る設計の合理化に資する。

【研究内容（概要）】

イ．未臨界度解析手法の開発

従来ほとんど検討されていない深い未臨界度について、炉物理的な定義と計算方法を検討する。

ロ．未臨界度測定技術の開発

未臨界度測定試験施設を用いて、ウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水減速体系について未臨界度測定実験を実施するとともに測定手法を確立する。

ハ．未臨界度モニターの開発

ロ．で検証された未臨界度測定手法を用いた未臨界度モニターを開発する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
重水臨界実験装置(DCA)

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．未臨界度解析手法の開発
ミハルゾ法、ファインマンーα法等で得られる測定データそのものを模擬する計算コードを作成し、測定値との比較によって妥当性を確認した。

ロ．未臨界度測定技術の開発
ＡＴＲ燃料または「常陽」MK-I燃料を用いた試験体について未臨界度測定実験を実施し、ミハルゾ法については測定条件（固有中性子源強度、検出器配置）の影響を定量的に把握した。また、測定手法を改良し、固有中性子源の影響及び測定時間を低減した。
ファインマンーα法については、検出器の不感時間補正手法、階差フィルター適用の妥当性を確認し、測定対象の適用範囲を拡大した。

ハ．未臨界度モニターの開発
時系列データの計算機直接入力装置について、基本的な開発を終了し性能を評価した。

【成果の達成レベル】

イ．未臨界度解析手法の開発
未臨界度測定に関連する炉物理量（中性子寿命,インポータンス等）の評価手法を既存計算コードの改良等によって整備し、手法の検証を一部終了した。

ロ．未臨界度測定技術の開発
既存の測定手法を改良し、測定条件依存性の低減や測定時間の短縮の見通しを得た。手法の検証の一部を終了した。

ハ．未臨界度モニターの開発
モニターの応答時間短縮のために新しい概念のデータ収集装置を開発し、性能を確認した。

【成果の活用方法及び利用実績】

未臨界度モニターは、標準的な中性子検出系と計測データの処理システム、及び、駆動する小型計算機で構成される。実時間で核燃料取り扱い設備の未臨界度をモニターすることによって、臨界安全管理の信頼性を向上する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．未臨界度解析手法の開発では、模擬計算コードを用いてＤＣＡ以外の測定対象におけるミハルゾ法、ファインマンーα法の適用性を評価する。

ロ．未臨界度測定技術の開発では、データ処理の速い装置を導入し、測定精度の改善や中性子束の変動する体系において適用性評価を試みる。

ハ．未臨界度モニターの開発

データ処理の速い測定装置を使用して、モニターとしての応答時間を予測評価する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．未臨界度解析手法の開発

未臨界度の詳細な評価に必要な検出器配置依存の中性子インポータンスの計算手法を検討した。

ミハルゾ法の時間相関解析手法による直接の測定量(CR値）及び、ファインマンーα法の直接の測定量（Y値）を模擬する計算コードを作成し、DCAにおける未臨界度測定結果と比較して妥当性を確認した（図ー1）。

ロ．未臨界度測定技術の開発

「常陽」MK-I燃料を装荷した中性子束レベルの高い試験体について測定を実施した。

ミハルゾ法については、手法の改良（時間相関解析手法の適用）によって、Pu-240などの固有中性子源強度の影響をほとんど受けずに実効増倍率が測定できることを確認した（図ー2）。

ファインマンーα法については、中性子束レベルの低い試験体の場合と同様に実効増倍率0.6程度を約1分で測定できることを確認した。実効増倍率は一定であるが中性子束レベルが急激に変化する状態を中性子源を挿入・引抜することによって模擬し、即発中性子減衰定数（α値）を測定した。データ解析に階差フィルターを導入することによって中性子束レベルが変動中でもα値が評価できることを確認した（図ー3）。

ハ．未臨界度モニターの開発

時系列データ直接測定装置について計数率20kcps以下での有効性を確認した。

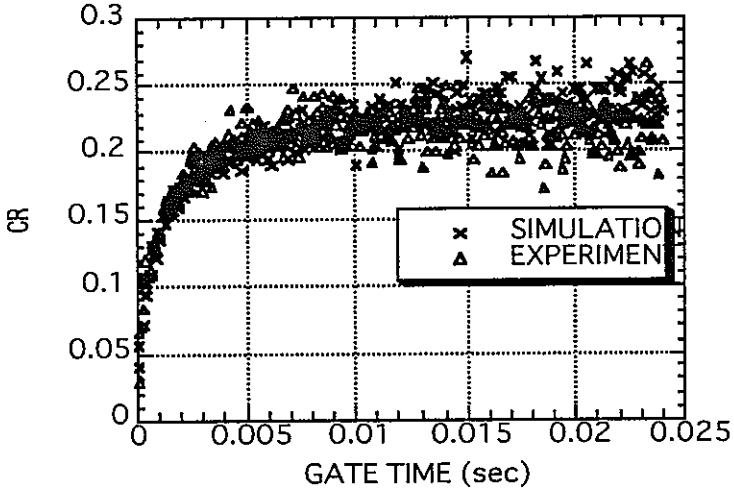


図１　ミハルゾ法における測定量（CR値）の模擬計算結果と測定結果の比較

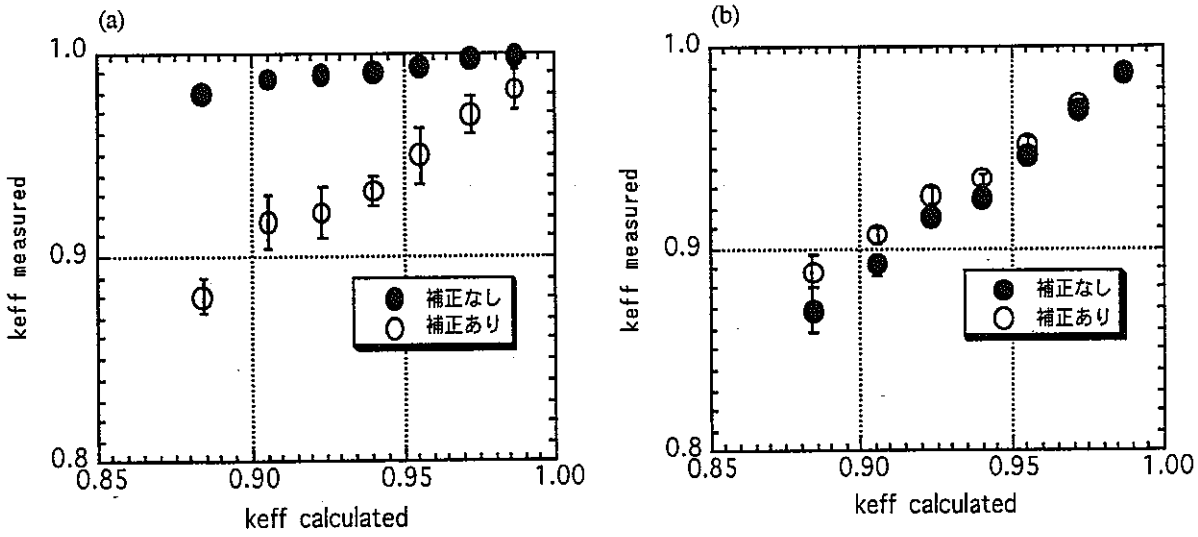


図２　固有中性子源強度がCf線源強度の７倍のときの従来手法（周波数相関解析手法）と改良手法（時間相関解析手法）のkeff測定結果の比較: (a)従来手法;(b)改良手法

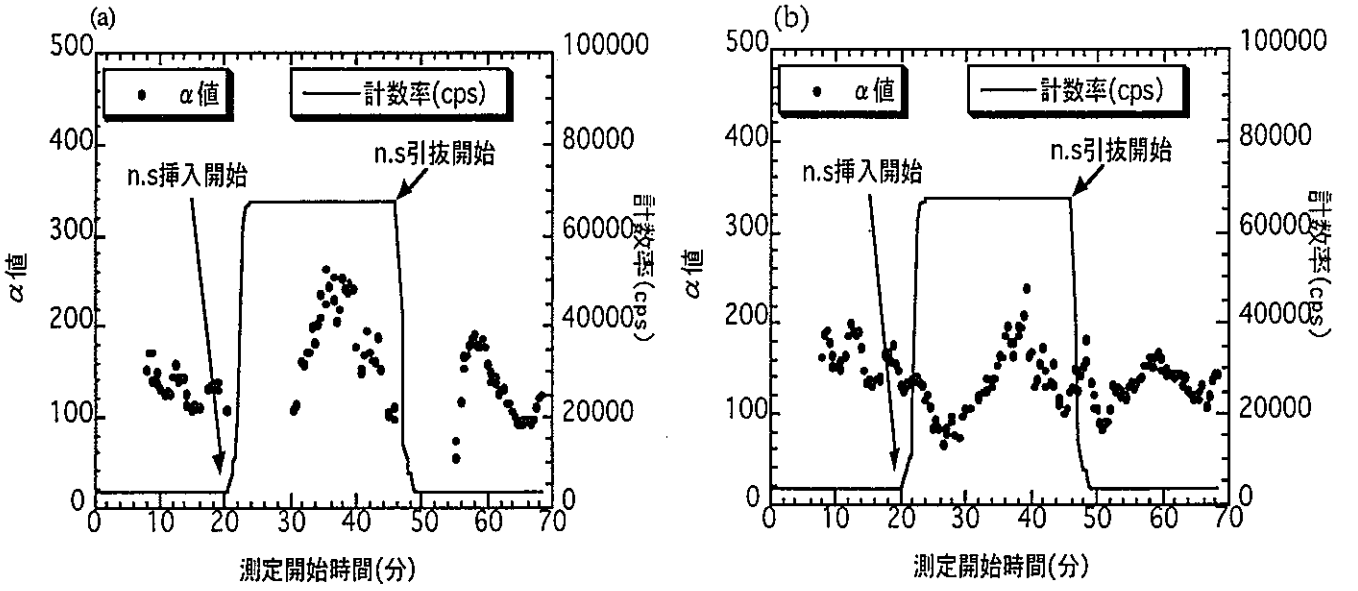


図３　中性子源を挿入、引抜して中性子束レベルを変動させたときのα値の測定結果：
(a)階差フィルターなし;(b)階差フィルター使用
（測定開始時間から８分間のデータを用いてα値を評価した。(a)図では中性子移動中のデータを含む場合、α値の評価ができずプロットされていない。）

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)羽様、「ミハルゾ法による未臨界度測定(Ⅱ)」　PNC TN9410　97-093
(2)大谷、「ＤＣＡ炉雑音データのウェーブレット解析」 PNC TN9410 96-127
(3)相原 他、「ＤＣＡ未臨界度測定体系の炉心特性」動燃技報 No.99 1996
(4)大谷、「ウェーブレット解析による臨界近接の検知法の開発」 PNC TN9410 97-011
(5)吉田、「ＤＣＡ燃料貯蔵棚の安全評価」 PNC TN9410 96-249
(6)毛利、「「常陽」MK-I燃料試験体を装荷したＤＣＡ２領域炉心の核特性評価」PNC TN9410 96-293
(7)羽様、「ＤＣＡ未臨界度測定試験体系の運転システムとその応用」 平成 8年度弥生研究会
(8)大谷、「臨界近接警報の為の中性子雑音ウェーブレット解析」1996年日本原子力学会秋の大会 A21
(9)羽様、「高バックグラウンド下でのミハルゾ法による未臨界度測定」1997年日本原子力学会春の年会 E4
(10)羽様、「ＤＣＡ未臨界度測定試験体系の炉心基本特性」 PNC TN9410 97-088
(11)毛利、「ファインマンーα法における階差フィルターの適用」 PNC TN9410 97-095
(12)毛利、「ファインマンーα法における階差フィルターの適用」1998年日本原子力学会春の年会 G40
(13)羽様、「２本の検出器によるミハルゾ法測定」1998年原子力学会春の年会 G41
(14)毛利、「ファインマンーα法による実効増倍率測定(3)」　PNC TN9410 98-056
(15)羽様、「ミハルゾ法における統計誤差の低減化」　PNC TN9410 98-073
(16)毛利　他、「MCNPコードを用いたＤＣＡ炉雑音実験のシミュレーション」1999年原子力学会春の年会 G31

【民間の研究の現状と動向】

大学、民間企業、原研において未臨界度モニターに関する様々な手法が検討されているが、いずれも基礎研究の段階である。ＤＣＡで着目している２つの手法については以下の通りである。

ミハルゾ法
測定装置のCf線源検出器が特殊なため国内で実験できる施設は現在ＤＣＡだけである。
計算による検出器配置依存性の検討等については、大学、民間でも行われている。
ファインマンーα法
大学において近大炉、KUCAを利用し、測定手法やデータ処理手法の改善に関する研究が行われている。

【参考文献】

(1) D.Ito et al.,"Simulation of the subcriticality determination methods for spent fuel cask systems based on the Cf-252 Source-Driven Neutron Noise Analysis and the Neutron Source Multiplication Method." in ICNC'95,Albuquerque, USA (1995).
(2) I.Mitsuhashi et al.,"Subcriticality infering methods in every steps of spent fuel loading, in ICNC'95,Albuquerque, USA (1995)
(3) K.Hashimoto et al.,"Experimental investigations of dead-time effect on feynman- α method," Ann.Nucl.Energy,23,1099 (1995).
(4) K.Hashimoto et al.,"Variance-to-mean method generalized by linear difference filter tech- nique,"Ann.Nucl.Energy,25,639 (1998).
(5) T.Misawa et al.,"Study on reactivity measurement by the Feynman- α method," in Int.Conf. on the Physics of Reactors,Mito(1996).

【海外の研究の現状と動向】

未臨界度モニターに関する研究としてはミハルゾ法、ファインマンーα法が行われている。

ミハルゾ法
米国でORNLのミハルゾらのグループが様々な体系で未臨界度測定実験を実施している。
未臨界度評価式の理論について過去に多数の関連論文が発表されている。現在は、直接の測定値スペクトル比をモンテカルロコードによるシミュレーションで評価し、測定値と比較する方法が検討されている。
未臨界度モニターとしての実用化には至っていない。

ファインマンーα法
データ評価式の詳細研究やファインマンーα法に類似した手法の検討が行われている。

【参考文献】

(1) J. T. Mihalczoet al., "New processor for subcritical fissile system measurements for nuclear criticality safety," Trans. Am. Nucl. Soc.,78,178(1998).
(2) E.P.Ficaro et al.,"A Monte Carlo code for simutating Cf-Source-Driven Noise Measurements to determine subcriticality," Nucl.Sci.Eng.,117,158(1994).
(3) Wallerbos E.J.M. and Hoogenboom J.E.,"Experimental demonstration of the finite measurement time effect on the Feynman-α technique," Ann.Nucl.Energy, 25,1253(1998).
(4) G.P.Estes et al.,"Subcritical multiplication determinatioin studies," in ICNC'95, Albuquerque, USA(1995).

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	71	33	19		
要員　　（人／年）	4	4	4		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．測定データの模擬計算が可能になった。 ロ．改良測定手法の有効性を確認した。 ハ．データ処理装置の性能が正常であることを確認した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	未臨界度モニターの開発に寄与することによって、臨界安全管理の合理化、信頼性の向上に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．測定データの模擬計算が可能になった。 ロ．改良測定手法の有効性を確認した。 ハ．データ処理装置の性能が正常であることを確認した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	(2)4人の要員があるが、研究開発以外の業務に従事することが多く、不足感がある。

5.自由評価欄

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[3－1－6]－1

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－1－6
研究課題名 (Title)	ＭＯＸ加工施設等の臨界管理に関する研究 Study on Criticality Safety for Nuclear Fuel Cycle Facilities	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	臨界安全	核燃料施設	臨界安全データ	未臨界度	自己回帰移動平均モデル
	criticality safety	nuclear fuel cycle facility	criticality safety data	subcriticality	ARMA model

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	オンライン臨界安全監視システムの開発研究（摂南大学工学部電気工学科）

【研究目的】

ＭＯＸ加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、施設の臨界安全設計における安全性の向上及び施設運転における臨界安全性の向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．臨界安全解析手法の高度化整備
　臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行うとともに、実プラント体系について検討計算を行い、従来手法における安全裕度の定量化を行う。

ロ．臨界安全データの整備
　実プラント体系に近い臨界安全データの集積を行う。また、マイナーアクチニド核種についての臨界安全データの整備を行う。

ハ．臨界安全監視システムの開発
　臨界事故を未然に検知するための監視システムの開発・評価を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
ＤＣＡ

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．SCALE4.3及びMCNP4Bを用いてMOX均質系のベンチマークを実施し、推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を得た。

ロ．臨界安全データの整備については、再処理施設安全性確認作業により、人員の確保できなかったことから予定していた研究が実施できなかったが、フランスにおけるＵ系の非均質系のデータの収集を実施した。

ハ．電源雑音除去フィルタの設計を実施し、DCAの炉雑音データの解析に適用し、その有効性を確認した。

【成果の達成レベル】

イ．臨界安全解析手法の高度化整備
　最新の臨界安全解析コードシステムであるMCNP4B及びSCALE4.3,4.4を導入・整備した。また、OECD/NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマークにも継続して参加している。以上より、計画どおり達成できるものと考えている。

ロ．臨界安全データの整備
　アクチニドリサイクルを対象としたMA核種の臨界データを整備した。アスファルト火災爆発事故により人員が確保できなかったことを加え、予算も確保できなかったことから、実プラント体系臨界安全データの蓄積については達成できない。

ハ．臨界安全監視システムの開発
　オンライン臨界安全監視システムの整備及びその検証として大洗工学センターのDCAを用いた試験との比較検討を実施している。今後は、実用化に際して問題となる点の検討等を実施する。以上より、計画どおり達成できるものと考える。

【成果の活用方法及び利用実績】
・安全裕度の確認、商業用ＭＯＸ加工施設の安全審査への貢献
・アクチニドリサイクル施設設計への適用

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．新たな解析コード、核データの導入・整備を行う。また、OECD/NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマークに引き続き参加する。臨界安全の検討計算の対象とする実プラント体系についての検討を行う。

ロ．マイナーアクチニド核種の臨界安全データの整備のための計算解析を継続して実施する。また、MOX非均質体系の臨界安全データの整備を行う。

ハ．DCA において測定した炉雑音データを用いてオンライン未臨界度推定アルゴリズムの検討を行う。またシステム開発のための検討を行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．OECD/NEAの燃焼度クレジット臨界ベンチマークのPhase 3 B「BWR使用済燃料の核種組成の解析」では、5種類の燃料ロッドで構成された燃料集合体が計算対象であった。この解析においては、モデル化と解析結果の傾向を把握し、BWR使用済燃料の核種組成の解析に適切な計算手順に関する知見を得るため、燃料ロッドの均質化において3つの計算モデルを設定し、SCALEコードシステムの臨界安全解析モジュールを用いて計算を行った。この結果から、燃焼度が約1 GWd/tHM以下の領域では、Gd入り燃料ロッドと通常の燃料ロッドを合わせて均質化を行った結果とGd入り燃料ロッドと通常の燃料ロッドを区別した結果で大きな差異が確認された。燃焼度が約1 GWd/tHM超えた領域ではいずれの計算モデルも大きな差異はなかった。また、4種類の通常の燃料ロッドのモデル化については、個々の燃料ロッドを詳細にモデル化した場合と4種類の燃料ロッドを均質化した場合に大きな差異がないことが確認された。この計算結果は、本ベンチマークの定例会合において、各国の研究機関の計算結果と比較・検討され、妥当なものであることが確認されるとともに、SCALEがこの解析に対して適用可能であることが認識された。

OECD/NEAの燃焼度クレジット臨界ベンチマークのPhase4A「MOX使用済燃料」は、MOX燃料ピンセル体系において、3種類のMOX組成の初期燃料について、それぞれの使用済燃料の燃焼度クレジットを検討するものである。それぞれのMOX組成は、CaseAとしてUO_2 使用済燃料を再処理することによって回収されるプルトニウム組成、CaseBとして解体核兵器から得られるプルトニウム組成及びCaseCとしてMOX使用済燃料から回収されるプルトニウム組成である。計算体系はPWR燃料ピンセルの無限配列で、燃焼度は２０,４０,６０GWd/tHMの3ケースが提案された。計算は、各燃焼度に対して、冷却年数、FP核種のモデル化、アクチニド核種のモデル化をパラメータとして、新燃料も含めて合計６３ケースが提案された。この提案された計算をSCALEコードシステムの臨界安全解析モジュールを用いて行った。計算結果の一覧を表1に示す。これらの解析により、MOX使用済燃料の燃焼度クレジットの基本的な傾向として、FP核種、アクチニド核種等の中性子増倍率への寄与に関する知見が得られた。

最新の計算コードを使用し施設の安全評価の適用性を確認するために、SCALE4.3及びMCNP 4 Bを用いたMOX均質系ベンチマーク計算を実施した。SCALE4.3では、２７群ENDF/B-IVライブラリに加えて、４４群ENDF/B-Vライブラリによる計算を実施し、MCNP4Bについては、ENDF/B-IVをベースとしたポイントワイズのライブラリを使用し、燃料領域について、S（α、β）ライブラリの有無による比較を実施した。以上の計算により算出した反射体あり及び吸収体なしの場合の推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を表2及び表3に示す。SCALE4.3及びMCNP4Bについては、従来使用していたバージョン（SCALE4-27群ENDF/B-IV）の推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率と同等の値を使用できることを確認した。また、MCNP4BのS（α、β）ライブラリの有無による計算傾向について把握した。

ロ．マイナーアクチニド核種の臨界安全データの検討として、新たに入手したSCALE用のENDF/B-Vを基本とした44群ライブラリを用いて、マイナーアクチニド核種の金属-水体系及び酸化物-水体系における最小臨界質量の計算を行い、これまでに蔵出したデータとの比較検討を行った。計算の対象とした核種は、Np-237、Am-241、Am-243、Cm-243、Cm-244、Cm-245の6核種である。計算結果として、Cm-244の最小臨界質量を表4に示す。今回新たに行ったSCALE4.3によるENDF/B-Vの計算結果は、MCNP4AによるENDF/B-Vの計算結果とほぼ一致することが確認された。

【研究成果】

ハ、大洗工学センターのDCAにおいて測定した炉雑音データについて、自己回帰移動平均モデルを基本としたオンライン未臨界度推定アルゴリズムにより、パラメータ推定を行い、推定のために適切なデータを得るための信号系、推定可能な未臨界度の範囲等に関する知見を得た。また、これまでに作成した中性子雑音測定装置にうち、中性子パルス信号を時系列信号に変換するモジュールについて変換の時定数を短くするための改良を行った。この装置を用いてDCAにおいて炉雑音データの測定を行い、有効な時系列信号が得られることを確認した。

平成８年度の研究から自己回帰移動平均（ARMA）モデル同定の結果を冗長的に監視するのに非常に有効であると認識された適応ディジタルフィルタ（ADF）について、このフィルタによって同定されるシステムの伝達関数とARMAモデルとの関係を明らかにするとともに、定常時系列データ及び非定常時系列データを用いて未臨界度推定を行い、ADFの適用性及び今後の課題について検討した。この結果、ADFによるシステム同定が修正係数に大きく依存することがわかった。また、推定されたパラメータから得られる未臨界度は定常及び非定常のいずれの時系列データに対しても統計的変動が逐次型ARMA同定アルゴリズムと比べて大きくなるものの、推定結果を平滑化する２次的なアルゴリズムを付加することにより統計的変動を小さくできることが示された。さらに、ADFに移動平均による平滑化を導入することにより、ADFアルゴリズムによるARMA同定が十分未臨界度推定法として有効であることが示された。

アナログ信号系では、避けることができない電源雑音除去フィルタの設計を実施した。このフィルタは、電源周波数の雑音みならず、その高調波成分並びに直流成分も同時に除去することができるので、ARMAモデル同定やADFを適用する際に必ず必要となるハイパスフィルタが不要となるという利点がある。電源雑音除去フィルタを用いて平成８年度に実施したDCAの炉雑音データの解析を実施し、その適用が有効であることを確認した。

表１　MOX 使用済燃料臨界ベンチマーク解析結果一覧

MOX Case	Cooling Time [year]	Fission Products	Actinides	Neutron Multiplication Factor [keff+or-STD] Fresh	20 GWd/tHM	40 GWd/tHM	60 GWd/tHM	20G / Fre.	40G / Fre.	60G / Fre.
A	1	Yes	Major	1.2966 ± 0.0008	1.1790 ± 0.0007	1.1100 ± 0.0007	1.0535 ± 0.0007	0.909	0.856	0.813
		No	Major		1.2397 ± 0.0008	1.2041 ± 0.0007	1.1742 ± 0.0008	0.956	0.929	0.906
			All		1.2405 ± 0.0008	1.2041 ± 0.0008	1.1814 ± 0.0008	0.957	0.929	0.911
	5	Yes	Major		1.1329 ± 0.0008	1.0537 ± 0.0007	0.9906 ± 0.0006	0.874	0.813	0.764
		No	Major		1.1978 ± 0.0007	1.1535 ± 0.0007	1.1200 ± 0.0007	0.924	0.890	0.864
			All		1.1973 ± 0.0008	1.1560 ± 0.0007	1.1292 ± 0.0007	0.923	0.892	0.871
B	1	Yes	Major	1.4163 ± 0.0007	1.2232 ± 0.0007	1.1116 ± 0.0008	1.0337 ± 0.0007	0.864	0.785	0.730
		No	Major		1.2937 ± 0.0007	1.2166 ± 0.0007	1.1682 ± 0.0007	0.913	0.859	0.825
			All		1.2935 ± 0.0008	1.2177 ± 0.0008	1.1708 ± 0.0008	0.913	0.860	0.827
	5	Yes	Major		1.1975 ± 0.0008	1.0644 ± 0.0007	0.9715 ± 0.0007	0.845	0.752	0.686
		No	Major		1.2710 ± 0.0007	1.1780 ± 0.0007	1.1205 ± 0.0007	0.897	0.832	0.791
			All		1.2705 ± 0.0008	1.1777 ± 0.0007	1.1240 ± 0.0007	0.897	0.832	0.794
C	1	Yes	Major	1.1922 ± 0.0008	1.1092 ± 0.0007	1.0666 ± 0.0008	1.0293 ± 0.0008	0.930	0.895	0.863
			All		1.1079 ± 0.0007	1.0723 ± 0.0007	1.0428 ± 0.0007	0.929	0.899	0.875
		No	Major		1.1623 ± 0.0008	1.1479 ± 0.0007	1.1358 ± 0.0007	0.975	0.963	0.953
			All		1.1613 ± 0.0008	1.1528 ± 0.0008	1.1499 ± 0.0007	0.974	0.967	0.965
	5	Yes	Major		1.0565 ± 0.0007	1.0053 ± 0.0007	0.9643 ± 0.0007	0.886	0.843	0.809
			All		1.0570 ± 0.0007	1.0132 ± 0.0007	0.9787 ± 0.0007	0.887	0.850	0.821
		No	Major		1.1111 ± 0.0007	1.0916 ± 0.0007	1.0798 ± 0.0007	0.932	0.916	0.906
			All		1.1116 ± 0.0007	1.0985 ± 0.0009	1.0957 ± 0.0007	0.932	0.921	0.919

【研究成果】

表2　SCALE4.3を用いたベンチマーク計算結果

ー誤差評価（反射体あり＆吸収体なし：49ケース）ー

計算コード ライブラリ	SCALE4.3 27GROUPNDF4	SCALE4.3 44GROUPNDF5	SCALE4 27GROUPNDF4
総世代数-中性子数	210-1000	210-1000	103-300
平均値	1.00769	1.00665	1.00727
標準偏差	0.01337	0.01471	0.01376
推定臨界下限増倍率	0.97371	0.96924	0.97227
最小値	0.97590	0.97214	0.97060

表3　MCNP4Bを用いたベンチマーク計算結果

ー誤差評価（反射体あり＆吸収体なし：49ケース）ー

ライブラリ	S(α,β) benz.01t,poly.01t	S(α,β) benz.01t	S(α,β) poly.01t	S(α,β) なし
総世代数-中性子数	110-3000	110-3000	110-3000	110-3000
平均値	1.02845	1.00981	1.00957	1.02534
標準偏差	0.01206	0.01528	0.01568	0.01667
推定臨界下限増倍率	0.99778	0.97094	0.96969	0.98295
最小値	1.00011	0.97250	0.97023	0.98456

*ライブラリはENDF/B-VI

表4　Cm-244の臨界質量

	反射条件	燃料密度 [g/cm³]	臨界質量　[kg-Metal]				
			SCALE 4.3		MCNP4A		
			ENDF/B-IV	ENDF/B-V	ENDL-85	ENDF/B-V	JENDL-3.2
金属単体	空気（裸）	13.5	13.6	26.3	58.3	27.4	30.4
	全反射		11.4	22.3	44.2	22.2	24.7
	ノミナル反射		12.1	23.7	50.0	23.7	26.8
酸化物	空気（裸）	11.92	17.5	38.0	75.9	34.9	39.6
	全反射		14.9	32.8	61.5	29.9	33.5
	ノミナル反射		15.8	34.4	68.5	32.1	36.0

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)ＭＯＸ取扱施設臨界安全ガイドブック（PNC TN1410 96-074）

(2) Nojiri, Calculational Study for Criticality Safety of Fissionable Actinides, GLOBAL'97

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】
なし

【参考文献】
なし

【海外の研究の現状と動向】

臨界安全における燃焼度クレジットについては、米国、イギリス、フランスを中心に実験、解析が単独または共同で行われている。

【参考文献】

(1) M.C.Brady et. al., Findings of an International Study on Burnup Credit,PHYSOR 96

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	4.0	4.7	4.0		
要員　　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	実プラント体系に近い臨界安全データの集積、検討計算について、アスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算も確保できなかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	■ 国際基準・協力等へ貢献できる	
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	実プラント体系に近い臨界安全データの集積、検討計算について、アスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算も確保できなかった。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	予算の制約から実施できる課題が限られた。
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	アスファルト事故対応による人的資源が確保できなかった。

5.自由評価欄

調査票： 平成8年度～平成10年度

施設ー[3－2－3]－1

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－2－3
研究課題名 (Title)	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 Study of Neutron Dosimetry in Nuclear Fuel Cycle Facilities	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	中性子	線量評価	遮蔽設計	スカイシャイン	核燃料施設
	neutron	dose evaluation	shielding desingn	skyshine	nuclear fuel cycle facility

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	遮蔽安全解析コードの検証研究（北海道大学工学部原子工学学科）

【研究目的】

ＭＯＸ加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、中性子遮へい設計における安全性の向上及び中性子被ばく低減化による運転安全性の向上並びに中性子線量評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．被ばく線量計算手法の高度化
　高次化プルトニウム燃料等から放出される中性子の強度を精度良く計算するための核データ等の拡充及び遮へい計算コードの高度化整備を行う。

ロ．中性子遮へい材の開発
　施設における使用条件を踏まえた実用的な中性子遮へい材の開発・評価を行う。

ハ．中性子線量の測定・評価
　測定・評価手法の高度化及び施設内外の測定・評価並びに中性子線量データベースの作成を行う。

様式－１－１

【使用主要施設】
なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．被ばく線量計算手法の高度化については、再処理施設安全性確認のため必要な人員が確保できなかったことから、予定していた研究ができなかった。

ロ．中性子遮蔽材の開発については、再処理施設安全性確認のため必要な人員が確保できなかったことから、予定していた研究ができなかった。

ハ．中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための検討として、加速器施設内及び施設外（約５０ｍまで）の測定を実施した。

【成果の達成レベル】

イ．被ばく線量計算手法の高度化
　中性子及びガンマ線遮へい計算コードシステムNPSSを開発・整備し、また、モンテカルロコードMCNP等の
導入・整備を実施した。今後は、計算コードの検証として適用計算を実施するため計画どおり達成できるものと考える。

ロ．中性子遮へい材の開発
　アスファルト火災爆発事故により人員が確保できなかったことに加え、予算も確保できなかったことから進捗していない。今後、中性子遮へい材の解析評価を実施するが、計画どおり実施できない。

ハ．中性子線量の測定評価
　施設外の線量測定については、測定方法が確立され、今後は測定及び評価を実施する。施設内の評価については、測定装置の整備を実施し、今後、測定・評価を実施する。これらについては、計画どおり実施できる。

【成果の活用方法及び利用実績】
・アクチニドリサイクル施設設計への適用
・中性子遮へい体の核燃料施設への導入
・中性子線量評価に係る安全審査への貢献

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．引き続き、ＭＯＸ取扱施設を対象としたNPSSの適用検討を行うとともに、３次元体系で詳細な解析を行うためのコードの導入・整備を行う。

ロ．新たな中性子遮へい材について、計算解析による評価により検討を行う。

ハ．パルス状中性子源を用いた手法により、中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための測定試験を実施する。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

イ．中性子線量評価コードシステムNPSS-Wの整備では、これまでの使用実績から明らかとなったプログラム上の不具合の手直しとして、エネルギー群構造データファイルのPSL-50のエネルギー群構造の修正、組込物質定義データファイルの登録物質のうち、空気、普通コンクリート、SUS304及びSUS316についてデータの見直し・修正を行った。また、パーソナルコンピュータ環境下への移植・整備では、UNIX用に開発したプログラムについて、各サブルーチン、モジュールで約６０箇所の修正を行い、MS-DOS環境下で実行可能なシステムを作成した。

システムの検証のために、公開されているＭＯＸ燃料缶からの中性子線測定データを用いたベンチマーク計算を行った。この計算には、線源スペクトル計算モジュール(CAL１)及び２次元Ｓｎ計算モジュール(CAL４)を用いた。計算結果を公開されている測定データ及びMORSE-CG計算結果とともに表１に示す。これより、NPSSの計算結果が測定データ及びMORSE-CGの結果と良く一致することが示された。

NPSSのスカイシャイン評価モジュールのCAL2（天井からの漏洩フラックス計算：２次元Ｓｎコード DOT、空気中のフラックス計算：DOT）とMCNP４Aを用いて、ＭＯＸ燃料集合体貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン線量の比較計算を行った。ライブラリは、NPSSが内蔵のPSL-50、MCNP４AがENDF/B-V及びPhotoxを用いた。計算モデルは、NPSSでは集合体を燃料と被覆材の均質混合モデルとし、MCNP４Aでは燃料要素及び集合体配列を詳細に模擬した。なお、MCNP４Aの計算では分散低減法としてインポータンスサンプリングを使用した。計算結果の例として、それぞれのコードによるスカイシャイン線の全線量当量率を図１に示す。これから、NPSS（CAL２）がMCNP４Aに対して安全側の結果を与えることが示された。一般にＳｎ計算コードは３次元モンテカルロコードに対して、そのモデル化等の近似により安全側の評価をするといわれており、今回の計算により、ＭＯＸ燃料集合体貯蔵施設のスカイシャイン評価モデルにおいてもこのことが確認できた。

これらの開発・整備により、１次元及び２次元輸送モデルによる中性子遮蔽解析及びこれらのコードを組み合わせた中性子スカイシャイン解析が一層効率的に行えるようになった。

ハ．直線電子線加速器（ライナック）を用いてパルス状中性子源を発生させるためのターゲットを製作し、予備測定として、ライナック施設の制御室及び玄関、施設外（約５０ｍ地点まで）において中性子到来時間分布測定を行うとともに、実験室内において全中性子カウント数とレムカウンタ出力の比較を行った。製作したターゲットは、鉛ターゲットで、ライナックからの電子線との（γ，ｎ）反応により中性子を発生させるものである。全中性子カウンタ数とレムカウント出力の比較結果から、その関係がほぼ比例関係にあることが確認された。

また、パルス中性子源を用いた中性子到来時間分布測定を実施した結果、施設内外における測定点の距離とともに中性子到来時間分布が広がりブロードなピークに変化して行く様子を確認した（図２～図４）。施設外約５０ｍ地点までの中性子到来時間分布測定を実施した結果得られた距離とカウント数の関係を図５に示す。パルス中性子源を用いた同期測定法が中性子スカイシャインの測定に適用できることを確認した。

【研究成果】

表１ MOX燃料缶ベンチマーク計算結果

中性子束の比較

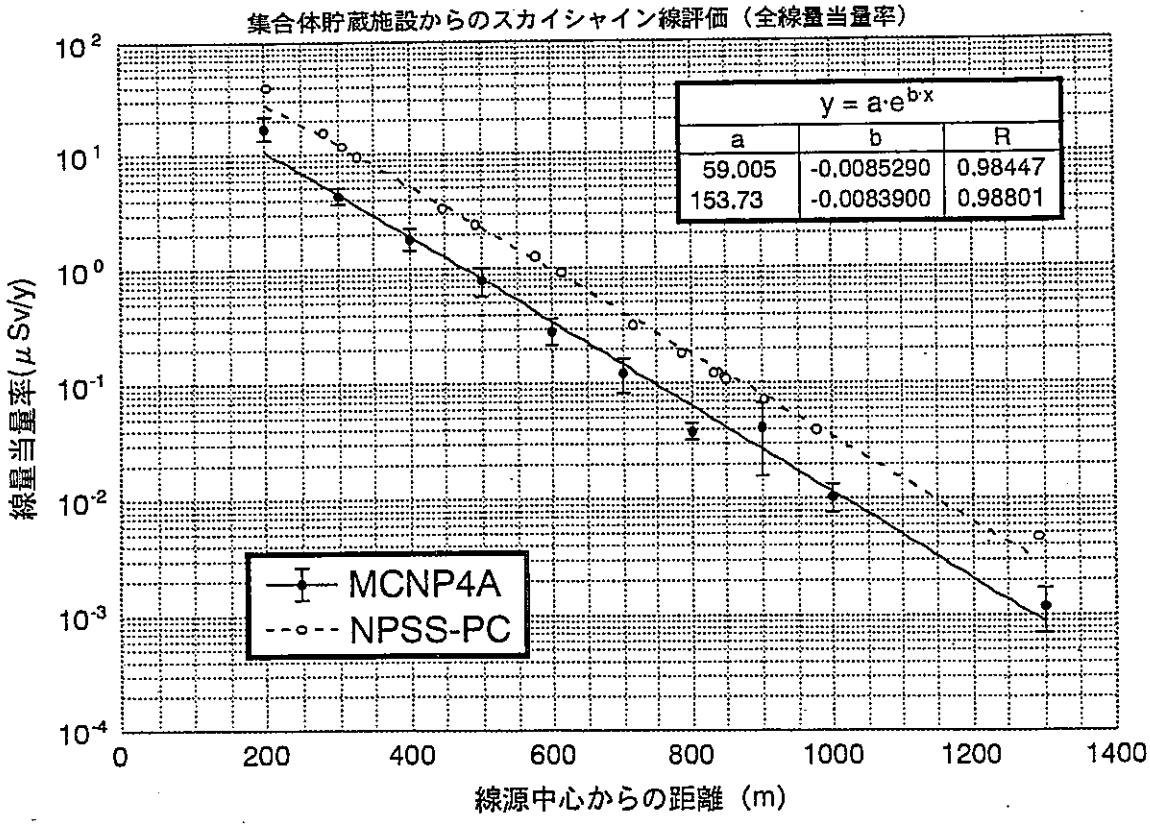
		遮蔽体なし	遮蔽体あり
全中性子束 (neutrons/cm²/s)	C_N: NPSS(CAL4)	15.8	15.0
	C_M: MORSE-CG	15.6	13.8
	E ：ボナーボール	16.7	17.6
中性子束比	C_N／E	0.95	0.85
	C_M／E	0.93	0.78
0.5～10.0 MeV 中性子束 (neutrons/cm²/s)	C_N: NPSS(CAL4)	13.1	8.70
	C_M: MORSE-CG	11.9	7.70
	E ：ボナーボール	12.8	9.76
中性子束比	C_N／E	1.02	0.89
	C_M／E	0.93	0.79

＊ライブラリは、NPSS-PC：PSL-50(中性子25群)、MORSE-CG：DLC-37(中性子100群)

中性子線量当量率の比較　　単位（μSv/y）

	遮蔽体なし（A）	遮蔽体あり（B）	遮蔽効果（B／A）
C_N: NPSS(CAL4)	17.4	12.0	0.69
C_M: MORSE-CG	16.4	11.0	0.67
E ：ボナーボール	17.6	13.8	0.78

