

平成 8 年度安全研究成果（成果票）

－原子力施設等安全研究年次計画（平成 8 年度～平成12年度）－

技 術 資 料		
開示区分	レポート No.	受 領 日
T	N1410 97-043	97.12.03

この資料は技術管理室保存資料です
閲覧には技術資料閲覧票が必要です
動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部技術管理室

1997年11月

動 力 炉 ・ 核 燃 料 開 発 事 業 团

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Evaluatin and Patent Office, Power Reactor and Nuclear
Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku,
Tokyo 107, Japan

© 1997 動力炉・核燃料開発事業団

(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1996年11月

平成 8 年度安全研究成果（成果票）
－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 安全部安全研究課

要 旨

平成 9 年10月 9 日の科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室からの協力依頼に基づき、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；22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 8 年度安全研究の成果票を作成した。

本報告書は、国に提出した成果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	6
2-2-1 炉心反応度の評価に関する研究	10
2-2-2 高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究	14
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	18
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	22
2-5-1 機器・配管の寿命予測評価法の研究	26
2-5-2 LBB の評価手法に関する研究	30
2-6-1 受動的安全特性の強化に関する研究	33
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	36
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	40
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	44
2-9-1 燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究	47
2-10-1 自然循環除熱に関する研究	51
2-10-2 過渡伝熱流動現象評価に関する研究	55
2-11-1 ナトリウム燃焼に関する研究	61
2-11-2 ナトリウム-水反応に関する研究	65
2-12-1 炉内安全試験施設に関する検討	68
2-13-1 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	72
2-13-2 炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究	76
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	80
2-15-1 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	84

核燃料施設

3-1-4	未臨界度測定システムの開発	89
3-1-6	M O X 加工施設等の臨界管理に関する研究	93
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	96
3-3-4	異常事象評価試験研究	99
3-3-7	グローブボックス等の安全性試験	103
3-3-8	M O X 粉末の安全取扱い技術の研究	106
3-3-9	水素混合ガスの安全性の研究	109
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	113
3-4-1	供用期間中検査技術の向上に関する研究	116
3-4-2	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究	119
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	122
3-5-1	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究	126
3-6-1	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究	130
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	133
3-7-1	T R U 廃棄物の非破壊測定技術に関する研究	136
3-8-2	ヨウ素除去技術高度化開発	139
3-8-3	クリプトン回収・固定化技術に関する研究	142

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） 146

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	152
6-1-4 高速増殖炉のP S A手法の改良と信頼性データの整備	155
6-1-7 核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究	158
6-2-4 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施	161
6-2-5 核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究	165

高 速 增 殖 炉

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室 [氏 名] 丹羽 元 [連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141 Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center, Hajime NIWA, 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN				
キーワード key word	安全設計・評価 safety design/evaluation	信頼性確保 reliability achievement	多重性 redundancy	多様性 diversity	要求条件 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）：				
主要レポート名等	総数 0 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【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抽出し、安全設計と安全評価の整合性を図る。					
【研究内容（概要）】					
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

イ. 自然循環による崩壊熱除去機能について、信頼度の観点から系統構成機器を分類した上で、様々な系統構成についての非信頼度を最新の機器信頼性データに基づいて定量化した。また、系統構成に関する要求条件の予備的検討を実施した。

ロ. 平成9年度より実施する。

ハ. 平成10年度より実施する。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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、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、崩壊熱除去系の運用に関する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D R A C S、P R A C S およびI R A C S）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. 自己作動型炉停止機構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M S - 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)空気冷却器のペ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ヶ月、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。

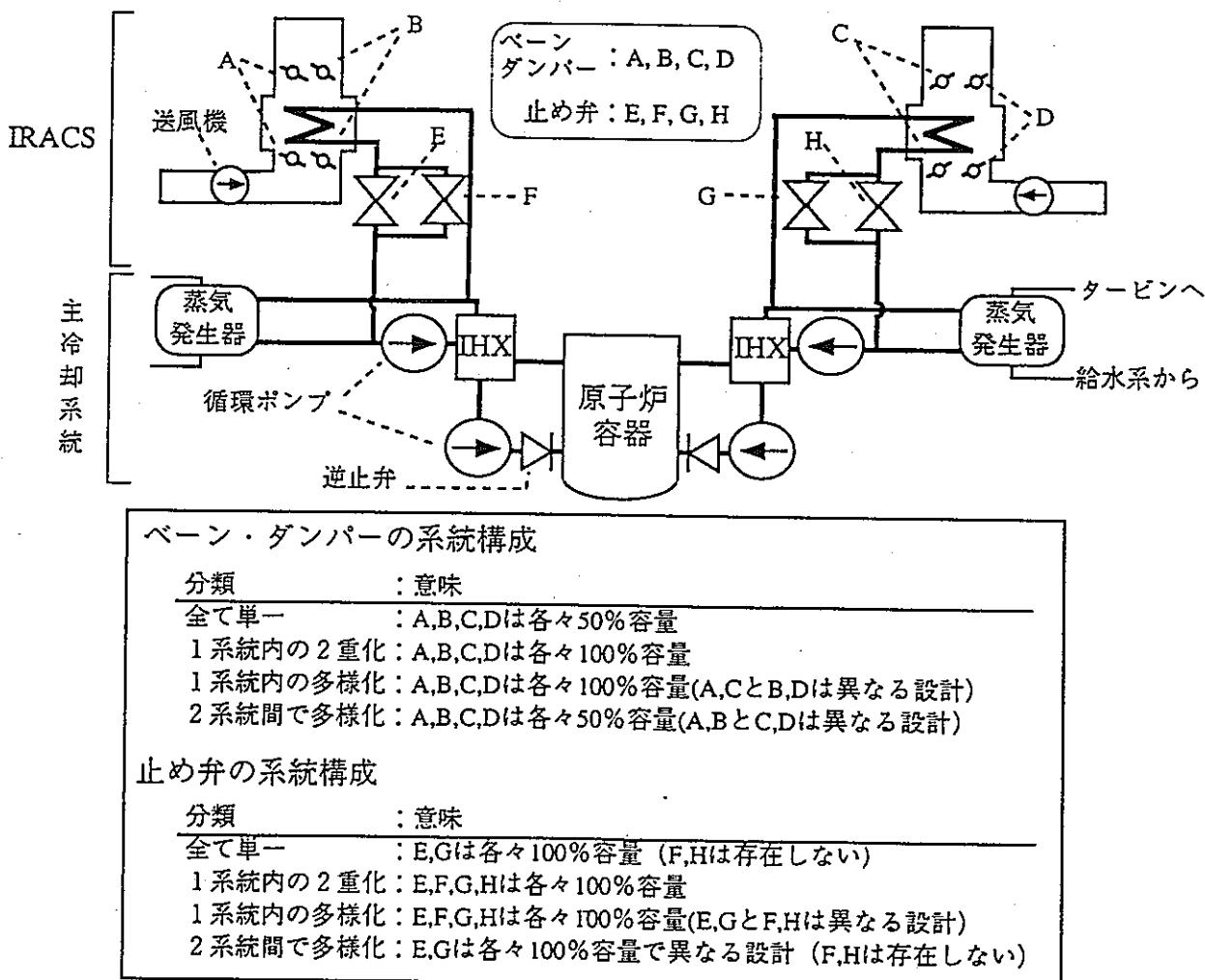


図1 中間補助炉心冷却系 (IRACS) 方式の原子炉冷却系の系統構成 (2系統)

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、これらの多重化・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分以上とす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。ペーン・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。

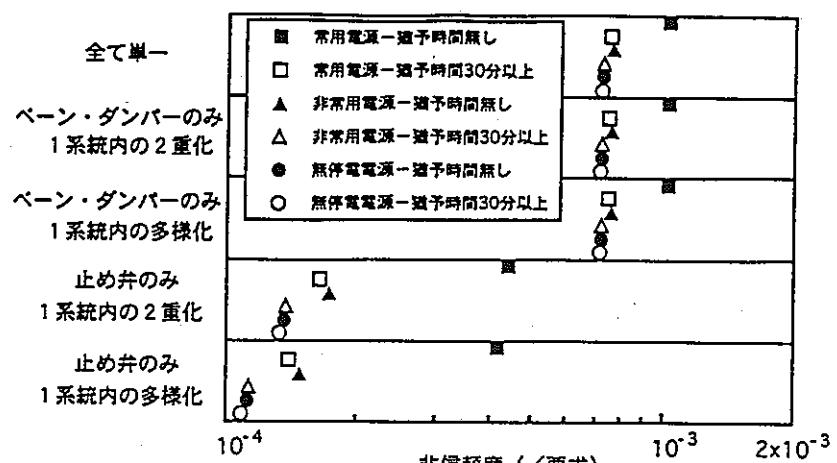


図2 IRACS方式の自然循環除熱1系統の非信頼度

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、水・蒸気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。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・多様化に加えてペ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、水・蒸気系が使える場合には、弁、ペーン、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。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。

水・蒸気系をも考慮した自然循環除熱による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を達成するための安全設計上の主要な要求条件は摘出された。

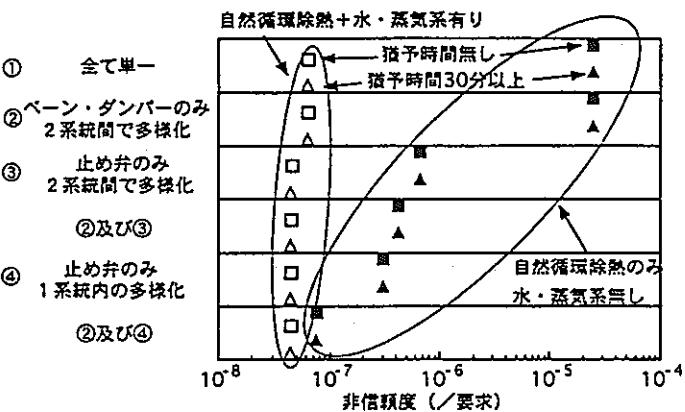


図3 IRACS方式の自然循環除熱2系統の非信頼度

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-1-2
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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 大洗工学センター基盤技術開発部 リソリューション技術開発室 〔氏 名〕 丹羽 元 〔連絡先〕 ☎ 3111-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141		Oarai Engineering Center Advanced Technology Division/Nuclear System Safety and Reliability Research Section/Hajime Niwa 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, Japan	
キーワード key word	安全評価事象 safety assessment event	安全評価条件 conditions for safety assessment	炉心損傷事象 core disruptive 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）：			
主要レポート名等	総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 高速増殖炉の安全研究及び確率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）】 <p>高速増殖炉の安全研究及び確率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る事象、炉心局部事故、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。</p>				
【使用主要施設】 なし				

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

実証炉クラスのプラントに対する炉心損傷事象（CDA）の評価・検討に基づいて、「付加的限界事象」に区分されるCDA の安全評価事象としての想定や評価の条件について検討した。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

- H 9 炉心損傷事故に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
- H10 炉心局所事故に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
- 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－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。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

今年度は安全評価条件等の検討の始めとして、事象区分における「付加的限界事象」の定義の見直し、及び炉心損傷事象に関する評価条件の検討を行った。

(1) 「付加的限界事象」

従来の定義では「付加的限界事象」を設計基準事象を越えて安全設計の深みを評価する事象として定義しており、許認可の枠組みで考慮すべき必然性が明記されておらず、今後の再臨界問題の排除などの研究成果や運転経験の蓄積が反映され得ない記述になっている。従って、将来的には「付加的限界事象」を許認可の枠組みから削除できる可能性を明らかにするため、実証炉段階では高速炉が研究開発段階であること、炉心損傷の影響が厳しいことを加えて、表1のように位置づけを修正した。また、評価対象事象は、事象の厳しさの観点でULOFを選定し、他の事象についてはULOFに包絡されること、あるいは運転員による回避措置が明確化されることを要件としている。

表1 「付加的限界事象」の事象区分等に関する修正案

	事象区分の主旨	評価事象の例	評価条件	判断基準
修正案	高速炉が研究開発段階にあることと炉心損傷の影響の厳しさを考慮して、設計基準で想定される事象よりも更に発生頻度は低く、技術的見地からは起こるとは到底考えられないが、炉心の著しい損傷の可能性がある事象について、その事象の影響が当該プラント内で緩和され、環境へ放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。	炉心損傷に至りうる事象 ATWS / ULOF	最確評価	<ul style="list-style-type: none"> ・バウンダリにかかる圧力一部材全体の終局耐圧が確保されライナの変形能の範囲に止まること (RCCVの場合) ・バウンダリにかかる温度 <250~300°C (今後確認要) ・被ばく評価値は立地評価の被ばく評価値未満のこと
従来の案	「希有事象」を越える苛酷な状態であって、発生する頻度は更に低く、技術的見地から起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される事象であり、事象の発生を仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性のある場合においても、原子炉格納施設の機能が確保され、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。	ATWS / ULOF (1次主冷却系配管大口径破損) (集合体大規模閉塞)	最確評価 单一故障想定せず	<ul style="list-style-type: none"> ・バウンダリにかかる圧力：部材全体の終局耐圧が確保されるとともにライナの変形能の範囲に止まることを目安とする (RCCVの場合) ・バウンダリにかかる温度 <250~300°C (今後確認要) ・周辺の公衆に対し、放射線障害を与えないこと (今後検討要)

(2) 炉心損傷事象評価に基づく知見の整理

実証炉クラスのプラントに対するATWS事象の評価・検討結果に基づいて、「付加的限界事象」に分類されるATWSの安全評価事象としての想定や評価の条件、評価に際しての留意点等について検討・整理した。

キュリー点式SASS、GEM（ガス膨張モジュール）の扱い

これらの機器は安全系として許認可用の安全評価の上で正式に効果を考慮し得る段階ではないため、事象推移の評価においてその効果を期待しない。しかしULOFのような起因事象が発生した場合を想定すれば、これらの機器が事象推移に対して悪影響を及ぼすことも考えられる。従って挿入反応度の不確かさ幅の範囲で、これらの効果に期待しない場合と比較して、事故影響の包絡性を確認しておく必要がある。特にGEMについては、事象推移を緩和する効果はあるものの、プレナムガスの放出や燃料の破損時には入口プレナム圧が上昇する可能性もあることが、留意点として整理された。

【研究成果】**UTOP（制御棒誤引き抜き時炉停止失敗）事象について**

新たな「付加的限界事象」の定義においても、UTOP事象の事故影響がULOF事象に包絡されていることが示されなければならない。

実証炉においては、UTOPに対して、制御棒1体の反応度値が制限されていること、引き抜き速度及び引き抜き量も機械的に制限されていることなどから、炉停止の失敗を想定しても、現実的な想定の範囲では急速に炉心損傷に至る可能性は小さい。しかし大型炉においては制御帽の引き抜きによって空間的な出力歪みが生じて燃料破損に至るまでの裕度が減少する可能性があるため、この効果を取り入れたUTOP事象評価を通じて燃料破損・炉心損傷に至る状況を明らかにし、事故影響がULOF事象に包絡され得ることを確認しておく必要性が留意点として整理された。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】**【発表予定】**

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室</p> <p>【氏 名】 若林 利男 Toshio Wakabayashi</p> <p>【連絡先】 〒 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p>			O-arai Engineering Center Core Physics Research Section Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN	
キーワード key word	ドッパー反応度 Doppler reactivity	ナボイド反応度 sodium void reactivity	共分散 covariance	臨界実験 critical experiment	炉定数調整 cross-section adjustment
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）： 高速炉用共分散データの整備（原研）</p>				
主要レポート名等	<p>(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) 総数 5 件</p> <p>（その他レポート等については研究成果欄参照）</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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（ドッパー反応度、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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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り扱いが必要となるドッパー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。</p> <p>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、燃焼炉心で重要な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</p>					

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（ドップラー反応度、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。ここでドップラー反応度については、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。

二. 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。ここでは、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。

【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」

【成果の活用方法】

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、実証炉やリサイクル炉の安全審査におけるバックアップともなる。

【進捗状況】

イ. 精度評価関連コードシステムの整備

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。

ロ. 精度評価関連データ群の整備

(1) 自己遮蔽因子の温度勾配の共分散の評価

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) ドップラー反応度のC/E値評価及び予備的な炉定数調整

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、予備的な炉定数調整を行って、その予測精度向上の可能性を検討した。

ハ. 平成9年度から実施。

二. 平成10年度から実施。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

精度評価関連コードシステム及び微分・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

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 $S_{f'}$ 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。従って、このエネルギー領域の自己遮蔽因子を調整すれば、ドップラー反応度の予測精度を改善できる可能性がある。

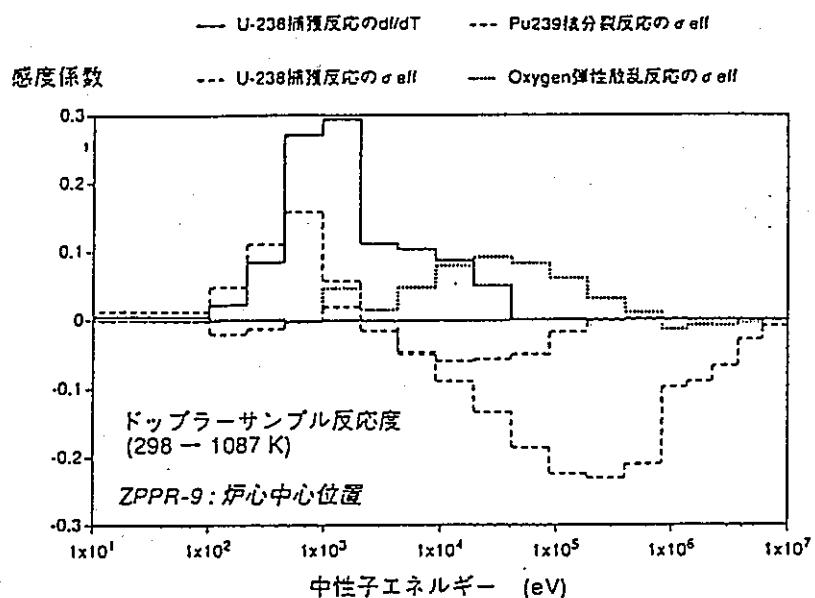


図1 ZPPR-9臨界実験のドップラー反応度の感度係数

ロ. 精度評価関連データ群の整備

(1) 自己遮蔽因子の温度勾配の誤差データ評価

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、JENDL-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⁽¹⁾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) JUPITERドップラー反応度の評価と予備的な調整

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。⁽¹⁾⁽²⁾

このC/E値（温度範囲により計5データ）と従来のJUPITER実験解析による84個のC/E値を合わせ、上記で評価した感度係数及び核データ共分散を用いて予備的な炉定数調整を行った。結果を図2に示す

【研究成果】

が、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、改善の余地がある。このための方策として、JUPITER以外のドップラー反応度実験を解析し、比較検討して原因を究明する予定である。