＊参考文献　「PuO_2－UO_2混合燃料および含鉛アクリル遮蔽体透過後の中性子スペクトル測定」（日本原子力学会誌、vol.35、No.12、1993年）



＊ライブラリは、NPSS-PC：PSL-50、MCNP4A：ENDF/B-Vを使用している。

図１　NPSSとMCNPのスカイシャイン比較計算結果例

【研究成果】

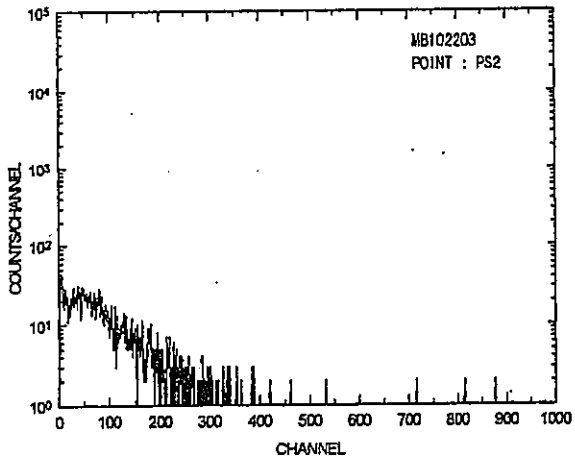


図２　測定点（南方 10m）における中性子到来時間分布

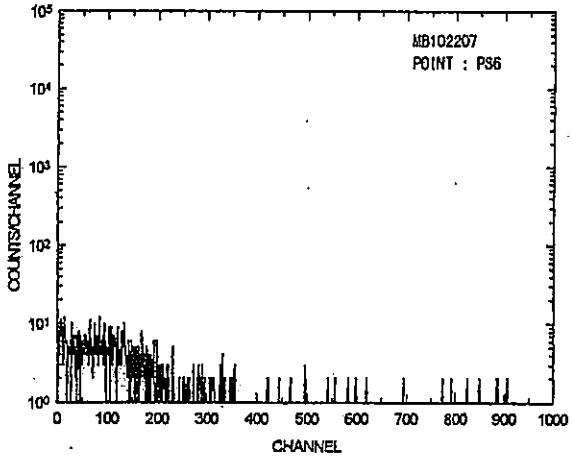


図３　測定点（南方 30m）における中性子到来時間分布

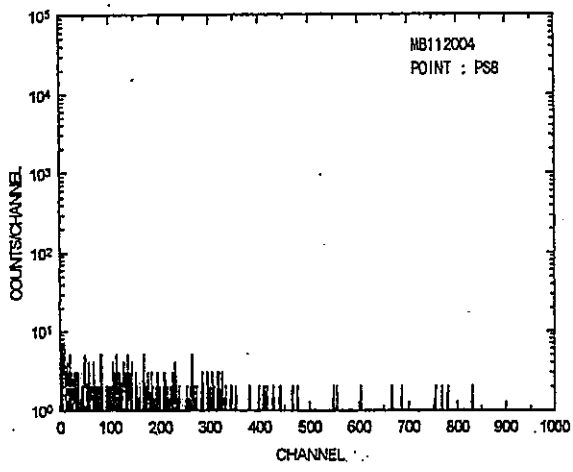


図４　測定点（南方 50m）における中性子到来時間分布

【研究成果】

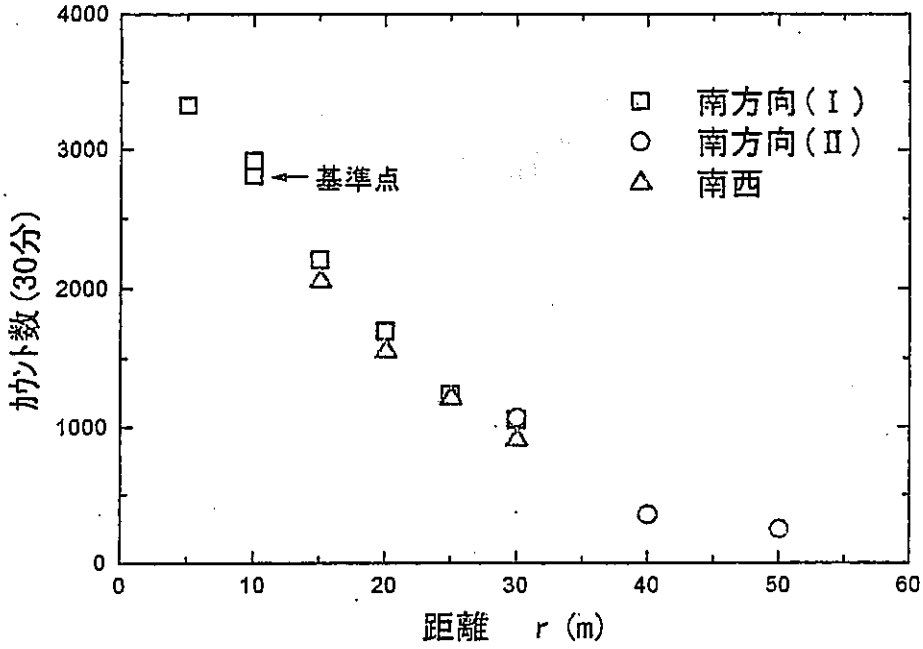


図５　45MeV 電子加速器施設周辺の中性子到来時間分布測定

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

清水 他、ﾜｰｸｽﾃｰｼｮﾝ用中性子・ガンマ線遮蔽計算コードシステムNPSS-Wの開発 PNC TN8410 98-022

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】
なし

【参考文献】
なし

【海外の研究の現状と動向】

米国において、環境回復作業及び解体核兵器からのプルトニウムの処理作業に関連して、プルトニウム取り扱いに関連した中性子遮蔽の報告がなされている。

【参考文献】

(1) JJ.S.Lan,et.al..,Resent Plutonium Stablization, Storage,and Radiation Shielding Activities at Hanford, Trans.Am. Nucl.Soc., Vol. 77 pp322-323(1997)
(2) T.H.Brown (LANL,Effect of Compositional Variation in Plutonium on Process Shieding Design,Trans. Am. Nucl. Son,Vol 77 pp3320-322(1997)
(3) D.I.Poston, et. al.(LANL) Shielding Issues in a Plutonium Storage Facility, Trans.Am. Nucl. Soc.Vol. 77 pp319-32-(1997)
(4) B.L Broadhead, et. al.(ORNL), Storage ofr Validationg Shielding Methods for Reactor-Based Disposition of Weapos-Grade Plutonium,Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 77 pp 320-322(1997)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	6.9	5.1	6.2		
要員　　（人／年）	0.5	0.5	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	中性子遮へい材の開発についてアスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算の確保も出来なかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	中性子遮へい材の開発についてアスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算の確保も出来なかった。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	予算の制約から実施できる課題が限られた。
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	アスファルト事故対応による人的資源が確保できなかった。

5.自由評価欄

様式－1－7

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－3－4
研究課題名 (Title)	異常事象評価試験研究 Investigation on Abnormal Occurrences at Nuclear Fuel Facilities	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	加速速度熱量計	新溶媒	放射線劣化溶媒	アジ化水素酸	目詰まり係数
	ARC	CMPO	Radiolytic solvent	hydrazoic acid	plagging factor

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	なし
	実証試験名 (実施機関)	なし
	委託研究名 (実施機関)	微量生成物のプロセス内挙動に関する研究（埼玉大学）

【研究目的】

再処理技術の高度化研究の中で使用が検討されている抽出剤（ＣＭＰＯ等）などの化学物質の硝酸系における安全性（安定性）に係る研究及びプロセス中で生成する可能性のある不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る研究、並びに万一の異常時における放射性物質の挙動やソースタームを把握するための火災時のエアロゾル挙動等に関する研究を行い、施設の安全性の向上、安全評価手法の充実に資する。

【研究内容（概要）】

イ．溶媒等の安全性確認試験

ＣＭＰＯ等の新溶媒（劣化溶媒も含む）の硝酸との発熱反応について、断熱系及び圧力開放系で発熱量の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

溶媒劣化生成物やアジ化水素酸などの不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、プロセス内挙動評価コードの整備を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。

ハ．異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析

異常時（特に火災時）における放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドで試験するとともに、評価コードを整備する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
安全管理部　安全工学グループ　安全工学実験室

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．溶媒の安全性確認試験
CMPOを含む混合有機溶媒にCo-60 γ線を照射することにより放射線劣化溶媒を調製し、密封非断熱系である密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)を用いて、劣化溶媒と硝酸との発熱挙動の測定を行った。また、溶媒と硝酸との発熱反応及び圧力挙動を的確に評価する手法として、物質及び熱の収支を基にした過渡解析評価手法を開発・整備した。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査
アジ化水素酸の数値シミュレーションに必要なパラメータの調査を行い、その結果を踏まえてアジ化水素酸のプロセス内挙動評価コードの整備を実施した。また、プロセス内で生成する可能性のある反応性微量生成物の調査を行った。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析
FIRACコードに用いる基礎データとして、紙の目詰まり係数を実験により求めた。

【成果の達成レベル】

イ．溶媒等の安全性確認試験
これまでに、溶媒と硝酸の反応の密封断熱系での発熱挙動を測定し、30%TBP-nドデカン混合溶媒と0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒で発熱挙動、反応速度等に大きな差は見られなかった。また、放射線劣化したCMPOを含む混合溶媒と硝酸の反応の発熱挙動は、劣化する前の溶媒と硝酸の発熱挙動と大きな差がなかった。今後は、照射する線量をパラメータとして発熱挙動の変化を把握するとともに、圧力開放系での溶媒と硝酸の反応の発熱挙動を把握し、溶媒の安全操作範囲を確認する。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査
これまでに、アジ化水素酸の数値シミュレーションに必要なパラメータの調査を行い、その結果を踏まえてアジ化水素酸のプロセス内挙動評価コードの整備を実施した。また、プロセス内で生成する可能性のある反応性微量生成物の調査を行い、硝酸アンモニウムが生成する可能性があることが推測された。今後は、溶媒の劣化生成物、アジ化水素酸、硝酸アンモニウム等の不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、動的なプロセス内挙動評価を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析
これまでに、HEPAフィルタの目詰まり係数の設定について粒子状物質のパラメータ設定、エアロゾルの沈着、拡散については重力沈降、ブラウン拡散、水蒸気凝縮による拡散泳動、温度勾配による熱泳動を考慮し、火災事故時換気系評価コードFIRACの整備を行い、実験値と計算による評価値が同様の傾向を示すことを確認した。今後は、異常時（主に火災時）における放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドの試験を行うとともに、評価コードを整備する。

【成果の活用方法及び利用実績】
・施設の安全性の向上や安全裕度の適切化、指針・基準類整備のための基礎データとして活用する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．溶媒の安全性確認試験
　CMPO等の新溶媒（劣化溶媒も含む）の硝酸との発熱反応について、断熱系及び開放系での発熱挙動等の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査
　溶媒の劣化生成物、アジ化水素酸、硝酸アンモニウム等の不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、動的なプロセス内挙動評価を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析
　異常時（主に火災時）における放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドでの試験を行うとともに評価コードを整備する。

【その他、今後の発展性等】
　アスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明の一環として、コールド試料及びホット試料の熱分析を密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)及び加速速度熱量計(ARC)により実施した。また、以上の試験結果を東海再処理施設における火災爆発事故調査委員会及び東海再処理施設アスファルト固化処理施設火災爆発事故フォローアップチームに報告した。
並びに、これまでに整備してきた火災事故時換気系評価コードFIRACが、火災時のアスファルト固化処理施設内の主要なセル・室及び換気系の圧力・流量変化等の解析に活用された。

【研究成果】

イ．溶媒等の安全性確認試験

CMPO等の新溶媒（劣化溶媒も含む）の硝酸との発熱反応について、安全操作範囲をさらに確認するために、加速速度熱量計(ARC)を用いてより工学的に苛酷な条件である密封断熱系での発熱挙動を測定した。その結果、30%TBP-nドデカン-硝酸平衡溶媒（溶媒と硝酸を接触させ、平衡にした後の溶媒相だけを分離した試料）に比べて0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン-硝酸平衡溶媒は単位重量あたりの発熱量が大きい傾向を示したが、二相系（溶媒と硝酸を試料容器内に共存させた試料）では30%TBP-nドデカン混合溶媒と0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒の発熱挙動は同等であった（図1）。また、得られた分析データから活性化エネルギー及び頻度因子を推定し、反応速度定数を算出したところ、平衡溶媒の反応速度定数は密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)で得られた反応速度定数とよい一致を示した。また、30%TBP-nドデカン混合溶媒と0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒を比較すると、平衡溶媒及び二相系で反応速度定数は同等の値を示した（図2）。

また、CMPO等を含む混合溶媒にγ線を照射することにより調製した放射線劣化溶媒と硝酸との発熱反応に関する熱分析を、SC-DSCを用いて実施した。放射線劣化溶媒の調製は、TBP、CMPO、nドデカン、30%TBP-nドデカン混合溶媒及び0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒について、Co-60 γ線を5,000C/kg照射することにより行った。CMPOと硝酸との二相系については、劣化後の試料は反応開始温度が劣化前の試料に比べて低温側にシフトする傾向がみられたが、ピーク温度等には差が見られなかった。また、硝酸量をパラメータとして発熱量を測定したが、発熱量に大きな差は見られなかった。0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン-硝酸平衡溶媒については、劣化後の試料では劣化前の試料でみられた260℃付近の小さな発熱が観測されなかったが、その他の発熱ピークの反応開始温度、ピーク温度、発熱量等は、劣化前の試料と劣化後の試料で大きな差は見られなかった（図3）。二相系については、反応開始温度、ピーク温度等は同等であった。発熱量についても、硝酸量を変えて測定したが、ほぼ同等な値が得られた（図4）。

並びに、溶媒と硝酸との発熱反応及び圧力挙動を的確に評価する手法として、物質及び熱の収支を基にし、換気配管での圧損、蒸発潜熱による緩和、沸点上昇等を考慮した過渡解析評価手法を開発・整備した。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に係る調査

再処理プロセスの運転において生成・消滅する可能性のある反応性の微量生成物のうち、アジ化水素酸のプロセス内挙動について数値シミュレーションを実施するために必要なパラメータ、特に放射線分解によるアジ化水素酸の生成・消滅反応の調査を行い、その結果を踏まえてアジ化水素酸のプロセス内挙動評価コードの整備を実施した。また、アジ化水素酸のプロセス内モニタリングに必要な分析方法についての調査を行った。並びに、プロセス内で生成する可能性のある反応性微量生成物の調査を行い、反応性の微量生成物として硝酸アンモニウム（硝安）が生成する可能性があることが推測された。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

火災時のエアロゾル挙動と鵜の解析を実施するために、これまでに整備を行ってきた火災事故時換気系評価コードFIRACに解析機能の追加を行い、エアロゾルの沈着・拡散について重力沈降、ブラウン拡散、水蒸気凝縮による拡散泳動、温度勾配による熱泳動を考慮できるようにした。また、HEPAフィルタの目詰まり係数について、粒子状物質のパラメータを設定できるようにした。改良したコードを用いてクロロプレンゴム燃焼時の換気系の応答について実験値との比較を行い、実験値で見られたクロロプレンゴムの燃焼により発生する煤等の影響によるグローブボックスの排気流量の減少及び負圧の浅化の傾向を計算結果でも確認した（図5、6）。

また、FIRACコードによる火災時のHEPAフィルタの目詰まり係数に必要な基礎データの整備として、難燃ケーブル及び紙の目詰まり係数を実験により求めた。

【研究成果】

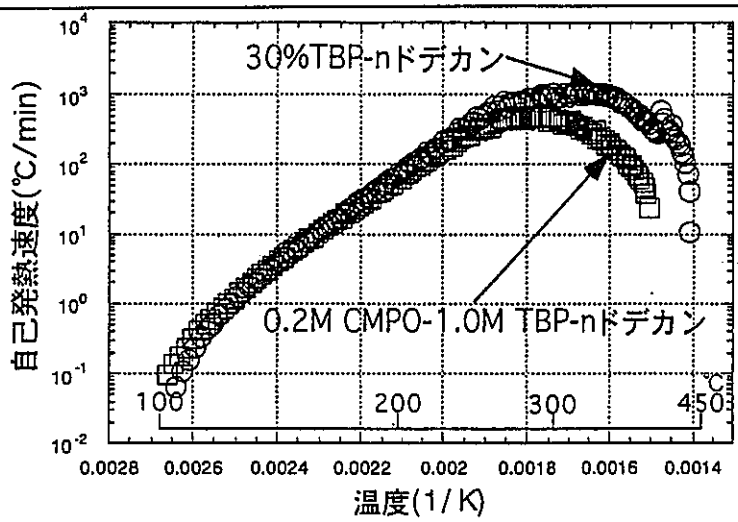


図1　30%TBP-nドデカンと0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン（二相系）の発熱挙動の比較（補正値）

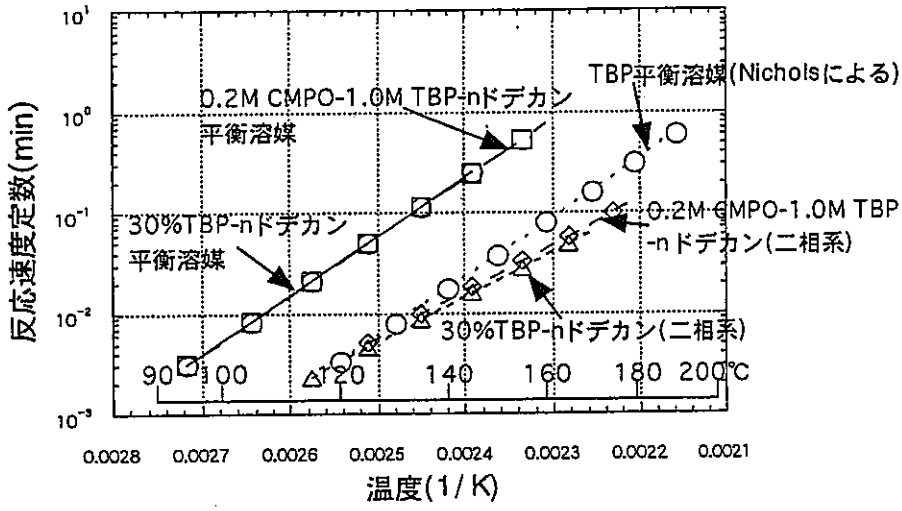


図2　30%TBP-nドデカンと0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカンの反応速度定数の比較

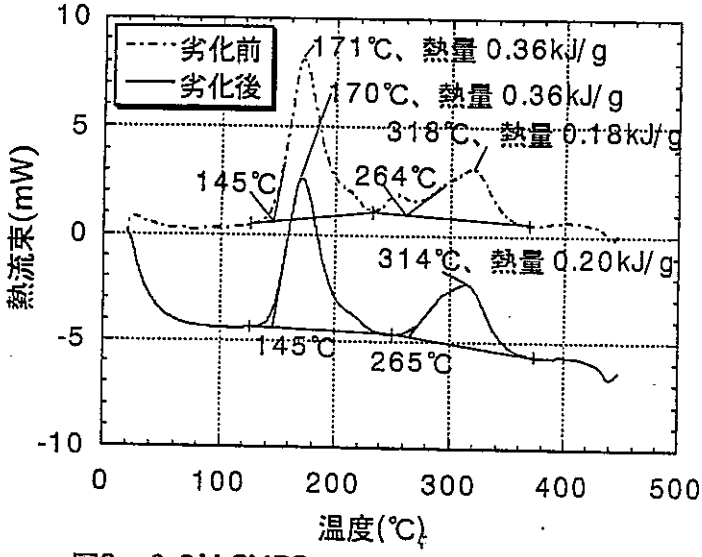


図3　0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン平衡溶媒の劣化前と劣化後の発熱挙動の比較

【研究成果】

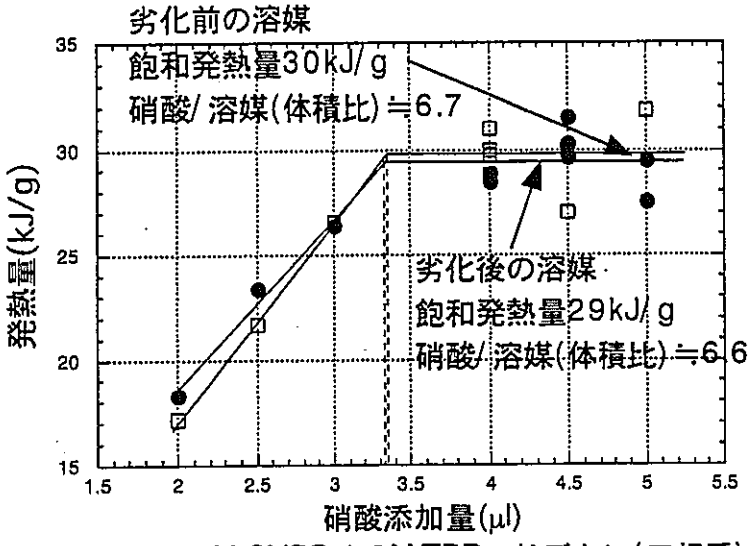


図4　0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン(二相系)の劣化前と劣化後の発熱量変化の比較
(溶媒0.5μlに対する硝酸の量、昇温速度10℃/min)

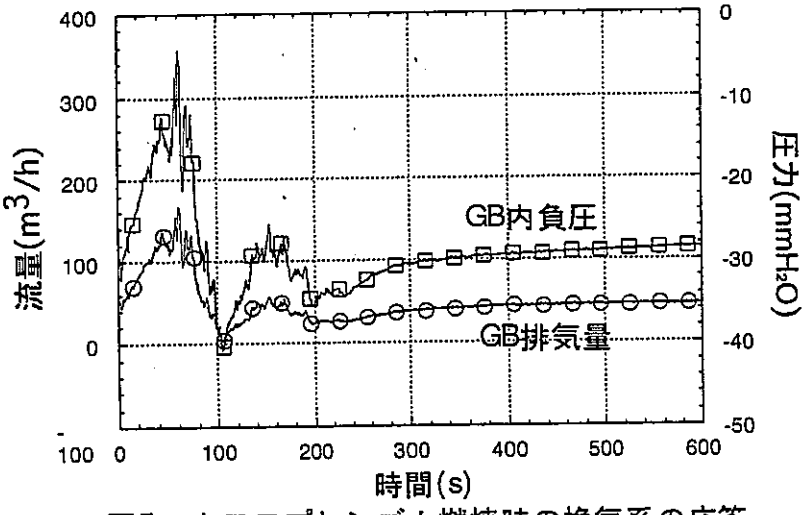


図5　クロロプレンゴム燃焼時の換気系の応答
(燃焼物：クロロプレンゴム、燃焼量：200g、燃焼面積：900cm^2)

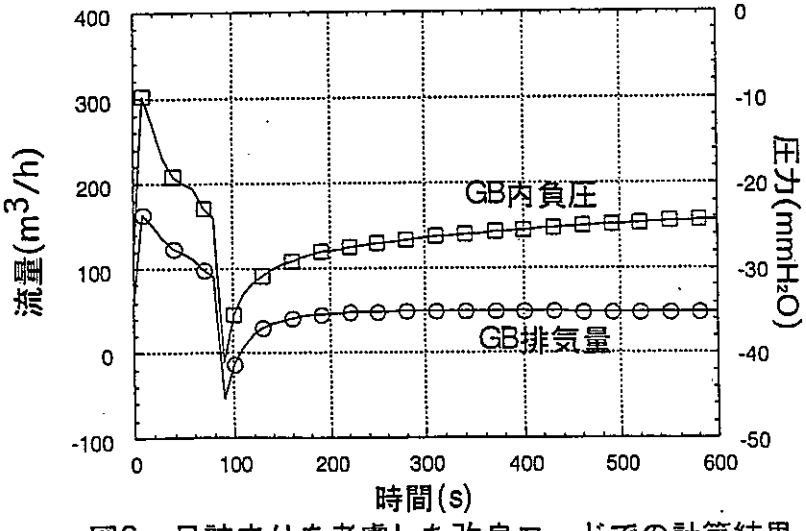


図6　目詰まりを考慮した改良コードでの計算結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)佐藤　他「加速速度熱量計（ARC）を用いたTRUEX溶媒等の安全性確認試験」JNC TN8400 99-006
(2) 蛭町　他「平成8年度安全研究成果発表会資料（核燃料サイクル分野）」PNC TN1100 96-008
(3) 蛭町　他「グローブボックスを用いた区画内火災試験における換気系の応答(2)」PNC TN8410 96-158日本原子力学会1996年秋の大会
(4) 武田　他「アジ化水素酸のPurexプロセス内挙動に関するプロセスフローシート解析II」PNC　TJ8609 96-001、日本原子力学会1996年秋の大会
(5) 佐藤　他「加速速度熱量計(ARC)によるTRUEX溶媒と硝酸との発熱反応の熱分析」PNC TN8414 97-336、日本原子力学会1998年春の年会
(6) 佐藤　他「蒸発缶における溶媒／硝酸発熱反応の解析モデル」JNC TW8400 98-010、日本原子力学会1999年春の年会

【発表予定】

佐藤　他「放射線劣化溶媒の熱特性確認試験(1) -SC-DSCを用いた熱特性変化の測定-」JNC TW8404 99-016、日本原子力学会1999年秋の大会
清水　他「FIRACを用いたグローブボックス換気系の火災時影響評価　-連結したグローブボックス系統の評価-」JNC TW8404 99-015、日本原子力学会1999年秋の大会

【民間の研究の現状と動向】

イ．溶媒の安全性確認試験

当該関連試験について調査した結果、溶媒としてTBP等を用いた安全性確認試験が実施されている。また、当該試験で対象としたCMPOの混合溶媒に関する火災・爆発に係る安全評価等に必要な研究は行われていない。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

当該関連研究について調査した結果、再処理プロセス内のマイナー成分、特にNp、Tc及びZrを対象とした抽出シミュレーションが開発されている。また、当該研究で対象としたアジ化水素酸の数値シミュレーションに関する調査は行われていない。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

当該関連試験について調査した結果、苛酷条件でのHEPAフィルタの性能試験が行われている。また、当該試験で対象としたグローブボックス換気系での異常時の閉じ込め等に係る試験は実施されていない。

【参考文献】

イ．小池　他、原研、「再処理施設における溶媒と硝酸の熱分解反応に関する安全性実証試験」、JEARI-Tech 95-005 (1995)

ロ．館盛、原研、「EXTRA・M：再処理ピュレックス工程（ミキサセトラ）解析用過渡計算コードシステム」、JEARI 1331 (1994)

ハ．大同特殊鋼株式会社、「昭和57年度　再処理施設排気フィルタ苛酷時安全性実証試験に関する事業研究成果報告書」、昭和57年3月

【海外の研究の現状と動向】

イ．溶媒の安全性確認試験

当該関連試験について調査した結果、溶媒としてTBP 等を用いた安全性確認試験が実施され、新溶媒としてCMPOの加水分解及び放射線分解についての試験が行われている。また、当該試験で対象としたCMPOの混合溶媒に関する火災・爆発に係る安全評価等に必要な研究は行われていない。

ロ．微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

当該関連研究について調査した結果、再処理施設におけるアジ化水素による爆発事故防止のための安全基準が米国では設定されており、KfK のWAK 再処理プラントにおけるアジ化水素酸のマスフロー試験が行われている。また、当該研究で対象としたアジ化水素酸の数値シミュレーションに関する調査は行われていない。

ハ．異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

当該関連試験について調査した結果、当該試験で対象としたグローブボックス換気系での異常時の閉じ込め等に係る試験は実施されていない。

【参考文献】

イ．(1) Fauske & Associates, "Tributyl Phosphate-Nitric Acid Reaction and Vent Requirement", FAI/94-68 (1994)

(2) K. L. Nash et al., "Hydrolytic and Radiolytic Degradation of O ϕ D(iB)CMPO : Continuing Studies", Separation Science and Technology, 23(12&13), p1355 (1988)

ロ．(1) E. K. Dukes et al., "Formation of Hydrazoic Acid from Hydrazine in Nitric Acid Solutions", USAEC-REPORT DP-728 (1962)

(2) D. Ertel et al., "The Behavior of Hydrazoic Acid in PUREX Process Solutions under Safety Aspects", Safety of the Nuclear Fuel Cycle, Edited by K. Ebert et al.,VHC Verlagsgesellschaft, Germany.

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	29	31	41		
要員　　（人／年）	3.0	3.0	3.0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄	説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた ■ 予定どおりの成果が得られた □ 予定どおりの成果が得られなかった	ARCを用いて新溶媒と硝酸との発熱反応の熱特性に関するデータを得るとともに、放射線劣化溶媒を調製し、SC-DSCを用いて硝酸との発熱特性に関するデータを得た。また、再処理工程内で生成する微量生成物に関するデータを得た。並びに、火災時のエアロゾル解析を実施するための評価コードの整備を行うとともに、難燃ケーブル等の燃焼によるHEPAフィルタの目詰まり係数を実験により求めた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる ■ 安全性の向上に反映できる □ 国際基準・協力等へ貢献できる □ その他 （上段は複数回答可）	アスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明の一環として、コールド試料及びホット試料の熱分析をSC-DSC及びARCにより実施した。また、これまでに整備してきた火災事故時換気系評価コードFIRACが、火災時のアスファルト固化処理施設内の主要なセル・室及び換気系の圧力・流量変化等の解析に活用された。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した □ 計画どおりに進捗しなかった □ 外的条件の変化に対応した	ARCを用いて新溶媒と硝酸との発熱反応の熱特性に関するデータを得るとともに、放射線劣化溶媒を調製し、SC-DSCを用いて硝酸との発熱特性に関するデータを得た。また、再処理工程内で生成する微量生成物に関するデータを得た。並びに、火災時のエアロゾル解析を実施するための評価コードの整備を行うとともに、難燃ケーブル等の燃焼によるHEPAフィルタの目詰まり係数を実験により求めた。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	(1) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった (2) ■ 適切だった　□ 不適切だった　□ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄		

様式－1－7

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－3－7
研究課題名 (Title)	グローブボックス等の安全性試験 Safety Examination of Glove Box System	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	プルトニウム燃料センター	Tokai Fuel Center, Tokai Works
	[氏名]	伊藤 正徳	Masanori Ito
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	グローブボックス	閉じ込め	グローブ	材料	改良
	glove box	containment	Glove	material	improvement

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

実際にプルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスとその付帯機器等の閉じ込め性能試験等を行い、グローブボックスの閉じ込め機能を確認するとともに、グローブ、ビニルバック等の構造、材質等の改良研究を行い、グローブボックスの閉じ込め性能の向上を図る。

【研究内容（概要）】

イ．プルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスの閉じ込め性能の試験・評価方法の検討を行うとともに，実際に測定・評価を行う。

ロ．グローブ，ビニルバッグ等のグローブボックス付帯機器の閉じ込め機能を，その機械強度，耐放射線特性等を評価することにより検討・把握し，構造，材質等の改良により，より優れた閉じ込め性能を備えるための研究を行う。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
プルトニウム燃料第二開発室，プルトニウム燃料第三開発室，プルトニウム転換技術開発施設等

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．グローブボックスの閉じ込め性能：
平成８年度は、予備的試験として第三開発室で長期間使用し，解体するグローブボックスの解体直前に，負圧がない状態にしてグローブボックスからのＰｕリークの有無を確認した。また，次年度以降の試験計画を検討した。
その後、アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、グローブボックス解体作業が実施できなかったため、解体作業の一環（工程から分離したグローブボックスをもれなし容器法によって確認）として行う予定であった本試験ができなかった。

ロ．グローブボックス付帯機器の研究：
平成８年度は、グローブ用材料の改良，開発を行うとともに，一部試作品の実使用試験を開始した。また，長期間使用したグローブボックス解体時にグローブボックスパッキング，パネル等劣化試験の計画を作成した。
その後、アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、施設の運転を停止したこと及び設備の撤去更新作業を実施したため、進捗なし。

【成果の達成レベル】
当初の平成10年度末時点の計画と比較すると、ホット試験の実施できなかった分の遅れ（約2～3割）が生じているが、平成12年度末には、終了する見通しである。

【成果の活用方法及び利用実績】
グローブボックスの閉じ込め性能の確認データの整備
グローブボックスの設計・製作，保守・点検条件の整備，合理化

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．グローブボックスの閉じ込め性能：
第三開発室，第二開発室等で長期間使用したグローブボックスのリーク率をフレオンガス測定法あるいはもれなし容器法等で測定し評価する。

ロ．グローブボックス付帯機器の研究：
①グローブ用材料の改良，開発を継続するとともに，試作品の実使用試験を行い機械的強度耐放射線特性を持ったグローブの開発を作っていく。
②ビニル（ＰＶＣ）に代わるバッグ用素材の開発を行っていく。
③グローブボックス用パッキング等の長期使用後の機械的強度試験を行い，パッキング等の劣化度を評価する。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

イ．グローブボックスの閉じ込め性能

平成８年度は、予備的試験として，プルトニウム燃料第三開発室の解体直前のグローブボックス（以下「ＧＢ」という）の負圧のない条件下でのＰｕリークの有無を確認した。試験は，①まず，ＧＢの給排気系統を切り離す（ＧＢ内は室内圧）。②ＧＢをビニルシートで覆い，ビニルシート内の空気を少量ずつ吸引し空気中の粒子を濾紙に回収する（約２８時間）。③濾紙に付着しているＰｕを測定する。

また，ビニルシート内のＧＢの主要部（グローブポート部，パネル部等）をスミヤ法によりＰｕ汚染の有無を測定する。

以上の試験の結果，ビニルシート内の空気汚染及び，ＧＢ外表面のＰｕ汚染は検出されなかった。

尚，本ＧＢは昭和６３年から平成４年までＦＢＲ用燃料製造の成型設備として使用され，当該期間に約14 Ton Ｐｕを取り扱ったものである。また，本予備試験時には約２８０ｇＰｕがＧＢ内に存在した状態であった。

本予備試験結果をもとに，長期間使用したＧＢのリーク率測定時の安全性について確認できた。

その後のアスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、グローブボックス解体作業が実施できなかったため進捗なし。

ロ．グローブボックス付帯機器の研究

平成８年度は、鉛入りハイパロン及び錫入りネオプレン等の材料の開発及びグローブの試作を行った。

これらの一部についてはＧＢに取り付け，実使用試験を行っているところである。

その後のアスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、施設の運転を停止したこと及び設備の撤去更新作業を実施したため、進捗なし。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

様式ー１ー４ー1

【民間の研究の現状と動向】

文献調査の結果、本テーマと類似する研究は実施されていない。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

文献調査の結果、本テーマと類似する研究は実施されていない。

【参考文献】

なし

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	2	0	1		
要員　　（人／年）	9	0	6		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	アスファルト固化処理施設のトラブル等による許認可の停滞及び施設の計画停止により本試験を中断した.
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	本試験の結果によって、供用中のグローブボックスの閉じ込め性能に問題ないことが確認できる.
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	試験器材の製作は予定どおり進んだが、現場作業の制約等により実施できなかった.
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－3－8
研究課題名 (Title)	ＭＯＸ粉末の安全取扱い技術の研究 Study on Safety Handling Technology of MOX Powder	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	プルトニウム燃料センター　製造加工部　技術開発室	Plutonium Fuel Center,Tokai Works,JNC
	[氏名]	山口　俊弘	Toshihiro Yamaguchi
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	〒319-1194 4-33　Muramatu,Tokai,Naka,Ibaraki

キーワード (Key word)	MOX粉末	水分	湿度	臨界管理	
	Mixed Oxide Powder	moisture	humidity	criticality control	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	なし
	実証試験名 (実施機関)	なし
	委託研究名 (実施機関)	なし

【研究目的】

ＭＯＸ粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を把握・整備し、ＭＯＸ粉末の粒径、吸湿性等の基礎データを測定・整備することにより、ＭＯＸ粉末取扱い設備の安全設計データを充実させる。また、ＭＯＸ粉末取扱い設備の内、粉末飛散防止設備等の性能評価研究を行う。

【研究内容（概要）】

イ．ＭＯＸ粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルタに付着したＭＯＸ粉末の非破壊測定試験及び、評価を行う。

ロ．ＭＯＸ粉末について粒径、密度等の物性データ及び吸湿性、熱特性に関する基礎データを測定、整備する。

ハ．サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の性能評価を行うとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための遮へい体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
プルトニウム燃料第一開発室，同第二開発室，同第三開発室等

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．高性能フィルタに付着したPu粉末の非破壊測定による定量
・非破壊測定装置（ＷＤＡＳ，ＨＲＧＳ）の特性試験を行い，データを解析評価した。また，実グローブボックスシステムでの測定試験計画を作成した。
・平成９年度以降、計画停止等により施設の操業並びに試験研究を停止したため、進捗していない。

ロ．ＭＯＸ粉末の物性基礎データの測定・整備
・原料粉末（PuO_2，混合転換粉末）の粒度分布等の測定を開始した。
・ペレット製造工程内で取扱い中のＭＯＸ粉末の温度の測定を開始した。
・上記に関連する既存データの整理を開始した。
・平成９年度以降、施設の操業並びに試験研究を停止したため、進捗していない。

ハ．粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
・ペレット製造設備に付属する粉末回収装置の効率確認試験等を開始した。
・現在使用中の遮蔽体のデータ整理等を開始した。
・平成９年度以降、計画停止等により施設の操業並びに試験研究を停止したため、進捗していない。

【成果の達成レベル】

イ．高性能フィルタに付着したPu粉末の非破壊測定による定量
非破壊測定装置（WDAS,HRGS）の特性試験及びその解析までは実施できたが、その後、施設操業及び試験研究の停止により、進捗していない。

ロ．MOX粉末の物性基礎データの測定・整備
粒度分布測定及びMOX粉末の温度測定については、計画通り一部のデータ取得まで進捗しているが、MOX粉末の吸湿性に関する基礎データ取得については、施設操業及び試験研究の停止により、試験装置の設計までしか進捗していない。

ハ．粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
ペレット製造設備に付属する粉末回収装置の効果確認試験及び現在使用中の遮蔽体のデータ整理を開始したが、その後、施設操業及び試験研究の停止により、進捗していない。

【成果の活用方法及び利用実績】
ＭＯＸ粉末取扱い設備の安全設計データの充実・整備
粉末取扱い設備のフィールドデータの整備

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．高性能フィルタに付着したPu粉末の非破壊測定による定量
・測定試験計画に従って測定データの充実に努める。

ロ．ＭＯＸ粉末の物性基礎データの測定・整備
・ペレット製造の各工程で取り扱われるＭＯＸ粉末等の粒径、密度等の物性データ及び吸湿性、崩壊熱による粉末搬送容器内の温度分布データ等の基礎データの測定を進める。

ハ．粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
・粉末回収装置の実フィールドでの回収効率の試験，評価を進める。
・既存遮蔽体のガンマ線、中性子線に対する遮へい効率の実測データ整理を進めるとともに，新しい材料の調査，試験を進める。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

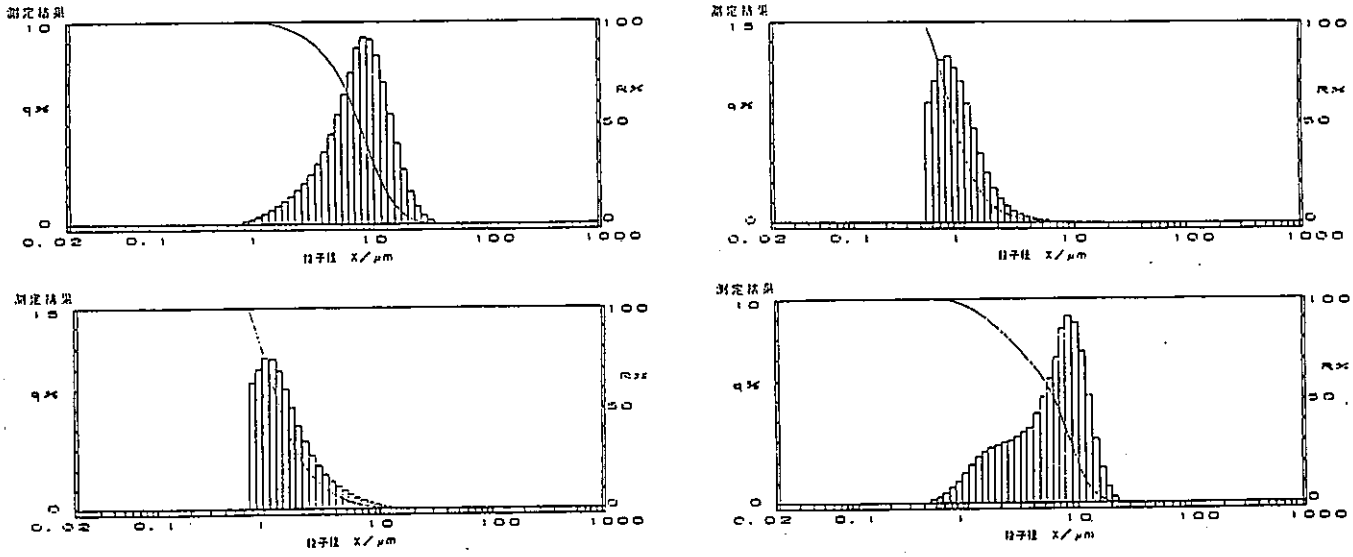
イ．高性能フィルタに付着したPu粉末の非破壊測定による定量
　・非破壊測定試験を実施中
ロ．ＭＯＸ粉末の物性基礎データの測定・整備
　・ＭＯＸ燃料製造に使用する原料粉末（PuO_2 粉及び混合転換粉末）の粒度分布データを取得した。
　　（図参照）
ハ．粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
　・実証研究を実施中

計画停止等により、施設の操業等を停止したため、平成９年度以降の研究は、進展なし。

図　　粒度分布測定結果の一例

［測定装置］

堀場製作所製　レーザ回折／散乱式粒度分布測定装置（LA-910）
測定レンジ：0.02～1000 μm（上段：個数基準、下段：体積基準）



マイクロ波転換1：1MOX粉末
(BET：4.2m²/g)

COGEMA製PuO2粉末
(BET：9.9m²/g)

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

様式ー１ー４ー1

【民間の研究の現状と動向】

イ．ＭＯＸ粉末のグローブボックス設備から排気系への移行挙動についての民間の研究報告はない。
ただし、ＭＯＸ加工施設を建設する際の環境影響評価等には重要なデータと成り得る。

ロ．ＭＯＸ粉末の物性基礎データ（粒径、密度、吸湿性、崩壊熱による温度分布）は、国内民間の研究報告にはない。
ウラン酸化物についての研究報告は過去に多数有り。
海外も含め似た様なデータは多数あるため、これらから類推することは可能であるが、マイクロ波加熱法で製造されたＭＯＸ粉末などそのもののデータは皆無である。

ハ．飛散防止設備の性能評価に関する研究報告は、核燃料施設関係では皆無。ただし、一般産業技術には昔から多く存在する（ただし、ＭＯＸ粉末等は対象にしていない。）
遮蔽材の研究報告は、グローブボックスやＭＯＸ粉末を対象とした様な研究報告は余りない。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

イ．国内民間の研究の現状と同様、排気系への移行挙動についての研究報告はない。

ロ．プルトニウム酸化物やウラン酸化物に関する研究報告は多数存在するが、ＭＯＸ粉末の物性基礎データ（粒径、密度、吸湿性、崩壊熱による温度分布）は状態図等を除いて極めて少ない。

ハ．飛散防止設備の性能評価に関する研究報告は、国内民間の研究の現状と同様皆無である。
遮蔽材の研究報告も、グローブボックスやＭＯＸ粉末を対象とした様な研究報告は余りなかった。
ただし、近年、米国での核兵器解体Ｐｕを利用したＭＯＸ加工施設の設計が盛んに成りつつある中で、米国からグローブボックスやＭＯＸ粉末を対象とした遮蔽に関する研究報告が少しづつ出始めている。

【参考文献】

ハ-1 Shielding Issues in a Plutonium Storage Facility. Poston, D. I. , HOUTS M G, PERRY RT(LANL) Trans American Nuclear Society (USA) 77, 319-320('97)

ハ-2 Effect of Compositional Variation in Plutonium on Process Shielding Design. BROWN T. H. (LANL) Trans American Nuclear Society (USA) 77, 320-322('97)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	3	0	0		
要員　　（人／年）	3	0	0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	Asp 事故及び施設操業停止、燃料製造計画遅延の影響により、取得できるデータが限られたものになる。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	MOX 燃料取扱い設備の安全設計に寄与できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	Asp 事故及び施設操業停止、燃料製造計画遅延の影響により、計画通り進捗できなかった。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	イ.及びハ.については、予算は操業費で対応した。ロ.については、対応できなかった。
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－3－9
研究課題名 (Title)	水素混合ガスの安全性の研究 Studies of Explosion Characteristics of Hydrogen Mixed Gas	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	プルトニウム燃料センター	Plutonium Fuel Center, Tokai Works
	[氏名]	三島　毅	Tuyoshi Mishima
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu, Tokai, Naka-gun Ibaraki

キーワード (Key word)	水素ガス	爆発	爆発範囲	爆発圧力	
	hydrogen gas	explosion	explosion range	explosion pressure	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	水素混合ガスの安全性に関する研究（社団法人　産業安全技術協会）

【研究目的】

ＭＯＸ燃料製造施設で使用する低水素濃度（５～10%程度）の混合ガス（希釈ガスは窒素、アルゴン等）の爆発限界、爆発挙動を明らかにし、爆発防止のための安全設計に資するとともに、安全評価の 参考データとして整備する。

【研究内容（概要）】

イ．混合ガスの爆発限界の確認

水素，窒素，酸素の３成分系混合ガスの，低水素濃度領域について，火花着火法等により，爆発の有無を観察し，爆発限界ガス組成を明らかにする。

ロ．混合ガスの爆発挙動の確認

低水素濃度領域において，水素混合ガスの爆発試験を行い，爆発による圧力上昇，温度上昇等を観察・測定し，爆発挙動を明らかにする。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
社団法人　産業安全技術協会

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

項　　目	平成８年度	平成９年度	平成10年度	平成11年度
イ）混合ガスの爆発限界の確認	予備試験	詳細試験	評価・まとめ	
ロ）混合ガスの爆発挙動の確認	予備試験	詳細試験	評価・まとめ	