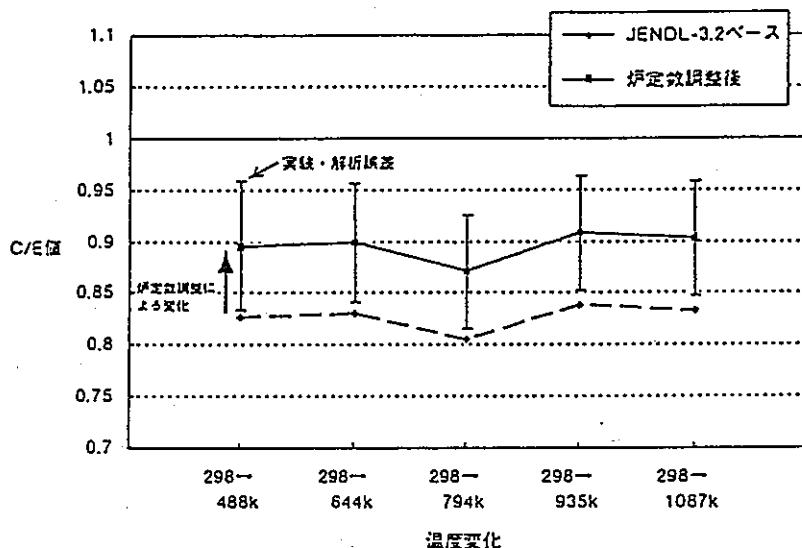


図2 ドップラー反応度の炉定数調整結果
(ZPPR-9炉心、JENDL-3.2ベース)

* 1) 中川庸達、他：「 ^{58}Fe 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 及び ^{238}U 共鳴パラメータの誤差の推定」、JAERI-Research 97-035 (1997年5月)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (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 of 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)

【発表予定】

なし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 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 on Core Safety Evaluation of High Burnup Fast Reactor Core		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室 [氏 名] 若林 利男 [連絡先] 〒 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>O-arai Engineering Center Core Physics Research Section Toshio Wakabayashi 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>				
キーワード	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
key word	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	<p>共同研究名（実施機関）：①バック・ツー・バック(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)</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(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). 総数 9 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【研究目的】					
<p>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。</p>					
【研究内容（概要）】					
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
【使用主要施設】					
<p>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</p>					

【成果の活用方法】

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やMA燃焼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ために活用される。

【進捗状況】

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Am-241及びAm-243の核分裂断面積測定結果の評価を行った。また、東北大加速器を用いてMA核種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。

(3) 高速エネルギー領域での希土類核種の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。

(4) 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MA核種崩壊熱測定を行うための準備（気送管設備の製作調整、検出器の調整、U-235を用いた予備照射実験等）を行った。

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

Pu燃焼高速炉において、Pu同位体組成比（Puベクター）の変化が炉心特性に与える影響について検討した。

(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した。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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. MA核種の核断面積の測定・評価

高速エネルギー領域でのMA核種の核分裂断面積の測定評価を継続するとともに、MA核種の捕獲吸收断面積の測定評価に着手する。また、東大弥生炉を用いてMA核種崩壊熱の測定・評価を実施する。

ロ. Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価

多様なPu燃焼高速炉（Uなし炉心、窒化物燃料炉心等）について検討する。MA及びFP装荷高速炉の炉心特性（ボイド反応度、ドップラー係数等）を評価するとともに、MA及びFPの最適配置についても検討する。

【その他 今後の発展性等】

とくになし。

【研究成果】

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

測定はAm-241, Am-243共に、グローリーホール中心（平均エネルギー1.44MeV）と中心より50mm上（平均エネルギー1.30MeV）、中心より100mm上（平均エネルギー0.824MeV）の3点で行った。今回の測定値は誤差5%以内の精度で求まった。各種核データライブラリーを用いて計算したAm-241の反応率比(C/E)を図1に示す。Am-241に対しては、炉心中心では、各種核データライブラリーの方が15%程度、過小評価することが分かった。その他の測定点では、よく一致している。また、Am-243に対しては、炉心中心では、JENDL-3.2はよく一致しているが、ENDF/B-VI, JEF-2.2では12%程度、過小評価となっていることが分かった。

(2) 共鳴エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価⁽⁸⁾

Am-241では、Dabbs等の実験値およびENDF/B-VIの評価値は本実験値とよい一致を示したが、JENDL-3.2の評価値は10~200eV領域において1.2~2.3倍低い値を示した。Am-243のENDF/B-VIは15~60eV領域で低く、JENDL-3.2は100eV以上の領域で全体に低くなっている。Am-242mに関する予備的実験では、ENDF/B-VI、JENDL-3.2の評価値に近い結果が得られた。

(3) 高速エネルギー領域での希土類核種の捕獲断面積の測定評価⁽⁹⁾

入射中性子エネルギー10~560KeVの範囲で、Nd-143とNd-145の捕獲断面積を誤差約4%の精度で求めることができた。今回の測定値とJENDL-3.2の評価値との比較を行った結果、JENDL-3.2は図2に示すようにNd-143については良い評価を行っているが、Nd-145については中性子エネルギー依存性を弱く評価しており、40~70KeVの領域では良い評価となっているが、30KeV以下では10~20%の過小評価、560KeVでは約20%の過大評価となっていることが明らかになった。

□. MA及びPu燃焼炉心の核特性評価

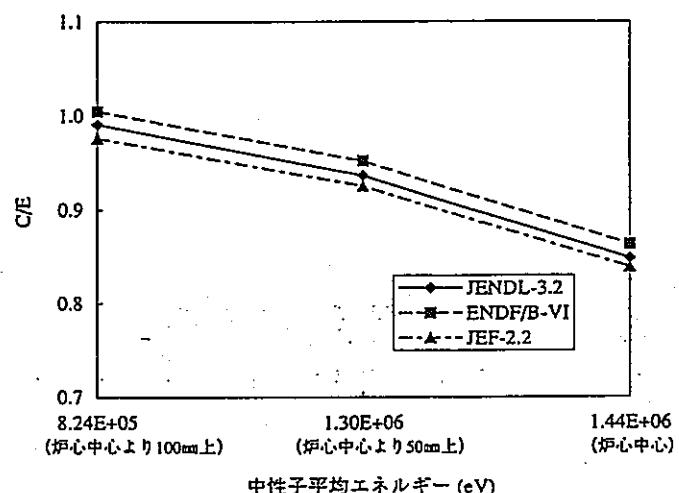


図1 各種中性子エネルギーにおけるAm-241のC/Eの比較

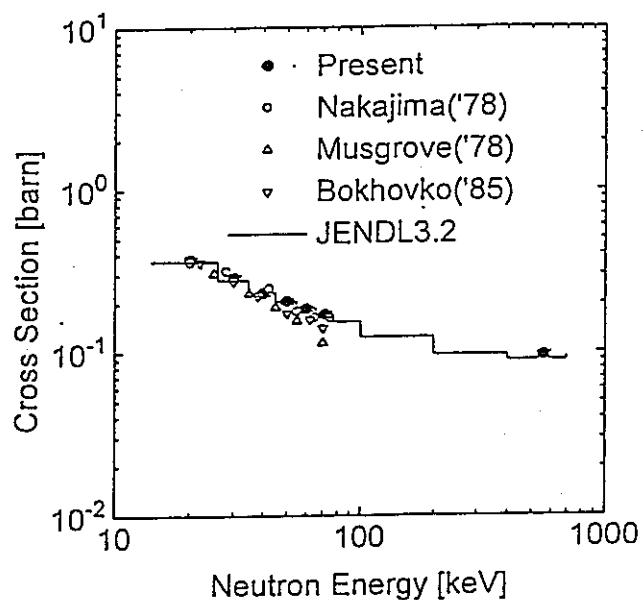


図2 Nd-143の中性子捕獲断面積の測定結果とJENDL-3.2との比較

(1) Pu燃焼炉心の核特性評価^{(3), (6)}

Pu燃焼型高速炉におけるPu同位体組成比(Puベクター)変化の炉心特性に与える影響を調べ、更に対応する方策を検討し、最終的には、同一炉心において各種Puベクターの燃料を燃焼できる最適炉心を示した。600MWeクラス高速炉炉心をベースとし、軽水炉取り出しPu組成をレファレンスPuベクターとし、2つの極端なPuベクター(高フィッサイルPu:解体核Pu、劣化Pu:多重リサイクルPu)の場合について解析評価した。

Pu燃焼型高速炉は、Puベクターの変化に対して、燃料体積比を調整(幾つかの燃料ピンを希釈ピンで置き換えたり、燃料ピン径を変更する方策)することにより対応できることが分かった。Pu燃焼効率を増大させるためにはPu富化度を増加させる必要がある。燃料体積比を低減してPu富化度を増加させるために希釈材として、ZrH_{1.7}を使用した場合、炉心性能(運転期間、ドップラー係数等)が大幅に改善されることが分かった。ただし、劣化Puにたいしては、燃料ピンサイズを大幅に増加させることに加えて、制御棒ワースのマージンを確保するためには、制御棒本数の増加が必要となることが分かった。

今回の検討により、燃料ピン径の増大や制御棒本数の増加により、ラッパー管サイズを変更せずに、1つの炉心で幅広いPuベクターを持つ燃料を燃焼できる炉心概念を構築することができた。これにより、高速炉のPu燃焼における柔軟性を示すことができた。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (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) 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).
- (4) 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.
- (5) 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
- (6) 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.
- (7) 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
- (8) 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
- (9) 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

【発表予定】

とくになし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部燃料技術開発室</p> <p>[氏 名] 浅賀 健男</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎ 029-267-4141</p>			Oarai Engineering Center, Advanced Technology Division, Nuclear Fuel Research Section ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-13 81-29-267-4141
キーワード key word	燃料ピン設計 fuel pin design	スエリング swelling	照射効果 irradiation effect	照射挙動評価 fuel irradiation behavior
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価（九州大学） 平成8・9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グ解析（京都大学） 平成8・9年度 			
主要レポート名等	<p>(1)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</p> <p>(2)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秋の大会、F 39 総数 10件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>「常陽」、照射燃料集合体試験施設(MMF)、照射材料試験施設(MMF)、照射燃料試験施設(AGF)</p>				

【成果の活用方法】

- 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を評価するとともに、解析評価に適用して破損裕度の評価に反映する。
- 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。

【進捗状況】

- イ、高燃焼度燃料挙動の解明を目的に、「常陽」等でペレットピーク燃焼度130GWd/tの高燃焼度まで照射した燃料要素を対象として燃料ペレットと被覆管とのギャップ幅の変化挙動及びギャップ部におけるFP分布挙動評価のまとめを前期年次計画からの継続作業として行った。
- ロ、米国FFTF炉で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の照射後試験による強度特性評価を行うため、米国から日本への試料輸送を行った。
- 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に着手した。
- 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ととも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する機械的相互作用(BDI)挙動の評価を行った。また、BDI挙動解析コード整備の一環として、BDI発生時の被覆管変形解析モデルの検討を行い、結果のまとめ作業を実施中である。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- 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。燃料ペレットのスエリング挙動については、大学との共同研究によって挙動の解明を行う。
- 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開始し、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の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】

ハ、SUS316相当ステンレス鋼被覆管のスエリング挙動評価

「常陽」で燃料要素として照射した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評価を行った^{(1) (2) (3) (4)}。

「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、照射温度約500 °C・高速中性子照射量が $4.4 \sim 18 \times 10^{26} n/m^2$ ($E > 0.1 MeV$)の試料を対象とし、透過型電子顕微鏡による組織観察を行った。

20%の冷間加工によって導入された高密度の転位は照射によって徐々に回復する現象が認められた。照射量が約 $8 \times 10^{26} n/m^2$ ($E > 0.1 MeV$)を超えるとリン化物の形成が認められた。約 $15 \times 10^{26} n/m^2$ ($E > 0.1 MeV$)を超えるとM₆C析出物の顕著な生成とポイド発生が認められ、同時にリン化物の再固溶による数密度の減少が生じていた。図1に析出物、転位密度、ポイド数密度の照射量依存性を示す。

上記の組織変化挙動から、スエリング・ポイドの発生は、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。この原因是、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・ポイドの成長を促進したと考えられる。

より高照射量の試料の照射後試験を行ってスエリング挙動の解明を継続する必要がある。

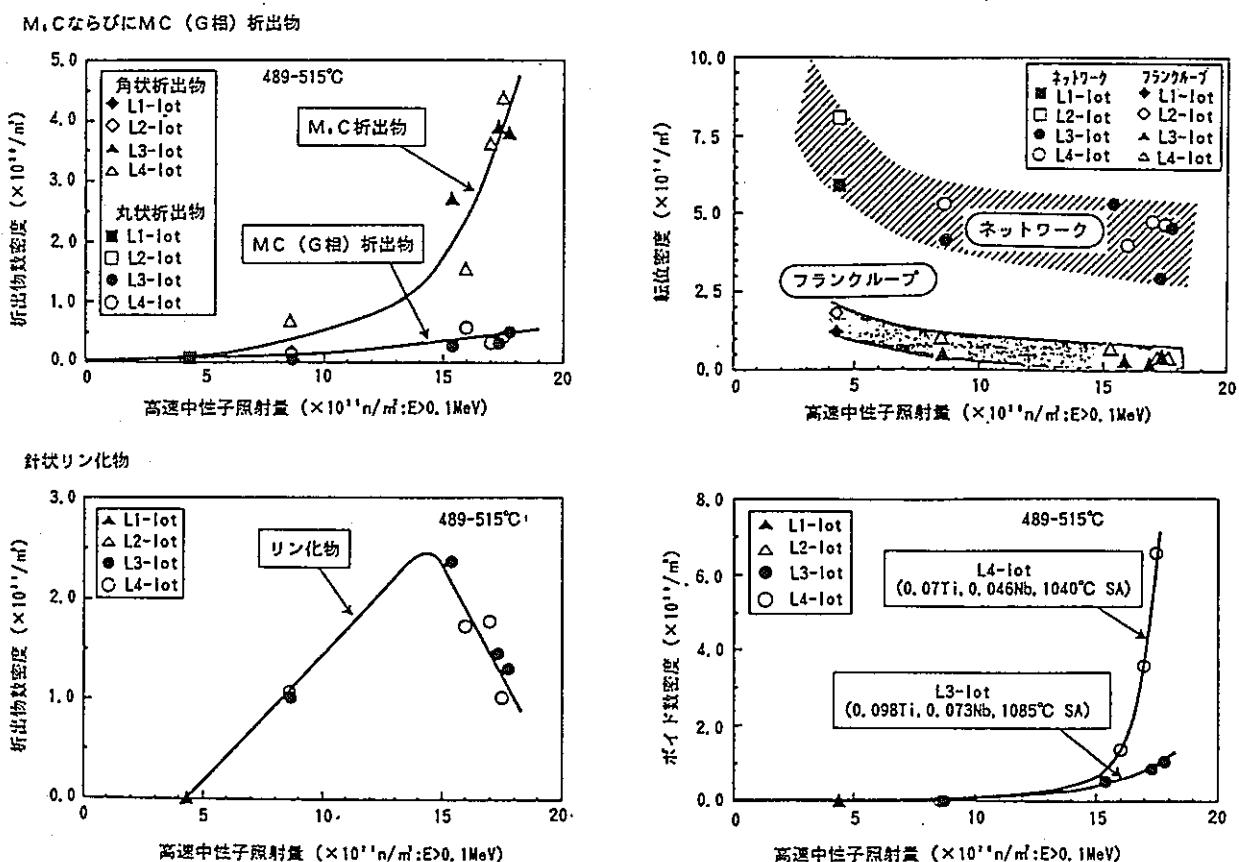


図1 析出物、転位密度、ポイド数密度の照射量依存性

二、定常照射時における燃料要素の破損特性評価

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とともに作成した。燃料要素の照射後試験結果を検討した結果、燃料-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。

今後は、定常照射時に破損した他の燃料要素に評価の範囲を拡大するとともに、PNC316・PNC1520における適用性の検討を行い、燃料要素破損限界および破損裕度の評価に資する予定である。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)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
- (4)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
- (5)K.Maeda et.al., Fission Product Behavior in Peripheral Region of FBR Mixed-Oxide Fuel Pellet under High Burnup Condition, Interfacial Effects in Quantum Engineering Systems(IEQES-96), August 22, 1996 (to be published in Journal of Nuclear Materials)
- (6)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

【発表予定】

- (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
- (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
- (9)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
- (10)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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 もんじゅ建設所 機構開発部 プラント技術評価グループ</p> <p>【氏 名】 渡士克巳 【連絡先】 〒919-12 福井県敦賀市白木 2 丁目 1 ☎0770(39)1031</p> <p>Plant Technology Development Gr., Technology Development Division, Monju Construction Office Watashi Katsumi</p>			
キーワード key word	放射性腐食生成物 corrosion product	トリチウム tritium	核分裂生成物 fission product	被ばく低減 radiation dose reduction
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>[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%出力試験における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について」（第4報告書），pp4-29～4-31 ，1996年9月</p> <p>総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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) 等の放射性線源の評価法の高度化を図るとともに, 抑制技術を開発し, 保険時の被ばく及び放射性廃棄物の低減に資する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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なうとともに、「もんじゅ」体系適用のための改良整備を行なう。</p> <p>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獲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、磁気フィルター）による除去、トリチウムの抑制として、(3) コールドトラッピング法と2次系CTの除染・再生・廃棄、(4) ベント型制御棒トリチウムホールドアップ機構、FP抑制として、(4) 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なう。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>高速増殖原型炉「もんじゅ」：プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料ナトリウム 冷却高速中性子炉 714 MW_{th} 高速実験炉「常陽」：同上型式 100 MW_{th}</p>				

【成果の活用方法】

「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。また、「もんじゅ」安全総点検及び次年度より計画されてい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ドの相互検証）に反映される。

【進捗状況】

- イ. 通常運転時放射線源挙動評価法の開発：(1) 「常陽」において前年度に実施した、 γ 線検出用シンチレーション光ファイバ測定システムによるCP測定結果と評価について、報告書としてまとめた。(2) 線源評価技術の保存と被ばく管理への適用を目的として、計算から結果の可視化までを統合的に行う、「もんじゅ」を対象とした高速炉CP線源評価システム構築に着手した。(3) 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故原因究明の一環として、事故時の放射線状況とトリチウム放出量の評価を実施するとともに、「もんじゅ」性能試験（出力上昇試験）時トリチウム分布測定データ解析のため、解析コード（モデルとプラントデータ）の改良整備を実施した。
- ロ. 燃料破損時FP挙動評価法の開発：「常陽」での燃料破損時の運転法最適化に関する研究で述べる。
- ハ. 線源抑制技術の開発：「もんじゅ」におけるトリチウムモニタリング強化と放出低減化のための設備改修計画の検討を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 通常運転時放射線源挙動評価法の開発：(1) 「常陽」プラント各部におけるトリチウム濃度分布を測定し、原子炉の運転状況とトリチウム濃度の相関や大気中での化学形態を評価し、挙動解析法の高度化に資する。(2) 「もんじゅ」性能試験時及び日欧協力により入手されるPhenixプラントのトリチウムと水素分布測定データの解析により、トリチウム・水素挙動相関及びCT捕獲機構等について解明し、挙動解析コードの検証を行い、「もんじゅ」安全総点検及び改修計画等に資する。(3) 「もんじゅ」を対象にした高速炉CP線源評価システムの構築を行う（9年度カットライ完成予定）。
- ロ. 燃料破損時FP挙動評価法の開発：「常陽」において開発される一般的な解析手法の「もんじゅ」体系への適用化を図る。
- ハ. 線源抑制技術の開発：「もんじゅ」プラントにおけるトリチウムモニタリング強化と放出低減化のための設備改修を進めるとともに、オンライントリチウム計及び2次系CT保守（トリチウム処理）技術開発計画の検討を進める。

【その他 今後の発展性等】

特になし。

【研究成果】

(1) 光ファイバ検出器による CP 線量率分布測定法の高精度化 [2][3]

前年度までに、「常陽」1次冷却系配管機器周りの CP による γ 線量当量率分布を測定するため、シンチレーション光ファイバ (PSF) の適用を行い、 γ 線量率の精密な連続分布測定を可能とした（詳細は H 3～H 7 年度成果報告書調査票参照）。

(2) 高速炉 CP 線源評価システムの構築

高速増殖原型炉「もんじゅ」を対象として、高速炉 CP 線源評価システムの構築に着手した。これは、高速炉 CP 挙動解析評価技術の保存 (VE 技術への適用等) 及びプラント運転管理技術への適用化 (利用性の向上) を目的にするもので、高速炉 1 次冷却系統内の CP 線源分布とこれに基づく線量当量率分布の計算 (入力データ作成、実行、保存)、及び結果の分析や可視化を容易且つ統合的に実施するためのものである。本システムの概念図を図 1 に示したが、システムはネットワーク上のワークステーション (EWS) 上で構築し、情報処理技術に関する高度な専門知識を必要としないエンドユーザにも利用可能なものとする。図 2 には本システムによる結果可視化のイメージ例として、1 次冷却系室内機器 (IHX) 周りの線量当量率マップ (等高分布図) 等値面) を示した。これまでに、システムの概念設計、解析コード (PSYCHE, QAD-CGGP2 など) の EWS への移植、プリプロセッサの機能設計を終了した。H 9 年度にはプリ／ポストプロセッサを作成し、また解析コードと CAD ソフトや可視化ツール及び各種アプリケーションソフトなどのシステム統合化を行い、プロトタイプの構築を完成させる予定である。

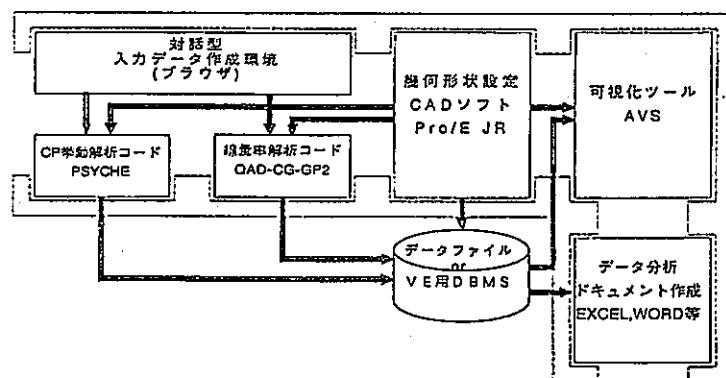


図 1 高速炉 CP 線源評価システム概念図

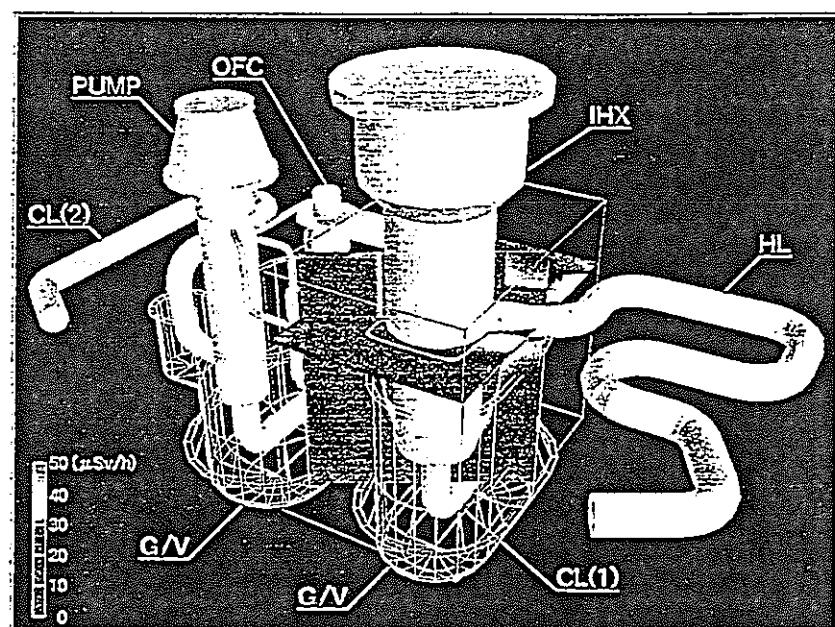


図 2 線量当量率等高分布図可視化例

(3) 高速増殖原型炉「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故におけるトリチウム漏えい量の評価 [1]

平成7年12月8日「もんじゅ」2次ナトリウム冷却系においてナトリウム漏えい事故が発生した。2次冷却系には本来ガンマ線核種は存在せず、放射線モニタ等の指示値はバックグラウンドレベルであり、建物内及び建物外へのガンマ線放出核種の放出はなかった。しかしながら、2次冷却系には微量ながらトリチウムが存在することから、ナトリウム化合物中等のトリチウム量を測定するとともに、建物外への放出量を評価した。2次ナトリウムとカバーガス中のトリチウム濃度及びナトリウム漏えい量 ($640 \pm 42\text{Kg}$) とカバーガス漏えい量 (約 40m^3) から、建物内へのトリチウム放出量は上限値で $5.4 \times 10^7\text{Bq}$ と推定された。

ナトリウム漏えい時に建物内に堆積または飛散したナトリウム化合物試料を採取し、トリチウム濃度を測定した。ナトリウム漏えいの発生した配管室（ループ室）及び排気ガラリより回収した試料中には微量のトリチウムが含まれていたが、他の部屋の試料では極微量ないし検出限界以下であった。この結果から建物内に残留したトリチウム量は $1.0 \times 10^7\text{Bq}$ と推定された。これは、放出量の約2割であるが、漏えいナトリウムの場合は6割以上が建屋内で回収されている。なお、図3に示すようにナトリウム漏えい温度計周辺の化合物中には、他の部分に比べて高い値を示すところもあった。以上の結果からトリチウムの建物外への放出量は、約 $4.4 \times 10^7\text{Bq}$ と推定されたが、原子力発電所から平常時に放出されるトリチウム量（気体廃棄物）である $10^{10}\text{Bq}/\text{月オーダ}^*$ と比べても十分小さな値であった。また、敷地内外の環境監視設備で採取した環境試料（除湿水、降下物、陸水及び海水）の分析結果は、これまで福井県内で認められている実測値の範囲内にあり、これらを踏まえると今回の漏えい事故による環境への影響は認められなかった。

(4) トリチウム挙動解析コード (TTT) の改良整備

「もんじゅ」におけるトリチウムと水素濃度分布測定データの解析のため、解析モデル（管壁透過率、カバーガス移行係数）の実測値適合性のチューニング機能の付加及び評価領域の拡張（空気冷却器、SGカバーガス）、部屋雰囲気移行モデルの整備を実施した。

* 福井県内の軽水炉の放出トリチウムレベル（平成8年度原子力発電所周辺の環境放射能調査報告書（福井県環境放射能測定技術会議））

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

[2] 住野公造等、「光ファイバ検出器を用いた放射性腐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

【発表予定】

なし

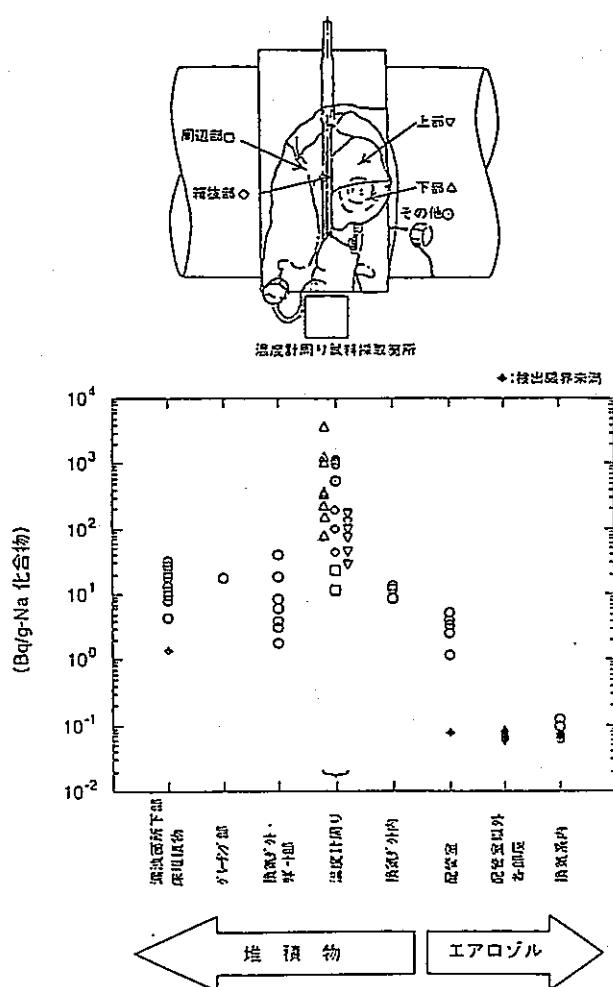


図3 ナトリウム化合物中のトリチウム濃度

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	【所 属】 基盤技術開発部 構造・材料技術開発室 Structure and Material Research Section, Advanced Technology Division 【氏 名】 和田 雄作 (Wada Yusaku) 【連絡先】 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 動燃大洗工学センター OEC, PNC, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi Ibaraki-gun ☎ 029-247-0361 Ibaraki-pref., Japan				
キーワード	構造・材料	経年化	微視的損傷	非破壊検査	寿命評価
key word	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）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：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（東北大学）				
主要レポート名等	(1) 川崎：高周波超音波による粒界キャビティの検出、材料学会、第34回高温强度シンポジウム(1996) (2) 浅山ほか：材質劣化を考慮したモデルによるステンレス鋼溶接部の長時間クリープ疲労強度評価、材料、第46巻、第1号pp65-69, (1997) (3) 笠原ほか：溶接継手のひずみ集中モデルと溶接構造物クリープ疲労評価への適用、機械学会論文集A編、63巻、506頁、(1997) 総数 15 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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2 1/4Cr- 1 Mo鋼、SUS321鋼及び改良 9 Cr - 1 Mo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。</p> <p>ロ. 評価手法の整備 使用環境や負荷形態並びに材料の破損機構、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性化を図るとともに、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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>[大気中材料試験装置] 負荷容量5 ~10ton、最高使用温度800 °C、[ナトリウム中材料試験装置] 負荷容量10ton、最高使用温度700 °C、[小型熱過度試験装置] 高温ループ400 ~600 °C、低温ループ200 ~400 °C、[構造物強度確性試験施設] 高温ループ450 ~650 °C、低温ループ250 ~450 °C、[走査型電子顕微鏡] 電子銃: LaB6、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</p>					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

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

- ・SUS304のクリープ試験データを中心に、析出物等の観察データを取得した。
- ・熱過度負荷を受けた構造物のSUS304、316FR の母材及び溶接部のミクロ組織観察データを取得した。

(2) 材料データベース

- ・316FR 及び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。

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

- ・クリープ疲労破損の機構モデルである新概念の延性消耗則を提案し、長時間データで妥当性を裏付けた。
- ・スレンレス溶接継手の微視的破損機構に着目した評価法を提案した。また、溶接金属と母材の材料特性不連続に伴うひずみ集中に着目した弾性追従モデルを応用した力学モデルを提案した。

(2) 損傷計測技術の開発

- ・高周波超音波によるクリープ疲労損傷の検出の見通しを得、損傷を評価する信号パラメータを検討した。
- ・冷却材温度変化をモニタリングするための流体構造熱的温度応答を算出するプロトタイププログラムを作成した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. データベースの整備・拡充

- ・ミクロ損傷観察データベースに関しては、構造物の損傷機構を解明するための損傷因子の定量化に必要な観察データを取得していく。
- ・ナトリウム化合物中における材料の腐食特性データを取得し、減肉速度評価及び高温化学反応現象の評価法策定に必要なデータベースを整備する。

ロ. 評価手法の整備

- ・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。
- ・ナトリウム化合物中における材料の減肉速度評価及び高温化学反応現象の評価法を整備する。
- ・流体と構造の熱的相互作用に関する評価法を整備する。
- ・熱過渡の繰返しを受ける構造物の損傷状態を非破壊的に検出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。

【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

構造材料の経年劣化による損傷機構を解明するためには、損傷組織の定量化に必要となるミクロ組織観察データが必要となる。SUS304母材の長時間クリープ試験から析出物の発生・成長に着目した観察データを取得し、同鋼のクリープ疲労中断試験から得られたキャビティ発生量のデータを整備した。結晶粒界に発生するキャビティの量は、クリープ疲労損傷の進行とともに増加し続けることが分かった。また、熱過度負荷を受けた構造物に関して、SUS304及び316FRの母材・溶接部を対象に、組織観察、硬さ分布、表面分析等のミクロ観察データを取得した。同じ熱過度を受けて発生した母材部のき裂は、SUS304で数ミリ以下のき裂に対し、316FRで数十ミクロン以下の微小き裂であり、いずれも粒界き裂であることを確認した[1, 4, 5, 7]。

(2) 材料データベース

316FR及びMod. 9Cr-1Mo鋼に対し、これまで得られた引張、クリープ、疲労、クリープ疲労及びリラクゼーションの大気中での基本材料特性試験データを集大成して構造材料データベース(SMAT)に登録し、将来炉の構造設計における材料強度基準策定に利用できる形として整備した。

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

a. 母材部損傷機構のモデル化

SUS304鋼の長時間クリープ疲労破損の支配要因は粒界破損であることが知られている。クリープ疲労破損の機構モデルとして粒界のキャビティ生成と成長および粒界すべりに着目した新概念の延性消耗則を提案し、長時間データで妥当性を裏付けた。さらに本モデルの316FR鋼への適用性を検討している。改良9Cr-1Moに関しては、高温酸化によって生じる圧縮保持時の強度低下が観察されるが、設計時には引っ張り保持時のキャビティ型粒界破損が厳しくなり、新概念延性消耗則を適用できる可能性があると考えている[8, 9, 10, 14, 15]。

b. 溶接部損傷機構のモデル化

溶接継手は一般に母材に対し強度が低減するが、支配要因として溶接金属自体の材質劣化と、溶接金属と母材の材料特性不連続に伴うひずみ集中に着目している。材質劣化に関しては、スレンレス溶接継手の微視的破損機構が、図1に示す長時間加熱によって析出する硬い σ 相と軟弱な δ フェライト相、オーステナイト相への分解と、異相境界における応力・ひずみ集中であると考え、微視的な集中を図2のようにモデル化した評価法を提案した。後者に関しては、高温構造設計基準で採用されている弾性追従モデルを応用した力学モデルを提案した[2, 3, 6]。

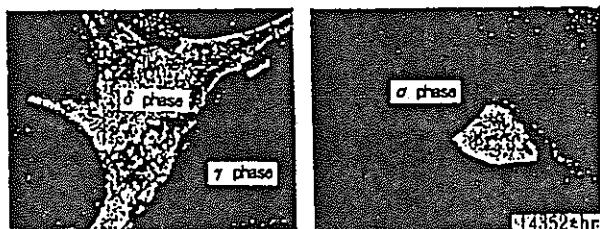


図1 溶接継手の微視的損傷観察結果

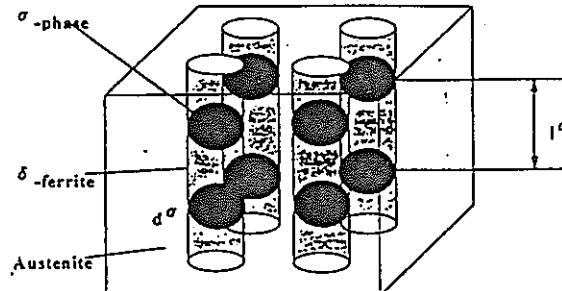


図2 溶接継手の微視的応力・ひずみ集中モデル

(2) 損傷計測技術の開発

a. 非破壊検査による損傷計測技術の開発

FBRプラント構造材料においてき裂発生以前の段階で損傷状態を把握できるようにするために、非破壊的な検出試験を実施した。バースト波の高周波超音波システムを用いて、クリープ疲労損傷の進行途中の各段階の試料に対する検出試験を実施した結果、損傷の進行に伴って生じる結晶粒界上の数ミクロン程度の析出物、キャビティや微小き裂等の総合的な損傷量と、超音波信号の周波数変化との対応関係が得られ、高周波超

音波を用いてクリープ疲労損傷度合いの変化を検出できる見通しが得られた(図3)。また、電気化学的手法により、クリープ疲労の析出物等の組織変化の検出や集中誘導型交流電位差法による表面き裂分布の検出、バルクハウゼンノイズ(磁気的検出法)による数%以下のフェライト量の検出の見通しも得られた[5, 7, 8]。

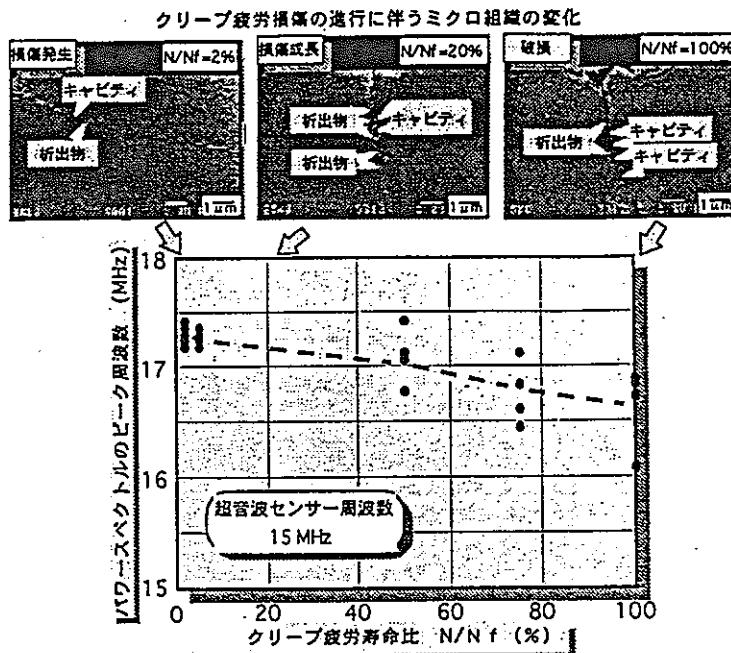


図3 クリープ疲労損傷の進行に伴う超音波信号周波数の変化

b. プラント負荷履歴評価法の開発

プラントの運転状態変化に伴う冷却材温度変化に対する、構造材温度応答を算出する手法について検討し、プロトタイププログラムを作成した[13]。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (4) 川崎: ミクロ損傷の非破壊検出法の開発-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)
- (5) 阪本ほか: 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、材料学会、第34回高温強度シンポジウム、(1996)
- (6) M. Kikuchi et al.: Creep-Fatigue Test on LMFBR Structure with Weldment in Flowing Sodium at Thermal Transient Test Facility, SEM, Proc. 8th Int. Congress on Experimental Mechanics, P114, (1996)
- (7) 阪本ほか: ミクロ損傷の非破壊検出法の開発-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)
- (8) 庄子ほか: 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 96-003、(1996)
- (9) 岸ほか: 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)
- (10) S. Felix : Simulation of Tension Tests using Plastic and Viscoplastic Rheological Models Coupled to a Damage Theory, Fourth Int. Conf. on Localised Damage 96, (1996)
- (11) Y. Wada et al.: Creep-Fatigue Evaluation on Butt Welded Joints of Type 304ss, IAEA/IWGFR, Tech. Committee (1997)
- (12) Y. Wada et al.: Creep-Fatigue Evaluation Method for Modified 9Cr-1Mo Steel, IAEA/IWGFR, Tech. Committee (1997)
- (13) 笠原ほか: ニューラルネットワークによるGreen関数予測を用いた過渡熱応力高速計算法、機械学会、計算力学講演会、No. 96-25, (1996)
- (14) 川崎ほか: 円筒構造物試験データを用いたクリープ疲労評価法の検討、原学会、春の年会(1997) ほか
- (15) 川崎ほか: 円筒構造物試験データを用いた熱過渡強度評価法の検討、PNC TN9410 96-294 ほか