【成果の達成レベル】

イ）混合ガスの爆発限界の確認
　水素－空気－窒素及び水素－空気－アルゴンの３成分系において，低水素濃度領域に重点を置き，混合ガス組成をパラメータに爆発試験を行い，爆発範囲について所期の成果を得た。

ロ）混合ガスの爆発挙動の確認
　低水素濃度領域において，爆発圧力，流れの有無による爆発範囲に与える影響，爆発時の温度上昇を調べ，混合ガスの爆発挙動について所期の成果を得た。

【成果の活用方法及び利用実績】
本研究で得られた知見を水素混合ガスを用いるＭＯＸ燃料製造要電気炉の設計に反映させることにより、その爆発圧力に耐える炉体の設計の合理化等に資することが可能と考える。また、爆発事故評価を行う際にも、合理的な評価に貢献できると考える。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
試験結果を評価・検討し、研究成果をまとめる。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

(1) 水素爆発下限界の確認

上方伝ぱ，水平伝ぱ及び下方伝ぱのそれぞれにおいて，爆発下限付近で水素濃度を変化させ，爆発性の有無を確認した。その結果，空気中における水素の爆発下限界は，火炎の上方伝ぱにおいて４．０％，水平伝ぱにおいて６．７％，下方伝ぱにおいて９．０％となり，爆発下限界濃度は伝ぱ方向によって異なることを確認した。上方伝ぱの下限界が低い理由は，上方伝ぱでは燃焼した水素分子が熱膨張を起こし，上方に移動し，爆発の伝ぱがこの移動に加わって上方に伝わり燃焼が伝わり易くなるためである。

安全性の観点からは，最も保守側の値を与える上方伝ぱのデータをとって爆発下限界は４．０％とするのが妥当である。

(2) 水素ー空気ー窒素（アルゴン）３成分系の爆発範囲の測定

水素ー空気混合ガスに不活性ガスとして窒素及びアルゴンを添加し，この３成分系の爆発範囲を測定した。その結果を三角図に表し，各限界濃度を求めた。

不活性ガスとしての窒素及びアルゴンを比較した場合，比熱の大きい方が３成分系の爆発範囲を縮小させることから，アルゴンよりも窒素のほうが爆発範囲が狭くなり，爆発濃度範囲の面からは不活性ガスとしては窒素の方が有利である。

(3) 水素ー空気ー窒素（アルゴン）３成分系の爆発圧力の測定

上記の爆発範囲における爆発圧力等圧線を作図した。爆発下限界では初圧が大気圧の場合，不活性ガスが窒素の場合，水素濃度約９％，アルゴンの場合，水素濃度約７％で爆発圧力２０kg／cm^2 Gとなり，これ以下の水素濃度では爆発圧力が極端に低くなった。この理由は，水素が部分燃焼する特性によるものであり，特に水素５％以下では０．５kg／cm^2 G以下の小さい圧力上昇しか見られない。

(4) 水素ー空気２成分系の爆発下限界のガス流動による影響の検討

水素伝ぱ及び下方伝ぱの場合は，平均流速０．８ｍ／ｓ付近まで，ガスの流動によって下限界水素濃度は低下するが，流速がそれ以上大きくなると，逆に下限水素濃度が徐々に上昇する傾向を示すことを確認した。ただし，爆発下限界水素濃度が，上方伝ぱの爆発下限界の４％を下回ることはなかった。一方，上方伝ぱの場合はガスの流動によって下限界は低下することなく，むしろ僅かに上昇傾向を示すことを確認した。

(5) 爆ごう特性の検討

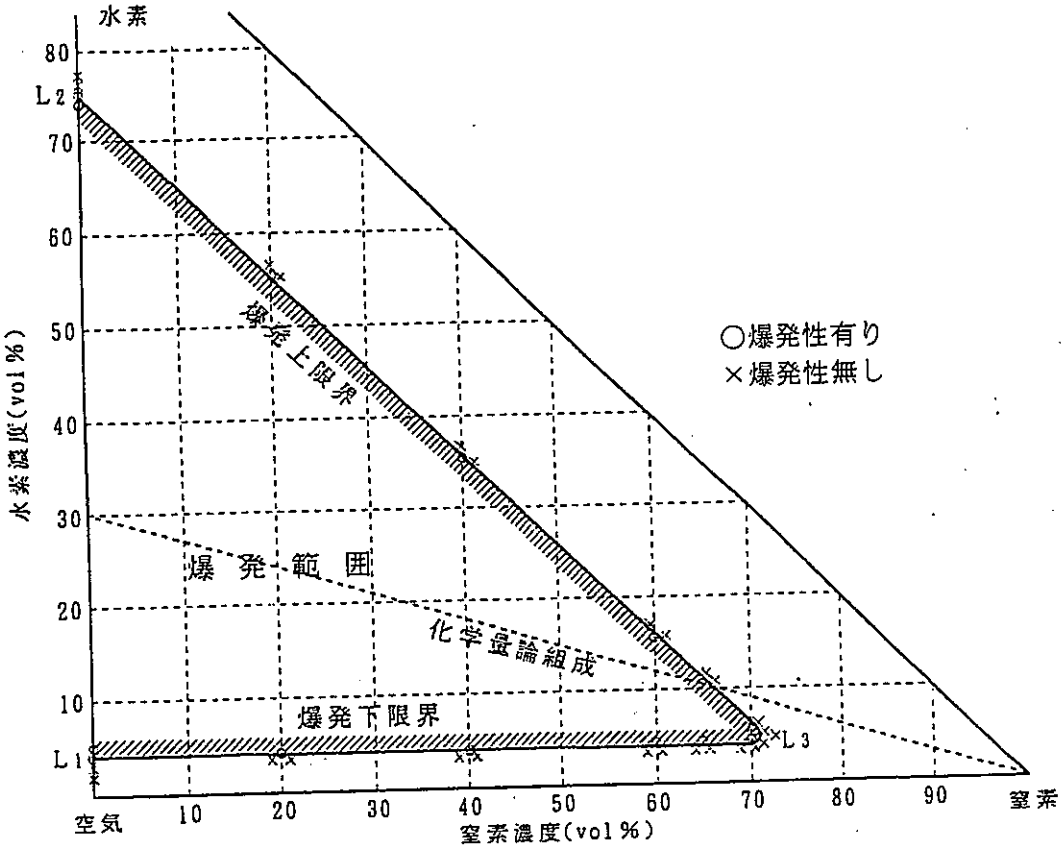
水素ー空気の爆ごうについて，文献調査を行い，水素濃度が１０％以下ではどの様な条件下でも起こらないことを確認した。また，爆ごう限界を試験により測定した結果，水素ー空気系の爆ごう範囲としては１７～５６％のデータを得た。また，水素ー空気ー窒素の３成分系の爆ごう範囲の推定図を作成した。

(6) まとめ

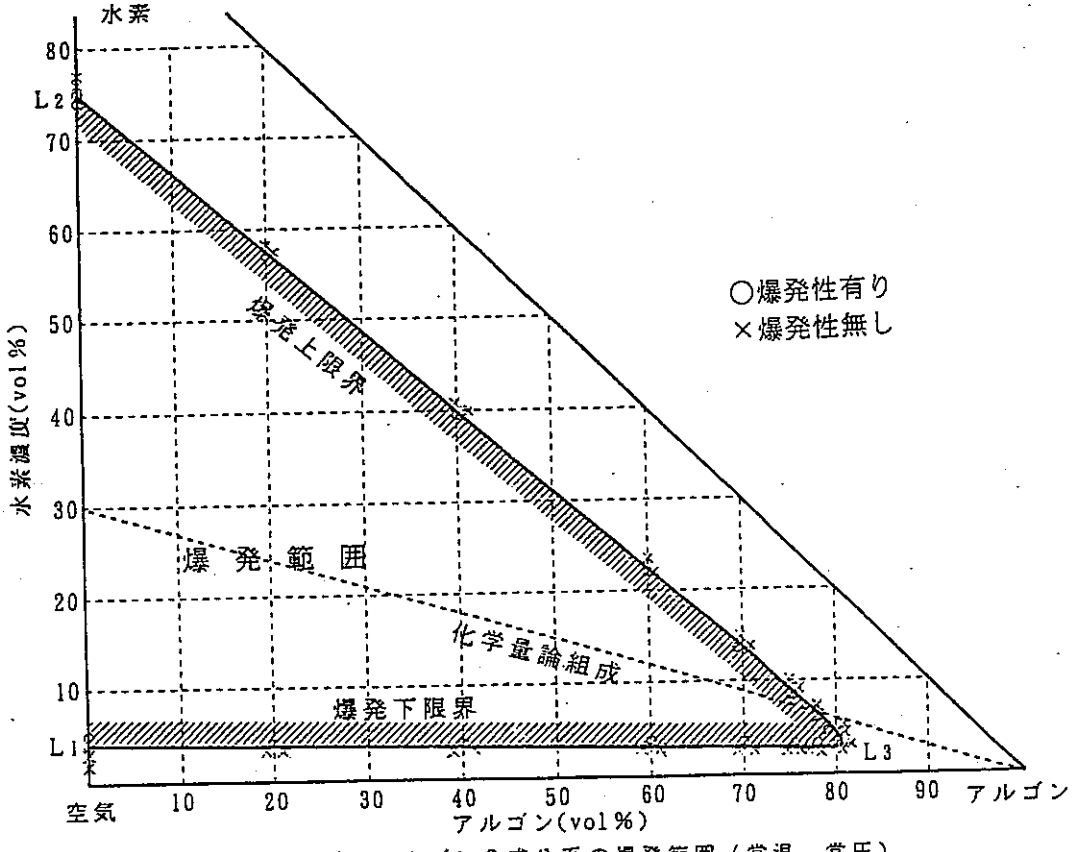
ＭＯＸ施設では低濃度水素混合ガスを使用しているが，この研究成果から５％水素－９５％窒素混合ガスを使用する場合はいかなる条件下においても爆発は起こらないことが判明した。従って，この条件下では混合ガスの供給側において水素濃度上昇を防止できれば，電気炉側の爆発防止対策は不要であるとも言える。

また，低水素濃度領域での爆発圧力の測定確認により，８％水素－９２％窒素混合ガスを使用する場合は当該組成ガスが空気と混合する小さな領域で爆発領域に入ることとなるが，低濃度水素での爆発圧力は強力な破壊力を伴うものではなく．電気炉の構造設計で合理的に対応できる範囲である。また，事故評価のシナリオも合理化できる可能性が大きいと考えられる。

【研究成果】

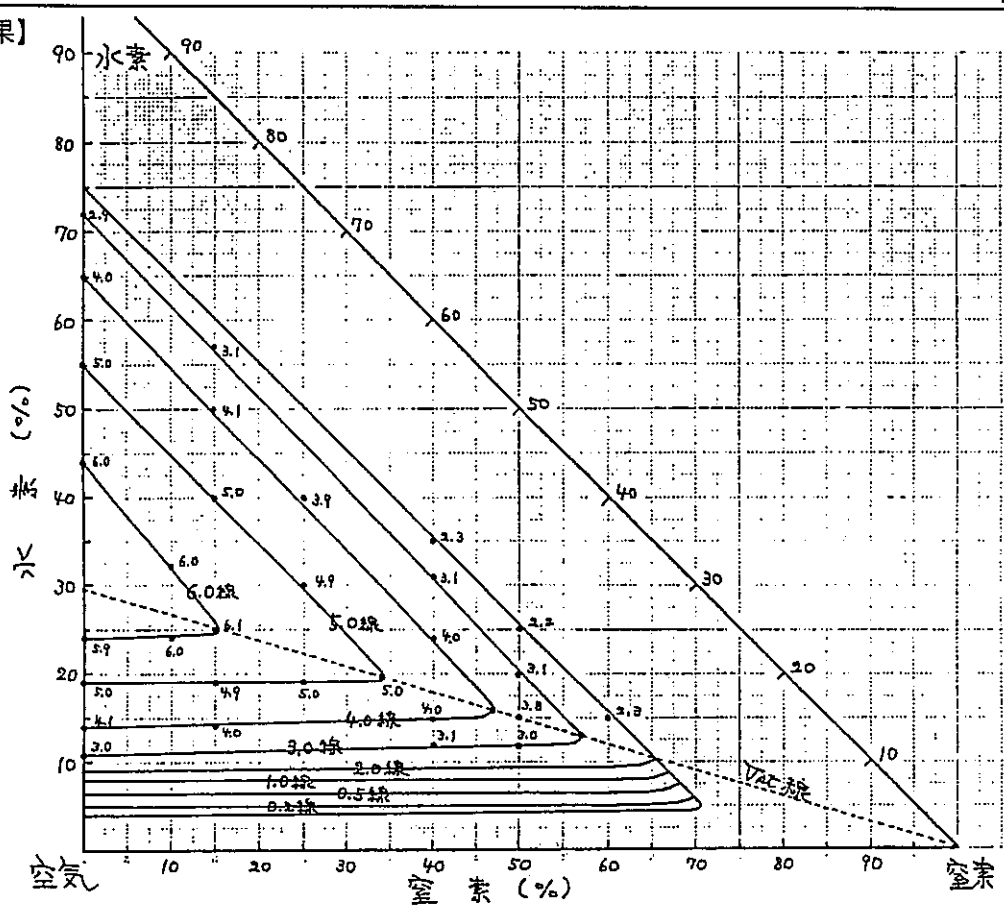


水素-空気-窒素3成分系の爆発範囲（常温，常圧）

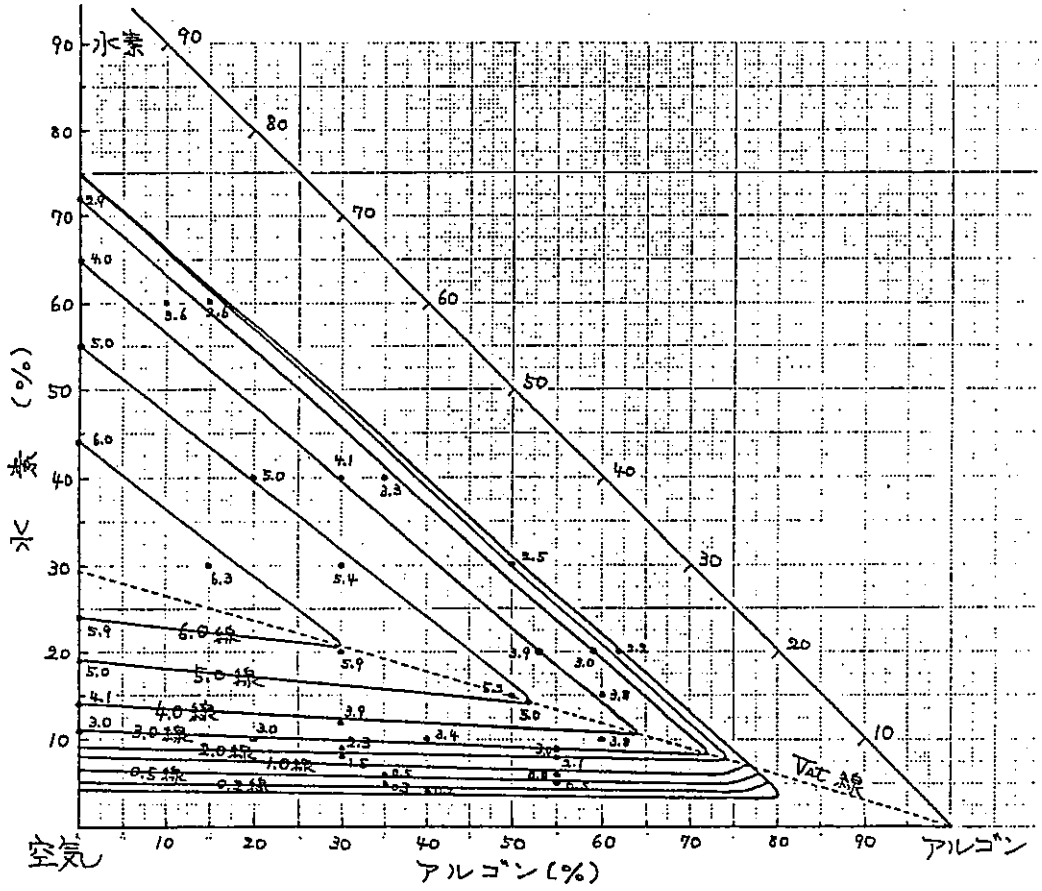


水素-空気-アルゴン3成分系の爆発範囲（常温，常圧）

【研究成果】

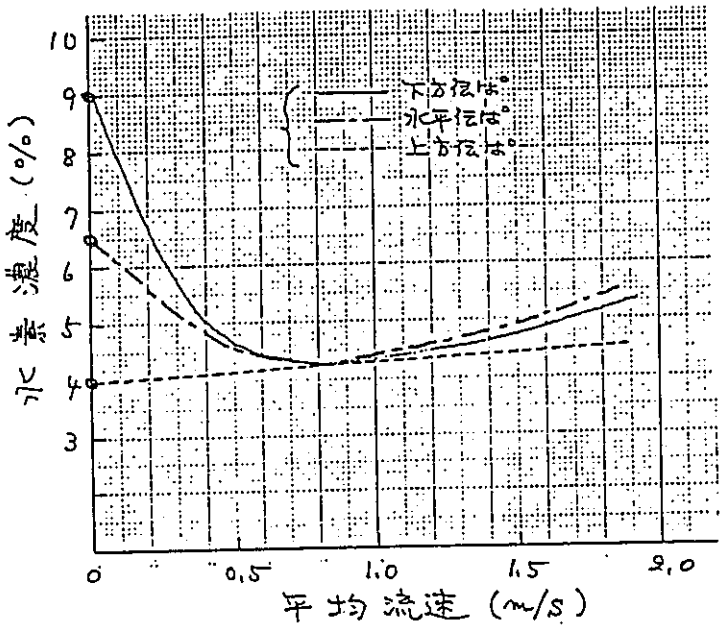


水素-空気-窒素系の爆発圧力等圧線



水素-空気-アルゴン系の爆発圧力等圧線

【研究成果】



各火炎伝ぱ方向の下限界に及ぼす
ガス流動の影響

水素－空気系の爆ごう下限界の試験結果（大気圧、23℃）

水素濃度(vol%)	爆ごう速度(m/s)	爆ごう成立の有無
14.9	—	×
15.6	—	×
16.0	—	×
16.5	—	×
17.1	1.340	○
17.4	1.420	○
18.0	1.490	○
19.2	1.570	○

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

化学安全工学の分野に属する問題であり，国立研究機関，大学での研究例はあるが，民間の研究はほとんど行われていない。

【参考文献】

柳生 昭三「ガスおよび蒸気の爆発限界」安全工学協会，１９７７
調査未実施
柳生 昭三他「不活性ガス添加における爆発限界酸素濃度」安全工学 Vol.25.NO.4,1986

【海外の研究の現状と動向】

炉のシビアアクシデント研究の分野で水素爆発はテーマの１つとされており，いくつかの文献があるが，核燃料施設関係での研究例は見あたらない。

【参考文献】

1)Ignitability of Hydogen/Oxygen/Diluent Mixtures in the Presence of Hot Surfaces.
R.K.Kumar and G.W.Koroll, Nuclear Safety Vol.36,No.1 1995

2)A theoretical and experimental study on the hydrogen vented deflagration.
Marco Nicola Carassi and Fabio, Fineschi Nuclear Engineering and Design 145,1993

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	3	5	0		
要員　　（人／年）	2	2	0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	水素混合ガスの爆発挙動について、特に下限領域における爆発の特異性があり、その爆発圧力は極めて低いことが判明した。その上で、水素－空気－不活性ガスの3成分系における爆発圧力及び爆発挙動を明らかにした。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	MOX 施設で使用している低濃度水素混合ガスを使用する電気炉の設計において、爆発圧力を考慮した構造設計が可能である。 また、事故評価シナリオを作成する場合においても有効なデータとして活用できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3 ー 3 ー10
研究課題名 (Title)	核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究 Research on the Application of Apparatuses with Static Safety to Nuclear Fuel Facilities	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	静的安全	ヒートパイプ	フェニックス	伝熱	循環流量
	static safety	heat pipe	PHEONICS code	heat transfer	circulation flow

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	なし
	実証試験名 (実施機関)	なし
	委託研究名 (実施機関)	なし

【研究目的】

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去について、固有安全システムとして動力を要しない静的除去システムのフィージビリティスタディとその応用研究を行い、安全設計技術の高度化及び今後建設する施設の安全性、信頼性の更なる向上に資する。

【研究内容（概要）】

イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

高レベル廃液貯槽を模擬した受熱水槽、分離型熱サイフォン式ヒートパイプ及び放熱水槽からなる除熱性能試験装置を製作し、ヒートパイプ、作動流体等の条件をパラメータにして、伝熱特性などの試験を行う。また、熱流体解析コードを基本にして、除熱システムの除熱性能評価コードの整備を行うとともに、高レベル廃液貯槽等への適用について検討・評価する。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ

白金属触媒等の水素酸素再結合触媒について寿命試験、形状効果に係る試験等を実施し、最適な触媒を選択する。また、発生した水素ガスの流動とその除去特性を評価するコードを整備し、槽類換気系等への適用について検討・評価する。

ハ．新高レベル廃液貯槽等の概念設計と性能評価

静的熱除去システム及び静的水素除去システムを採用した高レベル廃液貯槽等の概念設計を行うとともに、その性能評価を行う。

様式ー 1 ー 1

【使用主要施設】
安全管理部　安全工学実験室

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
・汎用熱流体解析コードPHEONICSを用いて、分離型熱サイフォン式ヒートパイプの除熱性能評価手法の検討を行った。
・除熱性能基礎試験装置で行った試験結果と計算結果の比較検討を行った。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
・水素酸素再結合触媒（Pt/TiO_2 触媒）を用いて、触媒の特性試験及び触媒の物性測定を行った。

【成果の達成レベル】
除熱性能基礎試験装置を用いた試験結果等を用いて評価コードの整備を進めるとともに、水素酸素再結合触媒の耐久性や触媒劣化の要因を確認でき、計画どおり進捗している。

【成果の活用方法及び利用実績】
ＦＢＲ再処理ＰＰ等の新規計画施設の設計等

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
・除熱性能基礎試験装置を用いて、加熱槽温度、冷却槽温度及び作動流体量をパラメータとした除熱性能確認試験を継続する。
・除熱性能評価コードを整備する。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
・水素－酸素再結合触媒の劣化特性及び耐久性試験を継続し、最適な触媒を選択する。
・水素除去性能評価コードの整備と検証を行う。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する、放射線分解水素や崩壊熱の除去については、強制排気系や冷却系といった動力を必要とする動的機器が設置され、通常時及び事故時の対策がとられ十分な信頼性を実証している。しかし、万一、全電源喪失等が発生し排気系や冷却系が停止した場合、廃液の温度や水素濃度が上昇する可能性がある。このため、動力を必要としない、静的原理に基づく水素除去システム及び熱除去システムの研究を実施している。

イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

加熱部ヒートパイプ３本、冷却部ヒートパイプ６本から構成され、作動流体に水を用いた分離型熱サイフォン式ヒートパイプ除熱性能基礎試験装置の製作据え付け、試運転を行い、除熱性能特性試験を進めた。特性試験では、加熱槽温度及び作動流体の充填量をパラメータに特性試験を実施している。本試験の結果は、汎用熱流体解析コードPHEONICSの整備のための試験データとして活用している。

汎用熱流体解析コードPHEONICSを用いた除熱評価方法の検討では、除熱性能基礎試験装置をモデル化した計算体系を対象にコードの整備を進めている。PHEONICSコードに組み込まれているIPSA法（InterPhase Slip Algorithm）では、蒸気相または水層100%の部分を解析する場合にも２相基礎方程式を解く方法であるため、本モデルの解析には適さないことが分かった。一方、IPSA法を用いない解法では、冷却部の解析モデル及び計算フローを改良することで収束解が得られることを確認した。また、加熱部の解析では、ヒートパイプ内で作動流体が沸騰する時に作動流体の界面が上下に変動しているため、界面位置や加熱槽温度が高い場合に収束しづらい傾向がみられたため、解析メッシュの細分化及びサブクール沸騰伝熱を省略する等の改良を行うことにより収束性が向上し、伝熱量もほぼ安定した結果を得られた。飽和沸騰伝熱式の検討のため、試験装置の伝熱係数の確認を行った。伝熱係数は、加熱槽温度とヒートパイプ管壁温度の差から求めるが、界面位置が変動しているため、ヒートパイプ管壁の各測定点での温度差を荷重平均して、1600w/m^2 /Kの値を得た。この値を用い、加熱槽温度60℃、作動流体の充填量を変化させた条件で実施した実験結果と解析結果との比較を行った。実験では、加熱槽内のヒートパイプの界面位置が変動しているが、解析では界面位置を一定としたため、井村等の式を用いた解析では約２倍、Stephan-Adbelsalamの式を用いた解析では約３～４倍解析結果の方が伝熱量を過小評価する結果が得られた。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ

水素除去システムに使用する水素・酸素再結合触媒選定のため、Pt/TiO_2 触媒を用い高レベル廃液貯槽内の気相部を模擬した雰囲気下で試験を行った。試験項目は、(1)触媒の一時被毒確認試験、(2)活性回復試験、(3)触媒寿命試験、(4)物性測定であり、試験条件は、常温下のガス流通法を用い、触媒充填量10ml、全ガス流量100,000ml/h(GHSV=10,000/h)、水素濃度0.1～3.0%とした。また、H_2Oは、６０℃飽和蒸気圧相当、HNO_3 濃度は4,000ppmとした。触媒の水素除去性能は、水素の濃度変化「反応率（%）＝（1-（反応器入口水素濃度-反応器出口水素濃度）/反応器入口水素濃度）×100」により評価した。また、触媒の物性として、NOxの昇温脱離特性、Pt金属の担持量等の測定を行った。

(1)触媒の一時被毒確認試験では、NO_2 、硝酸の触媒への被毒は一時的なものであり、環境温度を上昇させることにより、触媒活性が回復することが確認できた。(2)活性回復試験では、水素濃度3.0vol%では、触媒の活性が回復した後に環境温度を60℃に降温させても、約20時間は反応率95%以上を維持した。(3)触媒の寿命試験では、反応開始から１２８時間は反応率90%以上を、１６７時間までは反応率80%以上を維持した。169時間頃から急激に反応率が低下し、１７７時間で反応が停止した。(4)触媒の物性測定の内、NOxの昇温脱離試験では、触媒に吸着したNO_2 は、NOまたはN_2Oとして脱離し、脱離温度は100℃から270℃であった。また、白金の担持量測定では、寿命試験後の活性の失われた触媒を対象に実施した。反応容器上層部の触媒の担持量は、0.45wt%-Pt、反応容器中下層部で、0.12wt%-Ptであった。反応前の触媒の担持量は、0.54wt%-Ptである。この結果から、長期の水素・酸素再結合反応においては触媒の白金成分が溶出することが確認できた。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 武田　他、「核燃料施設への静的安全システムの適用に係るフィジビリティスタディ」PNCTN8412 97-040

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

静的な原子炉崩壊熱除去に関する基礎研究として分離型ヒートパイプによる崩壊熱除去システムの検討がなされているがＨＡＷの熱除去に関する研究は見当たらなかった。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ

当該関連研究について調査した結果、静的水素除去システムに関する研究は見当たらなかった。

【参考文献】

イ．石井貴之　他：東海大、大橋一孝：富士電機「分離型ヒートパイプによる崩壊熱除去システムの可能性の検討」（日本原子力学会「1998春の年会」H53）

【海外の研究の現状と動向】

イ．静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

独バッカースルドルフ再処理プラントの安全設計で濃縮したＦＰ溶液の貯蔵容器の冷却システム として外部からのエネルギ供給又は人的操作が無くても運転可能で、温度差によって発生する比重差 を利用して稼働する「Passive cooling system」があるがヒートパイプを用いた研究は見当たらなった。

ロ．静的水素除去システムのフィージビリティスタディ

米国ＤＯＥで実施されている触媒試験計画の中で、ＴＭＩ－２号炉心デブリキャニスタ及びＴＭ－２事故で生じた核分裂生成物で汚染した冷却水を処理した水没式デミネラライザ装置のゼオライト充填容器内で発生する水素を触媒で除去するシステムが採用されているがＨＡＷタンクへの応用研究は見当たらなかった。

【参考文献】

イ．「SAFETY DESIGN OF THE WACKERSDORF REPROCESSING PLANT」
Dr.R.Gasteiger,INTERNATIONAL CONFERRENCE ON NUCLEAR FUEL REPROCESSING AND WASTE MANAGEMENT RECOD 87

ロ．(1) "CATALYST TESTS FOR HYDROGEN CONTOROL IN CANISTERS OF WET RADIOACTIVE WASTE"
GENDO62,J.O.Henrie,B.D.Bullough,D.J.Flesher Rockwell Hanford Operations(1987.8)

(2) "Hydrogen Control in the Handling,Shipping and Storage of Wet Radioactive Waste"
RHO-WM-EV-9-P-Rev.1,James O.Henrie,Dann J.Flesher,Rockwell Hanford Operations(1986.8)

(3) "Evaluation of Special Safety issues Associated with Handling the Tree Mail Island Unit2 Core Dedris "
,James O.Henrie,John N.Appel GENDO51(1986.6)

(4) "Submerged Demineralizer System Vessel Shipment Report "
GENDO35,Geoffrey J.Quinn,JAMES O.Henrie,Jess Greenborg(1984.6)

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	47	45	44		
要員　　（人／年）	1.5	1.5	1.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	除熱性能基礎試験装置を用いた試験結果等を用いて評価コードの整備を進めるとともに水素酸素再結合触媒の耐久性や触媒劣化の要因を確認できた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	静的な方法で崩壊熱や放射線分解水素の除去する安全システムを検討することで新規施設等の設備の設計に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	除熱性能基礎試験装置を用いた試験結果等を用いて評価コードの整備を進めるとともに水素酸素再結合触媒の耐久性や触媒劣化の要因を確認でき、計画どおり進捗した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－4－1
研究課題名 (Title)	供用期間中検査技術の向上に関する研究 Study for Advance In-Service Inspection Technology	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	再処理センター 施設管理部 施設保全第一課	Facility Maintenance Section Tokai Reprocessing Center
	[氏名]	伊　波　慎　一	Shinichi Inami
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu Tokai-mura Naka-gun Ibaraki - ken Japan

キーワード (Key word)	再処理施設	供用期間中検査	非破壊検査	検査技術	診断
	reprocessing plant	in-service inspection	non-destructive inspection	inspection technology	diagnosis

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

再処理施設等核燃料施設の高放射線環境下に設置されているセル内機器等を対象とした多機能型セル内点検装置の開発を行い、施設の健全性確認に係る点検技術の向上を図り、再処理施設の安定運転に資する。

【研究内容（概要）】

新検査システムの開発として、遠隔・非接触（リモートセンシング）技術に着目して、検査センサの選定（赤外線等）さらにセンサの基礎試験を実施し、検査項目・検査範囲・セル内への適用性を確認し検査センサの可能性を見極める。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
実規模開発試験室

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

施設管理における健全性確認項目としてスラッジ等の堆積による詰まりを推定する検査技術に着目し、新検査システムに係る基本的研究として、センサ選定に係る作業を実施した。

また、施設管理における健全性確認項目としてスラッジ等の堆積による詰まりを推定する検査技術に着目し、赤外線センサによる模擬条件下での適用性研究として詰まりを想定した試験の準備を実施した。

【成果の達成レベル】

新検査システムの開発については、試験準備に留まり、所期の成果は得られなかった。

【成果の活用方法及び利用実績】
再処理施設等核燃料施設における施設の健全性評価に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
詰まりを想定した模擬試験を実施する。

【その他、今後の発展性等】
なし

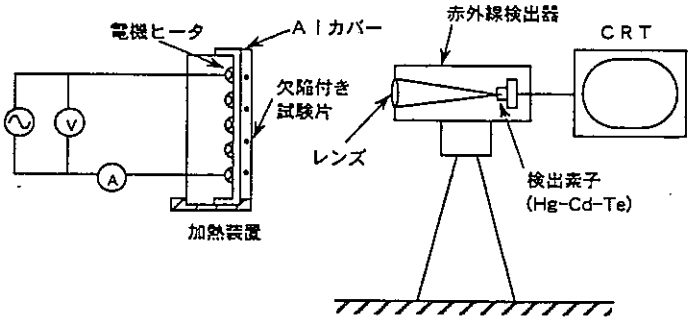
【研究成果】

再処理施設等核燃料施設における施設の健全性を確認するための検査センサ選定に向け、検査システムの開発として、遠隔・非接触（リモートセンシング）技術に着目し、最近の非破壊検査技術の動向を踏まえた技術調査を実施した。

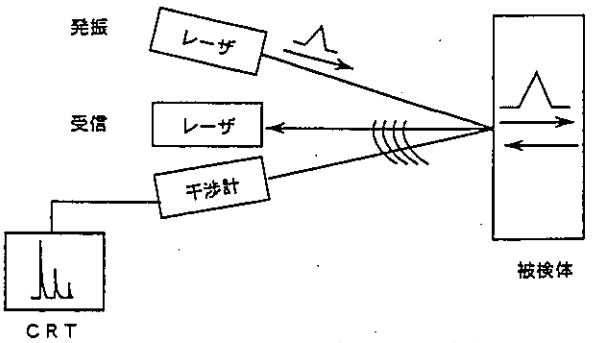
ここでは、核燃料施設の運転・管理を行ううえで重要である健全性確認としてスラッジ等の機器内や配管内での堆積による詰まりを推定する遠隔・非破壊検査技術について調査を実施した。その結果、詰まりを推定する技術として、振動による検出、超音波による検出、音による検出、放射線による検出及び赤外線による検出が挙げられた。

これらの検出操作のうち、振動や音による検出は配管に沿ってセンサを走査する必要があることからセル内での検出には不向きである。センサの走査が不要で、遠隔・非接触による検出が可能なセンサとして赤外線による検出（図ー1参照）とレーザ超音波による検出（図ー2参照）方法が挙げられた。このセンサのうち赤外線による検出は、検査対象における温度変化量の違いを検出するものでセル内での検査では検出器のみを挿入するものである。また、レーザ超音波干渉法は、レーザを試験体に当てて、超音波を発生させ、その超音波を再度レーザにより受信して異常をみるもので、セル内へはレーザの発振、受信装置を搬入して検査を行うものである。

これらのことから遠隔・非接触のセンサにより健全性を確認する方法として、上記2方式のうちセル内での適用を考慮し、その検出センサとして単純なシステムで検出性にも優れている（ターゲットへの指向性制御がない）赤外線センサを選定するものとした。



図ー1　赤外線温度放射測定法



図ー2　レーザ超音波干渉法

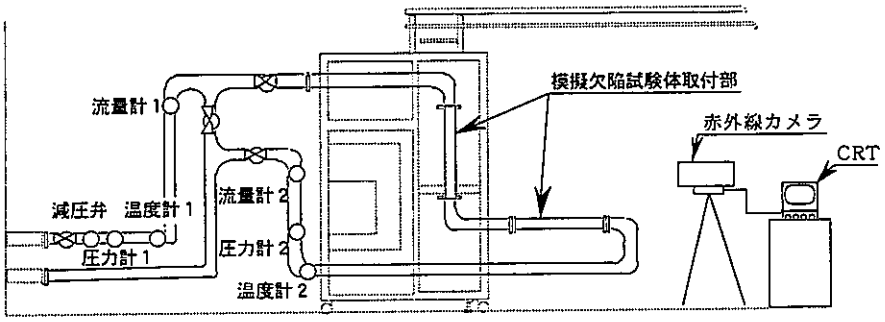
【研究成果】

再処理施設等核燃料施設における施設の健全性を確認するための遠隔・非接触（リモートセンシング）技術に着目し、核燃料施設の運転・管理を行う上で重要である健全性確認技術としてスラッジ等の機器内や配管内での堆積による詰まりを推定する遠隔・非破壊検査技術について調査した結果を踏まえ、赤外線センサを用いた模擬条件下での適用性研究を行うための詰まりを想定した試験準備を行った。

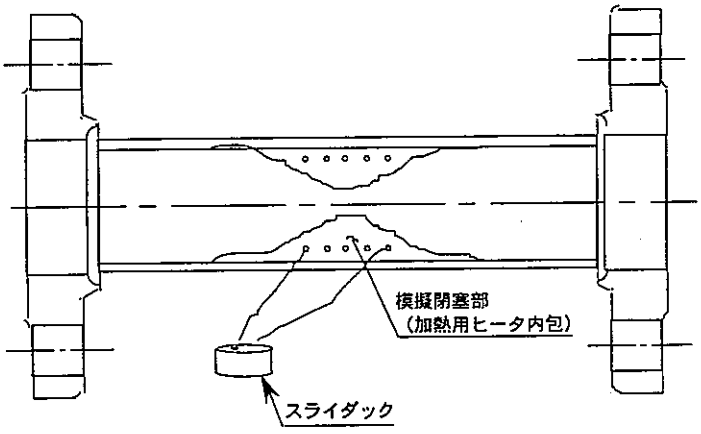
この試験準備として、試験設備並びに模擬試験体の製作を行った。試験設備は、小規模プロセス配管試験装置で、再処理施設の配管等の詰まり発生部に赤外線センサで捉えられる温度変化を与えることが可能と考えられる加熱蒸気を取り込めるような蒸気ループに模擬試験体を組み込める構造のものとした。この蒸気ループでは、流量と圧力をパラメータとし、その閉塞部の温度変化を確認できるものとした。

一方、模擬試験体は、配管内に堆積したスラッジ等を想定したものとして製作した。この試験体は、スラッジによる自己発熱を模擬し、その発熱をセンサで確認できるかを評価できるよう堆積部にヒータを内蔵させ、試験できるものとした。

図－3に小規模プロセス配管試験装置概要を、図－4に模擬試験体概要を示す。



図－3　小規模プロセス配管試験装置



図－4　模擬欠陥試験体（閉塞）概要図

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果，原子力発電を対象としたものが中心で，その検査手法としては，レーザ超音波や超音波探傷が挙げられている。また，当該研究で対象とした赤外線センサを用いた配管内での堆積による詰まりを推定する検査への利用研究は見当たらない。

【参考文献】

(1) 島田道男，吉井徳則：船舶技研「ﾚｰｻﾞｰ超音波による原子力構造部材の信頼性評価技術に関する研究」（国立機関原子力試験研究成果報告書 VOL.33 1994）

(2) 浅井卓：三菱重工業，浜田彰一：三菱重工業 神戸造船所，大道武生：三菱重工業 高砂研「原子力用ロボット 現状と最近の動向」（原子力工業 VOL.37,NO.8 1991）

【海外の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果，海外においても同様に原子力発電を対象とした研究が進められ，超音波法やＡＥ法が挙げられている。また，当該研究で対象とした赤外線センサを用いた配管内での堆積による詰まりを推定する検査への利用研究は見当たらない。

【参考文献】

(1) BOUTARD J-L (CEA) 「原子力のための非破壊検査 ＣＥＡにおける研究開発」
（Ｒｅｖ Ｇｅｎ Ｎｕｃｌ．VOL.1994 NO.5）

(2) MURGATROYD R A (UKAEA) 「英国における原子力用構成要素のＮＤＴプログラム」
（Ｎｕｃｌ Ｅｕｒ．VOL.5 NO.1 1985）

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	15	7	0		
要員　　（人／年）	3	1	0.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	当該研究に係わるセンサ選定の結果を踏まえ、赤外線センサによる詰まりを想定した模擬試験を実施する予定であったが、試験準備に留まった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	施設の健全性確保に係る点検技術の向上を図り、再処理施設の安全性に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	予定の計画に対し、試験準備に留まった。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった □ 適切だった	□ 不適切だった ■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	新法人移行に伴い、本研究の実施担当部署が変更し、計画通りの研究を実施するために必要な人員を確保することが困難であった。

5.自由評価欄

当該研究に係わるセンサ選定の結果を踏まえ、赤外線センサによる詰まりを想定した模擬試験を実施する予定であったが、新法人移行に伴い本研究の実施担当部署が変更したため、試験準備に留まった。

様式－1－7

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－4－2
研究課題名 (Title)	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究 Studies on Radiation Resistance for Electrical Apparatus and Electronic Components	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	環境保全ｾﾝﾀｰ　機器開発グループ	Waste Management and Fuel Cycle Research Center
	[氏名]	青嶋　厚	Atsushi Aoshima
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu Takai-mura Naka-gun Ibaraki Japan

キーワード (Key word)	耐放射線性	データベース	電気機器	電子部品	
	radiation resistant	data base	electrical apparatus	electronic components	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

再処理施設等核燃料施設のセル内環境における半導体部品の放射線照射特性に関するデータを採取し、劣化を防止し半導体部品の長寿命化に資する。

【研究内容（概要）】

イ．市販している電気・電子部品を照射し、その劣化データを採取することで、劣化を防止する方策を検討し、評価する。

ロ．電気・電子部品の照射試験データを蓄積する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
実規模開発試験室　照射試験施設

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】
本研究では、半導体部品の放射線劣化を防止し、その寿命をのばす技術開発を行うものである。これまでにICの10^7 Rまでの照射試験を実施し、健全性を確認した。また、高信頼性ハイブリッドＩＣを用いた耐放射線性マイクロコンピュータの基本設計を実施し、実環境で使用可能な耐放射線性マイクロコンピュータモデルの設計を行った。

【成果の達成レベル】
宇宙用に開発されているハイブリッドICを原子力用として適用する上で必要となる10^7 Rまでの耐放射線性が照射試験によって実証され、所期の成果が得られた。
また、耐放射線性マイクロコンピュータについてシステムの設計まで実施するすることで、本システムの実用化に目処がたった。

【成果の活用方法及び利用実績】
再処理関連施設のセル内機器の設計・評価に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
所期の目標を達成したため、平成１０年度までの成果をもって研究を終了する。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

再処理施設等核燃料施設のセル内は、高放射線環境であることから、一般産業界で使用されている制御回路などの半導体部品を直接設置することができない。このため、本研究では、半導体部品の放射線劣化を防止し、寿命をのばす技術の開発と耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計、モデル設計を実施した。

長寿命化に係る調査・検討結果から、航空宇宙用に開発された高信頼性ハイブリッドICに着目し、局部的な加熱やリーク電流による誤動作の防止、耐放射線性の向上が可能であるとの検討結果を得た。この検討結果をふまえ、Co-60を線源とする照射試験を実施したところ、通常市販品のマイクロコンピュータは10^4 R程度で動作不良を生じるものの、高信頼性ハイブリッドICは10^7 Rまで動作不良を生じないことを確認した。

さらに、この耐放射線性マイクロコンピュータを適用した想定実機として「耐放射線性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置」のシステム検討と設計を行った。

このシステム設計の結果、耐放射線性マイコンを用いることでデータ処理がセル内で行え、大幅なケーブル数削減が可能となり、実用化への見通しを得ることができた。耐放射線性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置の概念を図－１に示す。

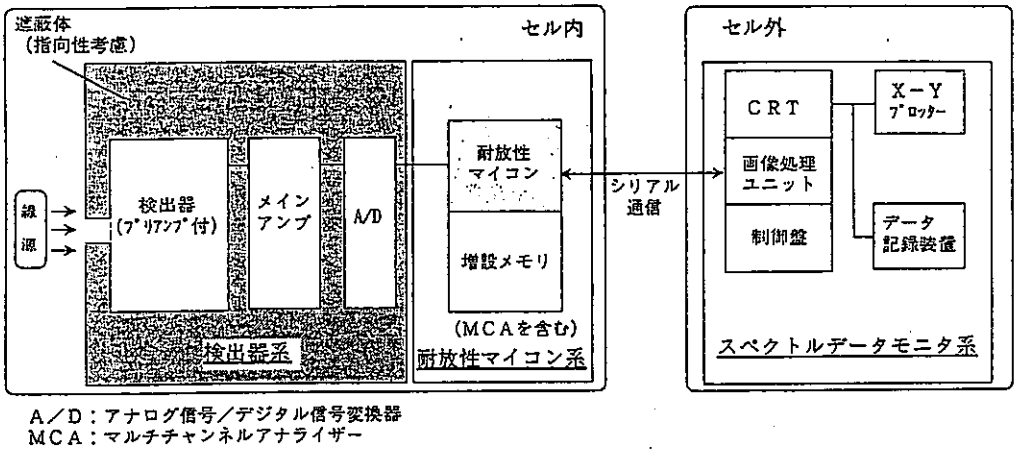


図-1　　耐放射線性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置の構成図

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)和田孝雄、石橋祐三、他：「マイコンピュータ及びそのアクセス速度」（特願平9-313253）

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果，ＩＣレベルでの電子部品に係る長寿命化技術としての耐放射線性部品の研究は，ほとんどが宇宙用（10^5 ～ 10^6 Rレベルを目標）として実施されており，当該開発対象である再処理施設等核燃料施設用は見当たらなかった。

【参考文献】

(1) 松田 純夫：宇宙開発事業団「宇宙開発と耐放射線性材料」
（放射線と産業 No.６６ １９９５）

(2) 森田 洋右：日本原子力研究所「宇宙半導体素子の耐放射線性研究」
（放射線と産業 No.５２ １９９１）

【海外の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果，ＩＣレベルでの電子部品に係る長寿命化技術としての耐放射線性部品の研究で10^6 Rを満足するものが開発されてきている。また，近年海外での関連研究のほとんどが宇宙用として実施されており，当該開発で対象とする耐放射線性に係る研究は見当たらない。

【参考文献】

(1) Ashok k. Sharma ：ＮＡＳＡ「EVALUATION OF HIGH PERFORMANCE CONVERS UNDER LOW-DOSE RATE TOTAL IONIZING DOSE (TID) TESTING FOR NASA PROGRAMS」
(IEEE Transaction on Nuclear Science ,1998)

(2) 久保山　智司：高信頼性部品⑭「半導体デバイスの低線量率照射試験技術と宇宙機器への適用」
（放射線と産業 No.６８　１９９５）

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	11	7	0		
要員　　（人／年）	1.0	0.5	0		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。（成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	
2.成果が有効に反映されるか。（成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる	■ 安全性の向上に反映できる	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	
	□ その他	（上段は複数回答可）		
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	
4.研究開発資源は適切か（1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄				

様式－1－7

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－4－5
研究課題名 (Title)	再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究 Research on the Computer-aided Radiation Monitoring and Control System at Reprocessing PLant	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nucler Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部 放射線管理第二課	Reprocessing Radiation Control Section
	[氏名]	宮部 賢次郎	Kenjiro MIYABE
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	エキスパートシステム	放射線監視	放射線作業管理		
	expert system	radiation monitoring	radiological work management		

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

再処理施設の放射線監視・管理に伴い、施設の工程運転状況に応じた的確な対応を図るため、蓄積された経験を反映した放射線管理支援システムの開発等を行い、放射線監視・管理の高度化による施設の安全性の向上に資する。

【研究内容（概要）】

イ．放射線監視支援システムの開発

再処理施設において放射線状況を連続測定している定置式モニタによるオンラインデータから安全側に推論し、異常発生傾向にある測定データに対して、原因の摘出や処置を迅速かつ容易に行うとともに、トラブル発生時には、その発生に伴い要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、迅速かつ的確な放射線管理上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。

ロ．放射線作業管理対応支援システムの開発

再処理施設の放射線作業に係る放射線管理において、作業の実施に要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、必要な場合にはシミュレーション等を行うことによって、放射線防護上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
再処理施設

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．放射線監視支援システムの開発
定置式モニタ及び排気モニタの放射線監視を支援するシステムを構築するため、前年度に整理・分類した推論機構を基にプロトシステムを製作した。評価については、模擬の値を用いて実施したが、ある程度熟練を要する判断について、良好な判断がなされることが確認できた。

ロ．放射線作業管理対応支援システムの開発
放射線作業計画時における「線量当量の推定」を支援するため、プロトシステムを製作し、線量当量推定機能、過去の実績データに検索機能等について評価し、その結果をとりまとめた。

【成果の達成レベル】
上記進捗状況に示したとおり、計画どおりの成果が得られている。よって、平成１１年度は、オンラインデータ及び実績データを用いて、試作システムを検証し、平成１２年度に、システムを製作し、評価する。

【成果の活用方法及び利用実績】
開発したエキスパートシステムを東海 再処理工場の放射線管理の実務に運用し、評価・解析する。
また、最終的には商業ベースの再処理施設の放射線管理に反映する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
平成11年度　システム製作
平成12年度　システム評価

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

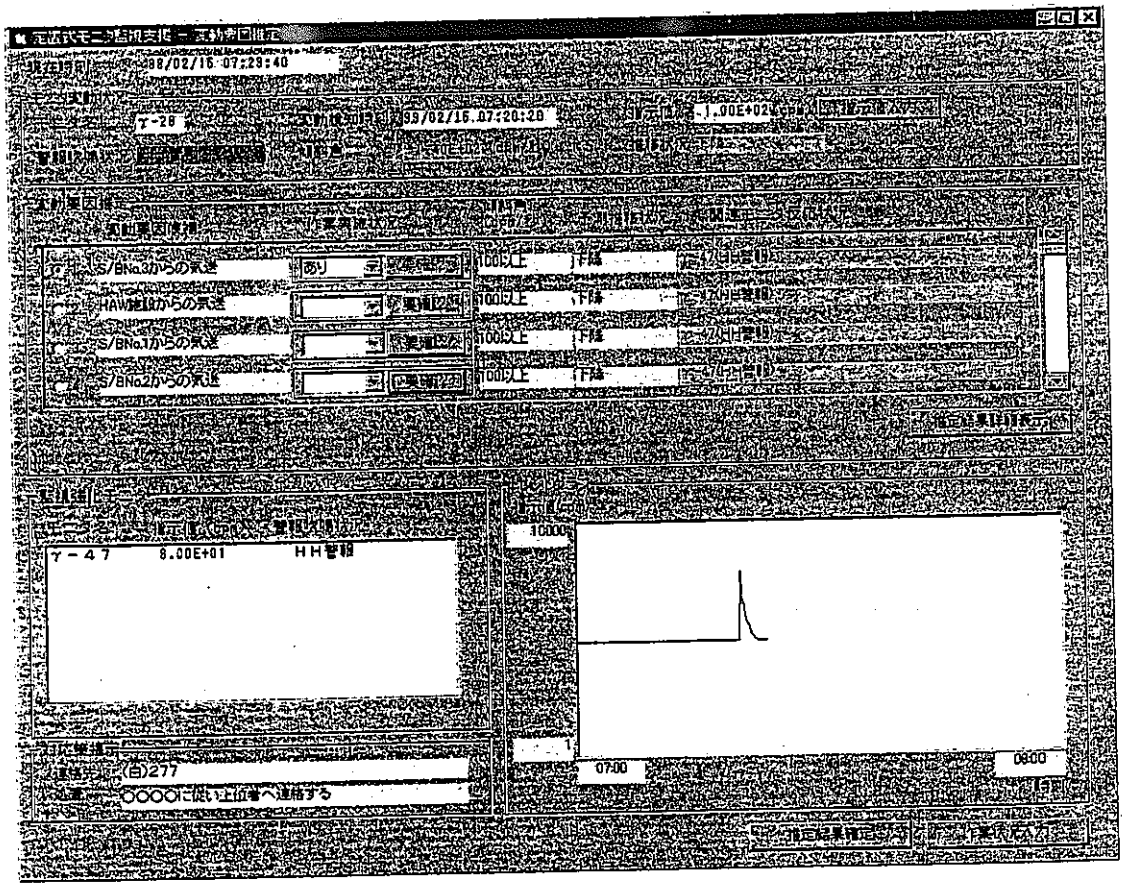
イ．放射線監視支援システムの開発

放射線監視支援システムの開発については、定置式モニタによる作業環境の監視と排気モニタによる放射性気体廃棄物の放出監視の２項目を対象としてその検討を実施した。

定置式モニタについては、前年度に整理・分類した推論機構を基にプロトシステムを作成し、推論方式の妥当性について確認した。具体的には、過去におけるモニタ指示値の変動履歴及び作業実施状況等をデータベース化し、その変動時の放管員の処置・対応を組み合わせ、熟練放管員と同様な判断が得られるか評価した。その結果、①モニタ指示値変動識別機能、②変動要因関連情報収集機能、③指示値変動要因推定機能、④対応策定機能から構成される推論機構が指示値の変動パターンを見極め、人間が介在しなくとも３分程度でその結果を提示できることを確認した。さらに、人間が介在した場合では、約半分の時間で推論させることが可能であることも確認できた。

プロトシステムの画面構成及び推論結果のイメージを図-１に示す。

排気モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムについては、現在の業務における問題点及びシステムの概念設計を実施した。その結果、定置式モニタ同様の推論方式にて対応できることを確認できた。



図－１　定置式モニタ監視システム概念図

【研究成果】

ロ．放射線作業管理対応支援システムの開発

(1) 詳細設計プロトシステムによる試行)
以下の機能について、プロトシステムを製作し、試行した。

① 線量当量推定機能
作業計画書のフォーマットをベースとした画面構成とした。また、推定は、現在の計画時に使用している式を基本とし、各種係数を場合によって選択できるようにした。本機能には、作業場所の線量当量率を遮へい等によって低減させるためのシミュレーション機能についても構築した。

② 過去実績データ検索機能
作業計画書の項目をキーとして、様々に過去の実績を検索できるようにした。検索結果の表示は、線量当量計画と実績を対比させ、推定に対する実績を評価できるようにした。この時、同種・同類作業については、線量当量計画と実績を数回分まとめて表示できるようにし、推定精度の向上に反映させる。
また、作業時におけるトピックス事項（線量当量に関する情報）も検索できるようにした。

③ 実績情報管理機能
入力したデータを変更・削除したり、新しいデータを追加できるようにした。また、各種機能で本データを使用できるようにした。

④ 評価
本試行の結果、以下のことが得られた。本結果をもとに、次年度は、システムを改良し、実データを用い、試行する。
(a) 各種機能の必要性は、確認できた。
(b) 各種係数値の選択が、個人の判断でしかできない。
(c) キーボード操作が多く、画面構成が複雑なため、入力手順がわかりにくい。
(d) データの入出力方法の簡略化の検討が必要。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

・石田ら　再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究（平成8年度報告）89項
1998年発行　PNC TN8410 98-061

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

支援システム、エキスパートシステムとしての手法的な技術は、1990年頃から特に新しいものは開発されていない（根本的な技術は変わらない）。その反面、計算機の性能（処理速度等）については、著しい進歩がみられる。

現在の支援システムの多くは、原子炉施設等における運転支援、故障診断（監視→異常検知→原因判定→対応指示）、マニュアルの電子化であり、再処理施設に係る支援システムについては、開発実績がほとんどない。

平成１０年度は、特に、原研　高温工学試験研究所　放射線管理計算機システムについて、調査した。その結果、定置式モニタ監視支援と同様、開発途中であるが、類似しているシステムが開発されていることが、わかった。

【参考文献】

・第33回保健物理学会 研究発表会 要旨集 (1998)
・日本原子力学会誌　Vol.40 No.3/No.9（1998）

【海外の研究の現状と動向】

なし

【参考文献】

なし

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	1.5	1.8	3.4		
要員　　（人／年）	1.7	2.0	3.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．プロトシステムを作成し、模擬データを用いて確認した結果、ある程度熟練放管員と同等の判断を得ることができた。 ロ．「線量当量の推定」に対する助言・指導について、プロトシステムを製作し、線量当量推定機能、過去実績データ検索機能等について評価した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	東海再処理工場の放射線管理の実務に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．前年度に検討した推論機能をもとに、プロトシステムを作成し、評価することができた。 ロ．作業計画受付時における「線量当量の推定」に対する助言・指導について詳細設計した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	次年度以降の認可額が、計画より大幅に少なくなっている。予算面で今後の開発計画を変更する可能性がある。
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

様式－1－7

調査票： 平成8年度～平成10年度　　施設ー[3－5－1]－1

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－5－1
研究課題名 (Title)	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究 Study on High-Waste-Loading Process of High-Level-Liquid Wastes (HLLW)	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	環境保全・研究開発センター　環境保全部 技術開発グループ	Waste Technology Development Group Waste Management Division
	[氏名]	須藤　収	Osamu SUTOU
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatus Tokai Ibaraki, Japan 319-1194

キーワード (Key word)	高レベル廃棄物	ガラス固化	減溶	分離	電解法
	high-level liquid waste	vitrification	volume reduction	separation	electrolysis

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	吸着. 溶離時におけるTRU 核種および発熱元素の選択吸着に関する研究 (東北大学素材工学研究所)

【研究目的】

高減容処理プロセスにおける元素挙動や反応の解明、並びに固化体特性の評価を行い、高レベル廃棄物量の低減と、管理負担の軽減化に資する。

【研究内容（概要）】

基礎試験により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応等を解明するとともに、最適な分離・固化条件を求めるための試験を実施する。

プロセス試験により、元素分離、分離物の固化、高減容固化の要素技術を統合化し、プロセス特性を調べる。

固化体特性評価により、分離物固化体、高減容固化を対象に各種固化材料を試験し特性を評価する。またプロセス試験で作製した固化体の特性を評価する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
東海事業所工学試験棟

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

・電解法による白金族元素分離試験
白金族の分離について、模擬高レベル廃液から電解法によりPdとRuとを分離するための電流密度, 電位, 電解温度, 電極面積, 電極材料, 攪拌空気量などの基本条件を取得した。その結果、Pdは98.9% Ruは98.2% の分離率が得られた。（平成８年度分の成果）
また、電解法による白金族の回収率について、廃液側の減少量からの分離率の評価ではなく、回収した量を評価することにより、実質的な回収率を求めるとともに、回収物に含まれる不純物を評価した。その結果Pdは99%、Ruは94% 回収され、またPdに含まれた不純物(Te,Se,Ru,Mo) が測定された。（平成9年度の成果）
平成10年度において、これまで行ってきた研究成果をまとめ、高減容プロセスの成立性、沈殿物の分離及び性状把握、発熱元素分離、白金族元素分離、ガラス固化体を含め分離物の固化体組成の特性について報告書の作成を行った。

【成果の達成レベル】

①高レベル廃液に含まれる沈殿物の組成について調査を行うとともに、廃液から分離するため沈殿物の粒度分布とろ過比抵抗を求める試験を行い、所期の成果を得た。
②高レベル廃液に含まれる沈殿物の分離による、放射能の移行量について所期の成果を得た。
③高レベル廃液中の発熱元素の分離を検討し、脱硝法により共存元素を沈殿させた廃液中より、ゼオライト吸着剤を用いてストロンチウムとセシウムが分離できる見通しが得られた。
④ガラス固化体の廃棄物含有率について調査を行い、モリブデンを除き廃棄物含有率を多くしたガラス固化体の化学的耐久性について知見を得た。
⑤電解法による高レベル廃液中の白金族元素分離について検討を行い、模擬廃液を用いた基礎試験で分離性能に影響する因子についての知見を得た。
⑥ガラス固化体の減容化プロセスの経済性について検討を行い、経済的に成立する見通しが得られた。

【成果の活用方法及び利用実績】

高レベル廃液のガラス固化において、水に溶け易く固化体中の相分離物となるモリブデン(Mo)や崩壊熱の増大による貯蔵温度の上昇が問題となる発熱元素のストロンチウム、セシウム等が廃棄物含有率を制限している。そのため、これらの元素を分離し、分離された元素を安定な固化体とするとともに,残渣を廃棄物含有量の多い高減容の固化体として全体で処分すべき高レベル廃棄物の低減及び管理負担の軽減化に資する。

また、軽水炉で燃焼させた燃料1t当たりに約4kg程度の白金族元素が核分裂物質として生成する。生成した白金族元素は量が増加するとガラス固化体の化学的耐久性を悪くするとともに、固化体を作る際、溶融メタル中に堆積し運転に悪影響を及ぼすようになる。従ってガラス固化体の性能を維持するとともに、製造時の負担をなくすため、廃液中の白金族元素を取り除くことにも必要な技術として活用できる。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

本研究は、平成10年度をもって終了した。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

模擬高レベル廃液からMoを沈殿物として分離した後、発熱元素(Sr,Cs) を蟻酸により脱硝して他の成分から液中に分離を行う基礎試験を平成8 年度以前に実施し下記に示すような分離性能を得た。

・高レベル廃液からの沈殿物分離試験

模擬廃液および高レベル廃液に含まれるMoを含む沈殿物を分離し沈殿物の粒度分布を求め、模擬廃液の加熱温度を変化させることで沈殿物生成過程を調べ沈殿物の性状を知るとともに、ろ過分離によりMoを80% 分離できた。

・脱硝法による高レベル廃液からの発熱元素分離試験

高レベル廃液に蟻酸を添加し脱硝することで、廃液中に含まれる発熱元素のSr、Csの90%をろ液中に、また他成分を沈殿物として分離することができた。

・分離固化体特性評価試験

上記の分離試験で得られた分離率に基づいて高減容プロセスから発生する分離固化体の組成設計を行い設計した組成の模擬固化体の物性値を測定した結果、標準的なガラス固化体の特性と同様であることが確認できた。

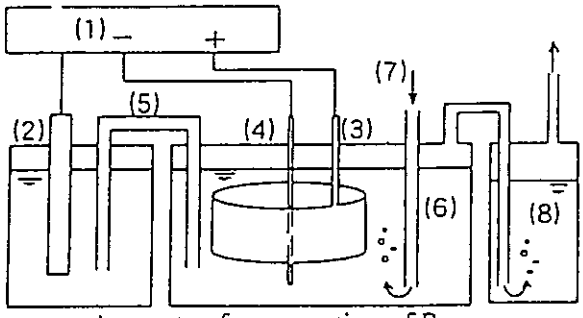
これらの成果をもとに、高レベル廃液からの電解法による白金族元素分離において、RuとPdを資源として回収できる可能性を検討する為、模擬高レベル廃液を使ってRuとPdを分離して詳細な回収率及び収支の測定を行なった。またPdに関しては回収純度を評価するため回収側に含まれる元素を分析し、同伴して回収される元素の知見を得た。

前年度の基礎試験結果から分離性能に影響する電流密度, 電位, 攪拌空気量、電解温度について最適な設定条件を設定し図1 及び図2 に示す装置を用いて電解を行なった。試験はPdを分離した後、同じ試験液のRuを分離し回収率を求めた。Ruに関しては分離後の揮発したRuを回収した吸収液（回収側) と模擬廃液及び試験容器の内壁と陰極の元素分析を行ない、同じくPdに関しては分離後の電極に回収された析出物 (回収側)と模擬廃液の元素分析を行なった。

その結果Ruは94.1% 吸収液に回収され、内壁と電極に3.5%残留しRuの収支は97.6% であった。模擬廃液中のPdは電極の析出物に99% 回収され主にTe,Se,Ru,Mo が同伴しており、回収物中のPd純度は91% であった (図 3 参照)。試験後の模擬廃液の元素変化率を図 4 ～ 6 に示す。この結果からRu及びPdはそれぞれ吸収液と電極で回収することは十分可能であるが、Ruは分離の際、ガス(RuO_4)の形態になるため吸着性が高く吸収液までのロスが多い、またPdは資源として利用するには数段の精製が必要と考えられる。

高レベル廃棄物高減容処理に関する安全研究として今年度までの研究成果により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応及び分離固化条件、分離物固化体、高減容固化体の特性に関する基礎的なデータを収集することが出来た。

【研究成果】



Apparatus for separation of Ru

Fig.1 Schematic diagram of apparatus for separation of Pd and Ru
(1) Potentio/galvanostat, (2) Reference electrode
(3) Cathode: working electrode on separation of Pd, counter electrode on separation of Ru.
(4) Anode: counter electrode on separation of Ru, working electrode on separation of Pd.
(5) Salt bridge, (6) Simulated non-radioactive HLLW, (7) Agitation air, (8) HCl-ethanol: solution for absorbing volatilized Ru.

図１　基礎試験装置の概要図

表１　影響因子と最適設定条件

影響因子		設定条件
Pd分離	電解電位	0V(vsSSE)
	電流密度	−
	電解温度	30℃
	共存元素	模擬廃液
Ru分離	バブリング	1.0L/min
	共存元素	<10mg/L-Pd
	電流密度	12.4mA/cm2
	電解電位	-
	電解温度	50℃

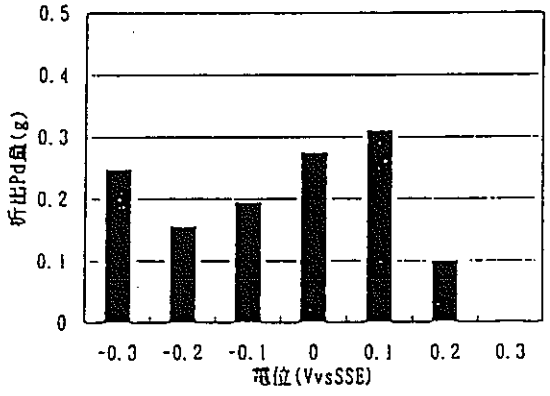


図２　電解電位とPd量変化

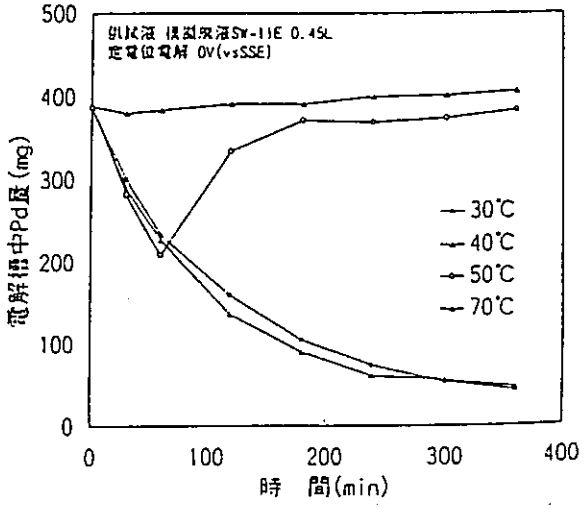


図３　電解温度に対するPd量変化

【研究成果】

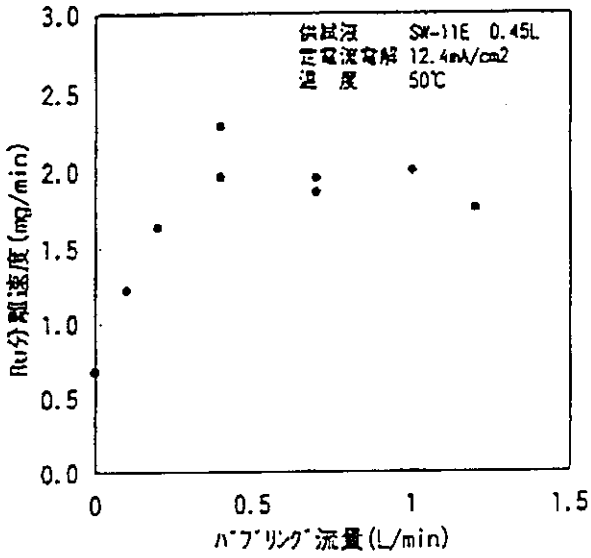


図4 バブリング 流量に対するRu分解速度

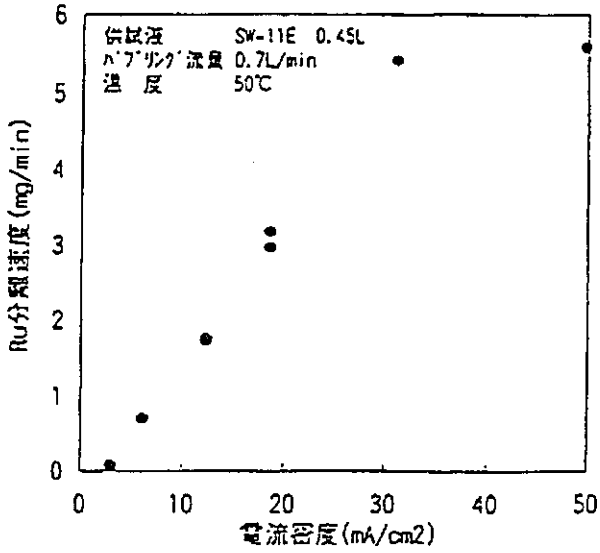


図5 電流密度に対するRu分離速度

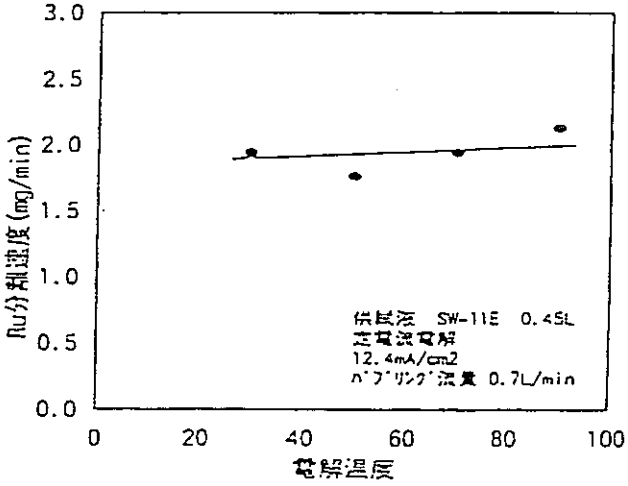


図6 電解温度に対するRu分離速度

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)須藤収 他, 「電解法による白金族元素分離（Ⅲ）」, JNC TN8410 99-010
(2)須藤収 他, 「高レベル廃棄物の高減容処理プロセスの構築」,JNC TN8410 99-009

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

近年の報告では発熱元素の分離技術として、これまで吸着体としてゼオライトを用いた分離検討が行われていたが、現在ではフェロシアン化物のCsに対する高い選択性を利用して、フェロシアン化物をシリカゲルに担持した吸着剤の検討が行われている(1)(2)。また3,4 級ベンズイミダゾール官能基を持つアニオン交換樹脂を用いて、Sr,Nb を含む硝酸溶液中の白金族元素の分離報告がされている(3) 。白金族分離に関しては数年前まで水銀電極によるRh,Ru,Pdの回収、不溶解残渣からの鉛による有用金属の抽出法など報告がなされていたが、白金族の有効利用の観点にたった研究開発は、コスト面での成立性が未だに立証されていないこともあり以前より減少している。

【参考文献】

(1)谷原紘一（九工研) 他，セシウム分離用レドックス型複合イオン交換体，日本原子力学会「1998春の年会」
(2)木村仁宣（東北大) 他，不溶性フェロシアン化物担持シリカゲルの調整およびCsのイオン交換特性，日本原子力学会「1998春の年会」
(3)Wei Yuezho（産創研) 他，イオン交換法による模擬廃液からの白金族元素の分離回収，日本原子力学会「1998春の年会」

【海外の研究の現状と動向】

減容に係わる分離技術のうち、発熱元素の分離技術に関しては現在も活発に技術検討が行われている。新しいイオン交換体として、米国のハンフォードサイトなどの強アルカリ性廃液に対し、チタン酸塩の吸着剤がSr,Cに対し高い吸着性が確認された(1)(2)とともに、大規模な製造が可能なことを確認した。同じくチタン酸アンチモンを主体とする無機イオン錯体で、軍事施設から発生する低放射性廃液やスラッジの高酸条件中のSr^{2+}分離を報告している(3)。抽出法ではアイダホ化学処理プラントの酸性核廃棄物から、ジシクロヘキサノ-18-クラウン-6 ($DCH_{18}C_6$)を含む有機溶媒を用いたSrの抽出回収プロセスが報告されている(4)(5)。

酸濃度の調整に用いる脱硝技術として、硝酸とシュウ酸を同時に用いる事により従来より水素の発生量を軽減できる報告があった(6)。白金族元素の分離に関しての報告は見られなかった。

【参考文献】

(1)DOSCH R G,Crystalline Silicotitanates-New Ion Exchenger for Selective Removal of Cesium and Strontium From Radwastes,US DOE Rep,SAND-96-1929, p18,(1996)
(2)DEFILIPPI I,Scale-up and testing of a novel ion exchenger for storontium, Sep Sci Technol, Vol.32,No.1/4, pp93-113, (1997)
(3)NENOFF T M,Highly Selectve Inoganic Crystalline Ion Exchange Material for Sr2+ in Acidic Solutions, Environ Sci Technol,Vol.30,No.12,pp3630-3633,(1996)
(4)LAW J D,Development and Testing of a SREX Fiowsheet for the Partitioning of Strontiumu and Lead from Simulated ICPP Sodium-Bearing Waste,US DOE Rep,INEL-96-0437,p29,(1996)
(5)DRAYE M A,Recovery Process of Strontium from Acidic Nuclear Waste Streams,Sep Sci Technol, Vol.32,No.10,pp1725-1737,(1997)
(6)HSU C-L W,Combined use of formic acids to reduce hydorogen emissions during the treatment ofh igh-level radioactive waste,Nucl Technol,Vol.116,No.3,pp360-365,(1996)

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	30	17	5		
要員　　（人／年）	7	3	2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	高減容プロセス技術として用いることが出来る、Mo 分離技術、発熱元素分離、白金族元素分離ガラス組成開発について、これまで行ってきた基礎研究の成果をまとめた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	廃棄物の減容化の観点からの研究であり、燃料サイクル全体における高レベル廃棄物処理の安全性に寄与できるものと考えられる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	試験計画を見直し、本業務の取りまとめとして報告書の作成を行った。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

高減容化技術は基盤技術であるため、関連情報は今後とも収集分析する必要がある。

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－6－1
研究課題名 (Title)	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究 Study on solidification of waste containing iodine	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	環境保全・研究開発センター 処分研究部 処分材料研究ｸﾞﾙｰﾌﾟ	Materials Research Group Waste Isolation Research Division
	[氏名]	河村 和廣	Kazuhiro Kawamura
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	処分	ヨウ素－129	固化	減容	廃棄体
	disposal	iodine-129	solidification	volume reduction	waste form

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	—
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

ヨウ素－129が処分時の性能評価上重要な放射性核種となるため、廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を確立し、放射性廃棄物処理・処分の安全性向上に資する。

【研究内容（概要）】

再処理施設から発生する廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を調査・検討し、模擬廃棄物を用いた廃棄体化試験を行い処理条件の最適化を図るとともに、得られた廃棄体の、ヨウ素放出抑制機能等に関する特性評価試験を行う。

様式－1－1

【使用主要施設】
地層処分基盤研究施設

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

（水熱固化体）
廃ヨウ素吸着剤への水熱固化法の適用性を検討している。模擬廃ヨウ素吸着剤に対して、固化体作製条件を選定し、作製した固化体の圧縮強度等の物性測定や作製時に排出される添加水（絞り出し水）へのヨウ素の移行を評価した。

（銅ﾏﾄﾘｯｸｽ固化体）
廃ヨウ素吸着剤に対して、還元性環境で耐食性に優れた銅をマトリックス材とした固化体について検討している。模擬廃ヨウ素吸着剤を銅粉末と混合し、ホットプレス法により得られた固化体を使用し、ヨウ素の閉じ込め状態を評価した。

【成果の達成レベル】
廃ヨウ素吸着剤への水熱固化法及び銅マトリックス固化法の適用についての見通しを得た。

【成果の活用方法及び利用実績】

ヨウ素含有廃棄物に対して、廃棄体とする技術の開発、廃棄体特性に関するデータの取得を行い、処分時における安全性評価のための定量データとして活用する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

（銅マトリックス固化体）

模擬廃ヨウ素吸着剤をホットプレス法により銅マトリックス中に固化した試料を窒素雰囲気下で試験溶液に浸漬し、分極抵抗法、交流インピーダンス法及び浸出液中の定量分析から銅の腐食速度を評価する。

（鉛，ビスマス系化合物）

ヨウ素の処分時の化学形態として$BiPbO_2I$を考え、還元性環境下で浸出試験を行い、ヨウ素の浸出量等を評価する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

（水熱固化体）

固化条件と一軸圧縮強度及び見かけ密度(AgXの例)を表１に示す。表１の結果より固化体の作製条件を、AgXは温度350℃、圧力100MPa、添加水量20gとし、同様にAgSは温度350℃、圧力50MPa、添加水量20gとした。なお、ここの時の減容係数は、AgX固化体は2.59でありAgSは1.69であった。固化体の圧縮強度及び真密度を表２に示す。EPMA観察の分析エリアは、AgX、AgSともに粒子間の結合位置をほぼ中心とした300μm×300μmとした。AgX固化体は、銀、ヨウ素ともに粒子間の境界部周辺に分布が認められた。AgS固化体の反射電子像は、全体的にコントラストがないイメージであり、元素分布測定結果では境界部周辺に比較的きれいな帯状のヨウ素分布が認められた(図1,2)。AgX固化体中のAg全量(13.48g)に対する絞り出し水中のAg量は0.15%であり、ヨウ素についても検出限界(3μg/cm$_3$)以下であった。AgS固化体中のAg全量(4.6g)に対する絞り出し水中のAg量は4.35%であり、ヨウ素については、I^- は検出限界以下であったが、IO^{3-} が約14μg/cm^3 程度検出され、ヨウ素全量に対する絞り出し水中のヨウ素量としては、I^- 、IO^{3-} トータルで0.02%であった。以上から、廃ヨウ素吸着剤へ水熱固化法を適用した場合の固化処理条件、減容効果等が明らかとなった。

表１ 固化条件選定

ＡｇＸ固化条件選定（ＡｇＸ４０ｇ）

試料No.	シリンダ加圧力	蒸留水添加量	(3h 保持)水熱温度	１軸圧縮強度 MPa	見かけ密度 g/cm³	備考	判定
Ｘ１	50MPa	12.0 g	250 ℃	42.49	2.87	水中で崩れ	
Ｘ２	50MPa	12.0 g	300 ℃	52.21	2.93	少し崩れ	
Ｘ３	50MPa	12.0 g	330 ℃	45.27	3.03	絞水にAg出	
Ｘ４	50MPa	12.0 g	350 ℃	65.82	3.11		○
Ｘ５	50MPa	4.0 g	350 ℃	36.38	3.11		
Ｘ６	50MPa	12.0 g	350 ℃	67.22	3.24	Ｘ４と同条件	
Ｘ７	50MPa	20.0 g	350 ℃	76.11	3.25	添加水余る	○
Ｘ８	25MPa	20.0 g	350 ℃	33.05	2.96	水中で崩れ	
Ｘ９	50MPa	20.0 g	350 ℃	69.16	3.16	Ｘ７と同条件	
Ｘ１０	75MPa	20.0 g	350 ℃	80.55	3.28		
Ｘ１１	100MPa	20.0 g	350 ℃	73.61	3.31		○

表２ 圧縮強度・真密度測定結果

	切出し箇所	圧縮強度(MPa) 中心部	圧縮強度(MPa) 円周部	真密度(g/cm³) 中心部	真密度(g/cm³) 円周部
ＡｇＸ	上	３１	４０	3.486	3.562
	中	１８	５０	3.339	3.493
	下	４６	３５	3.606	3.592
ＡｇＳ	上	５９	６９	2.026	2.084
	中	５１	５３	2.045	2.091
	下	３７	３９	2.029	2.052

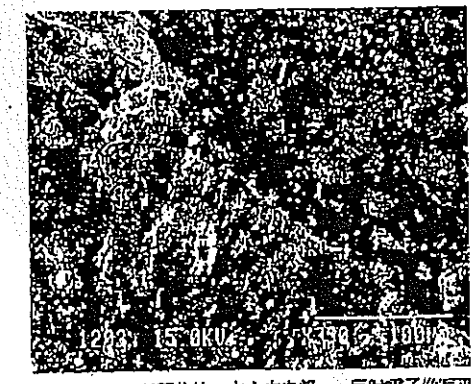


図１ＡｇＸ固化体 中心中央部 反射電子像写真

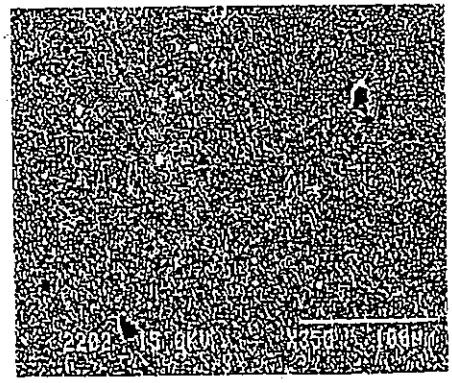
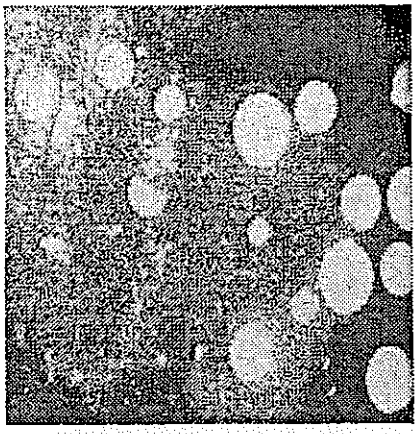


図２ＡｇＳ固化体 中心中央部 反射電子像写真

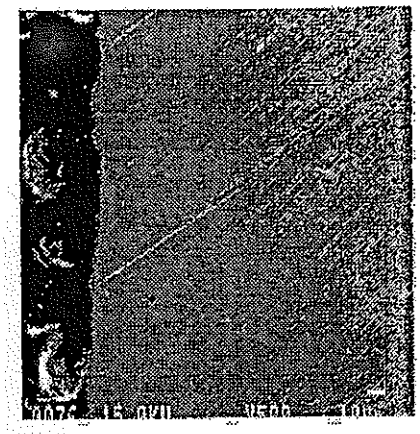
【研究成果】

（銅マトリックス固化体）
写真１にヨウ素吸着剤としてAgSを30vol％添加した固化体断面の光学顕微鏡写真を示す。ヨウ素吸着剤は固化前の形状を維持した状態で銅マトリックス中に分散され、緻密な固化体が形成された。また、ヨウ素吸着剤ー銅界面の二次電子像を写真２に、ヨウ素の面分析を写真３に示す。ヨウ素は吸着剤部分に保持されていると考えられる。
（評価）ホットプレス処理時の銅マトリックス部へのヨウ素移行はなく、銅マトリックス部分の気孔率を評価すると数vol％以下であり、ヨウ素は物理的に銅マトリックス中に閉じ込められている。従って、銅の耐食性によるヨウ素の放出抑制機能が期待できる。



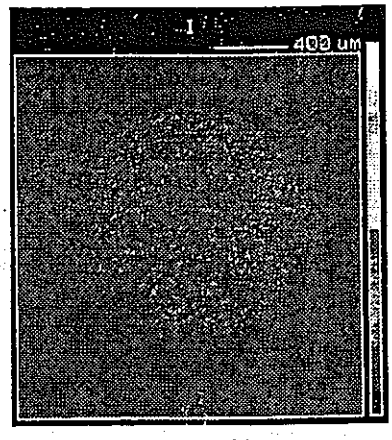
— 1mm

写真１ 固化体断面の
光学顕微鏡写真



— 10μm

写真２ 固化体断面の
ヨウ素吸着剤-銅界面の二次電子像



——— 400μm

写真３ 固化体断面の
XMA像（I Lα）

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 福本雅弘，須黒寿康，大部宣明，ヨウ素吸着剤水熱固化体の特性評価試験，日本原子力学会1998年秋の大会,L11，p758(1998)
(2) 福本雅弘，河村和廣，廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化体中におけるヨウ素の閉じ込め状態の評価，日本原子力学会1999年春の年会，N14，p762(1999)

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

三菱マテリアル株式会社　上田真三氏らにより、ソーダライト廃棄体によるヨウ素の固定化が研究されている。

【参考文献】

上田真三，加藤博康　他，ソーダライト廃棄体によるヨウ素の固定化(2)ーソーダライトの溶解度評価ー，日本原子力学会1999年春の年会，N13，p761(1999)

【海外の研究の現状と動向】

ＣＥＡのF.Audubert，J.Carpena,J.L.Lacout　他，により、ヨウ化アパタイトによるヨウ素の固定化が研究されている。

【参考文献】

F.Audubert,J.Carpena,J.L.Lacout,F.Tetard,Elaboration of an iodine-bearing apatite Iodine diftusion into a $Pb_3(VO_4)_2$ matrix,Sdid State lonics 95,p113-119(1997)

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	34	19	22		
要員　　（人／年）	2.5	2.5	1.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

様式－１－７

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－6－2
研究課題名 (Title)	各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術に関する研究 Study on treatment of low level liquid waste for effective radioactivity removal and high volume reduction	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	再処理センター 技術部技術開発課	Technology Co-ordination Division,Tokai Reprocessing Center
	[氏名]	槇　彰	Akira MAKI
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	低レベル廃液	除染	減溶	共沈	ろ過
	low level liquid waste	removal	volume reduction	coprecipitation	filtration

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

各種低レベル放射性廃液中から放射性核種を高度に除去し、廃棄物発生量の大幅な低減と環境放出量の低減の両立が図れる技術の確立を図る。

【研究内容（概要）】

再処理施設から発生する各種低レベル放射性廃液中に含まれる放射性核種を選択的に分離・除去し、大幅な減容を図り、処分時の環境への負担を低減する技術開発として、既に一定の確立を見た共沈・限外濾過、イオン交換を組み合わせた除去法のさらなる高度化（高減容、高除染）を目指し、各種要素技術開発（吸着技術、膜分離技術等）を原理実証的な基礎的な部分から始め、従来の技術と融合させて高度化を図る。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
B棟　工学試験棟

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

平成9年度までに実施した結果から、①廃液に含まれる亜硝酸によるルテニウムの核種除去性能の低下をヒドラジン等を添加することにより、防止することが可能であることがわかった。また、②ルテニウム錯体の化学形を液体高速クロマトグラフィーを用いる方法で同定することが可能となった。

そこで、①については硝酸イットリウム、硝酸ジルコニウム等を用いてルテニウムの除去性能が最大となる操作条件を得るためのコールド基礎試験を実施した。②については亜鉛電着活性炭の基本的な吸着性能を得るためのコールド基礎試験を実施した。

【成果の達成レベル】

計画通り進捗している。

【成果の活用方法及び利用実績】
再処理施設の将来の実処理施設への技術導入。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
①硝酸イットリウム、硝酸ジルコニウム等を用いて、ルテニウムの除去性能が最大となる操作条件を得るためのコールド基礎試験を継続するとともに、核種除去性能を実廃液レベルの濃度で確認するためのＲＩ試験を実施する。
②亜鉛電着活性炭の基本的な吸着性能を得るためのコールド基礎試験を継続するとともに、核種除去性能を実廃液レベルで確認するためのRI試験を実施する。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