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 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 Before Break		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 構造・材料技術開発室 Structure and Material Research Section, Advanced Technology Division, OEC</p> <p>[氏 名] 和田 雄作 (Wada, Yusaku)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 動燃事業団大洗工学センター OEC/PNC, 4002 Narita, O-arai, Higashi-ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13 Japan ☎029-267-4141 ext.2370</p>				
キーワード key word	き裂進展 crack growth	初期欠陥 initial defect	き裂発生 crack initiation	き裂開口面積 crack opening area	漏洩検出 leak detection
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) S. Felix, Simulation of tensile tests using plastic and viscoplastic rheological models coupled to a damage theory, 4th Int. Conf. on Localized Damage Theory '96, Wessex Institute of Technology, UK, 1996.5, (2) 長谷部他, ステンレス鋼溶接金属の熱・負荷履歴によるミクロ組織変化, 「材料」誌, 第46巻第1号, 1997.1 総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【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）】					
<p>イ. 初期欠陥の評価 軽水炉での実績を参考しながら、特に突き合わせ溶接部を対象に、初期欠陥を安全側に包括して評価する統計的な手法の整備を図る。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>二. 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。</p>					
【使用主要施設】					
〔空気冷却熱過渡試験施設〕 最大加熱速度:650°C/h, 最大冷却速度:220°C/h, 最高温度:650°C					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】**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、使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

軽水炉での手法について調査した。

ハ. LBB の成立性の検討

10 年度より実施する計画である。

二. 溶接部の経年化効果検討

SUS 304 と 316 FR の溶接部について、応力下での溶接金属組織の経年化を、破断した試験片を観察することで定性的に明らかにした。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】**イ. 初期欠陥の評価**

軽水炉での手法、これまでの溶接継手における欠陥の分布などに基づいて、LBB 評価に適用する初期欠陥の想定方法を検討する。

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 の成立性の検討

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。

二. 溶接部の経年化効果検討

溶接部の経年化について、定量的に評価する手法を検討する。

【その他 今後の発展性等】

ナトリウム漏洩後の 2 次系雰囲気でのき裂挙動について、当初計画にはなかったが、LBB 評価のより適正化を図る上では今後できる範囲で検討を加える必要がある。

溶接部の経年化やき裂発生に関する評価手法は、他の高温プラントへの応用も期待できる。

【研究成果】

(1)き裂発生に関する損傷力学手法の適用検討⁽¹⁾

粘塑性構成方程式と損傷力学をカップリングした方法を用いて、SUS304と316FRのクリープ変形と破損のプロセスを、材料試験という単純な荷重条件に対して解析し試験結果と比較した。そして、損傷の発達とともにクリープ速度が速くなる現象を図1(a)のように記述することができることを確かめた。また、2次と3次のクリープ速度の比からクリープ試験での損傷発展を算定し解析結果と比較したところ、図1(b)に示すような結果を得た。損傷の発展と破壊へのプロセスが概ね模擬できた。

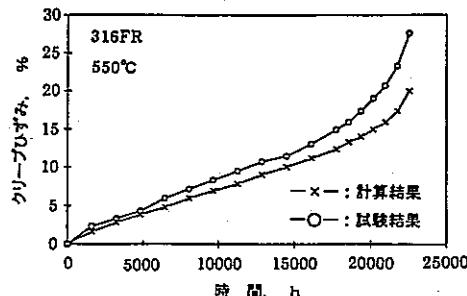


図1(a) 316FRのクリープ変形解析

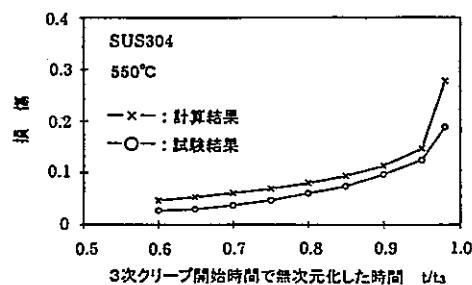


図1(b) SUS304のクリープ損傷解析

(2)円筒での熱過渡繰返しに対するき裂進展解析

円筒に予き裂を入れた構造における過渡熱応力繰返しによるき裂進展解析を、フランスCEAのコードCASTEM2000と動燃でのコードFINASの結果を比較して検討した。弾性解析結果に基づいてJ積分範囲を算定する方法は、図2に示すように、両者の差は少なく熱過渡試験結果とも良好に対応した。弾塑性解析によってJ積分範囲を算定した場合は、J積分範囲の定義に若干の差があり、フランスはき裂進展を過少評価する傾向があった。なお、定義を揃えれば、両者は合う見通しだ。また、動燃の解析は、試験結果と比較的良く合った。

(3)ステンレス鋼溶接部の組織変化プロセス分析⁽²⁾⁽³⁾

前期安全研究で実施した一連の溶接部強度試験での破断試験片を用いて、溶接部の組織変化を電子顕微鏡により観察・分析した。ステンレス鋼では高温割れを防止するためのδフェライトが、高温長時間経過とともに、SUS304では炭化物を析出してから、316FRではラーベス相を折出してから、最終的にα相とγ相に分解することが確認できた。そして、応力が加わると温度加速と同じような効果が生じ、特に繰返しによりその効果は大きくなることがわかった。比較的温度が低い550°Cではδフェライトは時間とともに合金成分を失い軟化したが、600°Cあるいは応力が作用するとδフェライトは消失する傾向であった。α相は固い金属間化合物であることから、各相間の変形特性に大きな差が生じて、図3に示すような局所的なひずみ集中を招き、各相の境界でき裂が発生することを明らかにした。

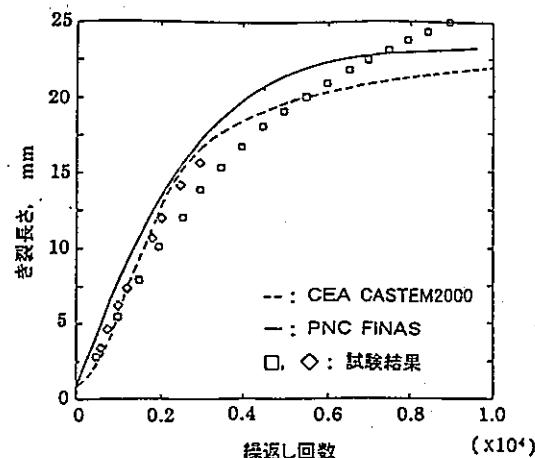


図2 円筒の熱疲労き裂進展解析

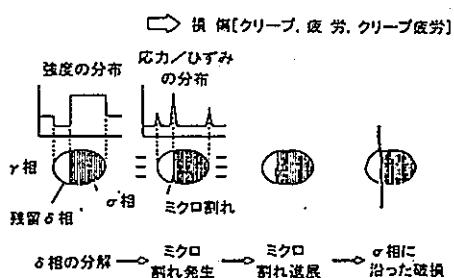


図3 組織変化に伴うき裂発生機構

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

(3)長谷部他、溶接部の経年化、Mat. Sci. Res. Int., Soc. of Mat. Sci., Japan, 1997.9 予定

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団 安全工学部 原子炉工学室 Reactor Engineering Section, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation</p> <p>[氏 名] 山口 勝久 Katsuhide Yamaguchi</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町 成田町 4002 O-arai, Ibaraki-ken, 311-13 ☎029-267-4141 JAPAN</p>			
キーワード key word	受動安全 passive safety	炉停止 shut-down	多次元効果 multi-dimensional effects	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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)</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(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)</p> <p style="text-align: right;">総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>ロ. 受動的安全特性強化方策の開発：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ともに、総合的な機能確認のための試験を計画・実施する。</p> <p>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。</p>				
<p>【使用主要施設】 京都大学エネルギー理工学研究所 高温ナトリウム伝熱実験装置 [最高ナトリウム温度 900 °C (沸騰条件), プール容積 41 リットル]</p>				

【成果の活用方法】**イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備**

プラント動特性解析コードについては、炉心内の温度分布が考慮可能なコードシステムを構築し、自己作動型炉停止機構が作動した場合の動特性評価に資する。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

- ・受動的安全特性を強化する方策の具体化、確立に資する。

【進捗状況】**イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備**

平成 8 年度は、プラント動特性解析コード及び炉心核計算コードを結合して解析を行うために、プラント動特性解析コード（SSC-L）の炉心の流路について、全炉心の燃料集合体毎の流路を設定できるように集合体間の熱移行を考慮した詳細炉心モデルを開発した。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

平成 8 年度は、キュリー点 SASS について、実験炉「常陽」を用いた炉内試験を動燃と日本原子力発電との共同研究としてスタートした。

研究計画の策定を行うとともに試験装置の基本設計を行った。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】**イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備**

平成 9 年度は、引き続き、プラント動特性解析コード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ができるように解析手法の整備を進める。また、沸騰開始過熱度と限界熱流束について、過渡特性に関する実験を行い、冷却材ボイド化挙動評価へ反映する。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

キュリー点 SASS の「常陽」を用いた炉内試験は、MK-III 炉心への移行後に計画しており、それまでに許認可のための作業および試験装置の設計・製作を進める予定である。

【その他 今後の発展性等】

なし

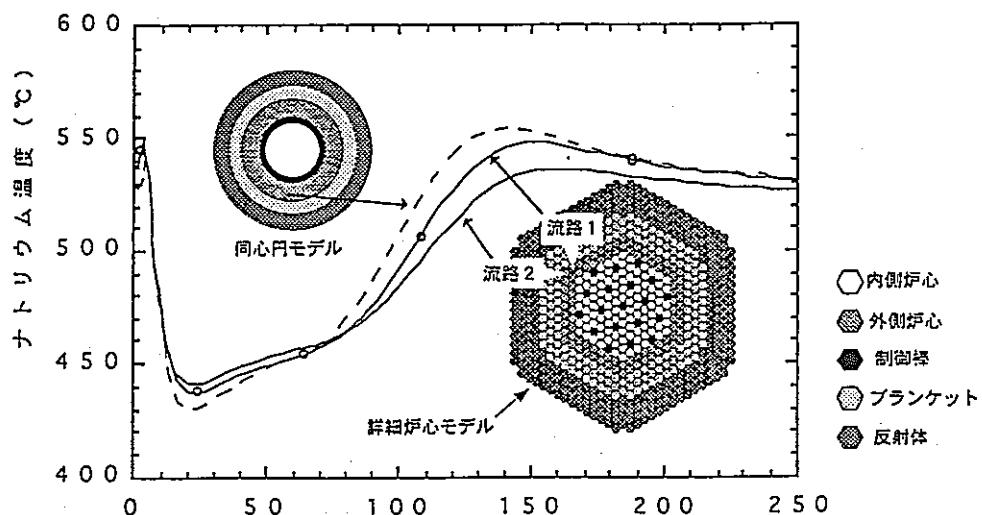
【研究成果】

イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備

自己作動型炉停止機構は、温度変化を作動条件とするものが有力であり、その評価のためには、炉心内の局所的な冷却材温度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）は、炉心の流量領域毎に同心円状に分割したモデルを用いていたことから、炉心内の局所的な冷却材温度の非対称性を考慮することができなかった。そこで、全炉心の燃料集合体毎の流路を設定できるように集合体間の熱移行を考慮した詳細炉心モデル（図1参照）を開発した。^{(1), (2)}

その結果、例えば、電源喪失事故時の冷却材温度変化について、従来、同心円モデルにて同一の温度として評価されていた流路間での冷却材温度の相違が評価可能となった（図1参照）。

また、冷却材のボイド化挙動については、プール条件にて沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する実験を行い、沸騰開始過熱度に関して、ナトリウム純度が高い条件にて沸騰開始過熱度が上昇する場合があることが分かった。



集合体出口冷却材温度解析例

ロ. 受動的安全性強化方策の開発

実証炉用キュリ一点SASS開発のためには、高温・高放射線下・ナトリウム中という炉内試験による照射データの取得・評価ならびにシステムとしての信頼性確認が必要である。そのため、実験炉「常陽」を用いた炉内試験を動燃と原電の共同研究として、平成8年度より開始した。主要構成材について、磁気特性や健全性に対する中性子照射等の影響を把握するための要素照射試験と、システムとしての保持安定性を確認するための単体照射試験を計画した。

8年度は、各試験の試験計画の策定および試験装置の基本設計を実施した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 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」, 原子力学会春の年会, F1, (1997)

【発表予定】

- (3) Yasuhiro Enuma, Hiroaki Ohira, Akira Yamaguchi, "Inter-Subassembly Heat Transfer Model of FBR System Dynamics Code for Natural Circulation Simulation", NURETH-8, (1997)

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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 Experimental Fast Reactor Joyo		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 実験炉部 技術課</p> <p>[氏 名] 鈴木 惣十 [連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, OEC Soju SUZUKI 4002 Narita, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>			
キーワード	受動的安全性	プラント動特性	フィードバック反応度	湾曲反応度
key word	passive safety	plant dynamics	feedback reactivity	bowing reactivity
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(1) 烏丸忠彦, 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価(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</p> <p style="text-align: right;">総数 6件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>I. 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。</p> <p>II. 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。</p> <p>III. 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。</p> <p>IV. 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。</p>				

【研究内容（概要）】

- 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。

【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

【成果の活用方法】

- ・ 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。

【進捗状況】

- Ⅰ. 「常陽」MK-III炉心におけるATWS試験の予備解析を行い、過渡時の反応度フィードバック特性を把握するとともに、今後の検討課題を摘出した。
MK-II第31サイクルまでの炉心において等温係数、出力係数および流量係数などの各種反応度係数の測定データを取得した。流量係数については、発生メカニズム解明の一環として、炉心支持板の流力変位に着目した解析を行い、その結果から得られる反応度を実測値と比較・評価した。また、「常陽」における反応度成分同定試験の予備解析を行い、試験方法を検討した。
- Ⅱ. 本研究に用いるため、これまで、「常陽」で検証を行ってきた動特性解析コード："MIMIR-N2"をMK-III炉心用に整備した。
- Ⅲ. 「常陽」の詳細な運転・燃料交換履歴を考慮した炉心湾曲解析を行い、その結果を集合体引抜荷重や残留変位などの実測データと比較することにより、解析方法の評価・検討を行った。また、湾曲量からそれに伴う反応度変化を計算するコードの整備、燃料交換機による高精度の引抜荷重測定データの取得を開始した。
原子炉運転中の熱変位データ取得のため、スペーサパッド部にかかる荷重を測定するためのオフライン荷重センサの開発および集合体頂部変位測定のための超音波技術を利用した炉内検査装置の検討を行った。
- Ⅳ. 燃焼を考慮した燃料温度計算結果を用いて、「常陽」の燃料温度係数を求め、出力係数の解析を行い、その結果を実測値と比較した。
- Ⅴ. 「常陽」にSASSを設置する場合の制限条件等を整理し、その結果を踏まえて、MK-III炉心におけるSASSの反応度効果を評価した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- Ⅵ. MK-II炉心で取得した各種反応度係数測定データの評価を継続するとともに、反応度成分同定試験実施に向け、試験内容を詳細化する。
- Ⅶ. これまでに得られた知見を反映することにより、動特性解析コードの整備を進め、過渡時のフィードバック反応度の予測精度の向上を図る。
- Ⅷ. 「常陽」実機データを用いた炉心湾曲解析手法の検証、湾曲反応度解析コードの整備および炉内検査装置の開発を継続する。
- Ⅸ. 反応度成分同定試験による成分分離を検討するとともに、適宜、PIE試験等から得られる知見を反映させることにより、計算モデルの高度化を図る。
- Ⅹ. 固有の安全特性実証のために有効と考えられる試験の中から、炉心・プラントの安全確保、許認可性等を考慮し、「常陽」で実施可能な試験項目を抽出し、その実施方法を詳細化する。
- Ⅺ. SASSの仕様をパラメータとしたMK-III炉心におけるATWS試験の解析を行い、SASSが炉心・プラントの安全性等に与える影響を評価する。

【その他 今後の発展性等】

- ・ 炉心（炉心構成要素、構造物）の機械的挙動評価および健全性評価
- ・ 高温、高放射線下で使用可能な超音波センサの開発・実証とその応用

【研究成果】

1. 過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上
 • MK-III炉心を用いた安全特性試験の予備解析

「常陽」MK-III炉心の過渡時の反応度フィードバック特性を把握し、安全特性試験の検討に関する今後の課題を摘出するため、MK-III炉心におけるATWS試験解析を行った。UTOP解析結果を図1に示す。制御棒誤引抜きによる40¢の反応度に対し、燃料膨張（約-30¢）、ドップラ効果（約-8¢）等により、炉心に投入される全反応度は8秒で約+10¢に達した後、静定する。現状、投入反応度量や時定数に不確かさが大きい燃料-制御棒相対変位（制御棒駆動機構延長管と炉容器の熱膨張）と炉心湾曲に起因する反応度は、図1に示すとおり、全反応度のピーク値と同等もしくはそれ以上の絶対値を有しており、過渡時の反応度解析に与える影響が大きいことがわかった。

- 反応度成分同定試験の予備解析

一例として、UTOP等でフィードバック反応度の主要因子となる燃料膨張反応度に着目し、これを分離・測定するための静的試験の解析結果を表1に示す。本試験では、冷却材温度を一定に保ちつつ、熱出力と一次冷却材流量を変更することにより、燃料膨張反応度、ドップラ反応度および燃料-制御棒相対変位（燃料軸膨張による）に起因する反応度を測定することが可能である。

- MK-II炉心反応度係数の測定と評価

反応度フィードバック現象の解明や実証に資するデータを蓄積するため、MK-II第0～31サイクル炉心において出力係数、流量係数などの各種反応度係数の測定データを取得し、下記の結果を得た。⁽³⁾

- 各サイクル出力上昇・降下時に出力係数を測定した結果、図2に示すように、炉心平均燃焼度に依存して絶対値が小さくなることがわかった。この原因と考えられる燃料膨張反応度の燃焼度依存性、湾曲反応度の初期変位依存性に着目した解析を行い、実測と比較した（詳細をハ、ニに示す）。
- 流量係数発生メカニズム解明の一環として、炉心支持板の流力変位に着目した解析を行い、その結果から得られる反応度を実測値と比較した。その結果、炉心支持板の流力変位による反応度は流量係数の20～50%に相当することがわかった。^{(2), (5), (6)}

- II. プラント動特性解析コードの検証

動特性解析コード "MIMIR-N2"、"SUPER-COPD" をMK-III炉心・プラント解析用に整備し、I. のATWS試験解析、反応度成分同定試験解析を行った。