平成８年度までに実施した試験結果から、低レベル放射性廃液中で複雑な錯化合物を形成するルテニウムの除去は①ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム等を用いた共沈法、②活性炭に亜鉛を電着させた亜鉛電着活性炭を用いた吸着除去法が有効であることがわかった。

①については、平成９年度までに共沈に対する妨害物質である亜硝酸イオン、炭酸イオンの除去についての検討を行い、硝酸ヒドロキシルアミン（ＨＡＮ)を用いることにより、ジルコニウム、イットリウム及びガドリニウムによるルテニウムの除去性能が向上することを確認した。また、平成１０年度はルテニウムの除去性能が最大となる操作条件を得るための検討を行い、除去性能が最大となるpH、共沈剤添加量（濃度）を求めた。②については、平成９年度にルテニウム錯体の分析方法の検討を行い、低レベル放射性廃液中に含まれる３種の代表的なルテニウム錯体の分析が可能となった。また、平成１０年度は亜鉛電着活性炭の基礎的な吸着性能を得るための基礎試験を実施し、亜鉛電着活性炭を充てんしたカラムへの通液速度、吸着等温線等のデータを取得した。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 小林 師、飯島和毅他「再処理低放射性廃液からの核種除去に関る研究」動燃技報83-88 96 1996
(2) 大内 仁 他「放射性廃棄物の処理技術開発」動燃技報№100 1997
(3) 小林 師 他「低放射性廃液中の放射性核種の挙動検討（Ⅱ）」日本原子力学会春の年会 1996
(4) 小林 師 他「低放射性廃液中の放射性核種の挙動検討（Ⅲ）」日本原子力学会秋の大会 1997

【発表予定】

日本原子力学会(欧文)誌投稿

【民間の研究の現状と動向】

共沈剤と限外ろ過膜を用いた不純物除去技術は、多くの廃棄物処理（リサイクル）施設や上水処理施設で活用されている。原子力分野では共沈剤と限外ろ過膜を用いた方法により、高除染を追求した技術開発は実施されていないが、原子力発電所等の排水処理で高い除染性能は求めていないものの、限外ろ過膜を用いた実績（ふげん等）がある。

【参考文献】

塚本裕一 他「新型転換炉ふげん発電所における放射性廃棄物処理技術」動燃技報 No77

【海外の研究の現状と動向】

海外では英国のＢＮＦＬにおける限外ろ過プラント（EARP）がLWTF液処理系プロセスと相似している。ＥＡＲＰは限外ろ過プラントとして1994年にホット運転を開始しており、現在まで順調に運転が続けられている。処理能力はLWTFの凡そ100倍に相当し、対象廃液は異なるものの、基本的にはＬＷＴＦの液処理系プロセスと同じ操作、設備を有している。原子力施設からの放出廃液の放射性物質の種類及び量に対する考え方が、我が国と英国と違うこともあり、ＥＡＲＰではルテニウムの除染性能は高くない。しかし、変動する廃液組成に対し、フレキシブルに対応すべき廃液プラントとして手本をするところが多い。

【参考文献】

"FLUID HANDLING" BNFL 1991 (BNFL製作の液処理系プロセスのパンフレット)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	35	35	52		
要員　　（人／年）	2	2	2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	水酸化物共沈法及び亜鉛電着活性炭による吸着除去法によりルテニウムの除去性能向上に関する基礎的なデータを取得することができた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	再処理施設の将来の実処理施設（LWTF 等）の高度化技術として反映できる可能性がある。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	当初の計画通り進捗した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	特に問題はなかった。
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－7－1
研究課題名 (Title)	ＴＲＵ廃棄物の非破壊測定技術に関する研究 Development of Non-destructive Measuring Techniques for TRU Waste	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	環境保全・研究開発センター 環境保全部 技術開発グループ	Waste Tecnology Development Group Waste Management Division
	[氏名]	須藤 収	Osamu SUTOU
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	TRU廃棄物	非破壊測定	パッシブγ測定	アクティブ中性子測定	
	tru waste	non-destructive	passive γ assay	actibe neutron assay	

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

ＴＲＵ廃棄物の合理的かつ効率的な核種測定技術の開発を行い、ＴＲＵ廃棄物の区分管理に向けた判断基準の策定に資する。

【研究内容（概要）】

イ．中性子線測定法

標準試料による測定試験を実施し、検出感度，測定精度への影響を補正する手法の確立を図る。 さらに、廃棄物中の中性子挙動を把握するため、計算コードを用いた解析を実施する。

ロ．γ線測定法

標準試料及び実廃棄物等を用いた測定試験を実施し、精度の向上を図る。

様式－１－１

【使用主要施設】
プルトニウム廃棄物処理開発施設（ＰＷＴＦ）
イ．パッシブ・アクティブ中性子測定装置（PAN装置）　　ロ．パッシブγ線測定装置

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ.中性子線測定法
平成7年度までに実施した研究結果を受け、平成8年度にはパッシブ・アクティブ中性子測定装置の一応の区分目安値（1GBq/ton）への適用性について、一部の廃棄物を除き適用可能との結果を得た。また、平成9年度には、中性子挙動解析を三次元モンテカルロコードで行い、中性子減速能（水素含有率）の大きい物質を除き、ほぼ測定値の再現性が得られることを確認した。
前年度実施した中性子の挙動解析から、中性子減速能（水素含有率）の大きい物質に関して、実測値と計算値に大きな相違が見受けられた。このため、今年度はこの相違を極力削減し、実測値を精度良く再現できる様、計算手法の検討を実施し、ほぼ再現できる結果を得た。

ロ.γ線測定法
γ測定法については、継続して測定データを蓄積した。また、平成9年度には核種分析コードの廃棄物への適用性について評価し、密度0.5g/cm^3 までの廃棄物であれば、分析精度へ影響を与えないことを確認した。
今年度は、引き続きプルトニウム廃棄物の測定試験を実施し、蓄積したデータから、密度の低い廃棄物については、区分目安値（α濃度：1GBq/ton）オーダーの測定は可能であることを確認した。

【成果の達成レベル】

イ.中性子線測定法
・標準試料による測定試験を実施し、中性子を使用した測定の精度に大きな影響を与える原因としては、廃棄物中に含まれる軽元素（特に水素）による減速効果と、中性子吸収元素による吸収効果によることが判明した。
・上記原因による測定値の補正方法を考案し、測定精度の向上について所記の成果が得られた。
・検出感度の向上について、測定環境の改善（発生中性子数の増強、バックグランド中性子の低減）が必要である知見を得た。
・計算コードによる測定の再現計算において、減速効果を有するマトリクスに関し、ほぼ再現可能であることを確認し、計算コードによる解析の見通しを得た。

ロ.γ線測定法
・実廃棄物及び模擬廃棄物による測定によりデータの蓄積を行い、所記の成果が得られた。

【成果の活用方法及び利用実績】
プルトニウム廃棄物処理開発施設へ反映すると共に、ＴＲＵ廃棄物の処理・処分方策並びに、その安全基準の策定に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】
イ．中性子線測定法
中性子挙動計算による、吸収能の大きい物質に対する実測定値の再現性手法の検討及び確認。

ロ．γ線測定法
TRU実廃棄物の測定を実施し、データの取得を行う。

なお、γ線測定法による測定技術の適用範囲をほぼ確認できたため、平成10年度をもち、γ線測定法について、安全研究としては終了とする。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

イ．中性子線測定法

廃棄物内の中性子挙動の把握に用いる計算コードとして，3次元モンテカルロ計算コードの適用性を，中性子線測定の再現計算を種々廃棄物について行い実測値と比較することにより評価した。

その結果，廃棄物の水素含有量が大きい場合，計算値と実測値の相違が大きくなり、この廃棄物の中性子挙動の把握に適用するには，計算モデルや核データ等の詳細な検討が必要となることが分かった。

このため、今年度は計算モデル、核データ及び計算方法の詳細検討を実施た。

この結果、図1に示すパッシブ計算について、その手法を定常解析ではなく時間依存解析で行えば、解析に用いたマトリクスほぼすべてに対して、より実測値の再現性が良く得られることを確認した。

これらの計算結果を表1に示す。

これからも分かるように、減速能（水素含有率）の大きいマトリクスほど、再現性の向上が確認でき、最も減速能の大きいポリエチレン（密度0.55g/cm^3）については、計算値に2倍の変化が見受けられ、C/E値（実測値と計算値の比）では、実測値をほぼ再現していることが分かる。

ロ．γ線測定法

今年度は、引き続きプルトニウム廃棄物の測定試験を実施し、蓄積したデータから、密度の低い廃棄物（0.1g/cm^3 以下）については、区分目安値（α濃度：1GBq/ton）オーダーの測定は可能であることを確認した。

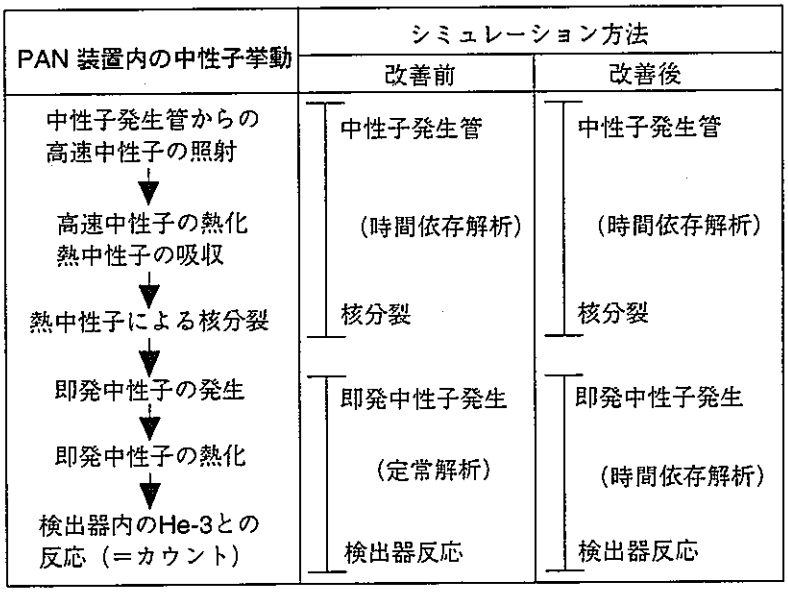


図1　解析手法改良点

表1　改善前後のC/E値一覧表

マトリクス (g/cm3)	水素原子密度 (atom/cm3)	改善前C/E値	改善後C/E値
空気 (0.0012)	0	1.14	1.14
スチールウール (0.214)	0	1.26	1.11
スチールウール (0.428)	0	1.32	1.24
紙 (0.045)	1.640e-21	1.16	1.19
紙 (0.130)	4.815e-21	0.90	1.12
ポリエチレン (0.135)	8.953e-21	0.67	1.05
ポリエチレン (0.554)	4.780e-22	0.44	1.00

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) 黒木他
「アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発」　動燃技報 No.103
(2) "Development of Non-Destructive Assay Technique for TRU Nuclide in Waste by Active Neutron Method" Kazuya Usui. 19th ANNUAL SYMPOSIUM on Safeguards and Nuclear Material Management [1997.5]

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

日本国内の技術開発の現状としては、主にアメリカ及びイギリスで開発された技術の後追い及び応用技術の開発が主体となっている。

非破壊測定に使用される装置としては、パッシブγ法，アクティブγ法，パッシブ中性子法及び アクティブ中性子法があるが、これら装置の開発は日本国内メーカでは、三菱重工，東芝，石川島播磨重工等が、原子力研究機関と合同で開発している。

現在、パッシブγ法，パッシブ中性子法及びアクティブ中性子法を使用した測定装置は技術的にほぼ確立しているが、浅地層処分の目安値である１．１ＧＢｑ／ｔレベルの測定を行うためには、測定廃棄物の種類及び形態を考慮する必要がある。測定感度の向上を考慮し、原子力研究所ではアクティブ中性子法で使用する中性子発生数を増加させる改造を実施している。

これらの情報を得るために、γ線を利用したコンピュータトモグラフィ（ＣＴ）を利用した測定技術の開発が進められている。これら得られた情報は、測定の補正等のため、シミュレーション計算に利用されている。

【参考文献】

・鈴置他「アクティブ中性子法を用いた廃棄物中の超ウラン核種の分析システム」
International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management (1991)
・前田他「ＴＲＵ廃棄物測定装置」石川島播磨技報 Vol.34, Mo.1 (1994)
・春山他「ＴＲＵ廃棄物の非破壊測定に関する研究」日本原子力研究所JAERI-Conf 96-13 (1996)

【海外の研究の現状と動向】

海外における研究開発としては、均質・均一廃棄物についてはほぼ良好な結果を得ているが、不均質・不均一な廃棄物については、測定精度を向上させるためにその詳細情報が必要となっており、その測定法としてのγ線及びX線を用いたＣＴ法の開発に主眼が置かれている傾向にある。

また、中性子を使用した測定において、水素含有率が高い廃棄物については精度の著しい低下が見受けられるため、照射中性子のエネルギー低減化等の改良が研究されている。

【参考文献】

・G.P.Roberson et al,"Nondestructive Assay of TRU Waste Using Gamma-Ray Active and Passive Computed Tomography",US DOE Rep.CONF-951091 73-84(1995)
・H.E.Martz et al,"Application of Gamma-Ray Active and Passive Computed Tomography to Non- destructively Assay TRU Waste"
・G.P.Roberson et al,"Characterization of Mixed Waste Sorting and Inspection Using Non-IntrusiveMethods",US DOE Rep.UCRL-ID-119298 (1994)
・R.T.Bernardi,"Multimodality Characterization of Nuclear Waste Drums Using Emerging Techniques for Nondestructive Examination and Assay",US DOE Rep.CONF-930873 (1993)
・P.M.Rinard et al,"Techniques for improving shuffler assay results for 55-gallon waste drums" Annual Meeting Processing and Institution of Nuclear Material Management.Vol23 (1994)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	14	12	10		
要員　　（人／年）	7	5	2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ.中性子線測定法 測定不可能な廃棄物形態の計算による評価を行い、水素含有率が少ない物質に関して、実測値の±30％以内で評価可能。 ロ.γ線測定法 低密度廃棄物に関して、区分管理値オーダーの測定は可能。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	□ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	TRU 廃棄物管上の区分管理に係わる合理的な区分基準値策定の判断に資する。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ.中性子線測定法 廃棄物中の中性子挙動の把握に用いる計算コードの適用性評価を実施。 ロ.γ線測定法 低密度廃棄物に関して、区分管理値オーダーの測定は可能。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

本研究に関して、TRU 廃棄物に対する技術開発という意味ではほぼ収束している。
現在の世情を考えると、今後は処分体を対象とした非破壊測定技術の開発が急務であると思う。

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－8－2
研究課題名 (Title)	ヨウ素除去技術高度化開発 Development of Advanced Iodine Removal Process	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	再処理センター 施設管理部 施設保全第一課	Facility Maintenance Section Tokai Reprocessing Center
	[氏名]	伊　波　慎　一	Shinichi Inami
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu Tokai-mura Naka-gun Ibaraki - ken Japan

キーワード (Key word)	核燃料再処理	ヨウ素	吸着材		
	reprocessing	iodine	adsorbent		

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	ヨウ素除去技術高度化開発研究（Ⅲ）　((財)産業創造研究所)

【研究目的】
再処理施設のオフガス処理系へのＮＯｘ回収システムの組み込み等により、ヨウ素除去の効率化を図る。

【研究内容（概要）】
イ．銀添疎水性吸着材を実オフガスで性能確認を行うとともに基礎開発の課題である耐久性向上を図る。
ロ．ヨウ素除去システムにおいて、ゼオライトを用いたＮＯｘ回収システムを組み合わせたヨウ素除去の複合システムについて開発を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
再処理工場 ： 処理能力 0.7t/日，処理対象燃料 燃焼度（平均）28000MWD/t，冷却日数 180日以上

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】
イ．銀添疎水性吸着材の開発については、これまでの開発成果のまとめを実施した。

ロ．ヨウ素除去システムの開発については、これまでに実施した吸着材比較試験結果のまとめを実施した。

【成果の達成レベル】
銀添疎水性吸着材及びヨウ素除去システムの開発については、これまでの試験結果のまとめを実施し、NOx除去の効果についての見通しを得た。

【成果の活用方法及び利用実績】

再処理工場のヨウ素除去装置のフィルタろ材の選定及び運転条件へ反映
再処理施設等からの放射性ヨウ素放出量の低減化に反映

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．銀添疎水性吸着材の開発については、吸着材の耐NOx性試験において雰囲気温度 120℃以上で担体のニトロ化による急激な発熱反応を示したことから、本吸着材を用いた実機試験については中止する。

ロ．ヨウ素除去システムの開発については、再処理工場の運転が再開次第、NOx除去装置を使用して実オフガスによるヨウ素吸着材比較試験を実施し、吸着材に対するNOxの影響を検討する。
また、現在再処理工場で保管されている使用済ヨウ素フィルタの健全性確認について検討を実施する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

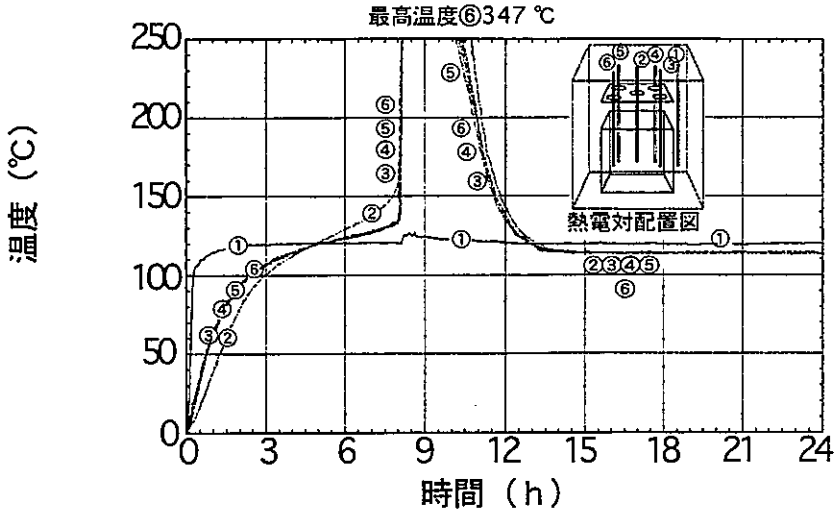
イ．銀添疎水性吸着材（ＡｇＰ）は、オフガス中の湿度による劣化が少なく、また、加熱により減容化が可能であるという点で他の吸着材より有利である。しかし、蓄熱試験の結果、ＮＯｘに晒す前処理を行ったＡｇＰは、雰囲気温度１００℃では安定だが、１２０℃に保持すると担体のニトロ化による急激な発熱反応を示し、耐ＮＯｘ性に問題があることが明らかとなった。（図－１参照）

ロ．本研究では、これまで、東海再処理工場に最適なヨウ素吸着材の選定及び最適運転条件の調査のために、実オフガスを用いた各種ヨウ素吸着材比較試験実施してきた。今回、オフガス中のＮＯｘの影響について調査した結果をまとめた。

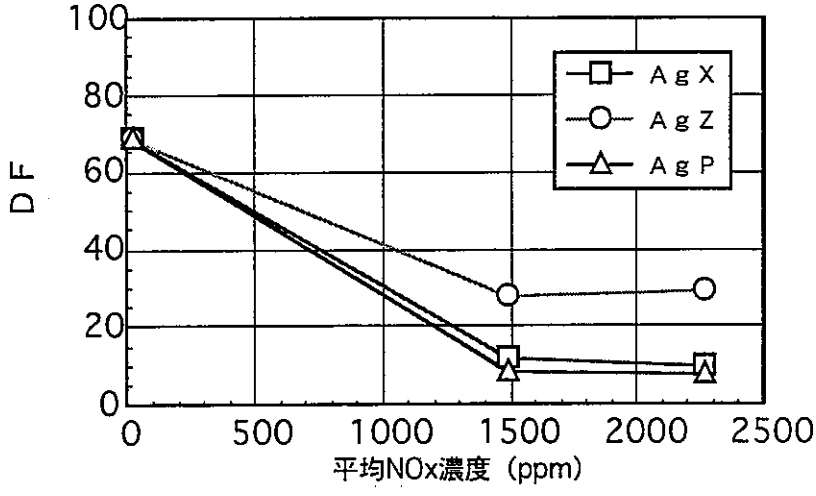
(1) 図２に示すとおり、オフガス中のＮＯｘ濃度の増加とともに、各吸着材のＤＦは低下したが、ＮＯｘ濃度が1500ｐｐｍ以上ではＤＦに変化がみられなかったことから、ＮＯｘの有無がＤＦに影響を与えているものと考えられる。

(2) ＮＯｘ雰囲気中での各吸着材のＤＦは、ＡｇＺが最も良好であった。これは、担体であるゼオライトの構造に起因するものと考えられる。

(3) 銀添疎水性吸着材ＡｇＰはＡｇＸと同様にＤＦ低下が見られた。これは、ＮＯ成分により硝酸銀が金属銀に還元されたためと考えられる。



図－１　前処理済ＡｇＰの蓄熱試験（雰囲気温度１２０℃）



図－２　吸着材のＤＦのＮＯｘ濃度依存性

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

1　サイクル機構　山口、川崎、伊波“東海再処理工場におけるヨウ素除去技術の開発ー吸着材比較試験ー”
日本原子力学会1999年春の年会

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

ヨウ素吸着材の一種である硝酸銀添着シリカゲル（ＡｇＳ）について、ヨウ素吸着性能の評価が行わている。

【参考文献】

・「Removal of Iodine from Simulated Reprocessing off-gas Streams by Silver Adsorbent.」 S.Mukohara(Japan Nuclear Fuel Ltd.), Y.Kondo and T.Fukasawa(Hitachi Ltd.) RECOD94 1994

【海外の研究の現状と動向】

再処理施設で使用した、使用済み硝酸銀添着シリカゲルから、I-129を分離し、安定なXe-130に変換する研究が行われている。

【参考文献】

・「Separation of Iodine from AC6120 Adsorber Material for Transmulation.」G.Modolo and R.Odoj(Institute for Safety Research and Reactor Technology,Germany)　GLOBAL95 1995

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	30	0	4		
要員　　（人／年）	2	1	1		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	各種ヨウ素吸着材の吸着特性に対するＮＯｘの影響についての基礎データが得られた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	各種吸着材の特性評価等の知見により、再処理施設等から環境へ放出される放射ヨウ素の放出低減に反映できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	各種ヨウ素吸着材のＮＯｘ環境下での比較試験結果のまとめを実施した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	本年度は再処理工場の運転スケジュールの都合により実オフガスを用いた比較試験は実施しなかったため、予算、要員共に不足はなかった。

5.自由評価欄

再処理施設からの放射性ヨウ素の放出低減を目的として、実用化されている各種ヨウ素吸着材を用いた比較試験を実施し、オフガス中のＮＯｘの有無がＤＦに与える影響についての基礎特性が得られた。

また、実オフガスを用いた比較試験は再処理工場の運転スケジュールの都合により、次年度以降に延期した。

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		管理番号 3－8－3
研究課題名 (Title)	クリプトン回収・固定化技術に関する研究 Study on Krypton recovery and immobilization technology	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	処理部 化学処理第一課	Reprocessing Operation Division,Tokai Reprocessing Center
	[氏名]	渡辺 義之	Yoshiyuki Watanabe
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	放射性クリプトン	オフガス処理	液化蒸留	イオン注入	固定化
	radioactive krypton	off-gas treatment	cryogenic distillation	Ion-implantation	immobilization

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	Ｘｅ中の不純物吸着除去における吸着剤に関する試験及び解析（共同酸素（株））

【研究目的】

再処理施設から放出されるクリプトンの回収技術開発及び回収クリプトンの固定化技術開発を行い、再処理施設の安全性の向上に資する。

【研究内容（概要）】

イ．クリプトン回収技術開発

クリプトン回収技術開発施設の開発運転により、再処理オフガスからのクリプトン回収技術の評価を行う。

ロ．固定化技術開発

回収クリプトンを用いた固定化ホット試験によりプロセス及び固化体評価を行うとともに、固化体の長期貯蔵技術に関する調査及び試験を行う。

様式－1－1

【使用主要施設】
クリプトン回収技術開発施設

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．クリプトン回収技術開発
平成8年度には第9回の開発運転を約2ヶ月実施した。
平成９，10年は開発運転を行わなかったが、これまで実施した11回のコールド試験運転、5回のホット試験運転及び7回の開発運転結果等を平成10年度までに技術資料としてとりまとめた。
また、平成8年度～平成10年度には、高圧ガス保安法に基づく保安検査等の他、安全対策工事や本施設に係る火災・爆発に関する安全性の再評価を行うとともに、平成10年度には技術評価に向けた検討課題摘出等に着手した。

ロ．固定化技術開発
回収クリプトンを使用して固定化試験を実施するホット試験設備の設置工事を平成8年8月に終了し、ホットガスを通気させ、設備の安全性を確認した。その後、アスファルト固化処理施設の事故に伴い、ホット試験設備での試験を延期している。その間、ホット試験設備で使用するイオン注入固定化装置2基を新たに製作し、平成10年12月をもって使用前検査をすべて終了した。
コールド装置による大型容器開発では、軸方向の長さを2倍に拡張した2倍長容器の長期連続注入試験、ターゲット面積を3倍に拡大した大型容器の注入特性試験、及び大型容器の電極間距離を拡張した改良大型容器の注入特性試験を行った。
固化体処分技術研究では、Kr-85の崩壊生成物のルビジウムの影響を調べるため、Kr封入固化体中にルビジウムをイオン注入し、固化体中のルビジウムの挙動を評価した。

【成果の達成レベル】

イ．クリプトン回収技術開発
今後は施設の開発運転（年１回）を実施し、平成１２年度末を目処に固定化試験の結果も反映して、クリプトン回収・貯蔵技術開発に関する成果報告書を作成する。

ロ．固定化技術開発
改良大型容器の特性試験を実施し、クリプトンのイオン注入固定化に必要な電圧条件等の基礎的なデータを把握した。今後は大型容器での連続注入試験等を実施し、注入性能を確認する。
また、コールド試験の成果を踏まえて、イオン注入固定化技術の実証のため、ホットガスを用いたホット試験を行うとともに、平成12年度末までにホット試験結果を含めた成果の取りまとめを行う。
この他、固化体処分技術研究では、Kr注入固化体の保管、貯蔵、処分に必要なルビジウムの挙動評価やKr注入固化体の熱物性データの取得等を行う。

【成果の活用方法及び利用実績】

クリプトンを回収する技術の実証と、クリプトン固定化技術の確立を図り、安全性の向上に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．クリプトン回収技術開発

平成１１年度は、安全性総点検結果を反映し、施設の老朽化対策等の安全対策工事及び高圧ガス保安法に基づく保安検査等を実施する。引き続き、施設の運転操作訓練を行い、その後、再処理施設の運転再開に合わせて、原子炉等規制法に基づく運転中の定期検査を受検するための、定期検査運転（開発運転）を実施する。

平成１２年度は、定期検査運転（開発運転）、開発運転・保守データのまとめ、設備診断等を実施するとともに、クリプトン回収・貯蔵技術開発に関する成果報告書を作成する。

ロ．固定化技術開発

再処理施設の運転再開に合わせて、実ガスを使っての固定化試験を実施する。

コールド試験は大型容器での連続注入試験等を実施し、注入性能の確認を行い、成果をまとめる。

固化体処分技術研究では、ホット固化体等からKr固化体の長期貯蔵、処分に必要なデータを取得する。

【その他、今後の発展性等】

平成１３年度を目処に施設の利活用方策をとりまとめる。

【研究成果】

イ．クリプトン回収技術開発

開発運転は、アスファルト固化処理施設の事故の影響で延期となった。

高圧ガス保安法に基づく保安検査等の実施、安全対策としてのモニタ、プロセス計器、換気系風量調節ダンパー等の更新を実施した。

施設の安全運転及び異常時の対応要領の充実を図るため、運転要領書の見直し・改訂を実施した。

また、本施設の火災・爆発に関する安全性を再確認するため、ＨＡＺＯＰの手法を用いた評価、検討を行った。

ロ．固定化技術開発

標準型小型容器とスパッタ面積比で約3倍の改良大型容器を用いて、電圧及び注入速度を変化させた時の電圧をパラメータに注入速度及び注入効率を測定し、これらの結果から長期連続運転に必要な基本的な条件を把握した。

表1に小型容器と大型容器の仕様を示す。図1に改良大型容器の注入特性の一例、図２にKr注入範囲を示す。図１より、クリプトン注入は最大26cc(STP)/minまで可能であり、図２より、小型容器の連続運転のクリプトン注入速度の3倍である15cc(STP)/min程度での長期連続注入が行える見通しが得られた。

固化体処分技術研究では、Kr-85の崩壊生成物のルビジウムの影響を調べるため、コールドのKr封入固化体中にルビジウムをイオン注入し、EPMA元素分析等固化体中のルビジウムの挙動を評価した。

また、これらの成果をとりまとめ、外部発表を行った。

表１　イオン注入容器の仕様

項目		大型容器	小型容器
ターゲット電極	形状	160mmφ×430mmH	120mmφ×200mmH
	面積	0.216 m^2 (2.86)*	0.0754 m^2
	材質	Ni-Y	Ni-Y
サプストレイト電極	形状	220mmφ×520mmH	180mmφ×230mmH
	面積	0.359 m^2(2.76)*	0.130 m^2
	材質	SUS304	SUS304
両電極間距離		30 mm	30 mm

*( )内数値は小型容器との比率

【研究成果】

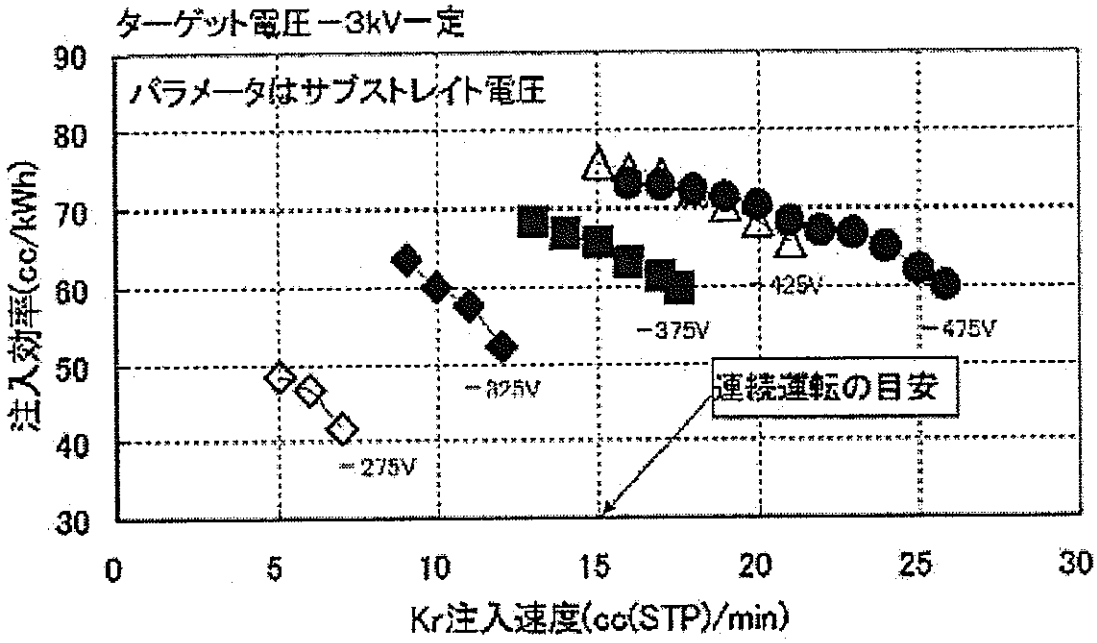


図1　大型容器の注入特性(ターゲット電圧一定)

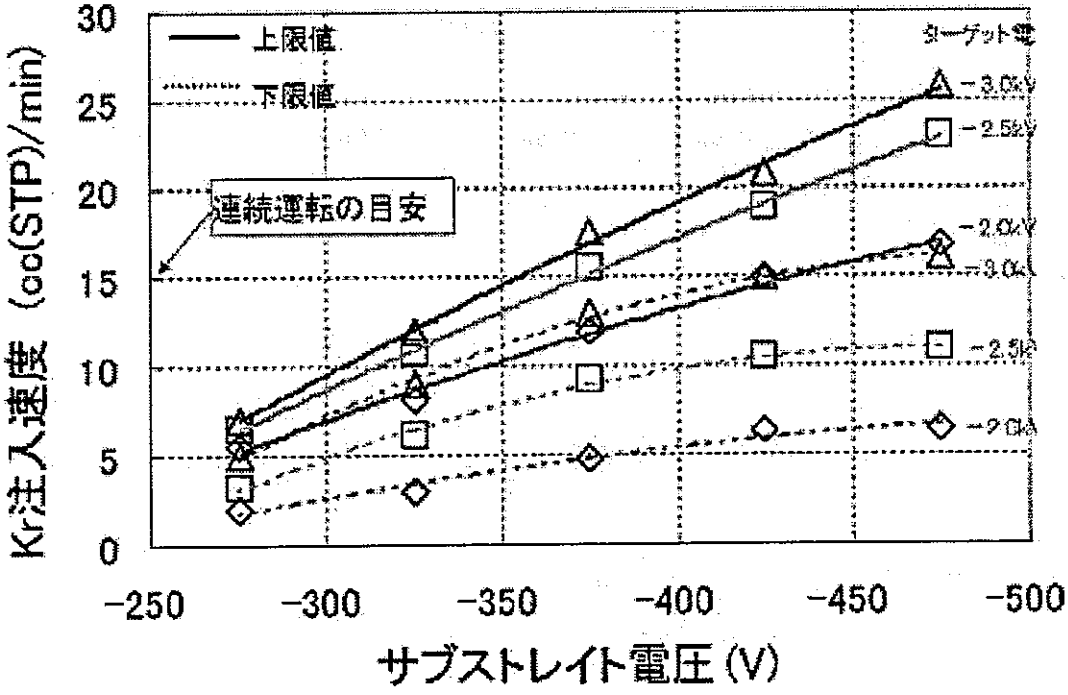


図2 Krガス注入範囲

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

① 隅田幸生，林晋一郎他
クリプトンガスのイオン注入固定化基礎試験〔XⅡ〕　ー大型容器の特性試験ー
'99 春の原子力学会（'99. 3月22～24日，広島大学）
② 森本和幸，林晋一郎他
クリプトンガスのイオン注入固定化試験〔XⅢ〕　ーKr注入合金中のRb挙動評価ー
'99 春の原子力学会（'99. 3月22～24日，広島大学）
③ 林晋一郎
クリプトンを閉じ込めるためのアモルファス合金の製法と性質
RADIOISOTOPES , VOL.48.,NO.3(1999)

【発表予定】

① 森本和幸，林晋一郎他
クリプトンガスのイオン注入固定化基礎試験〔XⅤ〕　ーKr注入合金のRb浸漬試験ー
'99 秋の原子力学会（'99. 9月10～12日，新潟工科大学）
② 末富英一，林晋一郎他 (JNCとCRC総研の共同発表)
クリプトンガスのイオン注入固定化試験〔XⅣ〕　ープラズマとクリプトンガスの結合計算ー
'99 秋の原子力学会（'99. 9月10～12日，新潟工科大学）

【民間の研究の現状と動向】

イ．クリプトン回収技術開発

サイクル機構では、液化蒸留法を開発しているが、日本原燃では吸着法を主体とした調査・基礎研究を行っているようである。

また、吸着法は酸素除去プロセスが不要であることがメリットであると考えているようである。

ロ．固定化技術開発

国内で、固定化の技術開発を行っているのはサイクル機構のみであり、(株)東芝と開発を進めている。

また、装置内の電極間に形成されるプラズマの挙動について、ＣＲＣ総研と解析を進めている。

【参考文献】

イ．クリプトン回収技術開発

特になし。

ロ．固定化技術開発

イオン注入装置のプラズマ解析 研究成果報告書 (株)ＣＲＣ総合研究所

【海外の研究の現状と動向】

イ．クリプトン回収技術開発

特になし。

ロ．固定化技術開発

イオン注入固定化法よるクリプトンの固定化技術開発は、英国(Harwell),米国(PNL)，ドイツ(KfK)において実施されていた。各国とも1980年代で研究を終了している。

【参考文献】

イ．クリプトン回収技術開発

特になし。

ロ．固定化技術開発

1 AERE-R9341　2 AERE-R9688　3 Nucl.Energy.Jun.1982.vol.21.No.3
4 PNL-SA-10536.UC-70　5 PNL-SA-13239:DE86 007724
6 Kerntechnik 54 (1989)No.4
7 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference.1985

【研究開発資源】

年　　度	８年度	９年度	１０年度	１１年度	１２年度
経費概算（百万円）	560	500	370		
要員　　（人／年）	12	12	12		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．クリプトン回収技術開発 開発運転は延期となった。 ロ．固定化技術開発 ホット試験を延期している。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	将来、再処理プラントにおいてクリプトン回収・固定化の必要性が生じた際には、本施設の液化蒸留法、イオン注入固定化法のプロセスの成果を反映することができる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．クリプトン回収技術開発 火災・爆発に関する安全性の再評価などを実施した。 ロ．固定化技術開発 スパッタ部分面積比で約３倍の改良大型容器の特性試験を実施した。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	□ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	■ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	イ．クリプトン回収技術開発 開発運転は延期となった。 ロ．固定化技術開発 ホット試験を延期している。

5.自由評価欄

耐　震

研究分野	原子力施設の耐震等の安全性に関する研究		管理番号 5－6－2
研究課題名 (Title)	原子力施設の免震構造に関する研究（核燃料施設及び高速炉機器） Study on Seismic Isolation for Nuclear Facilities (Nuclear Fuel Facilities and FBR Components)	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	建設工務管理部	Construction and Maintenance Division
	[氏名]	瓜生 満	Mitsuru Uryu
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatu,Tokai,Ibaraki,319-1194 JAPAN

キーワード (Key word)	免震	第四紀層地盤	上下地震動	機器上下免震	皿ばね
	seimic base isolation	quarternary stratum foundation	vertical earthquake ground motion	vertical seismic isolation	coned disk spring

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	免震構法開発共同研究（清水、大林、大成各建設会社）
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

一般免震建物では第四紀層地盤立地例が非常に多く、原子力施設においても立地拡大の観点からその研究要請が強いが、原子力施設では一般施設に比べて地震荷重が大きいことから、地盤の非線形性の影響、上下地震動の増幅の影響等、その立地適合性の検討が必要である。さらに、核燃料施設特有の機器・配管類に対するやや長周期床応答における安全基準の検討を進める必要もあり、これらの検討は免震設計の技術基準等の整備に資するものである。（核燃料施設）

また、コモンデッキ方式の上下免震構造と建物の水平免震を合わせた3次元免震の構造採用に関する検討を行い、安全評価手法の整備に資する。（高速炉機器）

【研究内容（概要）】

イ．第四紀層地盤における立地適合性の検討

第四紀層地盤を支持地盤とする核燃料施設免震建物を対象として、入力地震動の特性に影響を与える地盤非線形性の影響等を調査し、その立地適合性について検討する。（核燃料施設）

ロ．免震構造における上下地震動の検討

地盤条件による上下動の増幅の影響に主眼をおいて、一般免震構造物の地震観測、数値解析等を実施し第四紀層地盤に立地する核燃料施設免震構造物に対する安全評価手法の高度化について検討を行う。（核燃料施設）

ハ．機器及び配管等の耐震安全性の検討

大型ラック、大型グローブボックス等核燃料施設特有に機器・配管類について免震構造特有の床応答に対する振動解析を行い、耐震安全性評価手法の検討を行う。（核燃料施設）

ニ．機器上下免震の安全性の検討

コモンデッキ方式の上下免震構造について、振動台試験及び数値解析により技術的実現性の検討を行いその安全評価手法を整備する。（高速炉機器）

様式ー1ー1

【使用主要施設】
サイクル機構・大洗の構造物動的試験装置（高速炉）大洗分

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．第四紀層地盤の立地適合性の検討を行うため、平成８年度は、大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行い、結果を基に条件整理のため地盤構造モデルを作成した。平成９年度は、一般免震建物及び入力地震動の調査を行った。平成１０年度は、地盤のシミュレーション解析を行い、観測結果と比較検討した。（核燃料施設）

ロ．上下地震動の増幅の影響に主眼をおいて、平成８年度は、解放基盤表面（-180m)と地表面に地震観測システムを設置した。平成９年度は、設置した地震観測システムによる地震観測を行い、震度Ⅳの地震動等を取得した。また、東海及び大洗における地震観測を継続し、東海２９波、大洗２２波を取得した。平成１０年度は、大洗において地震観測を継続し３６波を取得した。また、上下動地震応答解析を行い、観測結果と比較検討した。

ハ．機器及び配管類の耐震安全性を検討するため、平成８年度は、免震建物の上部構造と下部基礎版間を通る配管（渡り配管）の解析モデルを作成した。平成９年度は、実大の渡り配管を製作し、振動台試験とシミュレーション解析評価を行った。平成１０年度は、渡り配管系を二重管とした場合の解析評価及び二重管伸縮継手の性能確認試験を行った。

ニ．コモンデッキ方式による免震構造の基本的成立性の確認に加え，本質的にロッキング応答を生じない構造形態となっていることを振動試験によって確認するとともに，上下免震に適用可能なダンパの開発を行い，その効果を確認した。さらに，免震効果の更なる向上を目的として，低振動数（１Hz）の皿ばねを検討し，その構造的成立性を確認するとともに，振動試験用の縮小免震要素の設計製作を行った。（高速炉機器）

【成果の達成レベル】

イ．地震観測及び地盤のシミュレーション解析を行い、第四紀層地盤の特性を評価する。
ロ．上下動地震応答解析を行い、地盤の上下方向の増幅傾向を確認する。
ハ．大型ラック等の機器及び配管類について、免震構造特有の床応答に対する振動解析を行い、耐震評価手法の検討を行う。
ニ．低振動数免震要素の振動試験によってその免震効果を確認し，これまでの成果と合わせて機器上下免震の安全評価手法としてとりまとめる。

【成果の活用方法及び利用実績】

核燃料施設への免震構造採用に関する安全評価の検討に資する。また、設計技術基準に反映させる。（核燃料施設）

実用化高速炉プラントへの3次元免震構造採用に関する安全評価の検討に資する。（高速炉機器）

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．第四紀層地盤において核燃料施設の立地適合性の検討を行う。（核燃料施設）
ロ．免震構造の評価手法の高度化を図るため、上下地震動の検討を行う。（核燃料施設）
ハ．免震建物内の機器及び配管等の耐震安全性の検討を行う。（核燃料施設）
ニ．平成11年度は，10年度に製作した低振動数免震要素の振動試験を行い，免震効果の確認を行う。平成12年度にはこれまでの成果を機器用上下免震の安全評価手法としてとりまとめる。（高速炉機器）

【その他、今後の発展性等】

第四紀層における立地適合性の検討や鉛直方向の検討に対する技術基盤の確立、放射性液体廃棄物を内臓する配管の大変形に対する設計法の確立等を進めることにより、核燃料施設建物に対する広範囲な波及効果が得られるものと考える。（核燃料施設）

大型高速炉プラントへの適合性を向上させることで実用化に目処をつける。また，本技術は上下地震動の低減が必要な大型機器を有する一般産業プラントにも適用可能である。（高速炉機器）

【研究成果】

イ．第四紀層地盤における立地適合性の検討

核燃料施設免震建物設計において、地震応等解析を行う場合、建物のモデル化と上下方向地震波の入力レベル及び地盤物性値が問題となる。このため、平成８年度は大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行い、地盤構造モデルを作成した。その一部を表１及び図１に示す。平成９年度は、入力地震動の調査を行った。

また、平成１０年度には第四紀層地盤に建設された大洗情報センター（図２、図３参照）で観測された地震波を基に、ＰＳ検層結果から求めた地盤モデルを用いたシミュレーション解析を行った。図４にシミュレーション解析結果を示す。解析結果は観測波形をよく表現しており、当該地盤でのＰＳ検層による地盤モデルの有効性が確認できた。（核燃料施設）

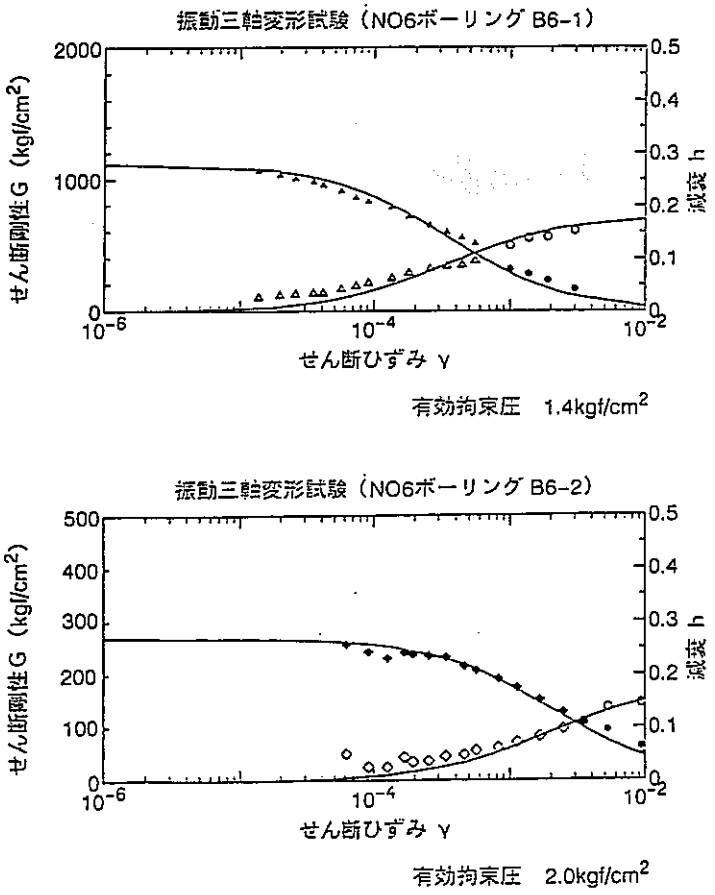


図１ G-γ曲線

表１ 地盤構造

地層区分		密度 (Gl-m)	ρ (g/c m³)	Vp (m/sec)	Vs (m/sec)
	ローム層	-3.4	1.50	1510	120
第四紀	見和層	-29.5	1.55 ~1.70	1440 ~1700	310 ~610
第四紀	石崎層	-95.7	1.60 ~1.90	1560 ~1710	350 ~440
第三紀	久米層相当層	-159.5	2.00 ~2.20	1720 ~1850	500 ~600
第三紀	多賀層相当層		2.15	2010	810

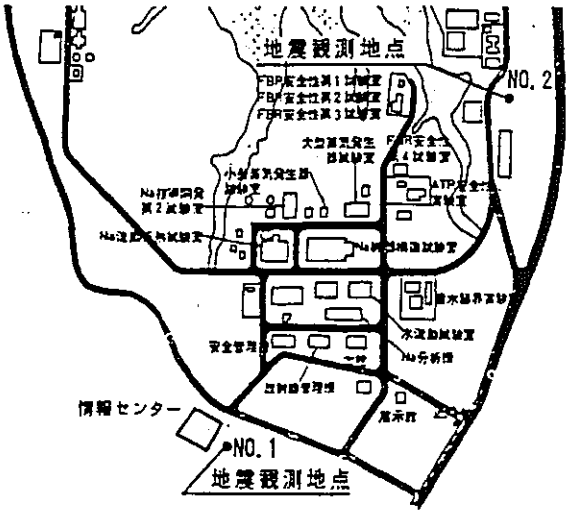


図２ 大洗工学センター地震観測位置図

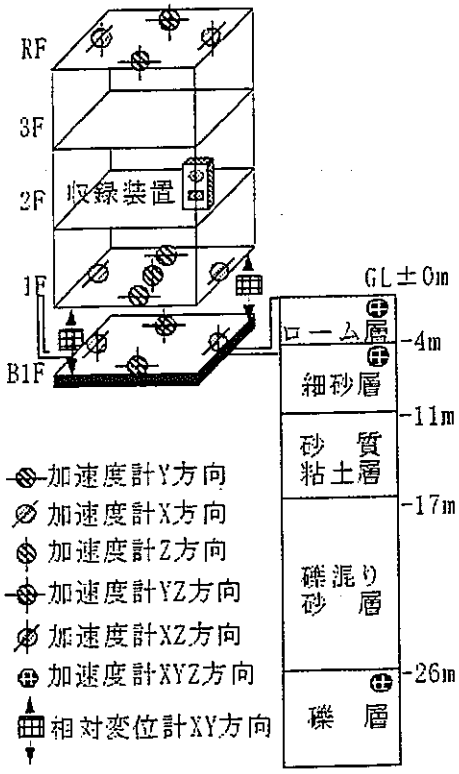


図３ 大洗工学センター地震観測体制

【研究成果】

ロ．免震構造における上下地震動の検討

免震建物の設計において、上下動地震応等解析を行うには、建物ー地盤の相互作用を考慮した上下方向減衰定数を設定しなければならない。まず、平成８年度に地震観測システムを整備し、平成９年度は挙動の特性を把握するために、東海事業所の免震モデルと大洗工学センターの第四紀層地盤に建設された情報センター建物の地震観測から得られた加速度を元に、中小地震による挙動の傾向を取りまとめた。図５～図８は情報センター建物の上下方向最大加速度（以下、加速度）に関する観測結果である。また、平成１０年度は、情報センターのシミュレーション解析および地震応答解析を行った。解析モデルを図９に示す。ここで、図１０に示すような基礎版上の加速度応答スペクトルから、等価な減衰定数hは20％程度と推定される。よって、建物系の固有周期を0.09秒、上下方向減衰定数h＝20％を用いて過去7年間に観測された震度、の地震（8波）の地震応答解析を行った。その時のR階における時刻歴波形の例を図１１に示す。波形は観測結果をよく反映しており、この等価な減衰定数を用いる方法は、設計上実用可能であることが判る。（核燃料施設）

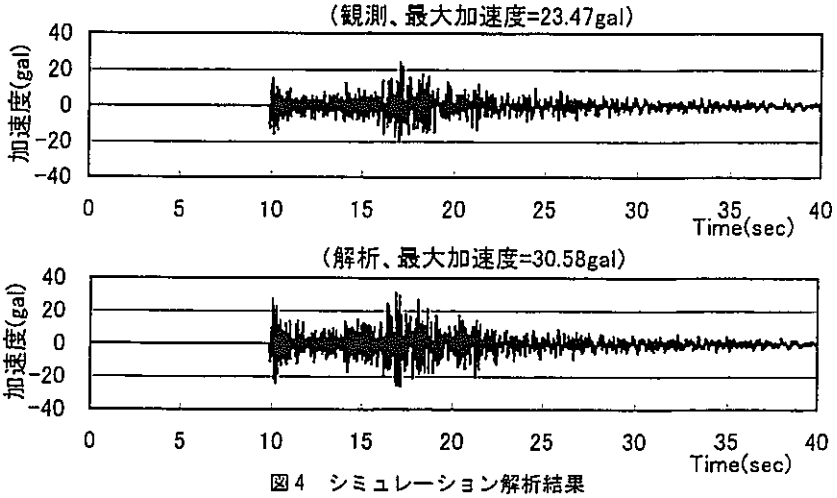


図４　シミュレーション解析結果

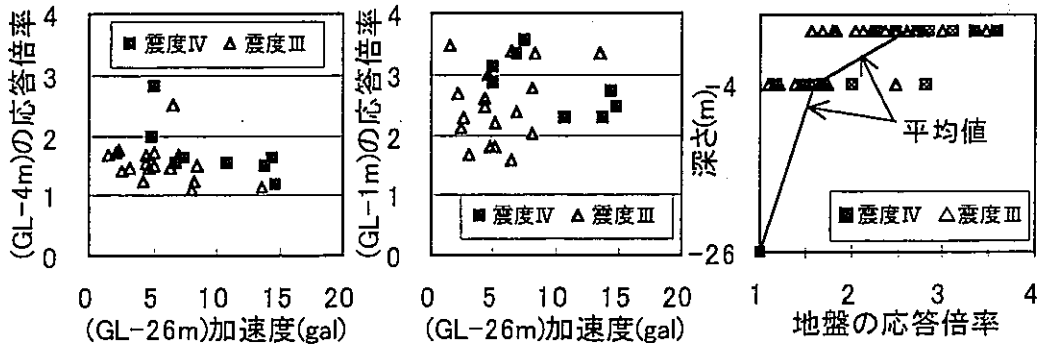


図５ 地盤(GL-26m)に対する上部地盤の応答倍率

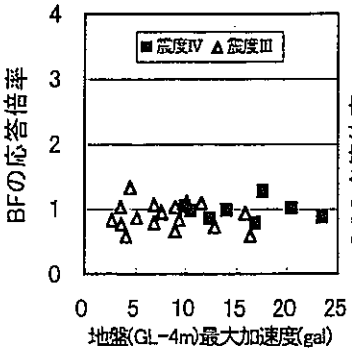


図６　地盤(GL-4m)に対する基礎版(GL-4m)の応答倍率

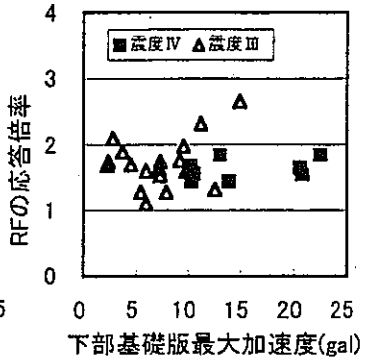


図７　基礎版に対する応R階の応答倍率

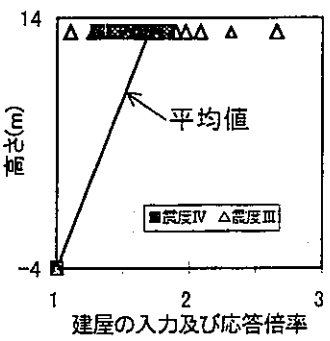


図８ 最大加速度の応答倍率（建物）

【研究成果】

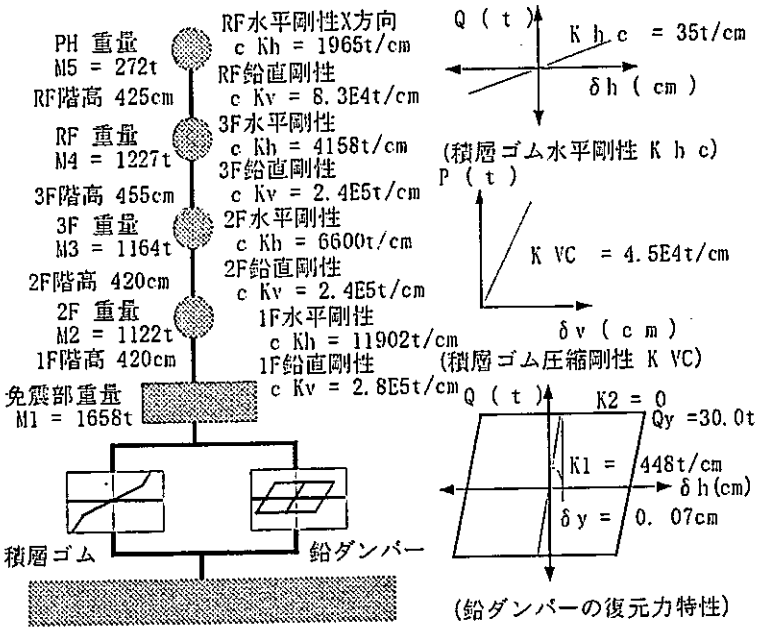


図 9　免震モデル

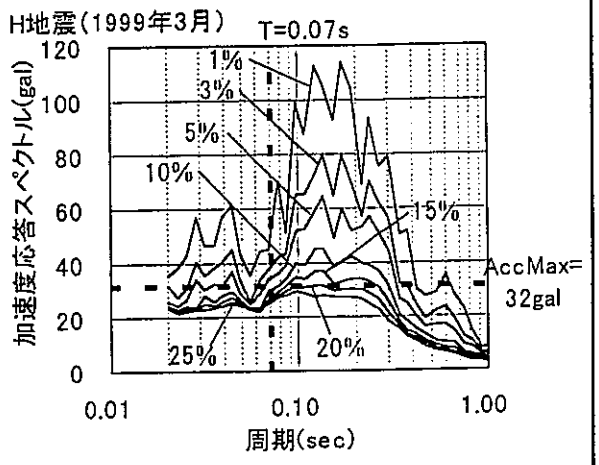


図 10　基礎版上の応答スペクトル

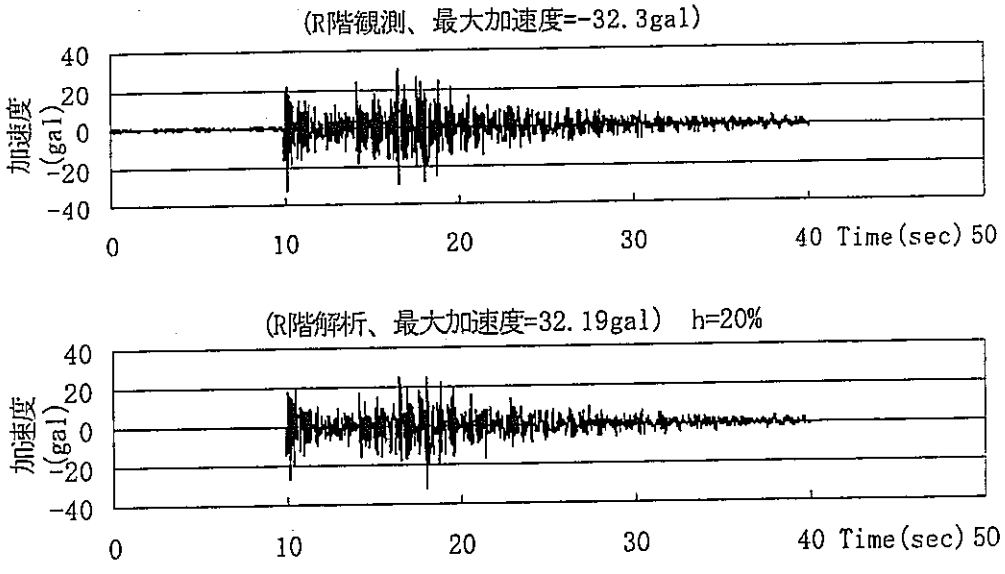


図 11　R 階の観測と解析結果の時刻歴波形

【研究成果】

ハ．機器及び配管等の耐震安全性の検討

平成8年度は、免震建物の上部構造と下部基礎版間を通る配管（渡り配管）の解析モデルを作成した。平成９年度は、実大の配管配置寸法に基づく渡り配管の振動台試験を行った。図１２に振動台の平面図と断面図を示す。その結果、地震時における耐震性を確証した。また、試験装置をモデル化したシミュレーション解析を行い、試験結果と比較評価を行った結果、渡り配管の解析手法およびモデルが妥当であることを確認した。図１３に解析モデルを、図１４、図１５に試験結果と解析結果の比較評価図を示す。平成10年度は、渡り配管を二重管とした場合の解析評価および二重管伸縮継手の性能確認試験（繰り返し試験）を行った。その結果、設計上想定した繰り返し回数500回で、内管・外管共に異常は見られなかった。図１６に解析モデルを示す。（核燃料施設）

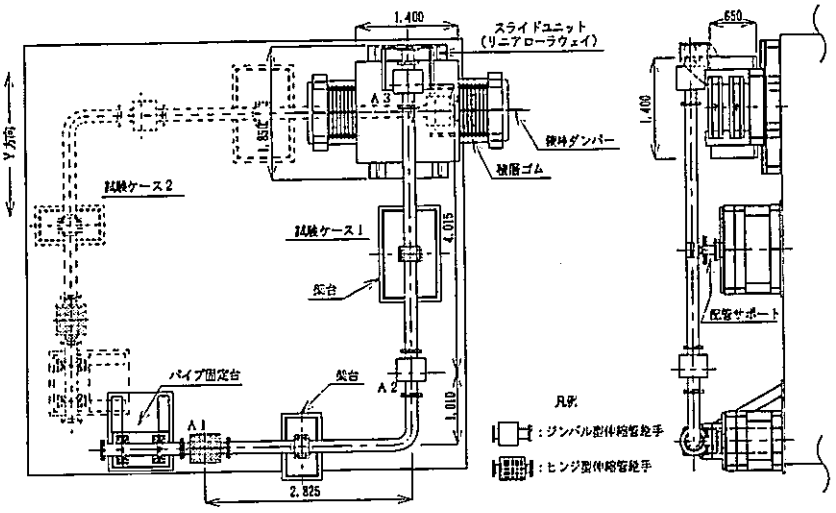


図 12　振動台試験概要図

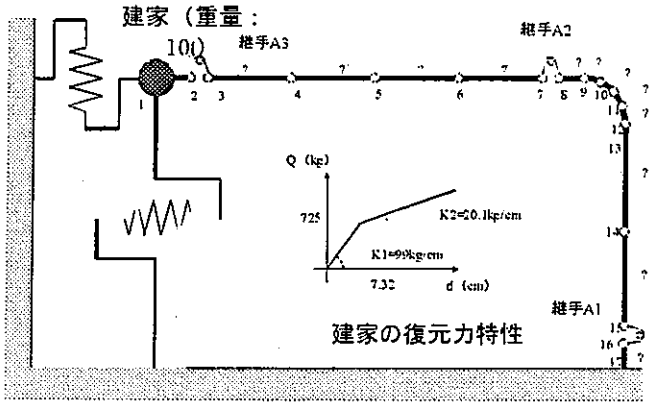


図 13　渡り配管の解析モデル

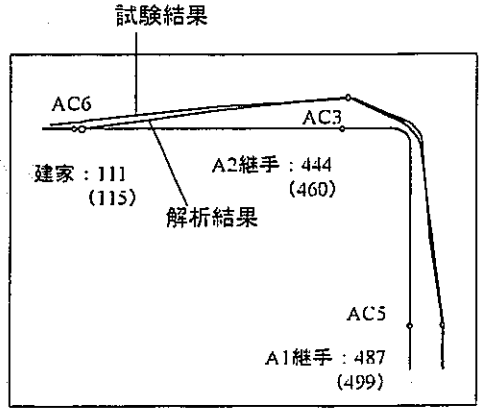


図 14　最大加速度分布（gal）

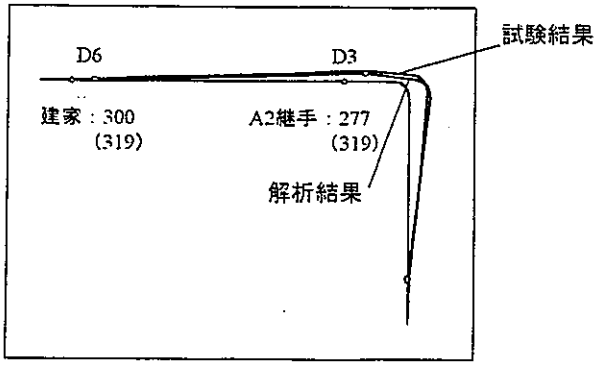


図 15　最大変位分布（mm）

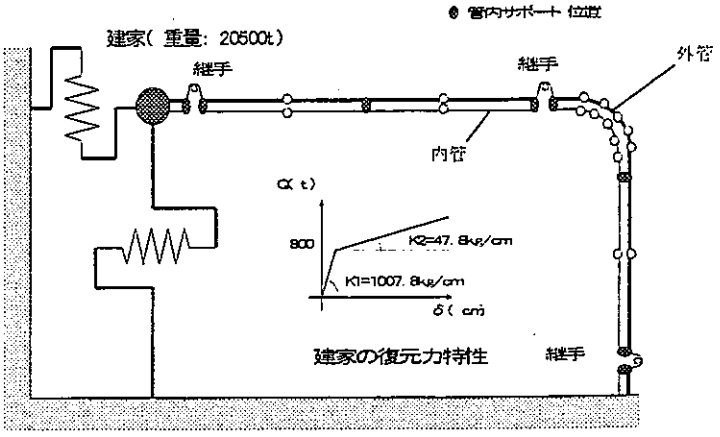


図 16　渡り配管（二重管）の解析モデル

【研究成果】

ニ．機器上下免震の安全性の検討

平成８年度は，コモンデッキ方式による免震構造が本質的にロッキング応答を生じない構造形態となっていることを振動試験によって確認した。図１７は振動試験の一例であるが，最大約130galの水平加速度入力に対して，ロッキング応答は高々$5x10^{-5}$ rad程度に止まっている。これは実機換算で1mm程度の上下動応答に対応する。平成9年度には，上下免震に適用可能なダンパの開発を行った。上下免震の場合は相対変位が小さいことから，従来は十分な減衰能を発揮できるダンパの設計が困難であったが，U字型の鉛ダンパの適用によってこれを実現した。図１８は振動試験の結果から得られたコモンデッキの地震応答から作成した応答スペクトルであるが，鉛ダンパの適用によって，機器の振動数領域における応答低減効果が顕著であることが明らかとなった。平成１０年度は，免震効果の更なる向上を目的として，低振動数（１Hz）の皿ばねを検討し，その構造的成立性を確認するとともに，振動試験用の縮小免震要素の設計製作を行った。（高速炉機器）

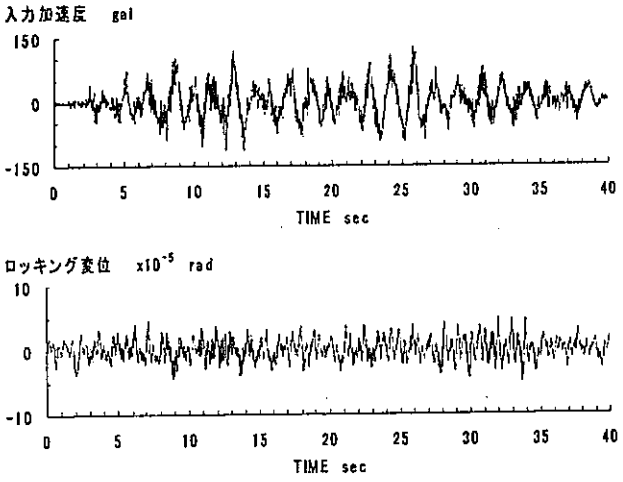


図１７　振動試験における時刻歴

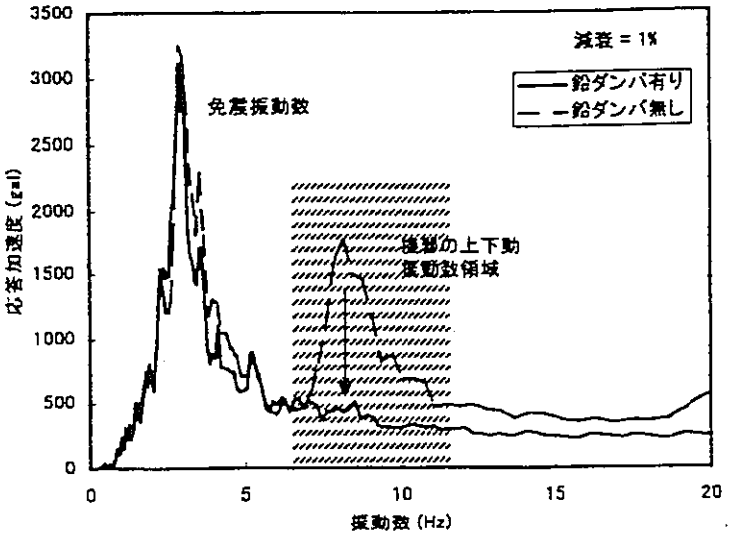


図１８　鉛ダンパーが免震効果に及ぼす影響

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)　瓜生　満他「免震用渡り配管の変形能力試験」日本建築学会大会学術講演梗概集、1996.9
(2)　森下正樹他「高速炉機器の上下免震に関する基礎的研究」機械力学・計測制御講演論文集（日本機械学会）No.97-10　Vol.A　pp335～338、1997年７月
(3) 瓜生 満他「高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その４・その５）」1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
(4) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その２）」1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
(5) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その１・その２）」日本原子力学会1996年秋の大会要旨集
(6) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その３～その５）」日本原子力学会1997年春の大会要旨集
(7) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その３・その４）」1997年度日本建築学会大会学術講演梗概集
(8) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その６～その８）」日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
(9) 瓜生　満他「東海事業所免震構造設計用入力地震動策定報告書」，PNC TN8410 97-124,1997年５月
(10)　瓜生　満他「再処理施設建物免震構造設計技術基準策定報告書」，PNC TN8410 97-286,1997年10月
(11) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その９～その１１）」日本原子力学会1998年春の大会要旨集
(12) 瓜生 満他「免震建物の渡り配管に設置する二重管継手の検討」日本原子力学会1998年秋の大会要旨集

【発表予定】

(13) 瓜生 満他「免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究（その３～その５）」日本建築学会大会学術講演梗概集，1999年９月

【民間の研究の現状と動向】

免震設計は、一般建築の分野では一つの構造形式として定着しているが、発電用原子炉施設への免震設計の適用に関しては、その適用例がフランスおよび南アフリカに見られるものの、我国では原子炉建屋等重要度の高い施設への適用実績はない。我国における発電用原子炉施設への免震設計の適用研究は、電力共通研究等において調査検討がなされており、近年は免震設計適用による設計の合理化効果が見込まれる高速増殖炉の原子炉建屋への適用研究が鋭意行われてきた。

【参考文献】

社団法人日本電気協会 電気技術基準調査委員会；「免震構造設計技術に関する調査報告書」、原子力発電耐震設計特別調査委員会 調査報告書 Vol.29（1997）

【海外の研究の現状と動向】
海外での原子力施設の適用例を下表に示す。
世界各国での原子力施設の適用例

世界各国での原子力施設の適用例

国	構造物・施設等
イギリス	核燃料製造工場
フランス	原子力発電所〔クルアス、ル・ペイラン〕
イラン	カルン川原子力発電所
南アフリカ	クーベルグ原子力発電所

なお、我国の原子力施設の適用に際しては、原子力安全審査指針等をクリアーする必要があり、海外での適用例があっても我国独自の研究が必要となる。

【参考文献】
(1) R.I.Skinner 、W.H.Robinson、G.H.McVerry 、訳川島一彦・北川良和；「免震設計入門」、（1996）
(2) 廣谷 勉：「南アフリカ共和国免震型原子力発電所（クーベルグ発電所）訪問記」FAPIG 第133 号（1993）

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	31	23	17		
要員　　（人／年）	2.5	2.5	2.5		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりのの成果が得られなかった	・地震観測において震度Ⅳの地震動を取得した。渡り配管の実大モデルによる振動台試験を行い耐震性を確認した。また、解析手法及びモデルの妥当性を確認した。二重間伸縮継手の性能確認試験を行い、十分な繰り返し変形性能があることを確認した。（核燃料施設） ・機器上下免震に関して，基本的な構造の成立性に加え，上下免震に適用可能なダンパの効果を確認した。（高速炉機器）
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	・免震構造設計用入力地震動並びに設計技術基準を策定し整備できた。耐震重要度の高い核燃料施設免震建物の安全設計技術基準として利用できる。（核燃料施設） ・将来の３次元免震の安全評価に適用できる。（高速炉機器）
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	・試験、解析等、年次計画通り実施できた。（核燃料施設・高速炉機器）
4.研究開発資源は適切か (1) 予算 (2) 要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	
5.自由評価欄				

確率論的安全評価等

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究		管理番号 6 ー 1 ー 3
研究課題名 (Title)	「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価 Analysis and Evaluation of Operation Data of ATR plant	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	定期安全レビュグループ	Periodic Safety Review Group
	[氏名]	北端　琢也	Takuya Kitabata
	[連絡先]	〒 914-8510　Tel 0770-26-1221 福井県敦賀市明神町3番地	3,Myoujin-cho, Tsuruga-shi, Fukui,Japan

キーワード (Key word)	信頼性評価	故障率	確率論的安全評価		
	reliability analysis	failure rates	prababilistic safety assessment		

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	該当せず
	実証試験名 (実施機関)	該当せず
	委託研究名 (実施機関)	該当せず

【研究目的】

「ふげん」の運転を通じて得られる運転・保守の経験データを収集・整備し、データの分析・評価を行うことにより、軽水炉等の信頼性評価のためのデータの拡充及び手法の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．データの収集・整備

「ふげん」における機器の稼働時間、故障履歴等信頼性に係る運転データを収集・整理し、データベースを充実させる。

ロ．データの分析・評価

整理されたデータベースを基にして、バルブやポンプ等の同種の機器について、仕様、使用環境、使用実績等の条件による故障の傾向、経年変化の傾向、故障確率等について分析・評価を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
新型転換炉ふげん発電所（重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉 熱出力557MW,発電機出力165MW）

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．データの収集・整備
「ふげん」における運転経験データとして，機器の信頼性に関するデータの蓄積を継続した.

ロ．データの分析・評価
運転データの検索・解析等の作業の合理化を目的にパソコン上のシステムとして「ふげん」信頼性データ解析システムのを開発し，イントラネット上のサーバーに格納し，ブラウザを用いて故障データの解析が可能となった。

【成果の達成レベル】

イ．データの収集・整備
データの収集・整備は継続して実施されており，所期の成果が得られている。

ロ．データの分析・評価
蓄積されたデータを解析するためのシステムを開発した。このシステムを用いていくつかの機器の故障発生件数を評価した。

【成果の活用方法及び利用実績】

運転データの分析結果を，「ふげん」のＰＳＡや信頼性評価に活用できるように，運転・保守方法の最適化，合理化を図り，また，新型転換炉だけでなく，軽水炉等のＰＳＡや信頼性評価に反映させ，プラントの安全性及び信頼性の向上に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

安全研究年次計画に基づき，以下を実施する。

イ．運転経験データの収集・整備の継続

ロ．運転経験データの分析・評価及びＰＳＡへの反映

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．データの収集・整備

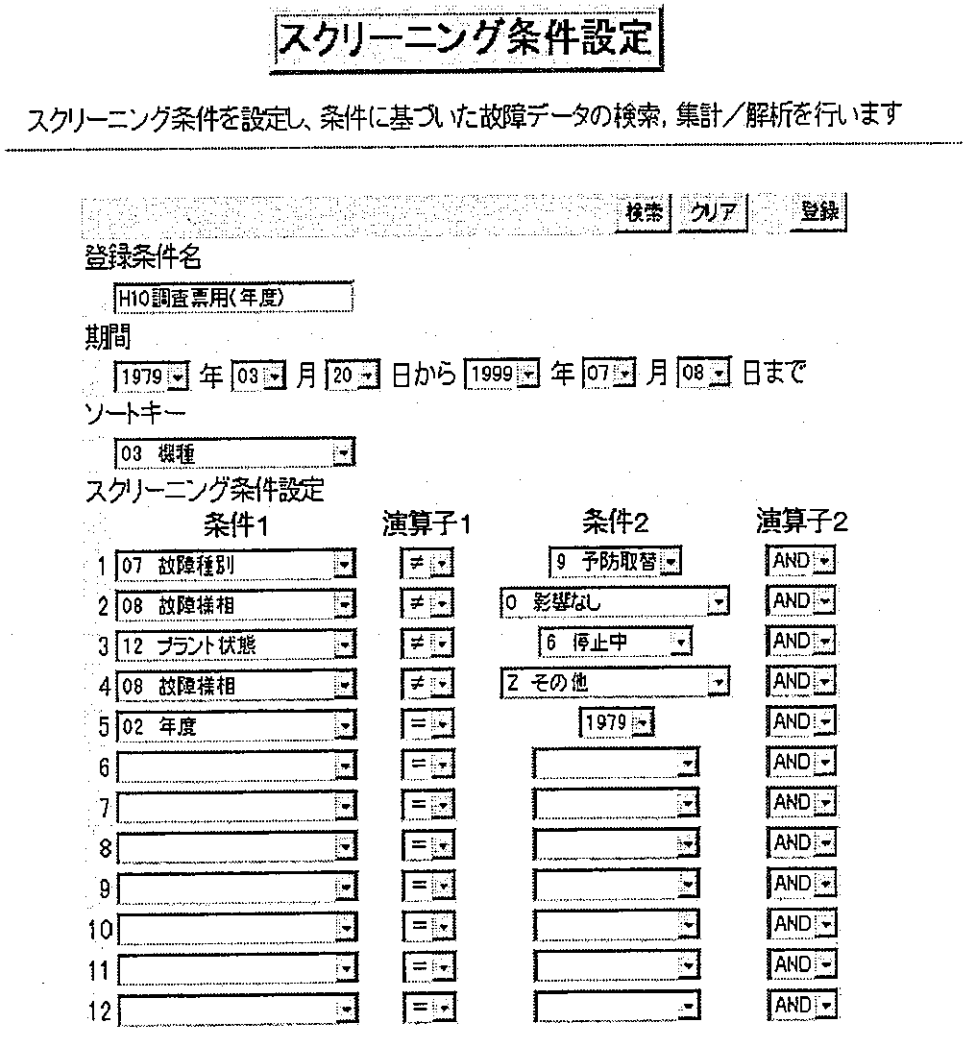
運転経験データとして，機器の信頼性に関するデータを引き続き蓄積した。平成10年度の494件の事象を追加し，17968件に達している。機器運転時間数は5.41E9時間，機器登録数は31,944，平均運転時間は1.69E5時間となっている。

ロ．データの分析・評価

「ふげん」信頼性データ解析システム（図ー１参照）は保守管理システムのデータをイントラネット上のデータサーバーに格納し，ブラウザによる故障データの検索，解析を行うことができる。例として空気作動弁及び電動弁の予防取替えなどを除いた故障発生件数の傾向を示す。（図-２，３参照）

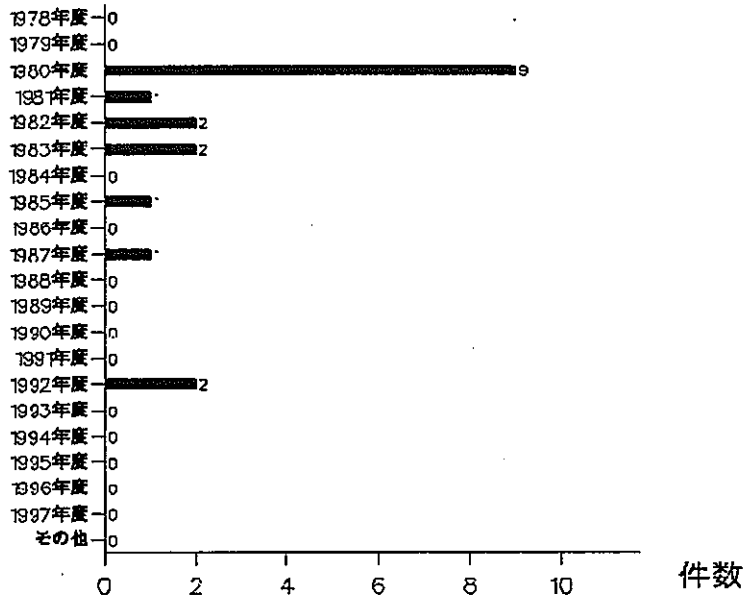
また，本システムは別途開発したLiving PSAシステムの故障データを自動で作成する機能を有する。（図ー４参照）

なお、EFが０のものは発生件数が０でχ二乗法によって故障率を計算したものである。

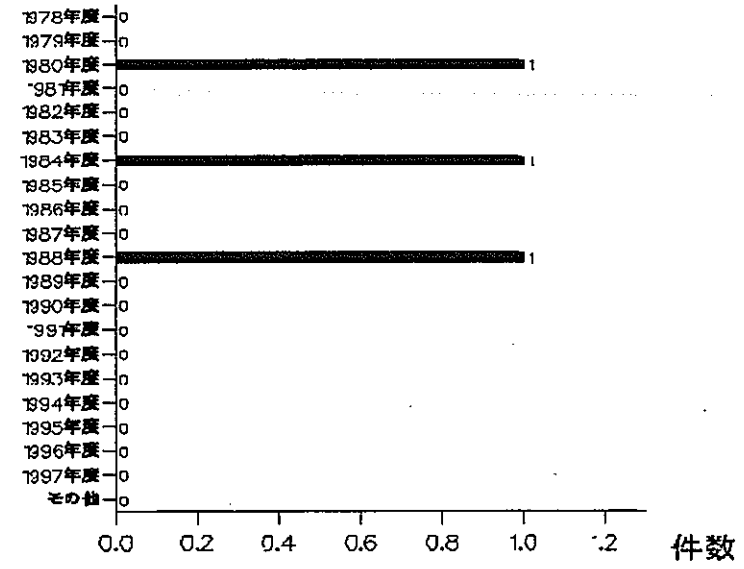


図ー１「ふげん」信頼性データ解析システム

【研究成果】



図ー2 空気作動弁の故障発生件数



図ー3 電動弁の故障発生件数

【研究成果】

ふげんレベル1PSA故障率データベース

PSA機器コード	PSA機器名称	PSA故障モード	故障内容	故障率	中央値	EF	文献名称
AC	アキュムレーター	R	ラプチャー	5.788E-08	4.188E-08	3.757	F-99/07/12
AF	エアフィルター	F	機能喪失	3.555E-07	3.143E-07	2.262	F-99/07/12
AL	アラーム	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/07/12
AM	アンプ	F	機能喪失	7.845E-08	2.049E-08	14.811	F-99/07/12
AN	トリップ回路	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/07/12
AV	空気弁	D	開失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/07/12
AV	空気弁	K	閉失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/07/12
AV	空気弁	P	プラグ	2.152E-09	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
AV	空気弁	R	ラプチャー	7.318E-08	6.981E-08	1.658	F-99/07/12
AV	空気弁	X	開閉失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/07/12
BC	蓄電器	F	機能喪失	8.026E-07	2.097E-07	14.811	F-99/07/12
BC	蓄電器	H	高出力	4.013E-07	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
BC	蓄電器	Z	低出力	4.013E-07	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
BS	母線	F	機能喪失	6.020E-09	4.355E-09	3.757	F-99/07/12
BY	蓄電池	F	機能喪失	8.026E-07	2.097E-07	14.811	F-99/07/12
CA	ケーブル	B	断線	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CA	ケーブル	Q	短絡	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CA	ケーブル	S	地絡	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CB	カー	X	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/07/12
CC	演算器	F	機能喪失	1.592E-08	4.153E-09	14.811	F-99/07/12
CH	冷凍機	F	機能喪失	5.204E-06	5.036E-06	1.525	F-99/07/12
CL	電動クラッチ	G	誤切離し	3.010E-07	2.178E-07	3.757	F-99/07/12
CL	電動クラッチ	X	動作失敗	3.010E-07	2.178E-07	3.757	F-99/07/12
CN	スイッチ接点	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/07/12
CO	コイル	B	断線	5.987E-11	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CO	コイル	Q	短絡	5.987E-11	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CR	冷却コイル	F	機能喪失	1.000E-06	1.000E-06	1.200	IEEE std500より
CT	コンタクター	D	開失敗	7.185E-09	7.090E-09	1.307	F-99/07/12
CT	コンタクター	K	閉失敗	7.185E-09	7.090E-09	1.307	F-99/07/12
CV	逆止弁	D	開失敗	3.469E-09	3.119E-09	2.135	F-99/07/12
CV	逆止弁	K	閉失敗	3.469E-09	3.119E-09	2.135	F-99/07/12
CV	逆止弁	P	プラグ	2.168E-10	0.000E+00	0.000	F-99/07/12
CV	逆止弁	R	ラプチャー	1.908E-08	1.874E-08	1.368	F-99/07/12
DI	ディストリビューター	F	機能喪失	7.305E-06	5.285E-06	3.757	F-99/07/12
DL	DG発電機	A	起動失敗	3.746E-06	2.201E-06	5.455	F-99/07/12
DL	DG発電機	X	継続運転失敗	1.124E-05	9.707E-06	2.436	F-99/07/12
DP	ダンパ	F	機能喪失	7.848E-08	7.146E-08	2.039	F-99/07/12
DS	半導体デバイス	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/07/12
DU	ダクト	P	プラグ	1.682E-09	1.406E-09	2.678	F-99/07/12
DU	ダクト	R	ラプチャー	8.074E-09	7.315E-09	1.523	F-99/07/12

図ー4　Living PSAシステム用故障率データ

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) M.Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA'96, (1996), Parkcity,Utah

(2)井口他、「ふげん」における確率論的安全評価（1）ーレベル１ＰＳＡ・保守支援システムの信頼性データを反映した感度解析ー、1998年春の年会、近畿大学

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

1．日本科学技術研究所による「信頼性解析システム」：塩見 弘 中央大学教授ら信頼性工学の専門家達によりＰＣ上で稼働する信頼性解析専用ソフトウェアであり、多彩なデータ解析及びグラフ描画機 能を有する。

2．財団法人鉄道総合技術研究所による信頼性解析支援システム：点検、故障、交換情報をもとに車両、機器について、解析ツール、ＡＩエンジンを用い、耐久性の分析を行い、車両装備品の信頼性を高め、車両保守コストの低減を支援する。

以上のように、信頼性解析ツールは各分野で盛んに開発が行われている。「ふげん」においても、今後民間の研究開発に着目し、有用なデータベース及び解析ツールの開発を行っていく。

【参考文献】

1．インターネット情報 WWW.I-JUSE.CO.JP/CONTENTS/SUURI/RAS1.HTML
2．インターネット情報 WWW.RTRI.OR.JP/RD/GIJUTSU95/95G65.HTML

【海外の研究の現状と動向】
特になし。

【参考文献】
なし。

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	0	0	5		
要員　　（人／年）	0.5	0.1	0.1		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ.データの収集・整備 平成10年度のデータを追加し，データの更新を実施した。 ロ.データの分析・評価 「ふげん」信頼性データ解析システムを開発し，いくつかの機器に対して年度別の故障件数を評価した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	プラント稼働率評価及びＰＳＡに反映することで「ふげん」の安全性向上に反映させる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	データの収集・整備・分析を実施し，ＰＳＡ等へ反映した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
（2）要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

様式－1－7

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究		管理番号 6－1－4
研究課題名 (Title)	高速増殖炉のＰＳＡ手法の改良と信頼性データの整備 Development of PSA methodology and reliability data for LMFBR	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　リスク評価技術開発Gr	Nuclear System Safety Research Group
	[氏名]	丹羽　元	Hajime NIWA
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡　大洗町成田町4002	4002　Narita,Oarai-machi,Ibaraki-ken,311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	信頼性データ	故障率	共通原因故障	経年劣化	地震損傷度
	reliability data	failure rates	common cause failure	aging degradation	seismic fragility