- III. 炉心変形解析コードの検証

- 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 "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った。過去のPIEを通じ、有意なデータが得られている燃料隣接位置の反射体の残留変位（取出後の変位量、熱クリープとスエリングからなる）を解析した結果、実測値を過小評価した。感度解析の結果、ラッパ管の対面間温度差が残留変位解析に与える影響が大きく、この精度向上により、C/Eが改善できことがわかった（表2）。

湾曲反応度計算コード "AURORA" を整備し、MK-II炉心の出力係数を解析した結果、湾曲反応度は集合体初期変位に依存し、当該サイクルの出力係数実測値の5～10%に相当することがわかった。⁽¹⁾

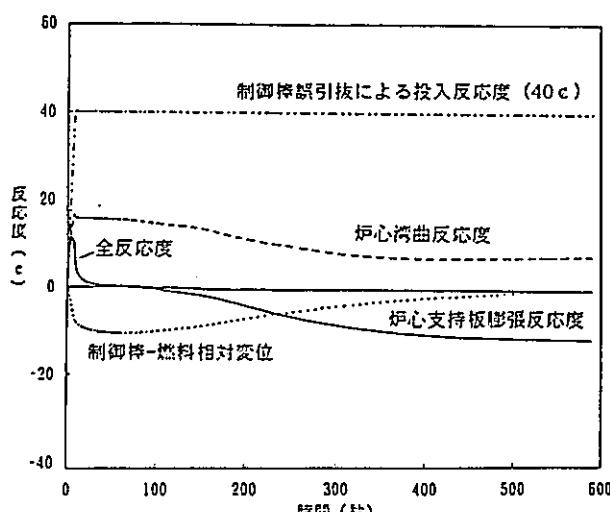


図1 MK-III炉心におけるUTOP試験解析結果

表1 静的反応度成分同定試験の解析結果

試験条件	プラント状態	初期	変更後
	原子炉熱出力 (MW)	50	37.5
炉容器入口温度 (°C)	350	350	
出口温度 (°C)	350	350	
一次冷却材流量(%)	100	75	
反応度	ドップラ	4.18	
	燃料膨張	7.16	
	冷却材膨張	0.00	
	構造材膨張	0.04	
	炉心支持板膨張	0.00	
	制御棒-燃料相対変位	1.82	
	炉心湾曲	0.00	
	合計	13.21	

【研究成果】

・ 炉内熱湾曲挙動測定手法の検討

運転中、スペーサパッド部にかかる荷重を測定するためのオフライン荷重センサの開発を行っている。Na中浸漬試験、圧縮試験等を通じ、SUS316ステンレス鋼焼結体をセンサ材とした場合、530°Cまでの環境下で有効な圧縮特性を示すことを確認した。また、超音波センサ技術を利用し、運転中の炉心構成要素の頂部変位を測定するシステムの検討を行った結果、図3に示す炉内検査装置により、約0.2mmの変位分解能での測定が可能であることがわかった。

二. 燃料挙動に関する検討

1. で述べた出力係数の燃焼度依存性の原因として、照射に伴う燃料温度、ペレット線膨張係数の変化が考えられるため、反応度解析モデルの検証を目的として、出力係数の実験解析を行った。解析では、燃料集合体1体毎の詳細な照射履歴に基づく燃料温度計算結果を用いてドップラ反応度と燃料膨張反応度を求めた。実測値と比較した結果、出力係数のC/Eは初期炉心で1.1~1.3、平均燃焼度約33,000~38,000MWd/tの炉心で約1.5~1.7と差がみられており、図2の出力係数の燃焼度依存性を再現できなかった。今後、PIE等より得られる照射下の燃料挙動に関する知見を解析に反映させることにより、予測精度向上を図る必要がある。

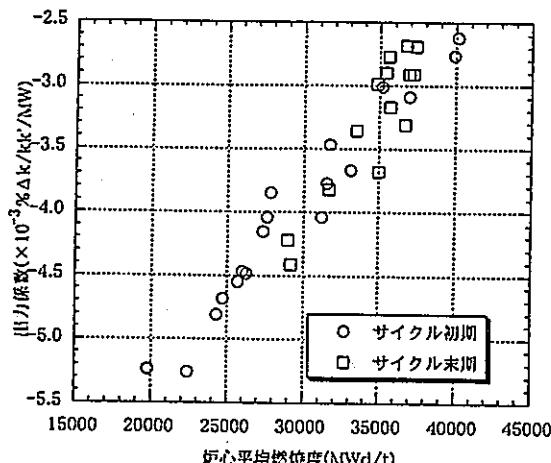


図2 MK-II炉心出力係数測定結果

表2 内側反射体残留変位の実測と解析の比較

集合体名	集合体残留変位(mm)					
	実測値 (PIE)	基準解析		対面間温度変更		
		解析値	C/E	解析値	C/E	
NFR109	6.3	2.0	0.32	4.2	0.67	
NFR10D	13.3	2.7	0.20	5.9	0.44	

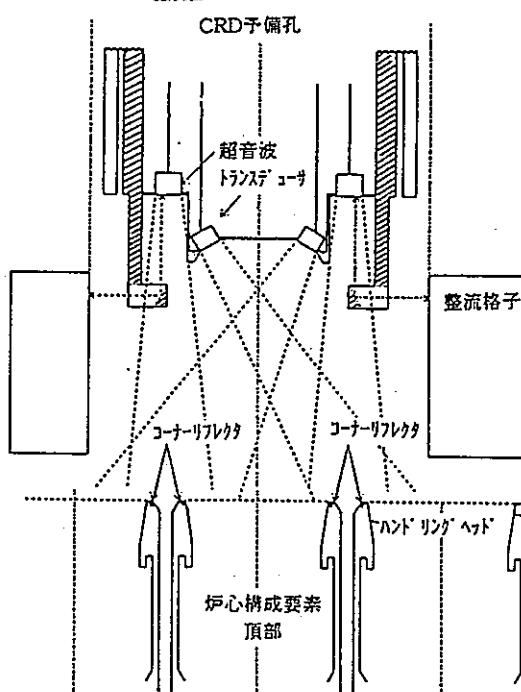


図3 炉内検査装置の概念図

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 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
- (3) 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
- (4) 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
- (5) 鈴木俊宏, 市毛聰, 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
- (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, 平成9年9月

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 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 Commercial FBRs)			継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) 安全工学部 高速炉安全工学室</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN) 成田町4002 ☎029-267-4141</p>				
キーワード key word	炉内安全性試験 in-pile safety experiment	実用炉 commercial FBR	安全論理 safety logic	炉心安全性 reactor safety	燃料健全性 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）：				
主要レポート名等	(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 energy, Brussels, 4-6 June, 1996. 総数 7件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【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論理の構築に資する。					
【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。					
【使用主要施設】 なし					

【成果の活用方法】

実用化における高性能燃料の判断基準類の整備、及び燃料設計の合理化に反映する。

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、社会的受容性の高い安全論理の構築に反映する。

【進捗状況】**イ. 実用炉の安全論理と安全研究課題の検討**

従来の検討により、実用化を目指した炉内安全性試験の重点課題として、炉心損傷事象（CDA）における再臨界によるエネルギー発生の排除、炉心局所事故における冷却性の確保、高性能燃料の健全性の確保、の3課題が選定されている。これらの検討を受けて、CDAにおいて再臨界を排除するための論理の検討、局所事故に対する実用炉における安全確保の論理の検討を行った。

CDAについては炉心からの燃料流出挙動について検討を進めて再臨界排除の論理構築の強化を図るとともに、これらから下記ロ、試験計画検討への反映項目を抽出した。

燃料健全性の確保については、過渡時破損限界に係わる既存炉内試験データの分析を進め、SERAPH研究の対象条件範囲について検討した。また、局所事故については、集合体内の部分損傷状態からの損傷拡大挙動に係わる試験に対する試験体への要求条件検討を進めた。

ロ. 炉内安全性試験計画の検討

これまでの検討により一応の試験提案がとりまとめられているが、具体的な試験計画を作成していくために、試験要求条件の明確化（要求の緩和の可能性検討を含む）、計装系の測定精度への要求の検討、重点課題以外のテーマ検討などを行っている。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

H9、10年度は3つの主要課題について、安全論理の詰めの検討を進めるとともに施設への要求条件の明確化と施設性能との整合性確認を行う。また、H11、12年度は具体的な研究課題の摘出と整理及び炉内試験計画の詳細検討を行う。

【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つが挙げられている。⁽⁶⁾前者の要件の成立性を示すため、制御棒案内管(CRG)からの燃料流出挙動に関する実機体系での解析^{(1) (2) (4) (7)}に基づいた検討を行い、再臨界排除シナリオの補強を行うとともに、炉内試験検討への反映項目を抽出した。

CRG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ーとして行ったSIMMER-IIIコードの融体流出挙動の解析結果を示すが、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状況を時刻ゼロとしている。これに対しSCARABEE試験からの実験的知見では、クラストは安定でなく、また管壁内外の圧力差による機械的負荷と高温での管壁強度喪失により、早期に破損が発生するものと考えられる。

また、解析結果から管壁破損直後のFCIによる圧力が有効な駆動力となり、実機体系のCRG内流路が短時間に大量の燃料を流出するポテンシャルを有することが示された。従って、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、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。^{(4) (6)}

燃料健全性の確保については、過渡時破損限界の定常照射線出力P₀への依存性に注目した検討を行ない、P₀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、SERAPH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、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、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⁽³⁾、及びSCARABEE試験の結果より⁽¹⁾、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。

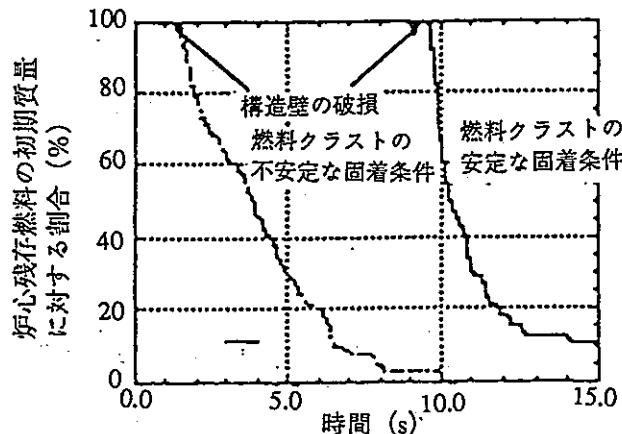


図1 溶融燃料流出挙動の評価結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 飛田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(1)：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
- (3) 飛田、野中、近藤、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(4)：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
- (4) 守田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(5)：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
- (5) H.Niwa, "A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR," Intl. Symposium on Global Environment and Nuclear Energy Systems, (Thuruga, October 1996), to be Published on Progress in Nuclear Energy, (巻号未定、1997年中)

【発表予定】

- (6) H.Niwa, et al. "In-pile experimental needs resolution of principal reactor safety issues in commercialization of fast reactors," Proc. of int'l. Mtg. on Advanced Safety'97(ARS'97), Orlando, Florida, June 1997.
- (7) K.Morita, et al., "SIMMER-III Applications to key Phenomena of CDAs in LMFBR," 8th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Sept. 30-Oct. 4(1997)

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部燃料技術開発室 [氏 名] 浅賀 健男 [連絡先] ⑤311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎ 029-267-4141	Oarai Engineering Center, Advanced Technology Division, Nuclear Fuel Research Section ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-13 81-29-267-4141		
キーワード	過渡時燃料挙動	破損限界	CABRI	ピン外径変化
key word	transient fuel behavior	breach 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)			
主要レポート名等	(1)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。 総数 3件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>				
<p>【研究内容(概要)】</p> <p>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、過出力型及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。</p> <p>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及び破損限界特性に関するデータベースを拡充する。</p> <p>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。</p> <p>二. 新型燃料について、成立性及び安全性の検討を行う。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>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</p>				

【成果の活用方法】

- 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燃料被覆管の試験結果に今後取得されるより高照射量のPNC316燃料被覆管および改良オーステナイト鋼被覆管の試験結果を加え、今回と同様の手法にて被覆管強度、LOF型事象時被覆管破裂温度を評価して、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。

【進捗状況】

- イ. CABRI-RAFT計画(1996～2000年)の具体的な試験内容を検討し、その概要を固めた。この中で、今後の仏国内での燃料照射実現性を踏まえ、破損限界に係わる燃料条件依存性研究のスコープを見直し、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試験の分析を進めた。
- ロ. 「常陽」にて最大約 $17 \times 10^{26} n/m^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)まで照射したPNC316燃料被覆管の急速加熱破裂試験を実施するとともに、従来試験データにこの試験結果を加えて被覆管強度を評価した。
- ハ. CABRI-RAFT計画における破損限界に係わる試験スコープの縮小を受けて、研究目的達成の方策を見直した。また、既存スローTOP試験データベースについて検討を進めた。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. CABRI試験の試験後の破壊検査を平成10年度まで実施する。なお、CABRI-RAFT計画の中で実施を見送った太径中空高燃焼度燃料等を用いた試験については、2001年以降の計画において別途実施可能性等を検討する。
- ロ. 最大照射量約 $20 \times 10^{26} n/m^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)までの範囲で燃料照射したPNC316および15Cr-20Ni系改良オーステナイト鋼被覆管について、平成9年度および10年度に急速加熱破裂試験を行い、高照射材料の機械的強度を評価する。
- ハ. 平成9年度はCABRI, TREAT, EBR-IIにおけるスローTOP試験の総合的な分析評価を行い、破損限界の燃料条件・過渡条件依存性の概要を把握する。この分析評価によって得られた知見に基づき、平成10年度以降解析コードの改良を行う。

【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)について被覆管外径変化の詳細分析を進め、プレナム・ガス圧力によるクリープ変形と見られる全般的で軽微な変形に加え、2ヶ所の軸方向位置での局所的な変形が生じていることを確認し、後者の変形メカニズム解明を図る照射後試験計画を策定した。
- ロ. PNC316燃料被覆管において、周応力約200MPa以下では、照射量の増大に伴う有意な破裂温度の低下がないことを、高速中性子照射量約 $17 \times 10^{26} n/m^2$ (E>0.1MeV)までの範囲で実験的に確認した。(図1)また、従来試験データにこの試験結果を加えて被覆管強度を検討した結果、典型的な高速炉燃料のLOF型事象時初期温度上昇過程(1次ピーク)を包絡する条件である周応力100MPa、温度上昇速度10°C/sでは被覆管の破裂温度は900°C以上と評価できることが分かった。(図2)¹⁾
- ハ. CABRI、TREATにおける既存スローTOP試験データ(1~10%Po/s)について検討を進め、破損限界に与える被覆管温度の影響が大きいことを確認した(図3参照)。特に、FCMIの低減効果の大きな低・中スミア密度燃料(80~85%TD)の破損については、被覆管温度に支配される傾向が顕著に見られ、観測された破損時の温度に相当する材料強度の評価から、プレナム・ガス圧程度の低い応力負荷条件での破損となっていることが推定された。なお、TREAT J1及びCABRI E12試験での破損はプレナムガス圧では説明できず、FCMIあるいは溶融燃料圧力負荷に伴う破損と考えられる。

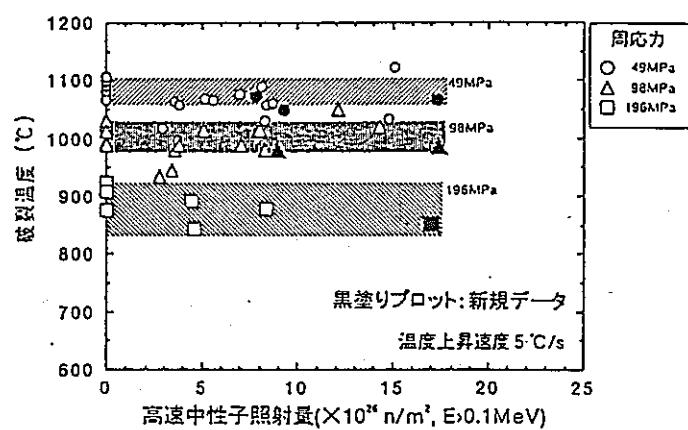


図1 PNC316 燃料被覆管の急速加熱時破裂温度
照射量依存性¹⁾

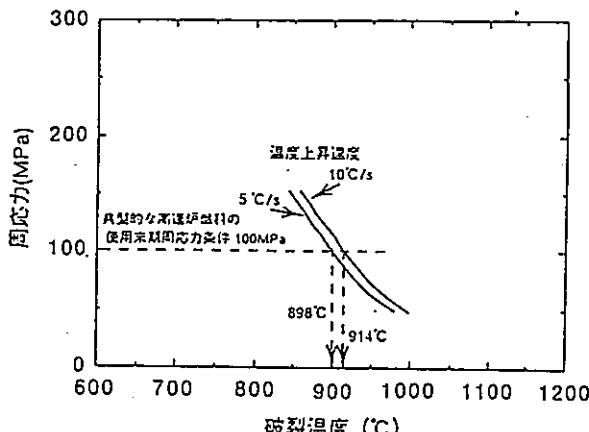


図2 PNC316 燃料被覆管の急速加熱時破裂温度
評価結果¹⁾ (照射量 $\approx 17 \times 10^{26} n/m^2$ [E>0.1MeV])

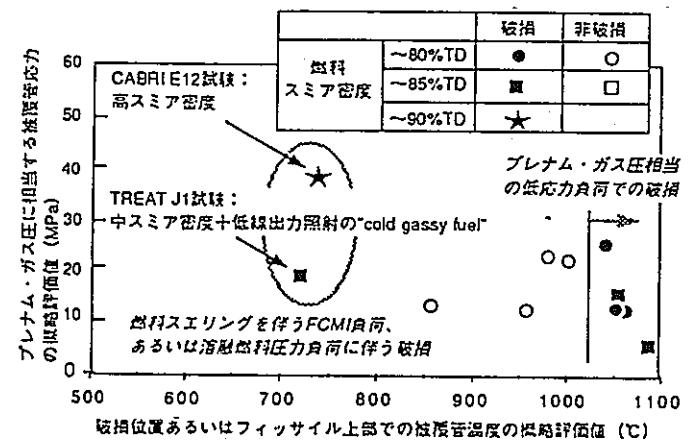


図3 CABRI、TREAT炉でのスローTOP過出力試験(E12試験以外は定格出力の3倍以上)における破裂温度及びプレナム・ガス圧に相当する応力の破壊評価値

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2)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.