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

高速増殖炉に特有な機器を中心に信頼性データを収集・整理するとともに、データの分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。

【研究内容（概要）】

イ．信頼性データの収集・整備

高速増殖原型炉「もんじゅ」、高速実験炉「常陽」及びナトリウム関連試験施設を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備する。

ロ．信頼性評価手法の改良・整備

得られたデータ並びに国内外の文献データ等を基に機器の故障モード、故障率、経年変化、共通原因故障、人的過誤率等について分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。

ハ．地震時損傷度評価手法の改良・整備

損傷度の評価精度の向上のため、構造応答解析手法の改良を実施し、非線型応答特性等を考慮するとともに、多くの機器への手法の適用拡大を図る。

【使用主要施設】
高速実験炉「常陽」
高速増殖原型炉「もんじゅ」
プラント過渡応答試験装置（PLANDTL）

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．高速実験炉「常陽」の機器信頼性データを平成７年4月から平成10年12月までの運転実績について収集・整備した。プラント過渡応答試験装置（PLANDTL）のデータを平成６年４月から平成８年３月までの運転実績について収集・整備した。高速炉機器信頼性データベースシステム（CORDS）については、イントラネットを介して各種データ検索及び統計解析を実行する機能を整備した。高速増殖原型炉「もんじゅ」については、運転データの収集・整備方法について整備しているところであり、もんじゅの中央計算機から主要なデータを取得するプログラムを作成した。

ロ．CORDSを用いて弁の運転・故障経験を分析することによって、ディマンド型故障（開失敗または閉失敗）の故障確率を弁の使用時間と待機時間の関数として表現する方法を提案するとともに、ナトリウム電動弁を対象として関数のパラメータを統計的に算定した。

ハ．非線形応答解析を用いた損傷度解析を行うために、非線形応答解析モデルを作成し、モンテカルロ法による非線形応答解析手法を整備した。この手法を用いて、モンテカルロ解析による原子炉建物と機器・配管の非線形応答評価を行った。

【成果の達成レベル】

イ．「常陽」、PLANDTL及び「もんじゅ」のデータ収集とCORDSの整備は所期の成果が得られた。

ロ．信頼性評価手法の改良・整備については、ディマンド型故障の発生確率の詳細な時間依存分析を行うことにより、所期の成果が得られた。

ハ．地震時損傷度評価手法の改良・整備については、非線形応答評価を実施することにより、所期の成果が得られた。

【成果の活用方法及び利用実績】

高速炉プラントにおける機器信頼性の分析評価を通じて、高速炉プラントの特徴を十分活かした安全設計・評価方針の策定検討、ならびに機器の運転経験データを反映した運転保守要領の合理化等に資する。また、高速炉プラントに対するＰＳＡの実施に当たって、これらのデータベースや信頼性評価手法を活用し、もって高速炉プラントに対する総合的安全評価の精度向上を図る。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．高速実験炉「常陽」の機器信頼性データの収集を継続するとともに、もんじゅサイトにおける機器信頼性データの収集を行い、ＣＯＲＤＳへデータを登録する。

ロ．ナトリウム系電動弁で行った分析を他の種類の弁についても行うことにより、信頼度評価手法の改良を図る。また、人的過誤率等について分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。

ハ．非線型応答特性等を考慮して構造応答解析手法の改良を実施することにより損傷度の評価精度を向上するとともに、多くの機器への手法の適用拡大を図る。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．高速実験炉「常陽」について、平成７年４月から平成10年12月までの３年９ヶ月間の運転データを収集することにより約1.4×10^{8} 機器時間を追加した。この期間に収集した機器故障データは、弁9件、送風機9件、機械式ポンプ2件、機械式制御装置2件、配管支持装置１件、内燃機関2件、電気ヒーター5件、核計装を除く検出器3件、プラギング計１件、信号変換器１件であった。また、当該期間に故障または予防保全による機器交換のために追加された工学データは全部で151件に上る。

PLANDTLについて、平成６年４月から平成８年３月までの２年間の運転データを収集することにより約4.9×10^{7} 機器時間を追加した。この期間に収集した機器故障データは、弁１件であった。

データベース運用システム（１）の整備については、ハードウェア、オペレーティングシステムおよびデータベース管理システムの更新に伴うプログラムの改修を行うとともに、新たなユーザーインターフェイスとして(1)評価済の機器故障率データをイントラネットを介して検索する機能、(2)機器故障率の定量化や傾向分析等の各種統計解析をイントラネットを介して実行する機能、そして(3)機器工学データ、運転データ、機器故障データの帳票をイントラネットを介して検索する機能を追加した。これによって、ユーザーインターフェイスの応答速度が向上したため、今後、もんじゅサイト等の遠隔地からの利用が期待される。また、ＣＯＲＤＳの機器工学データレコードに機器設置時間をディマンド総数で除した平均ディマンド間隔を追加した。その結果、平均ディマンド間隔による機器信頼性データの検索および統計解析が可能となった。

ロ．待機機器のディマンド型故障の発生確率（Ｑ）は、一般に累積ハザード（Ｈ）を用いて１－exp(－Ｈ）と表される。Ｈとはハザードレート（故障率）の積分であり、時間依存項と定数項（Ｃ）の和としてモデル化される。時間依存項の中に、機器設置以後の経過時間（ｔ）についての経年劣化を表す項と直前のディマンドからの経過時間（Ｔ）についての経年劣化を表す項の２種類をモデル化して、各々の項に対して線型経年劣化モデルを適用することによって時間依存項を表現した。時間依存の故障率λｓを、λｓ＝λ＋ａｔ＋ＡＴと表す。ここで、λ、ａ、Ａは定数である。そして、ＣＯＲＤＳデータベースに登録されているナトリウム系の電動弁の開閉失敗モードの故障データに基づき、最尤法を用いてＱを決定するためのパラメータＣλ、ａ、Ａを定量化した。また、これらのパラメータについて尤度に比例した確率密度を想定して、パメータの不確かさ分布の５％値または下限値および95％値を定量化した。（２）

最尤法によるパラメータ推定結果を基に、ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率を設置後の使用時間と直前のディマンドからの経過時間をパラメータとして計算した結果を図１に示す。また同図にはポアソン分布を想定した場合の故障率を用いて算出した故障確率を「故障率一定モデル」として示した。さらに、図２に各パラメータの値を95％値に置き換えた場合の故障確率曲線を示した。これらの図を分析することにより、次の結論が導かれた。ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率は、概ね「故障率一定モデル」で表されるとしてよい。ただし、図２によると、「故障率一定モデル」に対して、故障確率を有意に上回る結果となりうるＣの不確実さの影響が大きいことに留意すべきである。また、詳細にみると、設置後１５年以内のナトリウム系電動弁について、直前のディマンドからの経過時間が１ヵ月～１年の場合、開閉失敗モードの故障確率は、使用年数とともに増大する傾向がある。さらに、同じ使用年数の場合、直前のディマンドからの経過時間とともに比例的に故障確率は増大しているが、１年の近傍ではやや非線型的に増大する傾向がある。

本研究の成果は、弁の運用を信頼度と定量的に関係付けながら策定することが可能になったことを示している。例えば、一定の故障確率をプラント安全管理上の制限値として設定する場合を考える。弁の設置後の経過時間と故障確率の定量的な関係が既知であることから、制限値を満足するような弁のオーバホールまたは交換時期を推定することができる。さらに、直前のディマンドからの経過時間と故障確率の定量的な関係が既知であることから、弁の動作確認頻度をどの程度にするのが良いかが導かれる。このように、経年劣化モデルを用いて実機における弁の運転経験および故障経験データの分析の結果、ナトリウム弁について安全上の重要度に応じた信頼度が適切に確保される合理的な運転・保全方策を検討することが経験データに即してできるようになった。

【研究成果】

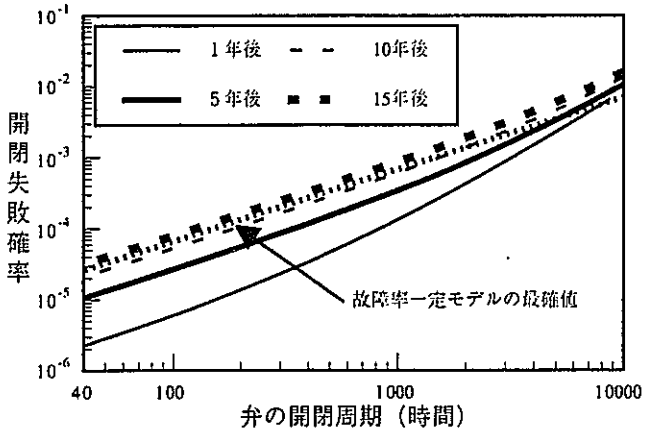
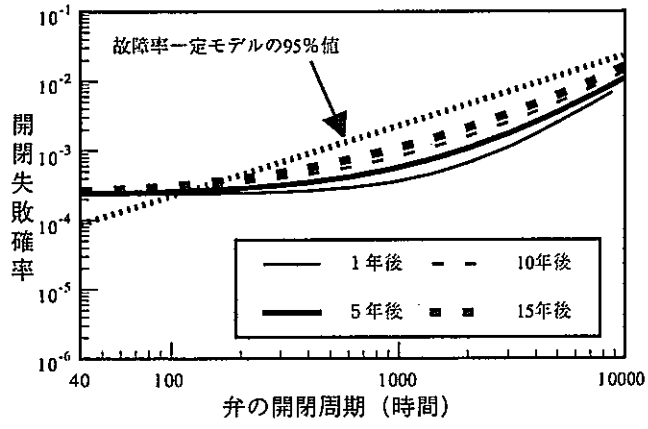
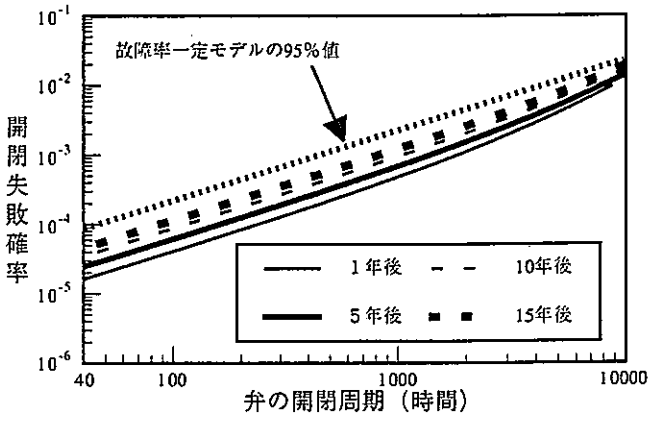


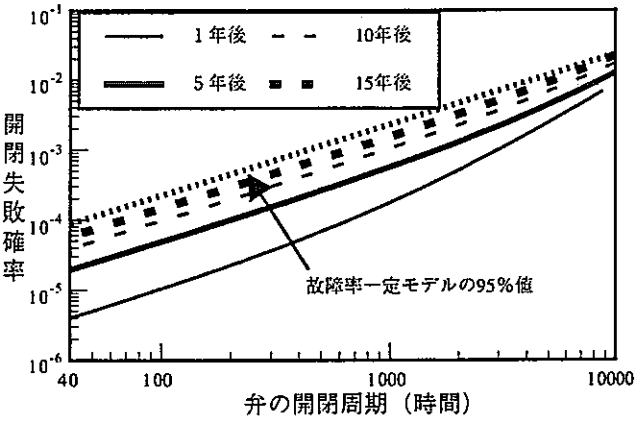
図１　ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率の
経年変化を考慮した弁の開閉周期依存性（最確値評価）



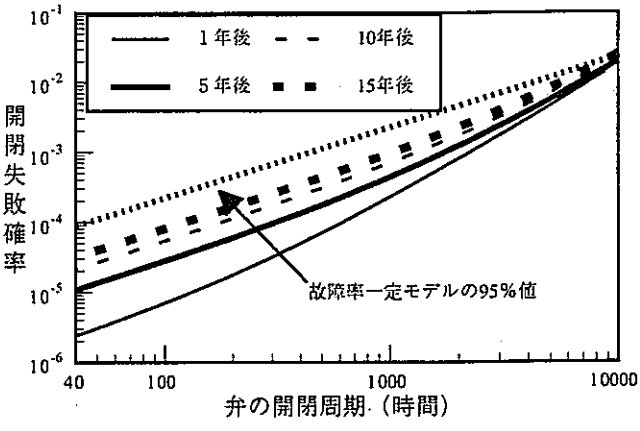
①Ｃについての95%値



②λについての95%値



③ａについての95%値



④Ａについての95%値

図２　ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率の
経年変化を考慮した弁の開閉周期依存性（95%値評価）

【研究成果】

ハ．地震リスク評価では建物や機器・配管が非線形応答の範囲にあると考えられる。従って、本来は、非線形応答解析を行うべきであるが、計算コストの観点から線形解析を行ってそれを塑性エネルギー吸収係数などを用いて非線形応答を外挿する方法がとられている。一方、評価精度の向上と、免震装置の導入などを想定した場合には、非線形応答解析を用いた損傷度解析を行うために手法を整備する必要がある。そこで、非線形応答解析モデルを作成し、モンテカルロ法による非線形応答解析手法を整備している。この手法を用いて、モンテカルロ解析による原子炉建物と機器・配管の非線形応答評価を行った。入力地震動は、期待地震動サンプル波形の６倍の入力加速度レベルとした。以下に主要な結果をまとめる。

・建屋の地震時せん断荷重分布と地震時曲げモーメント分布の中央値を見ると損傷集中の効果等の影響で線形応答と非線形応答で大きな違いを示す。したがって、建屋の適切な復元力特性を用いた非線形応答評価が重要である。

・主要機器・配管の地震時せん断荷重分布と地震時曲げモーメント分布の中央値を見ると、これらの機器・配管が線形応答の範囲であっても線形応答と非線形応答で大きな違いを示す。これは建屋の変形により生ずる支持部の強制変形の影響が主な原因と考えられる。したがって、建屋の変形モードを適切に評価することが、機器・配管の応答解析に置いても重要である。そのため、建屋の耐震壁の復元力特性や基礎浮上がり等の復元力特性の設定には十分配慮する必要がある。例として図3と図4に原子炉容器のせん断荷重と曲げモーメントを線形解析と非線形解析で比較して示す。

・主要機器の配管系の応答の中央値には機器・配管自身の非線形性の他に建屋の変形モードの影響が強く現れることがわかった。これらの物性の変動に着目すると、建屋の非線形特性や地震動、地盤物性といったパラメータの変動と比較して機器・配管や支持部の復元力特性等の変動の方は小さい。したがって、主要機器および配管系の復元力特性の変動や支持部の復元力特性の変動は考慮しなくても結果には影響は少ない。

・非線形時の応答変位の対数標準偏差は線形時と比較して大きくなる傾向があるが、応力の対数標準偏差は線形時と非線形時で大きな違いは見られない。場合によっては、非線形応答による応力の変動の方が線形時よりも少ない場合もある。

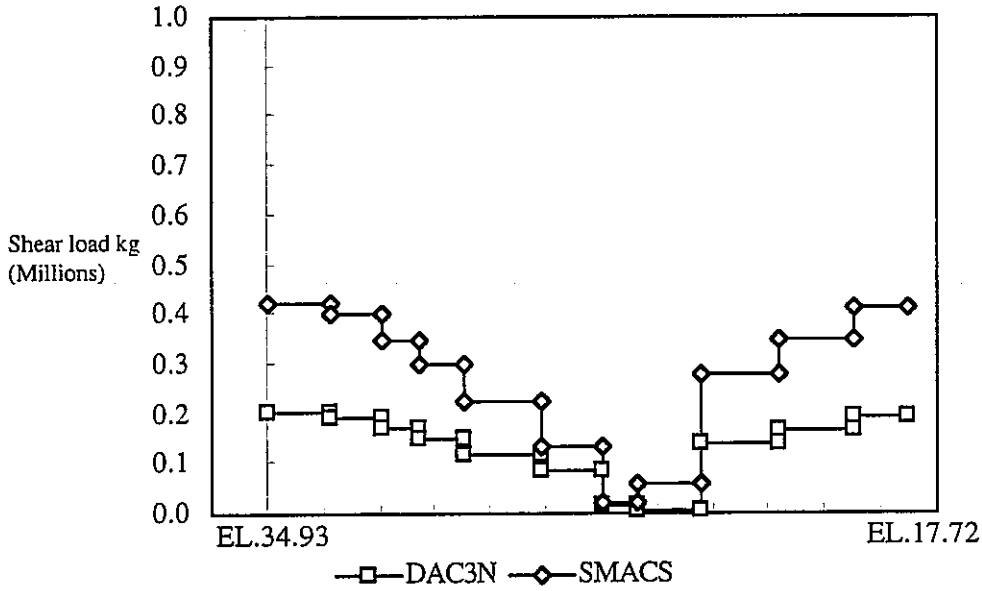


図３　原子炉容器のせん断荷重の比較（DAC3Nは非線形、SMACSは線形解析）

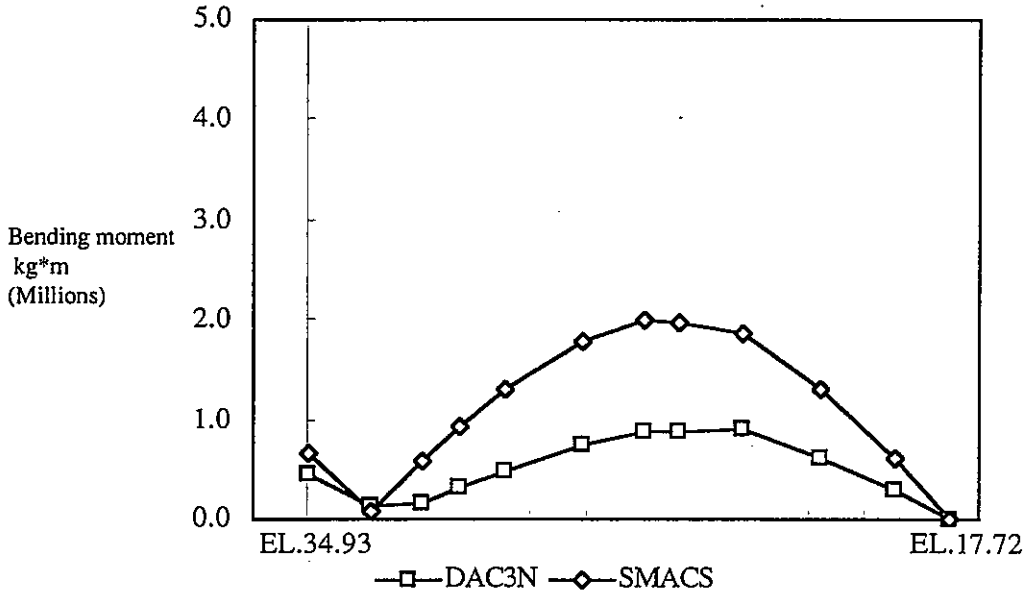


図 4　原子炉容器の曲げモーメント荷重の比較（DAC3Nは非線形、SMACSは線形解析）

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1)栗坂、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報、NO.98、PP.18～31、PNC TN1340 96-002
(2)栗坂、「ナトリウム系電動弁の開閉失敗確率の統計的分析」PNC TN 9410 98-078, 1998
(3)K.Kurisaka, "Study on Risk-Based Operation and Maintenance Using the Living PSA System", IAEA/TCM on "Advances in Safety Related Maintenance", Vienna, 15-19 September 1997.
(4)K.Kurisaka, "Development of LMFBR Component Reliability Database", 4th Japan-Korea PSA Workshop, Yokohama, 9-10 October 1997.

【発表予定】

(5)栗坂、「ナトリウム系電動弁の開閉失敗確率に関する統計分析」、日本原子力学会、1999年秋の大会

【民間の研究の現状と動向】

国内軽水炉発電所についてみると、機器の故障率データの調査については、原安協が中心となって行っており[1]-[2]、故障確率評価における経年劣化の考慮については、電力、メーカーが線型経年劣化モデルを用いた評価の試みを行っている[3]-[4]。故障確率と待機時間の定量的な関係の分析は大変重要なテーマであるが、これまで行われていない。

地震PSAの解析評価手法は原子力機構[5]-[6]や日本原子力研究所[7]でも整備されている。手法の成熟につれて最近の技術的な関心は、最新の知見を反映して不確定要因を詳細に検討することにより、評価の確度を高めることにあると考えられる。地震ハザード曲線の不確定性[8]-[9]や、応答係数の感度[10]、地震PSAに対するヒューマンエラーモデルの感度[11]が検討されている。

【参考文献】

[1]（財）原子力安全研究協会、「ＰＳＡ用故障率データに関する調査」、平成９年３月
[2] Masajiro Sugawara, Mitsumasa Hirano and Shunsuke Kondo, "Investigation of domestic componentfailure rate data for PSA in Japan," 4th Japan-Korea Joint Workshop on Probabilistic SafetyAssessment, Yokohama, October 9-10, 1997
[3] Yoshiyuki Narumiya and Kazuo Sakai, "Application of PSA Technique to the PWR Plant," Probabilistic Safety Assessment and Management '96, Crete, Greece, June 24-28, 1996
[4] Katsuya Kuroiwa,"Development of aging PSA methods for Japanese PWR plants," 4th Japan-Korea Joint Workshop on Probabilistic Safety Assessment, Yokohama, October 9-10, 1997
[5] 小黒他、地震に係る確率論的安全性評価手法の整備(3)、解析モデル・変動因子が建屋の地震応答におよぼす影響評価, 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H1, pp.556 (1997)
[6] 坂上他、地震に係る確率論的安全性評価手法の整備(3)、事故シーケンス解析手法の検討, 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H2, pp.557 (1997)
[7] 渡辺他、地震PSAにおける相関性の考慮へのモンテカルロ法の適用(3) , 日本原子力学会「1997秋の大 会」予稿集H3, pp.557 (1997)
[8] 蛯沢他、確率論的地震危険度の不確実さ評価手法の開発と応用、 , 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H6, pp.561 (1997)
[9] 近藤他、地震ハザードによる機器重要度への影響の検討, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38,pp.417 (1998)
[10] 及川他、応答係数の見直しによる地震起因の炉心損傷頻度への感度解析, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38, pp.417 (1998)
[11] 横林他、地震リスクに対するヒューマンエラーの影響に関する感度解析, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38, pp.417 (1998)

【海外の研究の現状と動向】

サイクル機構が収集整備してきた高速炉に特有のナトリウム系機器の信頼性データベースは、米国との共同開発を経てその後独自に整備したものであり、ＰＳＡに活用できる高い品質のデータベースとしては世界一といえる。米国の軽水炉ＰＳＡの分野では機器の故障確率の評価において線型経年劣化モデルを用いた経年劣化効果の考慮が行われている。

地震PSAの評価手法についてはほぼ、標準的な手法が確立されている。現状では、それが世界各国の原子力施設のPSAに適用されつつある（例えば１－２）。

【参考文献】

(1) M. Vermaut, et al., Methodology and results of the seismic probabilistic safety assessment of Krsko Nuclear Power Plant, Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, (1998)

(2) A. Gurpinar and A. Godoy, Seismic safety of nuclear power plant in eastern Europe , Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, (1998)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	30	25	19		
要員　　（人／年）	2.1	2.8	1.3		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	イ．高速実験炉「常陽」について1.4×10^8機器時間のデータ及びPLANDTLについて4.9×10^7機器時間を追加登録した。各種データ検索と統計解析が機構内イントラネットを介して実行できるようになった。 ロ．実機運転故障経験を基に、弁の作動失敗確率を弁の使用時間と待機時間を適切に考慮して評価できるようになった。故障率一定モデルの適用が妥当であることが確かめられた。 ハ．非線形応答解析モデルを作成して解析を実施した結果、機器や配管と比較して建屋の変形モードを適切に評価することが重要であることがわかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	■ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	機器の信頼度に応じた安全設計における重要度分類、事象の発生頻度に応じた安全評価事象の区分等の検討に活用できる。確率論的安全評価を通じて高速炉プラントの運転保守要領の合理化の検討に活用できる。
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	イ．高速実験炉「常陽」とPLANDTLについて機器信頼性データを継続収集した。CORDSの改良・整備を継続した。 ロ．CORDSを用いて実機データに基づくナトリウム弁の信頼性データ分析を実施した。 ハ．非線形応答解析モデルを作成し、モンテカルロ法による非線形応答解析手法を整備し、解析を実施した。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった ■ 適切だった	□ 不適切だった □ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	なし。

5.自由評価欄
なし。

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究		管理番号 6－1－7
研究課題名 (Title)	核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 Study on Reliability Evaluation Methodology for Nuclear Fuel Cycle Facilities	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	信頼性評価	核燃料施設	保全データ	ハザード同定	ヒューマンファクター
	reliability evaluation	nuclear fuel cycle facility	maintenance data	hazard identification	human factor

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	システム解析手法の高度化研究（岡山大学工学部システム工学科）

【研究目的】

再処理施設、ＭＯＸ施設等の核燃料施設に特有な信頼性データを収集・整理するとともに、信頼性評価手法の拡充・整備を行い、核燃料施設の確率論的安全評価のための基盤を整備する。

【研究内容（概要）】

イ．信頼性データの収集・整理

東海再処理工場、ＭＯＸ施設等を対象として、機器信頼性データを継続して収集・整理するとともに人間の信頼性に関するデータの調査及び収集を行う。

ロ．信頼性評価手法の拡充・整備

再処理施設を対象としたシステム分析手法の拡充及び他の核燃料施設への適用を図る。また、核燃料施設における人間の信頼性評価手法の整備を行う。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
東海再処理工場

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．信頼性データの収集・整理
東海再処理工場において実施した保全のうち、機器仕様を登録した設備について、TORMASS への保全履歴等を登録を行うとともに、機器毎の保全作業傾向等を集計するプログラムの改良を実施した。

ロ．信頼性評価手法の拡充・整備
HAZOP 支援システムの高度化のための検討として、HAZOP 及びFT作成を自動的に行うための手法について検討し、この手法を再処理工程の一部に適用し、その有用性について検討した。また、再処理施設安全性確認において実施されたHAZOP分析データを用いてシステムのその有用性を確認した。
核燃料施設を対象としたヒューマンエラー分析支援システムの開発のための検討として、核燃料施設における作業内容、エラー形態等の分析・整理を行った。また、既存の分析手法について調査・整理を行うとともに、システム開発のための基本モデルの検討を行った。

【成果の達成レベル】

イ．東海再処理工場の保全履歴等のデータ登録を継続して実施しており、機器信頼性データの収集については、成果が得られている。

ロ．HAZOPをベースとしたシステム分析手法については、実プラントの分析データとの比較検討を行い、その有用性が確認され、所期の成果が得られている。
人間信頼性評価については、基本となる調査を行い、今後の開発に向けての知見が得られ、所期の成果が得られた。

【成果の活用方法及び利用実績】

平成９年３月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の事故調査委員会の最終報告を受けて開始した東海再処理施設の安全性確認作業においては、本研究において得られたシステム分析に係る知見等が有効に活用され、HAZOP 等を用いた系統的なシステム分析が実施された。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．信頼性データの収集・整理

継続して保全履歴の登録を行う。

ロ．信頼性評価手法の拡充・整備

HAZOP 支援システムの高度化のための検討を継続するとともに、核燃料施設を対象としたヒューマンエラー分析支援システム開発のための検討を行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．信頼性データの収集・整理

東海再処理工場で使用している機器等の機器使用登録（機械設備10,787基、計装設備15,747基、電気設備1,399基、以上累計）を行い、実施した保全作業について再処理施設設備保全管理システムTORMASS への定常的な保全履歴登録（機械設備127,892件，計装設備60,545件、電気設備9,521件、以上累計）を実施した。

また、登録した保全履歴等を基に、機器毎の保全作業傾向、及び保全作業実績等を集計するプログラムの改良を実施した。

ロ．信頼性評価手法の拡充・整備

(1) システム分析手法の拡充

HAZOP支援システムの高度化のためのシステムの構成を検討した。このシステムは知的情報処理ソフトウエアが活用できるもので、一般知識ベース、プロセス固有知識ベース及び推論機構から構成される。それぞれの機能を以下に示す。

・一般知識ベース：HAZOP手法に関する知識（解析手順、規則等）、HAZOP解析データベース
・HAZOP解析データベース：構成要素・装置に関するデータ、化学物質・反応に関するデータ、対策データ
・プロセス固有知識ベース：解析対象に関する知識、HAZOP解析用要素アイコンの接続によるモデル化、機能・異常伝播のモデル化
・推論機構：解析部位、変数、手引き用語の入力及び解析すべき異常の指定（解析者）、ずれの伝播構造に関連する原因、結果・影響、対策の解析（解析システム）

デシジョンテーブルを用いたHAZOP支援システムの検討を行った。実際のシステム分析においては、システムの入出力量のベクトル要素である流量、圧力、温度等のプロセス変数、あるいは状態変数の入出力についての情報が重要となり、また、装置故障等のユニットの内部事象と入出力変数の関係も明らかにする必要がある。このため、ユニットHAZOP の考え方をプロセス変数の入出力モデルとしてとらえ、入力変数、出力変数及び内部事象の関係を表現したデシジョンテーブルを各ユニットごとに作成することとし、その作成方法について検討した。続いて、作成したデシジョンテーブルを利用したHAZOP として、原因の解析及び影響の解析についてそれぞれ解析手順の検討を行った。さらに、デシジョンテーブルを利用したフォールトツリーの作成として、AND ゲート及びORゲートによる展開手順の検討を行った。

これらの検討結果を基に、デシジョンテーブルの情報を知識ベースとして計算機に格納し、HAZOP 支援システムのプロトタイプとなるHAZOP 及びFT作成を行う解析モジュールを構築し、高放射性廃液貯槽冷却システム等の評価に適用し、その有用性について検討した。この結果から以下のことが明らかになった。

・配線部等の部位や、エアフィンクーラ等の機器に対する解析が実施でき、汎用性が向上した。
・待機系等の並列システムやループシステムについてもHAZOP,FT作成が可能である。

プラント構成要素の異常の因果関係を記述するためのモデルとして要素異常基本モデルを提案し、その有用性について検討した。要素異常基本モデルは、各構成要素における異常状態と機能不全の因果関係に関する情報を基に作成するもので、構成要素の状態異常が明らかになるだけでなく、その異常状態から外部環境への影響などの解析も可能になる。システム開発にはGUIに優れたオブジェクト指向開発ツールであるG2を用いたG2を用いることにより解析者は簡単な操作でHAZOPを実施できる。開発したシステムを用いて、東海再処理工場の高放射性廃液濃縮工程を対象にHAZOP解析を行い、再処理施設安全性確認において実施されたHAZOP解析との比較・検討を行った。図-1に解析対象のノードを示す。その結果、要素異常基本モデルを用いることにより詳細な解析ができること、異常伝播を考慮することにより多くの影響の可能性が示せることがわかった。また、今後のシステム拡張のための課題として、汎用性のあるデータ格納形式の検討、異常要素基本モデル知識ベースの作成ツール等の構築の必要性が示された。

(2)人間信頼性評価手法の整備

核燃料施設を対象としたヒューマンファクター分析の支援システム開発のための検討として、すでに考案されている分析手法であるTHERP及び人間行動予測システムの特徴及び課題を、作業内容、エラー発生影響因子、人間の認知機構、発生するエラー、防止対策、エラー発生確率等について検討し、開発するシステムのフレームワークに要求される特徴を明らかにした。

さらに、このフレームワークの構成要素として、エラー機構、タスク累計、エラー形態、及びエラー誘因について検討を行った。エラー機構については、エラー分類の見通しが良く、根本原因や発生エラー形態の定量化において系統的な分析が可能とされているGEMSモデル(Generic Error Modelling Scheme)について検討した。GEMSモデルは、エラーの外見的な分類から認知機構に基づく分類を重層的に積み重ねたかたちとなっており，エラー研究の発展段階に沿ってモデルが詳細化されていく過程が反映できるモデルであることがわかった。GEMSモデルに適用する基本データの構成概念の図-2に示す。

【研究成果】

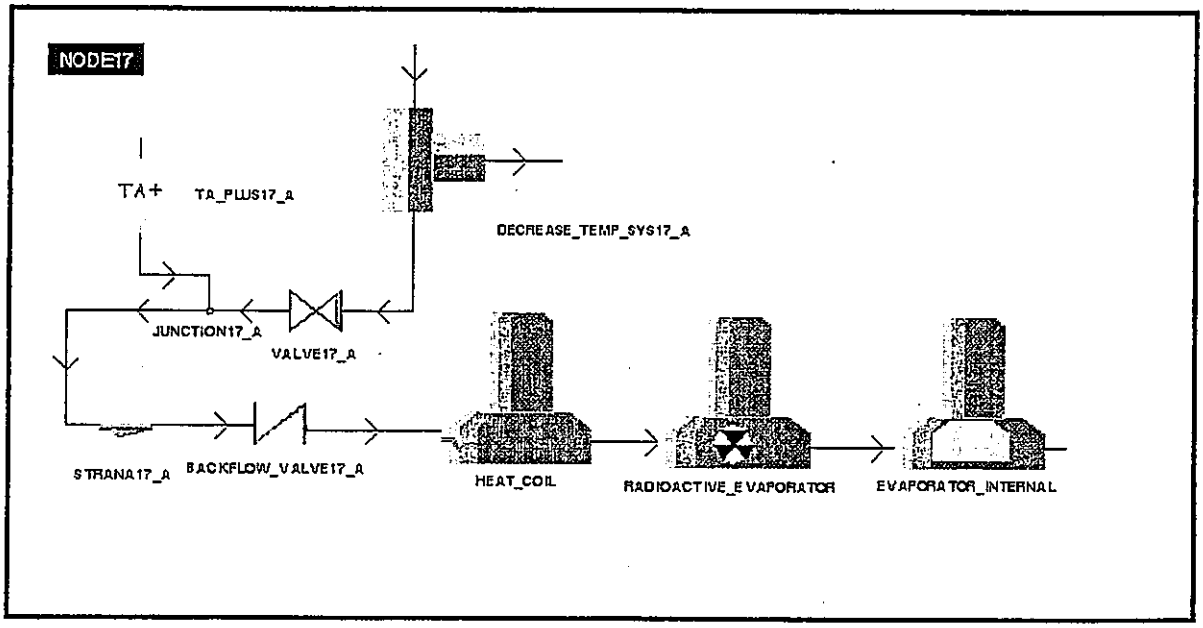


図-1　高放射性廃液濃縮工程　HAZOP解析対象ノード

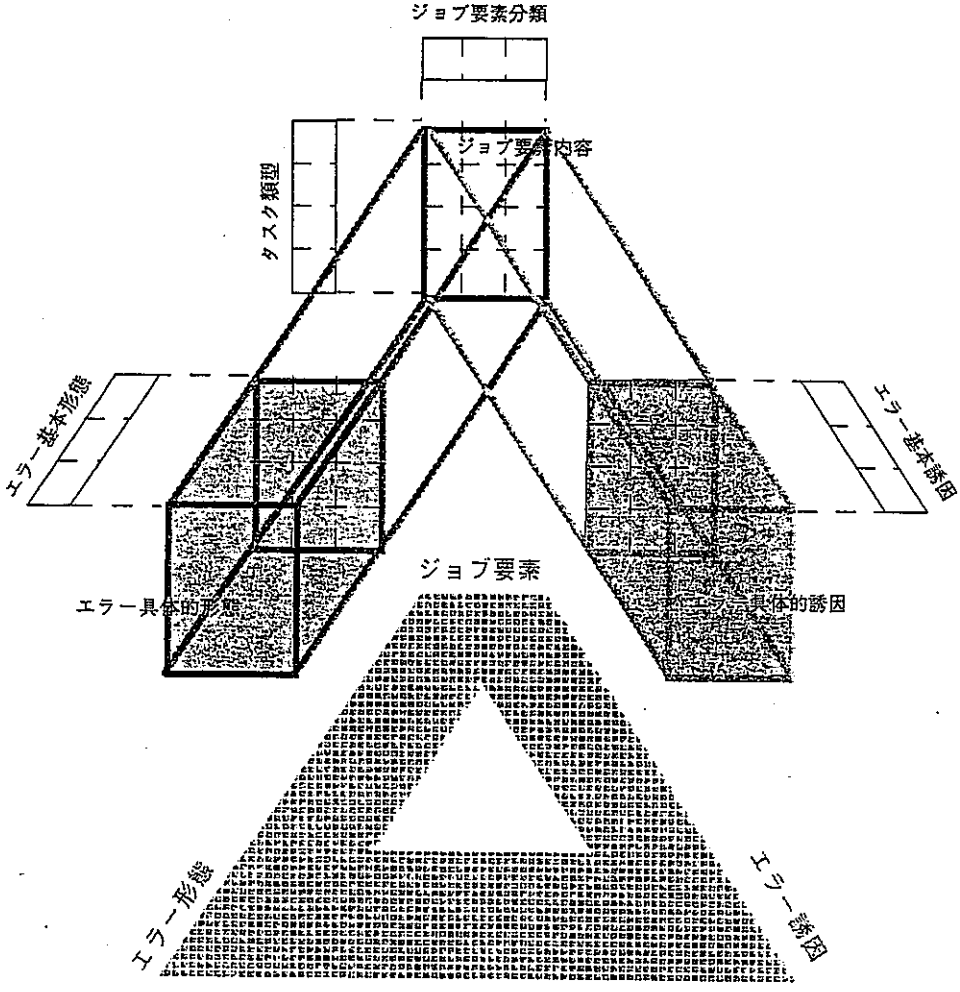


図-2　ヒューマンエラー基本データの構成概念

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

(1) JNC TJ1400 99-003 システム解析手法の高度化研究（Ⅱ）
(2) 岩崎他、再処理工場保全管理支援システムの開発、P63～P70、N0.1、サイクル機構技報（1998.12）

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

なし

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

核燃料施設の信頼性データについては、古くから米国Savannah River Plantにおいて整備されている。また、Hanford サイトにおいてもnon-reactor 施設のための信頼性データベースの整備が行われている。
HAZOP の自動化システムに関しては、計算機によるHAZOP 支援システムやFT自動解析システムについて、各国で研究が行われるところである。

【参考文献】

(1) DP-1633 Component Failure-Rate Data With Potential Applicability to a Nuclear Fuel Reprocessing Plant, 1982
(2) WHC-SA-1561 The Hanford Site Generic Component Failure-Rate Database Compared with Other Generic Failure-Rate Databases, 1993
(3) Venkatasubramanian, V., et. al., Diagraph-based Models for Automated HAZOP Analysis, Relaib. Engug. and System Safety, Vol.50, pp.33-49 (1995)
(4) D.H.Kuo, et. al., A Prototype for Integrated Automatic Fault Tree/Event Tree/HAZOP Analysis, Comp. Chem. Engng., Vol.21, pp.S923-S928(1997)

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	14	10	10		
要員　　（人／年）	0.2	1.2	1.2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られなかった	人間信頼性評価について、データ収集及び手法整備のいずれもアスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算の確保もできなかった。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	人間信頼性評価について、データ収集及び手法整備のいずれもアスファルト事故対応による人的資源が確保できず、予算の確保もできなかった。。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	□ 適切だった	■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

アスファルト固化処理施設の火災爆発事故をふまえ実施された再処理施設の安全性確認において、本研究の実施において得られたHAZOP等のシステム解析手法に関する知見が大いに活用された。

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究		管理番号 6 ー 2 ー 4
研究課題名 (Title)	高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 Application of PSA to an LMFBR Plant	継続状況	☒ 本年次計画で終了 ☐ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	システム技術開発部　リスク評価技術開発Gr	Nuclear System Safety Research Group
	[氏名]	丹羽　元	Hajime NIWA
	[連絡先]	〒 311-1393　Tel 029-267-4141 茨城県東茨城郡　大洗町成田町4002	4002　Narita,Oarai-machi,Ibaraki-ken,311-1393 JAPAN

キーワード (Key word)	レベル－1 PSA	レベル－2　PSA	炉心損傷	リスク	外的事象
	level-1PSA	level -2 PSA	core damage	risk	external event

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

大型の高速増殖炉モデルプラントを対象に確率論的安全評価を実施することにより、プラントのリスクプロファイルを把握し、安全基準、指針等の整備に資する。

【研究内容（概要）】

イ．事故シーケンスの摘出・定量化

受動的安全性を考慮して、システムモデルを作成し、炉心損傷に至るような事故シーケンスを摘出し、発生確率の定量化を行う。

ロ．炉心損傷過程及びソースタームの評価

支配的な炉心損傷事象推移の評価を実施するとともに、ソースタームについての評価を行い、これを基にリスク低減効果の大きな現象・方策に関する検討を行う。

ハ．外的事象評価

大型高速増殖炉のシステムの特徴を踏まえて、長周期地震動に対する応答特性や損傷の相関、損傷モード等の検討と損傷度の定量化を実施し、これに基づき地震時システム解析を行う。

ニ．主要なリスク因子の分析・整理

支配的事故シーケンス及び安全上重要な系統、機器等を摘出し、高速増殖炉のリスクプロファイルの特徴を分析し、主要なリスク因子について整理する。

様式ー1ー1

【使用主要施設】
なし

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

イ．事故シーケンスの摘出・定量化
現象の不確かさに基づいてモンテカルロ法により受動安全機能の非信頼度を評価するプログラムを整備し、キュリー点電磁石方式自己作動型炉停止機構を備えた高速炉プラントのATWS発生頻度を導出する手法を整備した。

ロ．炉心損傷過程及びソースタームの評価
大型炉の炉心安全性を考慮した設計の方向に沿い、キュリー点方式SASS及びGEMを設置した60万kWe炉心を対象として、事象推移に対する検討を行いATWSの代表的事象と考えられるULOF事象初期段階のイベントツリーを作成した。作成したイベントツリーに対して、シーケンス発生確率の予備的評価を行い、GEMやSASSによるリスク低減効果の概略評価を行った。

ハ．外的事象評価
地震PSAに関連して、高速炉プラントの主冷却系機器の多重性に損傷の相関が及ぼす影響について検討した。

ニ．主要なリスク因子の分析・整理
進捗なし（イ．、ロ．、ハ．の成果を基に実施する）

【成果の達成レベル】
SASSやGEMといった受動安全設備によるリスク低減効果を評価するための手法を整備し、安全保護系や炉停止系等のフォールトツリーモデルと組み合わせることによりシーケンス発生頻度の予備的な定量評価が可能となった。今後、評価上の入力データである現象の不確かさに関連するパラメータの確率分布の設定について、関連情報を整理していく必要がある。

【成果の活用方法及び利用実績】

システムモデル及び事故シーケンスの定量化検討を通じて、プラントの設計、運転あるいは事故現象 に係わる主要なリスク支配因子及び不確かさ要因を総合的に把握し、もって実用化に向けて一層の合理化を可能とする安全設計・評価指針類の策定に資する。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

イ．事故シーケンスの摘出・定量化
受動的安全設備を考慮したプラント過度応答解析結果を基に、受動的安全設備による炉心損傷発生頻度の低減効果を把握する。現象の不確かさに関連するパラメータの確率分布の設定方法について、関連情報を整理する。

ロ．炉心損傷過程及びソースタームの評価
イベントツリー（E/T）に沿って事象推移の解析を行い、E/Tに改訂を加えつつ定量評価を実施し、受動安全設備による事象進展の緩和効果を評価する。さらにE/Tの評価結果に基づいて主要なリスク支配因子と不確かさの要因を把握する。ソースタームの評価については要員減のため削除を検討中。

ハ．外的事象評価
長周期地震動に対する応答特性の検討や損傷度を定量化し、これらに基づいた地震時システム解析を実施する。（要員減の為、これらの研究内容を削除することを検討中）

ニ．主要なリスク因子の分析・整理
上記イ．、ロ．、ハ．の成果を基に分析、整理を実施する

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．受動的安全機能は、プラント異常時の各種パラメータの変動を入力とした物理的原理等に基づく諸現象を利用して安全機能の実現を図るものである。現象に関連するパラメータ（要因変数）には、自然現象のゆらぎや製造時の誤差等に起因する不確定性を伴うことから、要因変数の値の組み合わせによっては受動的安全機能の効果が適切に発揮されない場合がある確率で存在する。このような現象論的不確かさに係わる機能の信頼度評価を実施するため、レスポンスサーフェス法とモンテカルロ法を用いた計算手法の整備を行い、プログラム化を図った。図１に手法の概要を示す。

本プログラムを用いて、ULOF, UTOP事象でのキュリー点電磁石方式の自己作動型炉停止機構(SASS）の信頼度評価を実施した。流量半減時間、隣接集合体出口温度、冷却材輸送遅れ時間、電磁石応答時定数、制御棒切離し温度、ドップラ係数、冷却材反応度係数、出力歪みの各パラメータを要因変数とし、冷却材最高温度等のSASSの成功・失敗を判定する基準変数との関係を示す近似函数式を、プラント過渡応答解析例を基に設定したデータからレスポンスサーフェス法により導出した。さらに、要因変数の確率分布（平均値や標準偏差等の確率パラメータ）を設定し、近似函数式と合わせてモンテカルロ法によりSASS作動失敗確率を導出した。評価に当たっては関連する研究の基礎データ等を参考に入力データを設定した。

この結果を動燃設計60万kW大型高速炉プラントの炉停止系フォールトツリーモデルと合わせてSASSありプラントのATWS発生頻度の予備的評価を行った（図２）。炉停止系は主炉停止系と後備炉停止系の２系統から構成され、SASSを設置する後備炉停止系は安全保護系からの信号にもクレジットを取っている。SASSによるバックアップが考慮できるのは、安全保護系からのスクラム信号による後備炉停止系制御棒保持電源遮断に失敗した場合である。起因事象カテゴリーに依存して、ATWS発生確率に対する後備炉停止系制御棒保持電源遮断失敗確率の寄与が異なり、またULOF型となるかUTOP型となるか等の現象面での違いがあるため、SASSの効果は起因事象カテゴリーによって異なったものとなっている。本適用計算を通じて、受動的安全機能を考慮した炉心損傷発生頻度評価手法確立の見通しを得ることができた

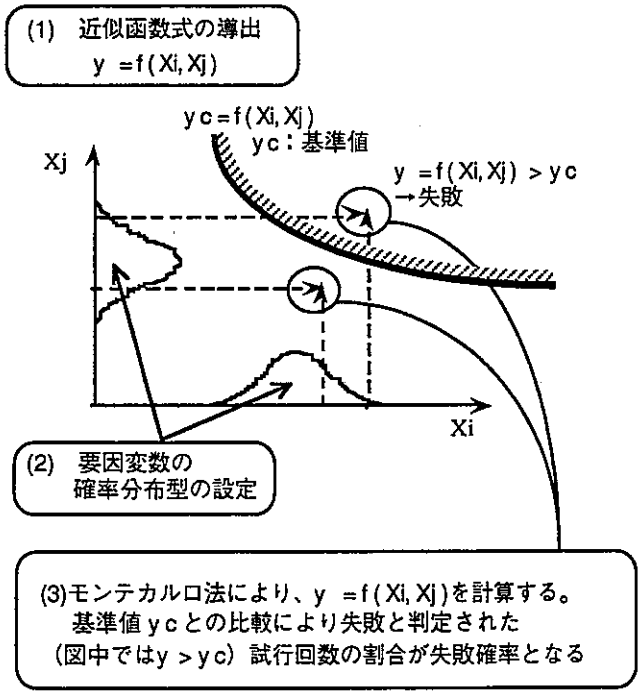


図１　受動的安全機能の失敗確率評価方法

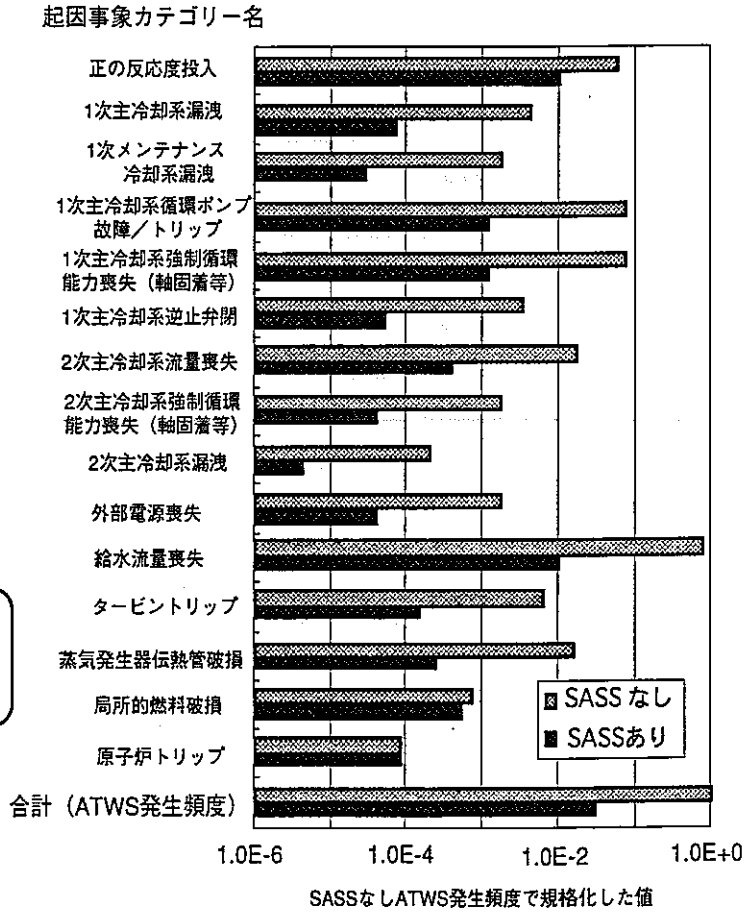


図2　SASSあり炉心とSASSなし炉心の ATWS発生頻度の比較
（予備的評価）

【研究成果】

ロ．電気出力60万kWeの高速炉プラントで、炉心周辺部に1層分のGEM集合体、後備炉停止系にSASS制御棒集合体を設置した炉心に対する解析検討を行い、図3に示すULOF事象初期段階のE/Tを作成した。

GEM反応度のノミナル値は-1.5ドル程度と見積もられており、これは出力を静定させ得る負反応度である（シーケンスA）。しかし核計算の不確かさに起因して、1σ幅で0.5ドル程度の不確かさが存在する。GEM反応度を約-1ドル程度（ノミナル値＋1σ）とした場合、ポニーモーターが起動されて10%程度の炉心流量が維持されれば、少なくとも10分程度の間は冷却材の沸騰には至らないことを解析により確認した。この10分間の間に運転員による原子炉手動トリップ操作に成功すれば冷却材の沸騰は回避される（B）。手動スクラム操作に失敗してもSASSがしかるべき時間内に落下すれば冷却材の沸騰は回避される（C）。ポニーモーターの起動が無くとも、SASSの作動により冷却材の沸騰は回避される可能性がある（E）。SASSについては全数固着のようなことが無い限り遅延してでも何本かは落下すると考えてよく、その場合には沸騰の拡大によるボイド反応度の挿入とSASSによる負反応度投入との競合過程となるものと考えられる（D、F）。

GEM反応度が小さい場合には（GEMが設置されなかった場合も含む）、ポニーモーター起動前に冷却材の沸騰の可能性がある。しかしSASSが落下すれば冷却材の沸騰は回避される（G）。SASSの落下による負の反応度投入が十分ではない場合には、早い場合には事象開始後20秒以前に冷却材の沸騰の可能性があるが、何体かのSASSの落下があれば沸騰開始時刻は遅延し、その後のポニーモーターの起動の有無も影響して、沸騰の拡大によるボイド反応度の挿入とSASSによる負反応度投入との競合過程となるものと考えられる（H）。

以上のように、GEMとSASSが設置された炉心では、従来炉で想定したような単純なULOFの事象推移とはならず、これらによる負の反応度効果と沸騰による正のボイド反応度との競合過程が存在するものと考えられる。言い換えれば、この炉心においては従来型の早いULOF事象推移となる確率は極めて小さいであろうと考えられる。

上で説明したイベントツリーに対して分岐確率の概括的な評価を行い、シーケンス発生確率の予備的な評価を実施した。

GEM反応度に対しては、平均値=-1.5ドル, 1σ= - 0.5ドルの正規分布を仮定し、GEM反応度を約-1ドル程度とした場合の解析結果は、-1.5～ -0.5ドル（2σ）までの範囲に適用可能（同様な結果となる）と想定し、GEM反応度が -0.5ドル（2σ）以上では、GEM反応度が0ドルの場合と同等であるものと仮定した。

ポニーモータ起動失敗確率、手動トリップ操作失敗確率については、動燃設計60万kWe大型高速炉プラントの炉停止系フォールトツリーモデルを基に設定した。ポニーモータは主炉停止系または後備炉停止系の遮断器開信号により起動信号が発せられるが、3ループ全てが起動に成功することを成功基準とした。運転員による手動トリップ操作失敗確率は、猶予時間が10分程度ではあるものの、事故管理方策の1つとしてATWS事象発生に対応した異常時手順書が整備されなおかつ十分な訓練が行われるものとの想定の基、スキルベールの操作であるとし、5×10^{-3} の値を設定している。

SASSの作動失敗確率は、平成8年度に実施した予備的な評価結果の値を利用した。SASSの機能は後備炉停止系の制御棒保持電源遮断器開失敗を補うものであることから、SASS作動失敗確率とポニーモータ起動や手動トリップ操作の成功・失敗との従属性を考慮して分岐確率を設定している。

以上の仮定、想定条件の基に導出された分岐確率、および冷却材沸騰に至るシーケンスの条件付き確率（ULOF発生時）を図1のイベントツリー中に記載した。GEMとSASSを併用した本炉心では、ULOF発生時であっても冷却材沸騰に至るシーケンスの割合を10^{-3} のオーダにまで低減できるとの見通しを得ることができた。

また、本イベントツリーモデルを基に、GEM、SASSの各々についてリスク増加価値（対象とする安全設備の機能喪失確率＝1とした場合の、冷却材沸騰シーケンスの条件付き確率の増加割合）を求めると、それぞれ約4、約57となる。予備的な評価ではあるものの、リスク低減に対してはSASSの貢献度がより大きい結果となっている。

【研究成果】

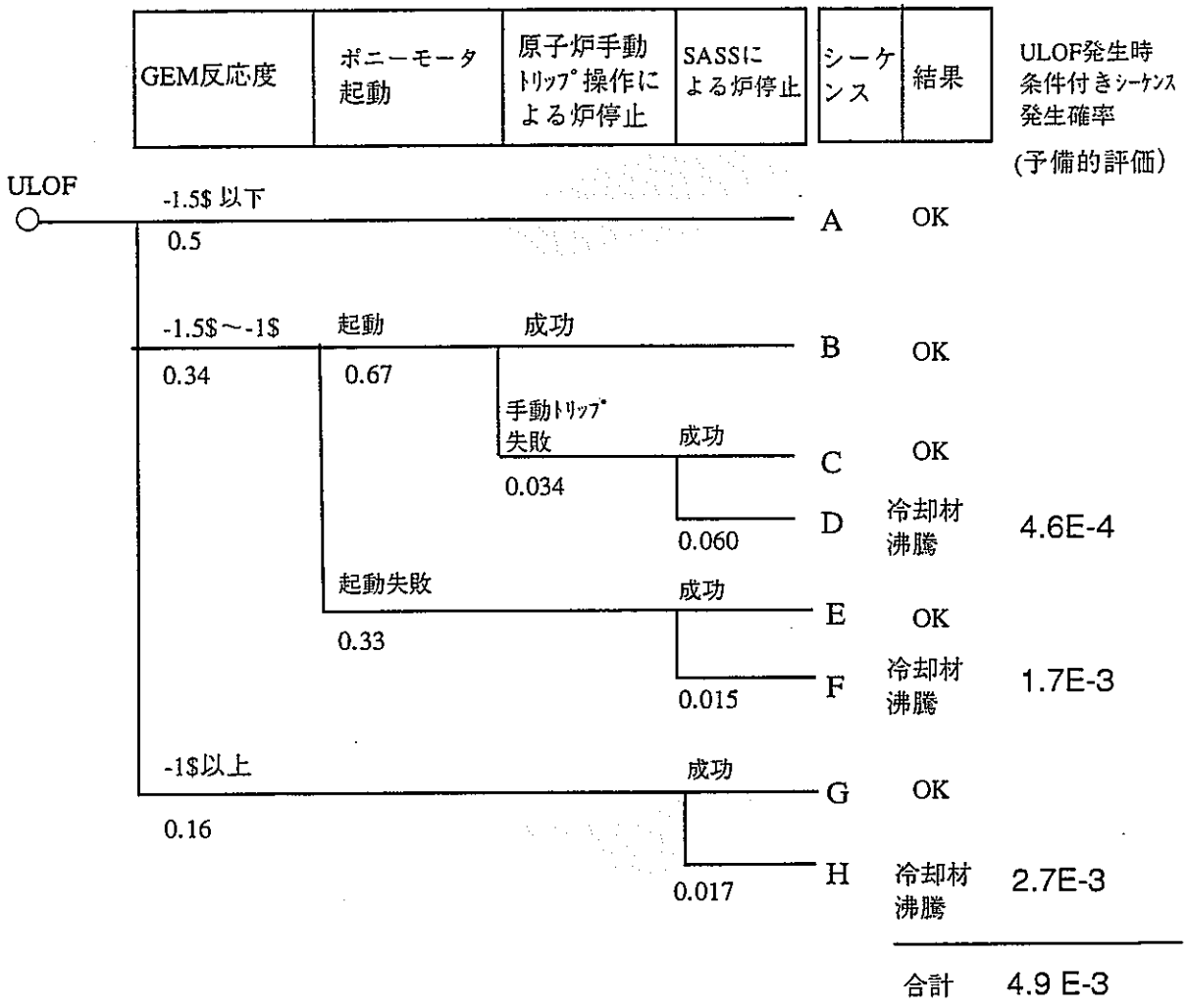


図３　大型炉ULOF事象初期段階のイベントツリーと分岐確率

上述のケース（基本ケース）では、GEMの負反応度の不確かさ分布については、平均値：-1.5ドル、標準偏差σ：平均値の約30%の正規分布とした。不確かさ幅（以下、σ）に関しては、今後の実験測定に基づく評価精度向上によりその大きさが減少する可能性がある。また、GEM単独で事象が静定するために必要な最低限の負の反応度の上限値（以下、ρ１）をノミナル値の-1.5ドルと設定し、手動トリップ操作が考慮可能な時間余裕を与えるGEM反応度の上限値（ρ2）を-1ドルとしているが、より現実的な（または詳細な）プラント動特性解析の実施によりこれらの設定値は変化する可能性がある。

上述の評価モデルを用いて、これらのパラメータ（σ、ρ１、ρ2）に対する冷却材沸騰シーケンス発生頻度の感度を評価した。図４はρ2を-1ドル一定としてσ、ρ1　を変化させた場合、図５はρ1を-1.5ドル一定としてσ、ρ２を変化させた場合、図6はσを33%一定としてρ1、ρ２を変化させた場合の冷却材沸騰シーケンスの発生頻度の変化割合を3次元等高線図としてプロットしたものである。

これらによれば、冷却材沸騰シーケンスの発生頻度低減効果が最も大きい結果となっているのは、σが減少し、ρ1が増加（絶対値が減少）する場合である。従って、予測精度の向上によりGEM反応度の不確かさを減少させることに加えて、より詳細な解析によりGEM単独で事象静定するための負の反応度の上限値（ρ１）を明確にすることが、GEMのリスク低減効果を把握する上で重要であると推定できる。

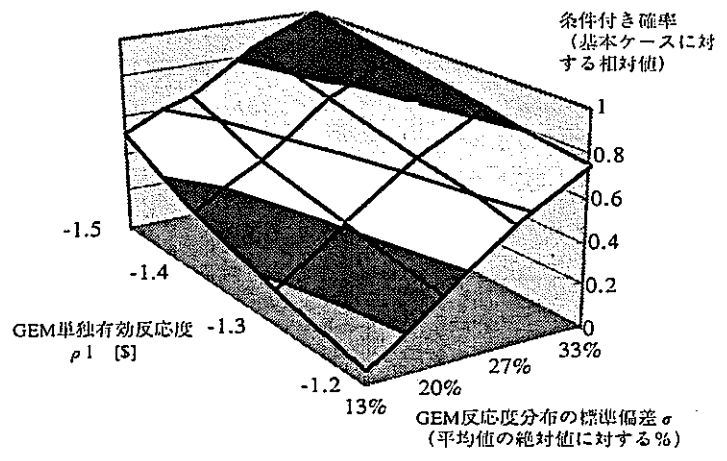


図４　冷却材沸騰シーケンス発生条件付き確率の変化（その１）

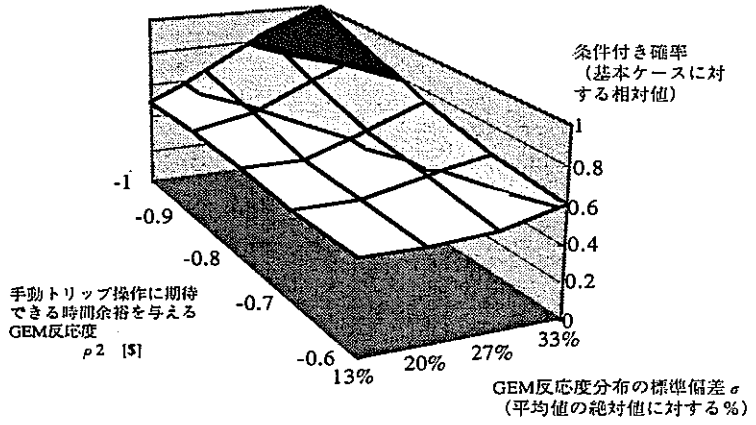


図５　冷却材沸騰シーケンス発生条件付き確率の変化（その２）

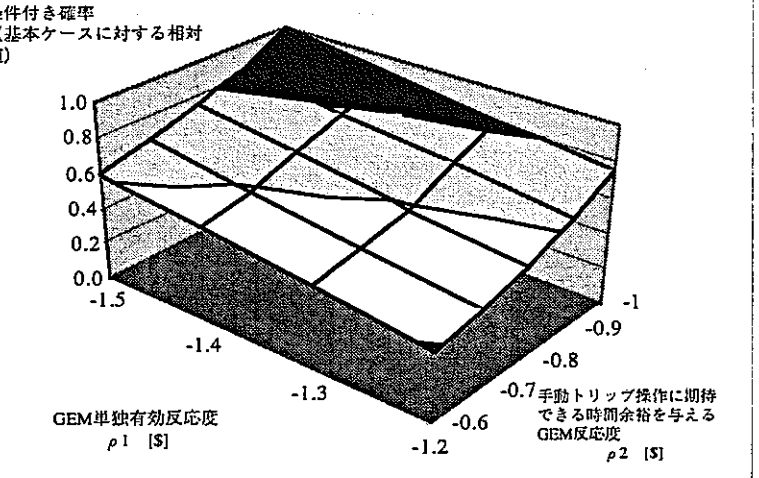


図６　冷却材沸騰シーケンス発生条件付き確率の変化（その３）

ハ．地震PSAに関連して、高速炉プラントの主冷却系機器の多重性に損傷の相関が及ぼす影響について、モンテカルロ法応答解析により評価を実施した。その結果、相関係数は地震入力に起因する部分は０．７５、地盤と建物に起因する部分は約１、合計で約０．９であることが示された。また、このときの損傷モードはホットレグあるいはクロスオーバーレグ配管の損傷により、崩壊熱除去ができなくなるモードがもっともあり得ることが示された。これらの結果に基づき、地震リスク評価を行う場合に支配的な損傷モードの決定や、相関係数の提示が可能となった。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

1. R. Nakai, A. Yamaguchi, "Study of rationalized safety design based on the seismic PSA for an LMFBR", Reli. Eng. & Sys. Safty 62, p221-p234 (1998)
2. A. Yamaguchi, Seismic failure probability evaluation of redundant fast breeder reactor piping system by probabilistic structural response analysis, Nuclear Engineering Design 175, pp237-245 (1997)
3. 中井、「高速炉レベルー２　PSA簡易評価システムの開発」原子力学会1996年秋の大会
4. 三原、他、「受動的安全設備を考慮したULOFシーケンス初期段階のイベントツリー評価ー事象推移の検討とシーケンス確率の予備的評価」原子力学会1999年春の年会
5. 三原、他、「受動的安全設備を考慮したULOF起因過程初期シーケンス発生頻度評価手法の整備」JNC TN9400 99-003, 1998

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】
受動的安全性を考慮した高速炉プラントの確率論的安全評価（PSA）研究としては、概念設計段階のFBR実証炉プラントを対象としたレベル－１PSA適用研究が実施され、自己作動型炉停止機構（SASS）の設置による炉心損傷発生頻度の低減効果が評価されている[1]。また、水平免震機構を備えた高速炉プラントを対象として地震PSAが実施され[2]、プラントの耐震安全性は免震装置の非線形特性と耐震裕度に支配されること等、耐震プラントとは異なる特徴が示されている。ソースタム関係では、電力において、1600MWtクラスの高速炉を対象としたULOF事故時のソースターム挙動の検討評価が進められている[3]。

【参考文献】
1. K. Okada, K.Tarutani, K. Shibata, M. Ueta, et al., "The Design of a backup reactor shutdown system of DFBR", IAEA-TECDOC-884, 1996.
2. 坂場他、「免震FBRプラントの地震時確率論的安全評価」、日本原子力学会「1997秋の大会」、1997
3. M. Fukasawa, et al., "R&D Needs for the Evaluation of Behaviors of Radioactive Materials of Large Scale FBRs," IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996

【海外の研究の現状と動向】

ロシアの高速炉プラントBN800に対して、許認可上の要請により設計段階でPSAが実施されている[1]。受動安全性を考慮した確率論的安全評価としては、主に次世代型軽水炉プラントを対象とした適用研究が行われている。米国の次世代型軽水炉AP600を対象としたPRA[2]では、感度解析により自然現象や計算モデル等の種々の要因に起因する不確かさの影響を考慮した保守的な成功基準を設定して、不確かさ幅を包絡するような炉心損傷発生頻度や早期大規模放出発生頻度を判断指標とする手法[3]により、安全目標との適合性 の比較等が行われている。地震PSAの評価手法については、ほぼ、標準的な手法が確立されており、これは 米国、西欧、東欧、アジアの原子力発電所の地震安全評価に適用されている。これらはいずれも軽水炉を対象としたものである[4]。ソースターム関係では、仏においてカバーガスソースタームの考え方についての検討が進められている[5]。これは、ソースターム評価の指標として炉心崩壊時にカバーガスに移行する放 射性物質の量を目安とする考え方である。また、EFR炉を対象としたCONTAIN/LMR コードによる解析も実施されている[6]。

【参考文献】

1. Yu.E. Bagdassrov, "Safety of fast neutron reactor power units under operation and design in Russia", Nucl. Eng. and Des., Vol. 173, 1997
2. T. Bueter, P. Stevenson, S. Sancaktar, et al., "Results of the AP600 advanced plant probabilistic risk assessment", PSA'96, Sep. - Oct. 1996
3. N. S. Saltos, A. El-bassioni, C. P. Tzanos, "A risk-based margins approach for passive system performance reliability analysis", IAEA-TECDOC-872, 1996
4. R. Campbell, et al., "Seismic re-evaluation of nuclear facilities worldwide: overview and status", Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, 1998
5. F. Balard, and B. Carluec, "Evaluation of the LMFBR cover gas source term and synthesis of the associated R&D," IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996
6. B. Carluec, S. Dechelette, and F. Balard, "Radiological Release Analysis for the EFR Project" IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	30	24	21		
要員　　（人／年）	1.2	1.5	0.6		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	キュリー点方式SASSやGEMを設置した60万kWe炉心のULOF炉心損傷事象推移に関するイベントツリーを構築し、プラントシステムモデルと合わせて条件付きシーケンス発生確率の予備的な評価を実施し、従来の評価シナリオとの相違点を明確にした。地震PSAに関連して主冷却系機器の多重性に損傷の相関が及ぼす影響を評価した。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる □ その他	■ 安全性の向上に反映できる （上段は複数回答可）	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	受動安全設備を考慮したリスク評価手法を活用することにより主要なリスク支配因子と不確かさの要因を把握し、リスク低減に有効な方策や研究課題のランキング付けに利用可能な情報を整理していくことができる。 地震リスク評価を行う場合に支配的な損傷モードの決定や、相関係数の提示が可能となった
3.研究は年次計画どおり進捗したか	□ 計画どおりに進捗した	■ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	キュリー点方式SASS及びGEMを設置した60万kWe炉心を対象として、ATWSの代表的事象と考えられるULOF事象のイベントツリー（E/T）を作成し、事象推移に対する検討と予備的なシーケンス発生確率の評価を行った。地震PSAでは機器損傷の相関の検討を実施した。ソースターム評価については、「もんじゅ」漏えい対策関連のタスクを優先したことから進捗なし。
4.研究開発資源は適切か （1）予算 （2）要員	■ 適切だった □ 適切だった	□ 不適切だった ■ 不適切だった	□ 時期が不適切だった □ 時期が不適切だった	現在までに、もんじゅ漏洩対策、他部所への異動等の理由によりマンパワーが大幅に不足した状態が続いており、手法の整備・基礎的な検討のみで手一杯であり、具体的な評価作業への取り組みが遅れつつある。
5.自由評価欄				

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究		管理番号 6 ー 2 ー 5
研究課題名 (Title)	核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究 Study on the Application of PSA to Nuclear Fuel Cycle Facilities	継続状況	☐ 本年次計画で終了 ☒ 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成10年度

研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel.No.)	[所属]	安全管理部　安全工学グループ	Safety Engineering Group, Environment and Safety Division
	[氏名]	野尻　一郎	Ichiro Nojiri
	[連絡先]	〒 319-1194　Tel 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33	4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194

キーワード (Key word)	確率論的安全評価	核燃料施設	フォールトツリー解析	水素爆発事象	放射性物質放出リスク
	PSA	nuclear fuel cycle facility	fault tree anslysis	hydrogen explosion event	radioactivity release risk

関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関)	
	実証試験名 (実施機関)	
	委託研究名 (実施機関)	

【研究目的】

再処理施設、ＭＯＸ施設等の核燃料施設についてモデルプラントへのＰＳＡ適用研究を実施し、核燃料施設の安全性の確保・向上に資するとともに、指針等を整備する際のデータの提供に資する。

【研究内容（概要）】

イ．異常事象等のシーケンスの摘出・定量化

異常事象・事故のシナリオを検討するとともに、システムモデルを作成し、事故シーケンスの摘出及びその発生確率の定量化を行う。

ロ．異常事象等推移解析及び放射性物質の移行評価

異常事象等の推移を解析・評価するための手法の開発・整備を行い、これらを用いて、モデルプラントにおける放射性物質の移行評価を行う。

ハ．主要なリスク因子の分析・整理

事象発生確率、放射性物質放出リスクの結果等を用いて、主要なリスク因子について分析・整理する。

様式ー１ー１

【使用主要施設】
東海再処理工場

【進捗状況（平成8年度～平成10年度）】

東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設を参考に、
イ．焙焼還元炉における水素爆発事象の事象発生確率の定量化検討を行った。

ロ．水素爆発のソースモデルの検討をEVENTを用いて行うとともにSTARを用いて、脱硝廃ガスの除染機器の機能低下及び焙焼還元炉での水素爆発における放射性物質放出リスクの定量化検討を行った。

ハ．イ．ロ．の検討からMOX転換工程におけるリスク因子を把握した。

【成果の達成レベル】
MOX転換工程について、放射性物質の放出リスクの定量化の検討を行い、所期の成果が得られた。

【成果の活用方法及び利用実績】

平成９年３月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の事故調査委員会の最終報告を受けて開始した東海再処理施設の安全性確認作業及び運転管理上の問題点の対応としての火災・爆発に対する安全対策の検討作業において、本研究において得られた知見、成果が活用された。

【今後の予定（平成11年度～平成12年度の計画）】

ガラス固化処理工程について放射性物質放出リスクの定量化検討を行うとともに、リスク因子の検討を行う。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ．脱硝廃ガスの除染機器の機能低下における放射性物質放出リスクの定量化検討

① システムモデルの作成及び事象発生確率の定量化検討

東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設の脱硝工程における廃ガス処理工程を参考として、放射性エアロゾルの除去機能を有する機器である脱硝廃気凝縮器、洗浄塔及びHEPAフィルタの３つについて、機器の機能低下又は機能喪失の事象発生確率の定量化検討を行った。脱硝廃気凝縮器については冷却水循環ポンプの故障、洗浄塔については洗浄塔循環ポンプの故障、HEPAフィルタについては脱硝廃気凝縮器の機能喪失による高湿の脱硝廃ガスの流入による機能喪失をそれぞれ起因事象としてフォールトツリー解析を行い、事象発生確率として、冷却水循環停止については異常検知機能が正常な場合で約2.4×10^{-2} /年、異常検知機能がすべて喪失した場合で約1.1×10^{-6} /年、洗浄塔洗浄液循環停止については、約7.1×10^{-4} /年を得た。

② 放出ツリーの作成並びにソース及びバリアモデルの作成

放出ツリーの作成においては、ソースとして脱硝装置、バリアとして脱硝廃気凝縮器、サイクロン式ミストセパレータ、洗浄塔、デミスタ、除湿器、加温器、及びHEPAフィルタを対象機器とした。ソースモデルは平常時の運転状態として脱硝装置内の溶液の沸騰状態とした。バリアモデルのうち脱硝廃気凝縮器、洗浄塔及びHEPAフィルタについては、正常状態と故障状態を想定し、その他の機器は正常状態のみを想定した。また、エアロゾルの移行モデルについては、ドイツのPSE プロジェクトにおいて開発されたモデルを参考として作成し、パラメータについては東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設のデータを参考に設定した。

③ 放射性物質放出リスクの算出

放射性物質放出リスクの算出は、脱硝廃気凝縮器の異常検知機能が正常な場合とすべて喪失した場合の２ケース、エアロゾルの粒子中央径が5.0 μm、12.0μm、30.0μmの３種類で合計６ケースについて、STARコードを用いて行った。結果の例として、エアロゾル中央粒径5.0 μmにおけるリスクを図１に示す。これらの結果から、エアロゾルの粒径が放出量にかなり影響すること、凝縮器の機能喪失による高湿ガスの流入によるHEPAフィルタの機能喪失が生じない限り、放射性物質の放出リスクは平常時のリスクを下回ることが示された。

ロ．焙焼還元炉での水素爆発における放射性物質放出リスクの定量化検討

① システムモデルの作成及び事象発生確率の定量化検討

焙焼還元炉での水素爆発の事象発生確率については、前年度の定量化検討の結果を用いた。加えて、運転終了後における水素爆発の発生の検討として、還元運転終了後の窒素ガスによる掃気失敗を起因事象としてフォールトツリー解析を行い、水素反応量が最大となる水素濃度29％での水素爆発の事象発生確率として、約1.0×10^{-4} /年を得た。

② 放出ツリーの作成並びにソース及びバリアモデルの作成

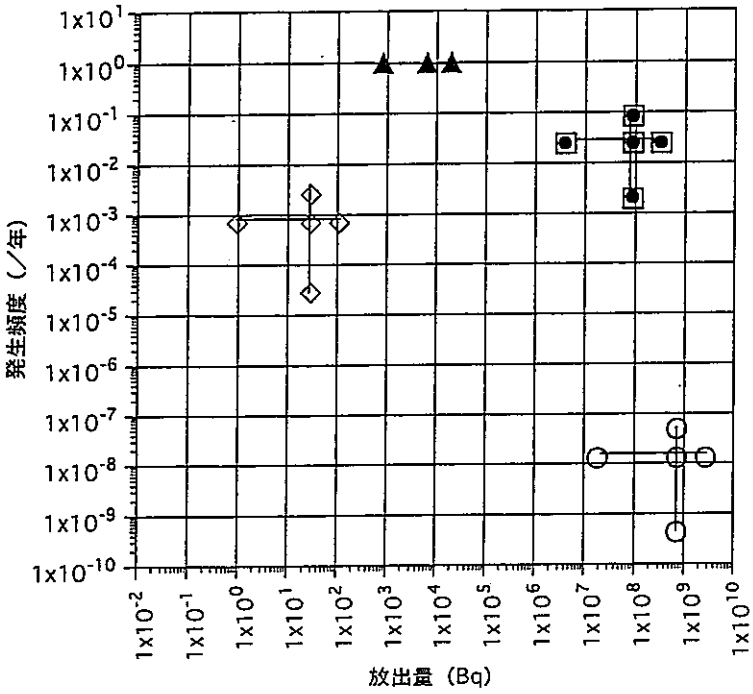
放出ツリーは、水素爆発時のバウンダリの破壊を考慮して、放出ルートを廃ガス系、グローブボックス廃気系、建屋換気系の３つのルートを想定し、事象が極めて短時間で収束することを考慮して、それぞれのルートについて作成した。

ソースモデルについては、EVENT コードによる解析を行い、爆発時に気中へ移行するMOX 粉末の量を設定した。バリアモデルについては、EVENT コードの解析結果から、焙焼還元炉、グローブボックス及びフィルタの爆発による影響を評価した。EVENT の計算結果として29％水素爆発時の圧力変化をを図２に示す。これより、運転中の水素爆発時（爆発下限の水素濃度4%）においては、炉内圧力の上昇がみられず、バリアはすべて健全に保たれることが示された。これに対して、運転停止後の水素爆発時（水素濃度29％）には、炉内圧力の上昇により、バリアの健全性が維持できない放出ルートがあることが示された。ただし、HEPAフィルタについてはいずれのルートにおいても圧力上昇の評価結果から健全性が維持できると判断された。

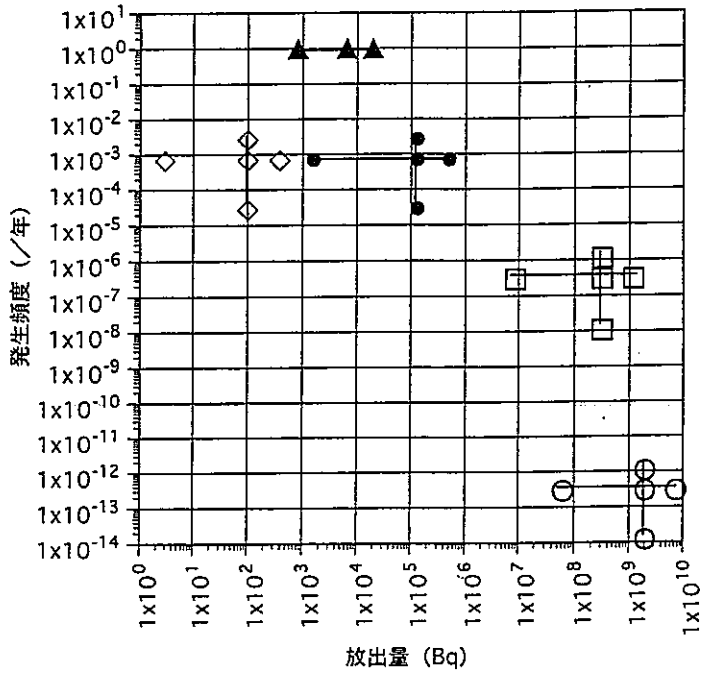
③ 放射性物質放出リスクの算出

放射性物質放出リスクの算出は、４％水素爆発時、29％水素爆発時での焙焼還元炉廃ガス系からの放出、グローブボックス排気系からの放出、建屋換気系からの放出の４つのケースについて行った。その結果を図３に示す。これより、４％水素爆発時のリスクは平常時に対して十分低いこと、29％水素爆発時には複数の放出ルートが生じるが、これらうち最もリスクが高いグローブボックス排気系からの放出リスクが平常時に比べて１桁程度高くなることが示された。

【研究成果】



脱硝廃気凝縮器異常検知機能が正常な場合



脱硝廃気凝縮器異常検知機能が全て喪失した場合

▲ 平常運転時

◇ 洗浄塔機能喪失

□ 凝縮器機能喪失＋HEPAフィルタ破損

○ （凝縮器機能喪失＋HEPAフィルタ破損）＋洗浄塔機能喪失

● 故障状態代表値

図１　脱硝オフガス工程における放射性物質放出リスク
（エアロゾル中央粒径　5.0μm）

【研究成果】

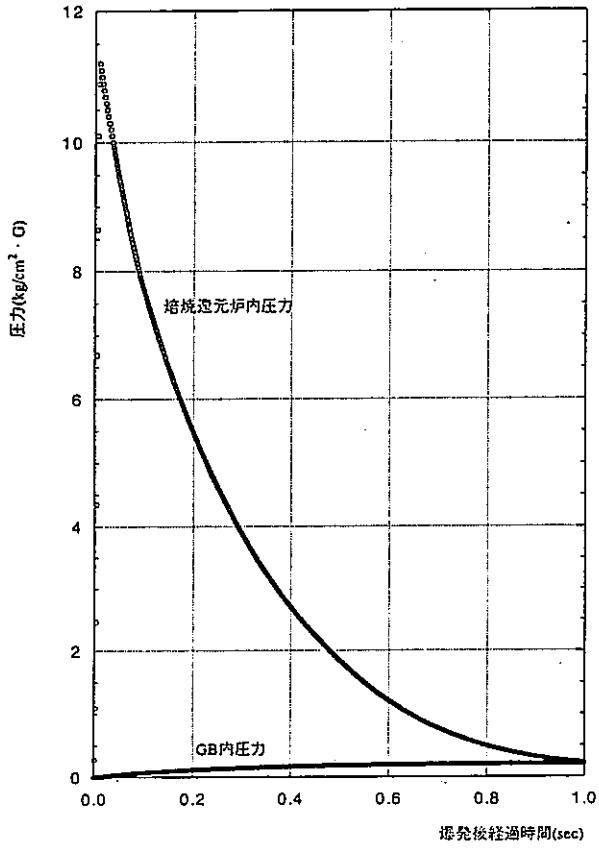


図２　２９％水素爆発時の圧力変化

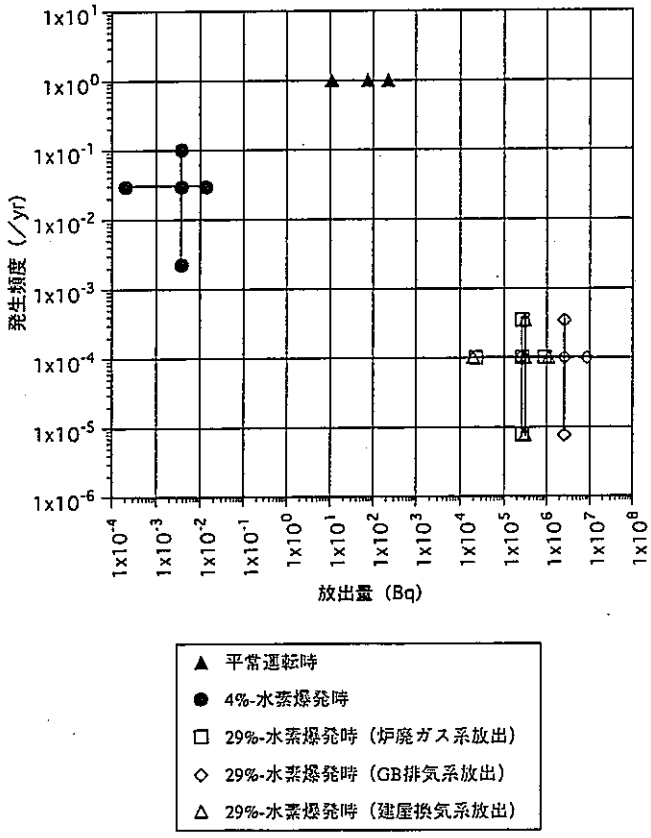


図３　焙焼還元炉の水素爆発時の放射性物質放出リスク

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

なし

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

核燃料施設のPSA に関連する活動としては、1992年にIAEAがnon-reactor 施設を対象としたPSA のガイドを作成するための会合を行い、その結果がIAEA-TECDOC-711 として報告されている。その後、IAEAにおいては活動がなかったが、1997年に再開された。海外の核燃料施設のPSA に関しては、上述のIAEA-TECDOC-711 にまとめられている。特に、英国では、すでに施設の許認可においてPSA がその安全性の判断のために採用されている。

米国では、DOE の原子力研究所の化学プロセス施設を対象とした安全管理のためのハンドブックが1996年にDOE から出され、さらに関連したハンドブックも出されている。

【参考文献】

(1) IAEA-TECDOC-711 Use of probabilistic safety assessment for nuclear installations with large inventory of radioactive material, 1992
(2) DOE-HDBK-1101-96 Process Safety Manegement for Highly Hazardous Chemicals, 1996
(3) DOE-HDBM-1100-96 Chemical Process Hazards Analysis, 1996
(4) NUREG-1601 Chemical Process Safety at Fuel Cycle Facilities, 1997

【研究開発資源】

年　　度	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
経費概算（百万円）	12	3	8		
要員　　（人／年）	0.2	0.2	0.2		

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄			説　明　欄
1.当初予定していた成果が得られたか。 （成果の達成レベル）	□ 予定以上の成果が得られた	■ 予定どおりの成果が得られた	□ 予定どおりの成果が得られなかった	プルトニウム転換工程の主要な機器である脱硝装置及び焙焼還元炉に着目して放射性物質放出リスクの定量化検討を行い、この工程における安全性に関する有用な知見が得られた。
2.成果が有効に反映されるか。 （成果の活用方策）	□ 指針・基準類の整備に反映できる	■ 安全性の向上に反映できる	□ 国際基準・協力等へ貢献できる	東海再処理施設の安全性確認作業において、本検討で得られた知見等が活用された。
	□ その他	（上段は複数回答可）		
3.研究は年次計画どおり進捗したか	■ 計画どおりに進捗した	□ 計画どおりに進捗しなかった	□ 外的条件の変化に対応した	プルトニウム転換工程についてレベル２ＰＳＡに相当する解析を行い、工程の安全性に関する知見を得るとともに、手法の適用性が確認できた。
4.研究開発資源は適切か (1) 予算	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	
(2) 要員	■ 適切だった	□ 不適切だった	□ 時期が不適切だった	

5.自由評価欄

・予算の制約から評価範囲が限られた。

・要員が確保できず人的な技術の継承はできていない。

様式－１－７