【発表予定】

(3)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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-9-1	
研究課題名 (Title)	燃料集合体内での異常拡大防止に関する研究 (A study on prevention of abnormality progression with a fuel subassembly)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室 【氏 名】 野中 信之 【連絡先】 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎029-267-4141</p> <p>(Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) (Nobuyuki NONAKA) (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN)</p>				
キーワード key word	局所事故 local fault	集合体事故 subassembly accident	CABRI-RAFT	制御棒引き抜き control rod withdrawal accident.	冷却性 coolability
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) H.Ohshima, H.Narita, et. al., "Analysis of Thermal-Hydraulic Behavior in a Fast Reactor Fuel Subassembly with Porous Blockages," International Meeting on Advanced Reactor Safety(ARS'97), Orlando USA, 1997</p> <p style="text-align: right;">総数 11 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心・機器熱流動試験施設 (CCTL) : 最高使用温度 625°C、設計圧力 8 kg/cm²G ・燃料集合体水流動試験装置 : 最大流量 30m³/hr 					

【成果の活用方法】

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集合体内の局所損傷状態での安定冷却条件、或いは損傷拡大挙動の知見、及びこれに基づく評価手法の向上は、高線出力化など燃料高性能化の視点を踏まえた上で異常拡大の防止設計や判断基準類の整備に反映できる。

【進捗状況】

- イ. ASFRE-IIIコードについては、燃料ピン3次元熱伝導モデルを組み込むと共に、並列処理化を行った。また、同コードを大型燃料集合体のポーラス状閉塞解析に適用して概略特性を把握した。電気ヒーター加熱の炉外試験については、ナトリウム中37本ピン束試験体の設計、製作、据付を行った。
- ロ. CABRI-RAFT計画（1996～2000）の内容スコープについてCEA/IPSNと協議し、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を進めた。
- ハ. CABRI-RAFT計画の内容スコープについてのCEA/IPSNとの協議を行ない、上記ロ. と目的を共有するバンドル条件での試験1種、及びその基礎となる単一ピンでの試験2種類を実施することとした。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 水／ナトリウムを作動流体とした炉外試験を実施し解析コードの改良・検証を行うとともに、局所異常に対する燃料ピン束の健全性限界の評価を実施する。
- ロ. 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手法の高度化を図る。
- ハ. 平成9年度にはRB1試験を実施すると共にその結果を分析し、RB2試験の条件を選定する。平成10年度以降はRB2試験、RB3試験を実施する。また、これらの試験による知見を踏まえて、破損燃料の冷却性に係わる評価手法の高度化を図る。

【その他 今後の発展性等】

特になし

【研究成果】

イ. 単相サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの開発については、燃料ピン3次元熱伝導モデルの組み込みを実施し、局所流路閉塞時のホットスポットの予測精度の向上と共に、大型燃料集合体への適用を可能とすべくコードの並列処理化を行った。また、改良されたASFRE-IIIコードを用いて、大型燃料集合体（217本ピン束体系）におけるボーラス状局所流路閉塞解析を実施し、閉塞物空孔率、閉塞位置、閉塞割合といったパラメータが冷却材温度上昇に与える影響を把握した⁽¹⁾（図1参照）。

37本ピン束体系ナトリウム試験については、試験体の設計、製作、据付を実施するとともに（図2参照）、試験手順の検討を行った。なお、試験体設計に際しては、ASFRE-IIIコードを用いた予備解析を実施し、温度計測位置の最適化を行った。また、ボーラス状閉塞水流動基礎試験の結果⁽²⁾を用いて、閉塞物内部の熱流動現象に関する詳細評価手法の検証を進め、手法の妥当性を確認した。

ロ. 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、下記ハ.と目的を共有するCABRI-RAFT試験として、破損燃料からの溶融燃料放出の実現に重点を置いた試験条件の検討を進め、その概略条件を選定した。

ハ. CABRI-RAFT計画において、過出力条件下での破損燃料冷却性及び損傷拡大挙動の解明に係わるものとして、表1に示す3過渡試験を実施することとした。これらの試験においては、本来の破損限界以下の破損想定時の応答を見るべく、比較的低い燃料溶融割合の条件で破損を生じさせる必要がある。このため、照射済み燃料の被覆管に予め欠陥を設けておき、これを融点が約650°Cの合金で塞ぐ特殊技術を用いる。本年度はこのような特殊技術についての基礎試験とホットセルでの確認試験を実施しフィジビリティを確認すると共に、単一ピンで行う第1試験の試験体の準備、及び試験条件の選定を行った。また、ピン束試験の試験体形状について検討し、冷却材流路条件の模擬性、中性子束減衰効果に伴うピン間の出力差の抑制の観点から12本ピン束条件を選定した。

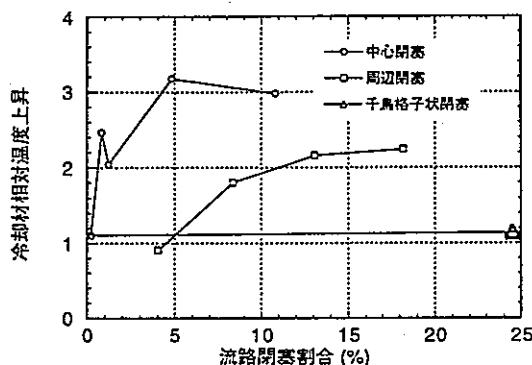


図1 閉塞割合と冷却材相対温度上昇の関係
(閉塞が無い場合の平均温度上昇に対して)

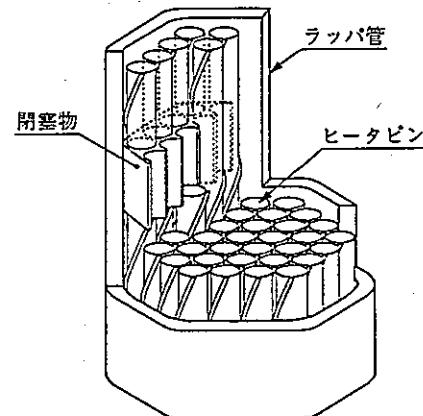


図2 ナトリウム試験閉塞物鳥瞰図

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

試験名	RB1試験	RB2試験	RB3試験
目的	破損燃料からの溶融燃料放出時の冷却性、或いは溶融燃料放出時の損傷拡大挙動	RB1と異なる破損条件	有無と放出後の挙動
試験体形状	人工欠陥	人工欠陥	人工欠陥
燃料溶融条件	比較的低い燃料溶融条件	RB1の結果を踏まえて、やや大きな燃料溶融条件	RB1、RB2の結果を踏まえて、やや大きな燃料溶融条件
融条件	RB1の結果を踏まえて、やや大きな燃料溶融条件	RB1と異なる溶融条件	最適条件を使用

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 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）－閉塞物内部通過流量と冷却効果－」、日本原子力学会1996秋の大会
- (3) 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
- (4) 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
- (5) 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
- (6) 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年
- (7) A. Yamaguchi and H. Ohshima, "Practical Engineering Application of Numerical Simulation of FluidFlow in Complex Geometry," 計算科学国際シンポジウム(ISPCES'97), 1997
- (8) 山口 彰、大島 宏之、「計算科学的手法による流体一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
- (9) 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
- (10) 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

【発表予定】

- (1) 田中 正暁他、「高速炉燃料集合体ポーラス状局所閉塞事象の研究－多次元熱流動解析手法の検討－」、日本原子力学会1997秋の大会

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-10-1
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所属] 動力炉・核燃料開発事業団 Reactor Engineering Section, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 安全工学部 原子炉工作室 [氏名] 山口 勝久 Katsuhisa Yamaguti [連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 O-arai, Ibaraki-ken, 311-13 大洗町 成田町 4002 ☎029-267-4141 Japan</p>			
キーワード key word	自然循環 natural circulation	受動安全 passive safety	インターラッパーフロー inter wrapper flow	熱過渡 thermal transition
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）：			
主要レポート名等	(1) H. Kamide, et al.: "Investigation of Inter-wrapper Flow in Fast Reactors During Natural Circulation Decay Heat Removal -Seven-subassembly Sodium Experiments-", Proc. of ARS '97, p.1141, (June 1997) 総数 12 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【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に、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。				
【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°C(ループ) 950 °C(試験体)、設計圧力 8kg/cm ² G、最大流量 1200 l/min、発熱量- 試験体 1.2MW、加熱器 0.52MW、主配管 4B。				

【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と、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、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。

【進捗状況】

- イ. PLANDTL 装置を用いたナトリウム試験を通して、崩壊熱除去系およびIHX 二次系が炉心部熱流動に及ぼす影響を検討した。また、水を作動流体とするIWF 特性試験の予備試験を実施した。さらに、大型熱流動試験装置の基本設計を完遂し、基本仕様を決定した。
- ロ. 自然循環時の集合体内熱流動現象の評価について、ミキシング係数を用いた3次元解析手法を開発し、定格運転から自然循環除熱への過渡を模擬した37ピン束ナトリウム試験、および実機規模の169 ピン模擬燃料集合体ナトリウム試験を対象に解析手法の検証を行った。
- ハ. 上記イ. のプラント過渡応答試験を通して、運転条件とIWF の顕在化の関係を調べた。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. PLANDTL により自然循環除熱時の燃料集合体間における流量振動現象に関する試験を実施する。また、水によるIWF 特性試験では流量および圧力損失特性を調べる。大型熱流動試験については、製作設計の準備として炉心設計の詳細化および試験運転条件の設定範囲について検討を行う。
- ロ. 燃料集合体、IWF の流路となる炉心槽、および上・下プレナム内の相互作用の評価に適用できる解析手法の開発を行う。また、全炉心熱流動解析コードACT については、検証解析を継続するとともに、1次系ループ解析部を開発し炉心部との結合を行う。
- ハ. 自然循環除熱時の流量振動の特性を調べ、実機安全評価への留意点等、反映事項を摘出する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

- イ. 模擬燃料集合体 7体とその集合体間ギャップおよび上部プレナムを有するPLANDTL 装置を用い、IWF に関する過渡ナトリウム試験を実施した。除熱系統は、IHX 二次系と補助冷却系であるDRACS、あるいはPRACS を組み合わせた形態とし、IHXの運転条件、および補助冷却系の起動時間を試験パラメータとした。その結果DRACS による除熱はIHX 二次系の運転条件の影響を受けるものの、一次系一巡流量が定格比 1% を下回る低流量時において、IWF による除熱が顕在化し、一巡流量が0.5%の条件においては、IWF による除熱が一巡流量による除熱量を上回る事が明らかとなった。集合体内水平方向温度分布は IWF により急峻な勾配を持つようになる。図1 に示すように、この時の無次元最高温度がGr数とRe数の関数により整理できることを、次元解析と実験結果への適用を通して証明した。^{(1), (2), (3)}
- ロ. 热移行を伴う複数の燃料集合体における集合体内温度分布の評価手法を構築した。本研究では、集合体内の熱流動現象に主眼を置くために、IWF が顕在化しないIHX およびPRACS による冷却条件に対して解析手法の開発を進めた。本解析手法は、定格運転から自然循環除熱状態を適用対象としており、燃料集合体内サブチャンネル間の冷却材混合効果を工学モデルにより近似する多次元熱流動解析を採用している。この工学モデルにおいては、燃料ピン束の形状およびRe数、Gr数の関数によりミキシング係数の大きさを決定する。また、本研究では、既往文献の情報に基づき、流体混合への浮力の影響が顕在化するしきい値を、Ri数の関数により定義づけることを提案した。PLANDTL における過渡試験を対象に検証を実施し、図2に示すように集合体内の径方向温度分布の過渡変化を本手法により模擬できることを明らかにした。^{(4), (5), (6)}
- ハ. 自然循環除熱時の留意点としてイ. の結果からDRACS を用いた場合には、炉心周辺部に位置する低発熱集合体において逆流が生じる可能性が示唆された。またロ. の成果により、ミキシング係数を適切に用いれば、定格から自然循環除熱状態への熱過渡時の燃料被覆管最高温度を精度良く（無次元温度に換算した場合、評価誤差が計測誤差に包絡されてしまう程度の精度）評価できることを明らかにした。

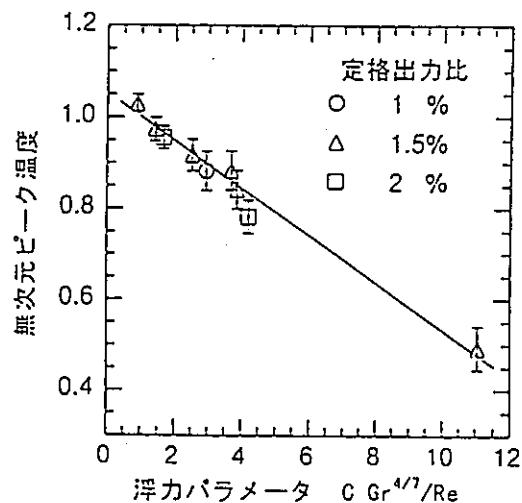


図 1 IWF発生時の無次元ピーク温度と浮力パラメータの関係

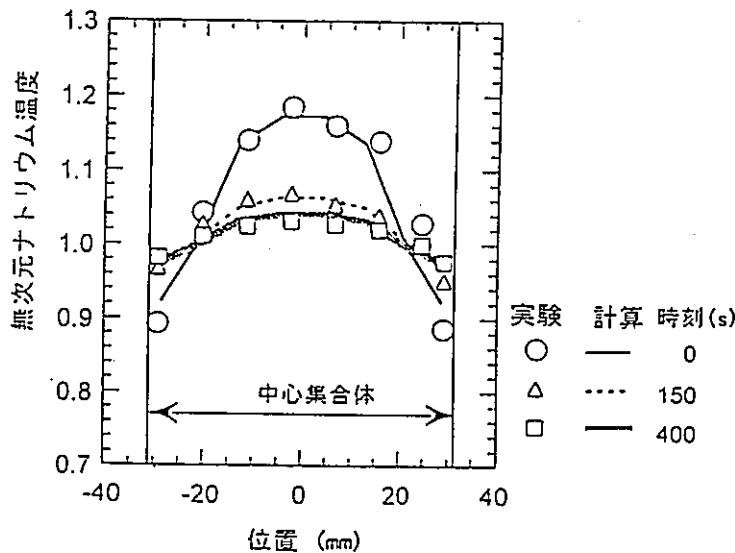


図 2 中心集合体発熱上端部系方向無次元温度分布の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 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，(Mar. 1997)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】（続き）

- (3) 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, (Oct. 1996)
- (4) 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, (Sept. 1996)
- (5) 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)
- (6) 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, (Mar. 1997)
- (7) 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, (Oct. 1996)
- (8) 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)
- (9) H. Kamide, et al. : "Benchmark Exercise for Multi-dimensional Thermohydraulic Analysis Codes - Buoyancy Driven Penetration Flow Phenomena and Thermal Stratification -", Jrnl. of Hydraulic Research, Vol. 34, No. 3, p. 317, 1996

【発表予定】

- (10) H. Kamide, et al. : "Experimental Study of Core Thermohdraulics in Fast Reactors during Transition from Forced to Natural Circulation - Influence of Inter-wrapper Flow -", NURETH-8, (Sept. 1997)
- (11) M. Nishimura, 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 -", NURETH-8, (Sept. 1997)
- (12) 西村元彦他：「ミキシング係数モデル導入による多次元解析の高度化 - 高速炉169 ピン束燃料集合体ナトリウム実験による検証 -」, 日本原子力学会 1997 年秋の大会, (Oct. 1997)

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-10-2
研究課題名 (Title)	過渡伝熱流動現象に関する研究 Study on Transient Thermohydraulic Analyses.			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発室 热流体技術開発室 (Thermal-Hydraulics Research Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>[氏 名] 岩田 耕司 (Koji Iwata)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-267-4141 (4002 Narita, O-arai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN)</p>				
キーワード key word	過渡熱流動 transient thermohydraulics	サーマルストライピング thermal striping	流力振動 flow induced vibration	自由液面 free surface	ナトリウム漏洩 sodium leakage
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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)</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) T. MURAMATSU, Combined Thermal Striping Analysis Using AQUA, DINUS-3 and BEMSET Codes for the Core Outlet Region of a Japanese Fast Breeder Reactor, 2nd EJCC Specialists Meeting on thermal Hydraulics (1996). 総数 28 件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				

【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－構造相互作用や多成分混相流状態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性化に資する。

【研究内容（概要）】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備

冷却材バウンダリの健全性の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低減効果等を含め、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手法を開発・整備し、従来、保守的に設定されていた安全裕度の適性化を図る。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

流力振動や液面揺動等による荷重を評価する手法の高度化・整備を行い、構造健全性評価のための入力荷重条件を適切に設定できるようにする。

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

上記課題等に対して、解析手法を用いて安全裕度を適性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) 安全裕度適性化手順 : 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

【成果の活用方法】

本研究で開発・整備される解析コードは、大型炉の設計および安全評価に利用される。これらコードの内、DINUS-3 およびBEMSETは、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習（フランス高速炉フェニックスにおける高サイクル熱疲労損傷評価）での解析に利用された。

また、流動解析コードSPLASHは、実証炉・実用炉の設計評価に利用される。また、構造物や自由液面と流れとの相互作用に起因する振動現象等の機構解明に対しても、本コードは利用可能である。

【進捗状況】**イ. 热過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備**

炉容器内の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）により、流体-構造熱的連成問題の解析を行い、既往ナトリウムモックアップ実験による結果などを良好に再現できることを確認した。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

薄肉構造物や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の性能を検証するため、液面衝突噴流の自励振動現象を対象として解析を行い、実験と良好に一致する結果が得られることを確認した。

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

平成9年度から実施予定である。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備

サーマルストライピング解析コードシステムを用いて流体-構造熱的連成ナトリウム基礎実験の解析を行い、同解析コードシステムの評価精度を定量化するとともに、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習（昨年実施の熱流動解析結果を境界条件とした構造物熱応力応答評価）に引き続き参画する。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

ALE 座標系でのLES 乱流モデルの開発、および多価液面を扱える液面モデルの開発を行い、SPLASH に組み込む。

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

解析コードの検証手順の予備検討を実施する。

【その他 今後の発展性等】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・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」として特許申請の段階にある。

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

本研究で開発する解析コードシステムは、一般産業への適用が可能である。

【研究成果】

イ. 热過渡に対する安全評価手法の開発・整備

高速炉の炉心出口部近傍に位置する構造物は、冷却材の不規則な温度ゆらぎ挙動によって高サイクル熱疲労損傷（サーマルストライピング）を受ける。これを解析的手法により評価できるようするため、当該現象を冷却材温度ゆらぎ強度、冷却材温度ゆらぎ周波数、非定常熱伝達及び構造材熱的応答の4つの素事象に対する解析コード^{1)～11)}をこれまでに開発し（図1）、これを用いて流体-構造熱的連成問題の解析を行った¹²⁾。解析評価の対象は高速炉の炉心出口部近傍領域（図2）であり、整流筒、計装ウェル、制御棒上部案内管、制御棒延長軸などの炉上部構造物を含む。図3は、DINUS-3 コードにより評価された整流筒先端位置での温度ゆらぎ時系列挙動であり、実線が整流筒表面から1.0mm 位置でのナトリウム温度、破線が整流筒表面での温度である。温度ゆらぎ振幅が流体中から整流筒表面に伝わる過程で、全温度差の約40%の振幅が減衰していることが分かる。図4はBEMSETコードにより評価された整流筒内の温度および熱応力の時間平均分布であり、整流筒表面近傍に大きな熱応力が集中していることが分かる。以上の評価結果は、既往ナトリウムモックアップ実験による熱流動挙動の特徴（温度ゆらぎ振幅の減衰特性）およびこれに基づく熱応力挙動評価結果の特徴（熱応力分布）を良好に再現し、図1に示した解析コードシステムの妥当性が確認された。

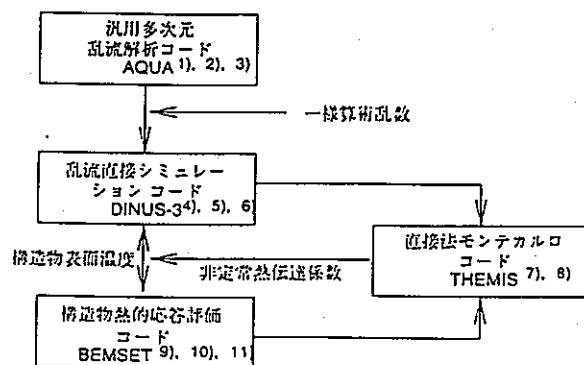


図1 サーマルストライピング解析評価システム

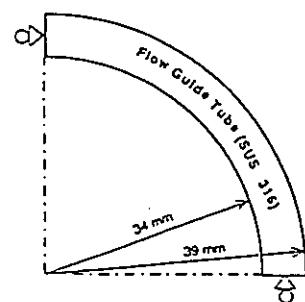
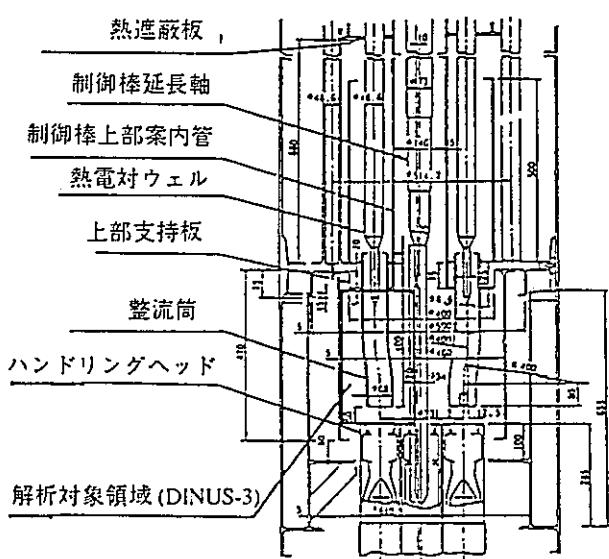
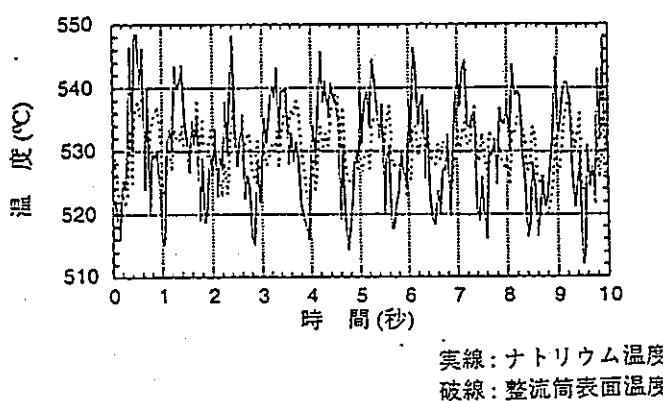
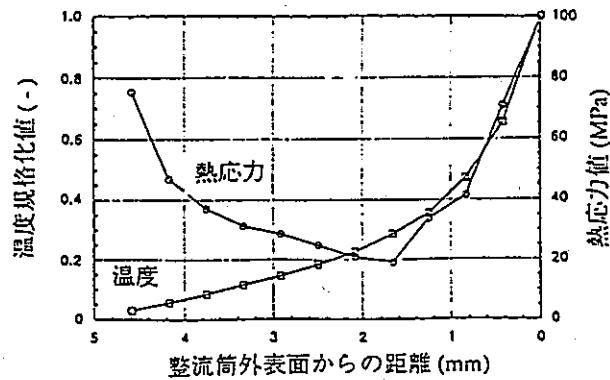


図2 炉心出口解析対象領域

図2 整流筒下端位置における温度ゆらぎ
時系列挙動 (DINUS-3 コード)図4 整流筒内温度および熱応力の
時間平均分布 (BEMSET コード)

□. 流体一構造連成解析手法の開発・整備

高速炉の原子炉容器等において、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⁽¹³⁾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・熱的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といった変形・移動する境界を取り扱える流動解析コード、SPLASH-ALEをこれまでに開発した^{(14), (15)}。SPLASH-ALEの流れと液面の相互作用についての解析能力を検証するため、液面衝突噴流の自励振動現象^[16]を対象として解析を行った。

解析は、2次元矩形容器の底面中央から垂直上向きに噴流が流入し、液面に衝突後容器側壁に沿って降下し側壁下部の流出口から流出する体系で、噴流の流入流速と容器内水深をパラメータとして行った。解析によって、噴流の横方向振動を再現することができ、水深と流入流速によって決まる振動発生条件（図5）、水深の関数である振動数、振動噴流の流脈線形状（図6）、振動に同期した連行流速変動や噴流両側圧力差変動といった諸項目で、実験結果と良好に一致する結果が得られた。このことから、SPLASH-ALEが流れと液面の相互作用に対する十分な解析能力を備えていることが確認できた⁽¹⁷⁾。

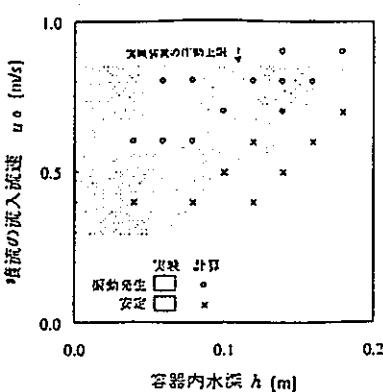


図5 噴流振動発生条件の比較

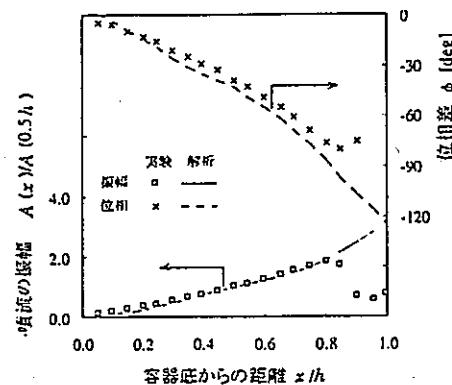


図6 噴流流脈線の振幅・位相特性の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 村松壽晴、ファジィ推論（計算力学ハンドブック）、日本機械学会編(1996).
- (3) 村松壽晴、非線形特性を有する熱流動数値計算系の適応制御、日本電気学会「産業における高機能自己調整システム」共同研究委員会(1996).
- (4) T. MURAMATSU, Computational Results on a Tee Junction of LMFR Secondary Circuit Involving Thermal Striping Phenomena Using the DINUS-3 Code, IAEA/IWGFR Meeting(1996).
- (5) T. MURAMATSU, Investigation of Water and Sodium Temperature Fluctuations Characteristics Related to Thermal Striping Phenomena Using the DINUS-3 Code, 2nd BJCC Specialists Meeting on thermal Hydraulics (1996).
- (6) 村松壽晴、原子力工学における直接シミュレーションコードの利用、日本原子力学会「原子力シミュレーションの革新的技術」調査研究専門委員会報告書(1997).
- (7) 村松壽晴、直接法モンテカルロモデルによる熱流動解析～サーマルストライピングを対象として～、日本原子力学会「原子力用計算科学」特別専門委員会(1996).
- (8) 村松壽晴、ボルツマン方程式の確率解法と熱流動工学問題への適用、第8回中四国伝熱セミナー(1996)
- (9) 村松壽晴、境界要素法による構造物の熱的応答評価コードBEMSETの開発、原子力学会(1996).
- (10) 村松壽晴、不規則温度過渡条件下における炉内構造物の熱的応答特性の評価、原子力学会(1996).
- (11) 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(IX)、境界要素法コードBEMSETによる構造物熱的応答基本特性の検討、動燃事業団成果報告書、PNC TN9410 96-136(1996).
- (12) T. MURAMATSU, Thermal Response Evaluation of Austenitic Stainless Steels Due to Random Sodium Temperature Fluctuations Using BEMSET and DINUS-3 Codes, Joint ASME/ICPVT Pressure Vessels and Piping Conference(1996).
- (13) 山口 彰、もんじゅ温度計の流力振動解析、日本原子力学会1996秋の大会
- (14) 山口 彰、計算科学的手法による原子力分野の複雑現象の解明、原子力工業42巻、第6号、(1996)
- (15) A. Yamaguchi, SPLASH Program for Three Dimensional Fluid Dynamics with Free Surface Boundaries, Computational Mechanics, Vol. 18, No. 1, pp12-23(1996).
- (16) 飯田将雄ら、日本原子力学会1996春の年会、C52
- (17) 飯田将雄、「流動解析コードSPLASH-ALEによる自由液面を有する体系の解析～上向き平面噴流の自励振動～」、日本原子力学会1996秋の大会、C26
- (18) 岡芳明、他、粒子法による熱流動解析の基礎研究、動燃事業団共同研究報告書、PNC TY9602 96-001 1996年3月
- (19) 宋、大平、Thermal Fluid-Structure Interaction Analysis of Shield Plug(II) -Verification of FLUSH by Two-Dimensional Model-, PNC TN9410 96-102、1996年4月
- (20) J. C. Astegiano 、他、IAEA/IWGFR Specialist's Meeting on "Correlation between Material Properties and ThermoHydraulics Conditions in LMFRs" PNC TL9950 96-001 1996年4月
- (21) 大高、大島、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、PNC TN9410 96-118、1996年4月
- (22) 大島宏之、サブチャンネル解析コードASFER-IIIの整備・改良—ボーラス状閉塞モデルの高度化—、PNC TN9410 96-128、1996年4月
- (23) 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(X)－境界要素法コードBEMSETによる構造物熱的応答基本特性の検討－、PNC TN9410 96-136、1996年5月
- (24) 陸道綱、枝管におけるサーマルストライピングの解析、PNC TN9410 96-232
- (25) 大高、他、サブチャンネル解析コードASFER-IIIの検証、PNC TN9410 96-212、1996年6月
- (26) 土井、村松、単相多次元コードAQUAによる配管内の流れ解析、PNC TN9410 96-276、1996年9月
- (27) 土井禎浩、CIP 法による熱流動解析に関する調査、PNC TN9420 96-057、1996年9月
- (28) Gao Ming Qing, Evaluation for the Effects of a Ring Plate Device to Eliminate Free Surface Gradients in Liquid Metal Fast Breeder Reactor Vessel Using Multi-Dimensional Thermohydraulics Computer Code, PNC TN9410 97-016, 1997.

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-11-1
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 安全工学部 プラント安全工学室</p> <p>[氏 名] 田辺 裕美 Hiromi Tanabe</p> <p>[連絡先] ④311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田 400-2 ☎029-267-4141</p>				Plant Safety Engineering Section, Safety Engineering Division, OEC Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-13 Japan Tel. 029-267-4141
キーワード key word	ナトリウム sodium	燃焼 combustion	ナトリウム漏洩 sodium leakage	エアロゾル aerosol	影響緩和 mitigation
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>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 - II -」TN9410 97-051, 1997年3月 総数11件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				

【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、ナトリウムの漏洩燃焼に関して影響緩和と解析評価技術の高度化を図る。

【研究内容（概要）】

大型プラント体系に対するナトリウム漏洩燃焼の評価を行い、燃焼の抑制及び影響の緩和を一層強化するための方策を検討する。また、ナトリウム漏洩燃焼試験によってその方策の効果を定量的に評価するとともに、ナトリウム燃焼解析コードの検証と改良を進める。

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

ナトリウム漏洩燃焼による圧力・温度の上昇の影響をより緩和させる効果を定量化し、並行して開発する計算コードの改良・検証に利用するため、大きな漏洩流量時の漏洩形態の把握、燃焼領域における酸欠効果や漏洩ナトリウムの跳ね返り飛散抑制等による影響緩和効果の定量化を目的とした試験を実施する。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

既に開発されているナトリウム漏洩燃焼解析コード（SOLFAS, ASSCOPS, SOFIRE-M3）に関して、低酸素濃度における燃焼モデル、伝熱モデル等に改良を加え、解析精度の向上を図るとともに、影響緩和の方策に対応させた燃焼抑制効果の評価手法を整備する。

【使用主要施設】

大規模ナトリウム漏洩燃焼試験施設(SAPFIRE)

原子炉補助建物部分モデル試験装置 (SOLFA-1)、大型密閉試験装置 (SOLFA-2)

【成果の活用方法】

本研究で作成、検証された解析コードは、実証炉以降の安全設計、安全評価へのナトリウム漏洩燃焼評価に係わる判断材料として提供することができる。

【進歩状況】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

ナトリウム漏洩速度、漏洩形態の確認実験、ナトリウム漏洩燃焼実験-I及びIIを実施し小規模漏洩に関するデータを取得した。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

ナトリウム漏洩燃焼解析(ASSCOPS)コードを用いて、イ.で実施したナトリウム漏洩燃焼実験-I及びIIの解析を実施した。その結果、実験-IIで明らかとなったコンクリートからの放出水の影響を評価するためには、放出水モデルや湿分とナトリウムエアロゾルとの反応モデルを考慮する必要があることが判り、これらのモデル化とコードへの組込みを行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

ナトリウム漏洩燃焼実験により燃焼堆積物やナトリウムエアロゾルの化学組成に関するデータの取得する。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

ナトリウム漏洩燃焼解析コードを、イで得られた実験データ等に基づいて改良・整備を実施する。

【その他 今後の発展性等】

ナトリウム燃焼に係わる研究は、ナトリウムの熱化学物性等の特殊な部分を除き、建屋内の火災影響評価、液体燃料の燃焼特性評価等、原子力分野以外の燃焼が関係する分野等にも適用が可能である。

【研究成果】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

大規模ナトリウム漏洩燃焼試験(SAPFIRE)施設を用いてナトリウム漏えい燃焼試験を実施した。ナトリウム漏洩燃焼試験-IIは、図1に示すように矩形コンクリートセルSOLFA-1 試験装置の内部に構造物を配置して、約480 °Cのナトリウムを約50g/sec の漏洩速度で約3時間42分にわたって漏洩させた。

実験中、ナトリウムエアロゾルは、水スクラバ、フィルタで除去し、フィルタを20分毎に1回程度の頻度で交換することにより、長時間の運転を行った。図2にナトリウム漏洩燃焼試験-IIにおける床ライナ裏面温度、雰囲気ガス温度、酸素濃度の実験結果を示す。床ライナ裏面温度は、実験開始後10分で約800°Cに達し、その後800°C~850°C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°Cに達した。試験装置内の雰囲気ガス温度は、実験開始後1時間で200~300 °Cに達し、酸素濃度は実験期間中18%以上に維持されていた。実験-IIでは、ナトリウム堆積物の化学分析により、NaOHの生成割合が高いという「もんじゅ」事故等と異なる結果が得られた。これは、狭いコンクリートセル内での実験であったため、雰囲気温度の上昇によりコンクリートから水分が放出され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が明らかとなった。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

イで実施したナトリウム漏洩燃焼試験-IIの解析を、ナトリウム漏洩燃焼解析(ASSCOPS)を用いて実施した。ナトリウム漏洩燃焼の解析に当たっては、加熱コンクリートからの放出水モデル、混分とエアロゾル、堆積物との化学反応式を追加する等の改良を行い、現象のより現実的な解析が可能となった。図3に、ナトリウム漏洩燃焼試験-IIの解析結果と実験データの比較を示す。図より、解析結果と実験結果は燃焼現象に関しては良く一致していることが分かる。但し、解析コードでは、ライナ損傷後に生じたナトリウムとコンクリートとの反応はモデル化していないため、約3時間20分以後については不一致が見られる。これら温度等の比較により、ナトリウム漏洩燃焼解析コード(ASSCOPS)の小規模の漏洩燃焼への適用性が確認され、解析精度の向上を図ることができた。

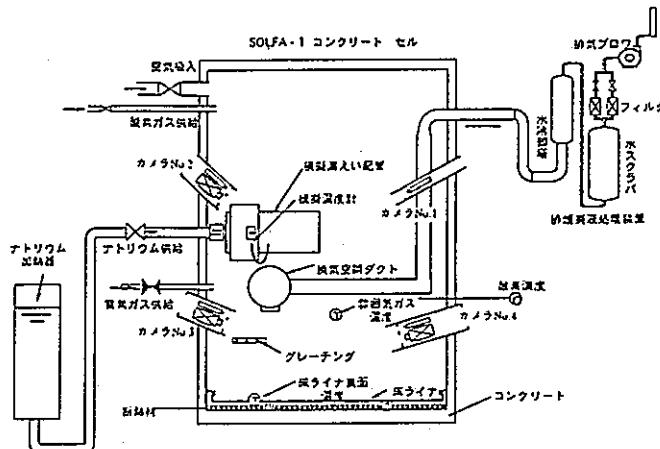


図1 ナトリウム漏洩燃焼試験-II SOLFA-1試験装置

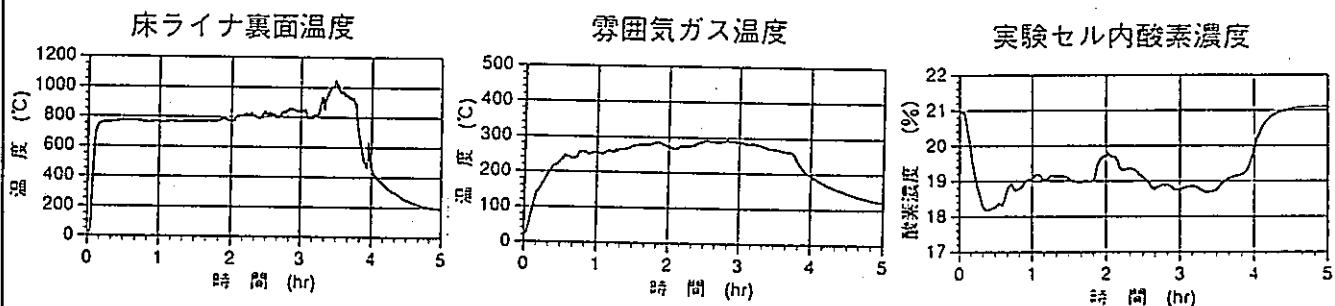


図2 実験-IIの主な温度及び酸素濃度

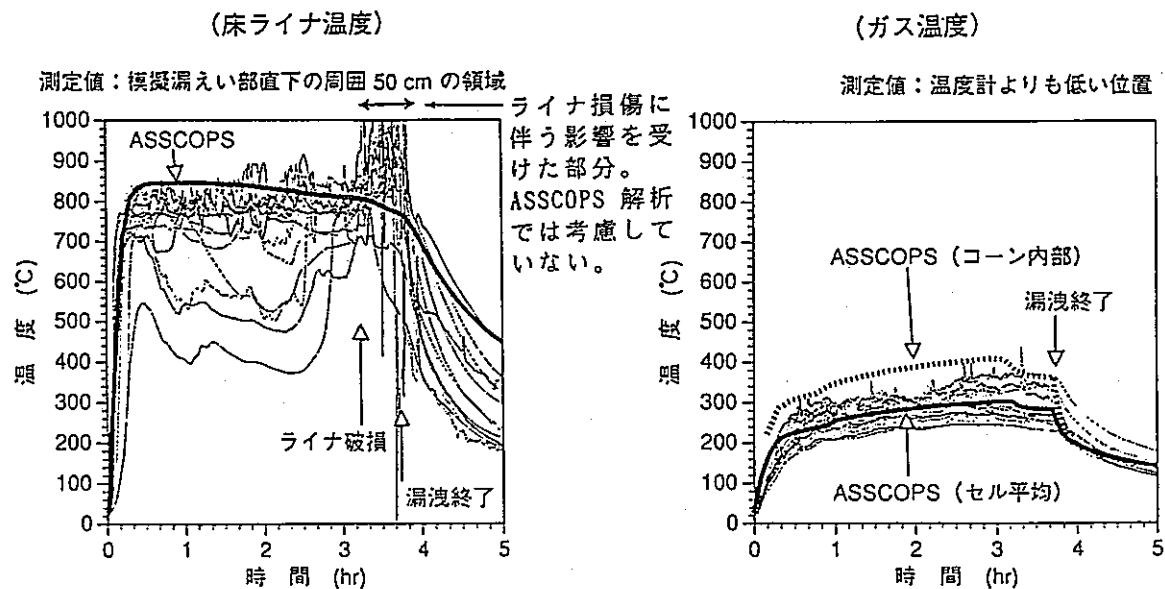


図3 ASSCOPS解析結果と測定データの比較
(太線: 計算結果、細線: 測定値)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (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、1996年11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 3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 1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 3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 3月
- (7) 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
- (8) 田辺 他、「ナトリウム漏洩・燃焼実験 (1)実験方法と測定データ」 1997年春の年会 1997年 3月
- (9) 三宅 他、「ナトリウム漏洩・燃焼実験 (2)影響評価と測定データ」 1997年春の年会 1997年 3月
- (10) 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 第4報報告書」、1996年 9月
- (11) 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 第5報報告書」、1997年 3月

【発表予定】

なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-11-2
研究課題名 (Title)	ナトリウム-水反応に関する研究 Safety Evaluation in Sodium-Water Reaction Events for LMFBR Steam Generators			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター安全工学部 Plant Safety Engineering Section, プラント安全工学室 Safety Engineering Division, OEC</p> <p>[氏 名] 田辺裕美 Hiromi TANABE</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 大洗町成田4002 311-13 Japan</p> <p>☎029-267-4141 Tel. 029-267-4141</p>				
キーワード key word	蒸気発生器 steam generator	伝熱管 heat transfer tube	水リーク water leak	ナトリウム-水反応 sodium-water reaction	事故 accident
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(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 総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【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-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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 大型炉用蒸気発生器の設計基準リーク選定手法の合理化 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。</p> <p>(1)伝熱管破損模擬試験 ナトリウム-水反応時の高温ジェットによる伝熱管の過熱と管内の冷却効果を考慮した高温伝熱管強度試験を実施し、高温ラブチャ現象を定量的に把握する。</p> <p>(2)破損伝播評価手法の整備 反応モデルと蒸気流モデルの連成による伝熱管構造評価手法を現行破損伝播解析コードに組み込み、上記試験結果を用いた検証により、汎用性のある設計基準リーク評価手法を整備する。</p> <p>(3)大型ナトリウム-水反応試験の実施 実機におけるプ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-水反応設計基準リーク試験を実施し、開発した設計基準評価手法の妥当性を総合的に確認する。</p>					

□. 2次系削除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。

【使用主要施設】

- TRUST(伝熱管破損模擬試験装置) …誘導加熱出力～500kW、昇温速度～約100 °C/s、蒸気加圧～約190ata

【成果の活用方法】

- 伝熱管破損模擬試験データは、高温ラブ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リーグの評価・妥当性確認に活用される。
- 大型ナトリウムー水反応試験データは、上記破損伝播評価手法の総合検証に反映される。
- 2次系削除システムの安全評価手法は、実用化プラントの安全設計・安全評価に活用される。

【進捗状況】

イ. 設計基準リーグ選定手法合理化

(1) 伝熱管破損模擬試験

伝熱管内に高温高圧の蒸気を供給した状態で、伝熱管壁を高周波誘導加熱により急速な昇温することができる模擬試験装置(TRUST-2)を製作した。

(2) 破損伝播評価手法の整備

反応温度評価のため、2次元2流体モデルとナトリウムー水化学反応モデルを同時に計算可能な基本コードを開発した。プローダウン評価のために開発した管内蒸気流動モデルを50MWSG水ブロー試験データを用いて検証した。構造評価のため、窒素ガス加圧での模擬試験(TRUST-1)データを用いて、FINASによる1次元構造評価モデルの妥当性確認を行った。

(3) 大型ナトリウムー水反応試験

大型ナトリウムー水反応試験実施のため、試験装置の製作仕様の検討・評価を行った。

□. 2次系削除システムの安全評価手法整備

(進捗無し)

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 設計基準リーグ選定手法合理化

(1) 伝熱管破損模擬試験

試験装置の機能試験、昇温特性確認試験、窒素ガス加圧模擬試験を経て、蒸気加圧模擬試験を行い、高温ラブチャ挙動データを蓄積する。

(2) 破損伝播評価手法の整備

反応温度評価モデル、蒸気流動評価モデル、及び伝熱管構造評価モデルの検証を行い、これらのモデルを現行伝熱管破損伝播解析コードへ組み込んで、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

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。

□. 2次系削除システムの安全評価手法整備

反応生成物移行特性及び発生圧・流動特性の確認試験と並行して解析コードの整備・検証を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

1. 設計基準リード選定手法合理化

(2) 破損伝播評価手法の整備

(化学反応評価モデルの整備)

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-JBT)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°Cまでの温度上昇が測定されており、一方解析でも700~800°C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。

(構造評価モデルの整備)

ナトリウム-水反応ジェットによる高温過熱時の伝熱管の構造健全性を評価するため、これまで構造解析コード(FINAS)を用いた1次元評価モデルを整備してきた。本モデルでの破損判断基準は、高温引張試験データから得られる最大荷重点ひずみに相当する真応力とし、解析する有限要素のうち最も厳しい要素で破損の有無を評価するものとした。本モデルの妥当性を確認するため、伝熱管内を窒素ガスで加圧して破損させる模擬試験(TRUST-1:図1参照)を実施した。使用した伝熱管は外径31.8mmの改良9Cr-1Mo鋼で、肉厚は腐食代や加工代分を差し引いて公称3.2mmとした。伝熱管の上端は密閉し、軸方向の熱膨張を吸収できるように固定した状態で下端から加圧し、中央部を150kW出力の高周波誘導加熱により急速に昇温(均熱幅150mmで肉厚方向に均一に加熱するよう予め設定)して伝熱管を破損させた。パラメータは昇温速度や圧力とし、全9ケースの実験を行った。各実験条件で検証解析を行い、前述の判断基準に基づいて伝熱管の破損温度を求め、実験での破損温度と比較した結果を図2に示す。これにより、解析のほうが実験より低い温度で破損する保守的な結果となることを確認できた。

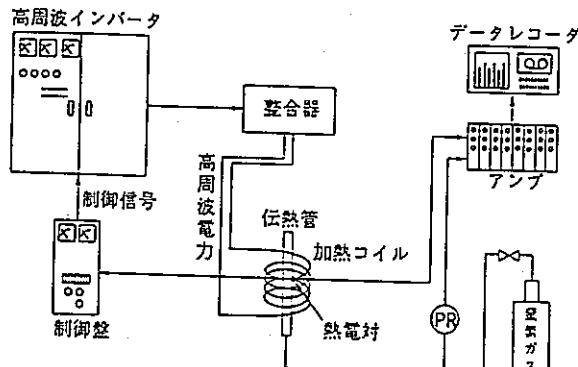


図1. TRUST-1試験装置

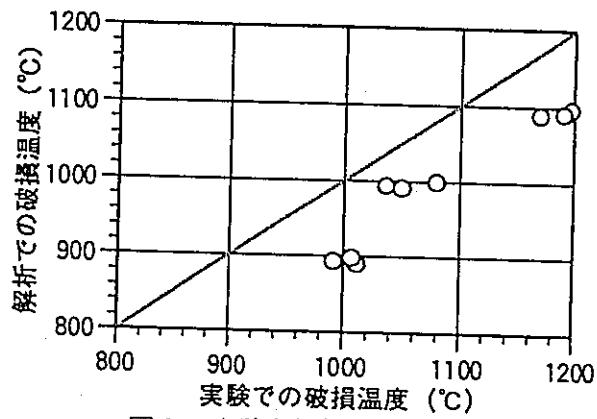


図2. 実験と解析の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-12-1	
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-Pile Safety Experiment Facility)		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) 安全工学部 高速炉安全工工作室</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN) 成田町4002 ☎029-267-4141</p>				
キーワード key word	炉内安全性試験 in-pile safety experiment	駆動炉心燃料 driver fuel	中性子ホドスコープ neutron hodoscope	核特性 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）：				
主要レポート名等	(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 energy, Brussels, 4-6 June, 1996 総数 4 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【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。					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】**イ. 施設概念の検討**

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、平成8年度は制御系を含めた現実的な体系での核計算を行うと共に、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のための検討を進めた。

ロ. 要素技術の研究開発

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共に、ホット燃料試作に向けた準備を進めた。また、電気ヒーターによる炉外試験を実施し、炉心燃料の伝熱性能に係わるデータを蓄積した。更に、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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成9、10年度は駆動炉心燃料及び中性子ホドスコープ等の要素技術を中心に検討の詳細化を進めると共に、施設全体概念の構築を進め平成11年度からの概念設計に向けた基盤を整備する。平成11年度より概念設計に着手する。

【その他 今後の発展性等】

水を冷却材とした高流速のCHP試験の対象については、核融合炉のダイバーター冷却の課題と共通の領域に近く、本試験の成果の活用が期待し得る。

【研究成果】

イ. 施設概念の検討

平成7年度までに得られた基本概念の検討結果をベースとして、炉心構成と炉体構造を中心とした施設概念の具体化を進めた。炉心の核設計については、ホドスコープ・スロットに加えて制御系を含めた現実的な体系での3次元核特性解析(図1参照)を実施し、基本的な成立性を確認した。また、試験体の構成材料の見直しを行ない、入熱性能の改善が期待できることを確認した。炉体構造設計に関しては、重水を冷却材として用い、稠密な駆動炉心燃料ピン配置、高い冷却材流速、平板状のホドスコープ・スロットの駆動炉心内配置、中心に円筒状の試験孔を有することなどの特徴を重点に、ホドスコープ・スロットと整合性のある駆動炉心集合体形状・配置、集合体の浮き上がりを防止する炉内構造、ヘリウム・フォロワー型制御棒、ホドスコープ・スロットを含め適切な強度を有する冷却材バウンダリーの構造配置など、実現性のある具体的な概念を構築した。

ロ. 要素技術の研究開発

駆動炉心燃料の開発については、量産の観点から成立性の高い乾式混合工程による燃料ペレット製造に係わる基礎試験を実施し、図1に示す良好な特性のペレット(UO₂-BeO)を試作した⁽¹⁾。また、希釈燃料の性能向上とPuを用いた燃料の試作に向けて、試験課題と仏CEAとの共同研究を含めた実施方策について検討を進めた。更に、ペレット(UO₂-BeO)の耐熱衝撃特性、及びアルミナ織布の伝熱特性等に係わる基礎的試験を実施し、熱過渡下でのペレット安定性に関する基本特性を把握した⁽¹⁾⁽²⁾。

駆動炉心燃料集合体の熱流動特性に関しては、これまで単管体系での限界熱流束試験(発熱長と水力等価直径を模擬した高流速・低圧条件での試験)を実施し、特性把握を進めているが、H8年度は発熱分布の効果を把握するために局所的(3cm長)に発熱量を2倍にした体系(アルミナ織布の破損等によりギャップコンダクタンスが部分的に高くなっている条件に対応)、並びに軸方向コサイン発熱分布を模擬した体系にて実験を行った。その結果、駆動炉心の基本条件として想定している最大熱流束3MW/m²に対して局所的熱流束であれば7MW/m²(CHF)まで、コサイン分布であれば5MW/m²まで安定して除熱できる等、現在の施設の仕様の下で十分な裕度があることを確認した。

燃料移動計装については、ホドスコープ用小型高感度検出器の概念と応答性能を検討するとともに、コリメータ、スロット等のシステムの最適化を図った。これにより、検出器の感度向上と小型化の見通しを得るとともに、主要な試験での燃料移動について要求精度を満たす計測システム概念を設定した。また、検出信号の処理系についても、要求される性能が得られることを確認した。

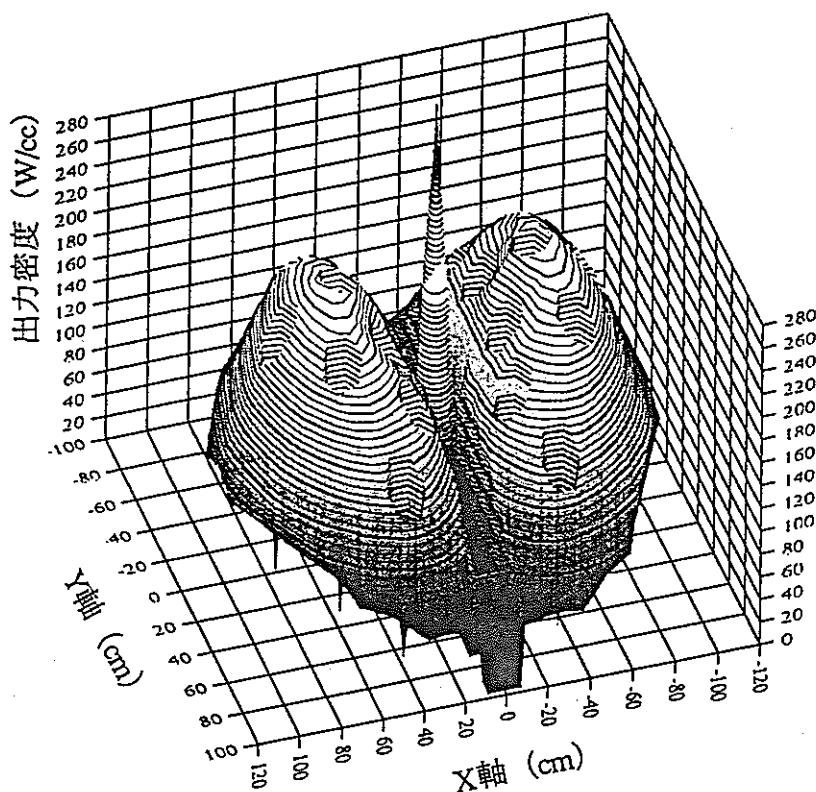


図1 制御棒とホドスコープ・スロットを含む体系での出力分布評価結果
(試験体最大線出力：450W/cm)

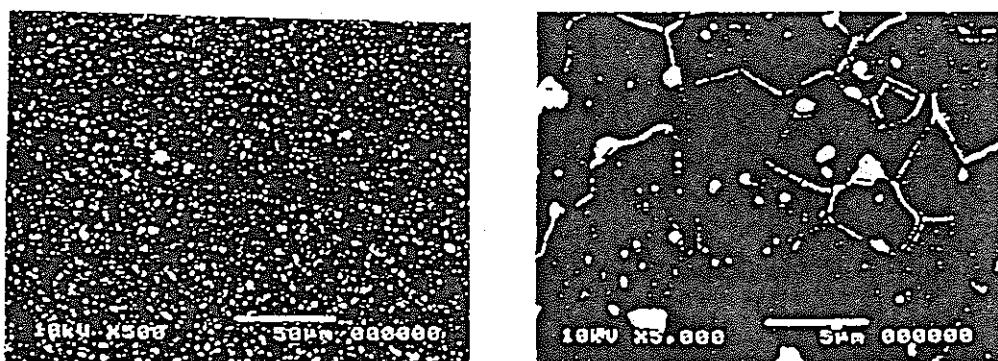


図2 乾式混合工程で作成した焼結体の組織 (98%TD以上、白い部分がUO₂)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 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 (PHYSOR96), Vol. 2, D-93, Mito, September 16-20, 1996
- (3) 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」
- (4) 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」

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-13-1
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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 大洗工学センター (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) 安全工学部 高速炉安全工学室</p> <p>【氏 名】 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>【連絡先】 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN) 成田町4002 ☎029-267-4141</p>				
キーワード key word	炉心損傷事故 core disruptive accident	炉内安全性試験 in-pile safety experiments	安全解析コード safety analysis code	起因過程 initiating phase	遷移過程 transition phase
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名(実施機関) : CABRI炉内試験(仏国CEA) 新型燃料高速炉におけるCDAの研究(東北大)</p> <p>SAS4A/SIMMER-IIIコード開発に関する日欧共同研究 (仏国CEA, 独国FZK)</p> <p>実証試験名(実施機関) : 委託研究名(実施機関) :</p>				
主要レポート名等	<p>(1)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)</p> <p>(2)守田他、「高速炉安全解析コードSIMMER-IIIの開発の現状と成果」、 総数10件 動燃技報 No.101(1997) (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容(概要)】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>二. 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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仏国CABRI炉内試験施設(過渡試験、照射後試験) 					

【成果の活用方法】

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格納系を中心とした大型炉の安全特性を判断するための材料を提供した。

【進捗状況】

- イ. CABRI-RAFT計画（1996～2000）の具体的試験内容について検討し、試験計画の概略を固めると共に、計画前半に予定されている試験を中心に試験準備を進めた。また、実施済みCABRI-FAST試験の破壊検査を進めた。
- ロ. 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、GEMモデルの開発を実施した。また、解析評価手法としての標準化を進めた。
- ハ. SIMMER-IIIについては、検証研究の成果を反映し改良するとともに、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基礎的な整備を進めた。欧州機関と共同・分担実施した基本モデルの検証研究を完了するとともに、安全評価上の主要現象に関わる総合検証を計画通り進め、高度化された解析手法の効果について評価した。起因過程との接続のためのSAS4A/SIMMER-III接続システムSAME-IIについては、基本コードの改良を進め、実機評価への適用研究に着手した。
- 二. SAS4A、SIMMER-III両コードを実証炉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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 平成9年度はCABRI-RAFT計画の過渡試験1種を実施すると共に、実施済みCABRI-FAST試験の破壊検査を完了する。また、本破壊検査の進捗を受けてCABRI-FAST試験の総合評価を実施する。平成10年度以降はCABRI-RAFT計画の過渡試験を年間2～3種実施する。
- ロ. SAS4Aコードの燃料ペレット柱運動モデルの検証を進めるとともに、先に開発したガスプレナム放出モデルとの結合を行い、起因過程後期挙動の評価への適用性向上を図る。
- ハ. SIMMER-III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とともに、開発を完了する。
- 二. 実機適用研究を通じて、安全評価における事象進展シナリオを明確化するとともに、事象進展の支配要因に関する評価条件や判断基準を定量化することで炉心損傷事故の評価手法を確立する。

【その他 今後の発展性等】

SIMMER-IIIの基本物理モデルと数値解析技術は汎用化を図ることで、原子力分野では、再処理プラントにおける臨界事故に関連して、物質の空間配位とエネルギーの時間変化に応じた動特性解析、他の分野においても自然災害における土石流等の固気液混相の流動現象の解析等への応用が可能である。

【研究成果】

イ. CABRI-RAFT計画の具体的試験内容について検討し、炉心崩壊過程での事象推移の観点から重要性の高い試験課題に重点を置いた試験計画を表1に示すように固めた。この中で、仏国での照射計画の遅延のために調達の困難な高燃焼度太径中空燃料を用いた破損限界に係わる試験を2001年以降の課題と位置付けて除外すると共に、炉心崩壊過程の研究課題へと重点をシフトした。また、破損燃料冷却性に係わる研究と小規模損傷状態からの異常拡大に係わる研究を、RB1～RB3試験によって両立させるべく試験条件を設定した。更に、RAFT計画の後半で実施する大型試験体の設計と試験の安全評価に向けた予備検討を開始した。

実施済みCABRI-FAST試験については、最終的な破壊検査計画を策定し、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必要な詳細データ取得の目処を得た。また、同計画の破壊検査の継続により、過渡前燃料条件モデル化に有効なデータを得た。

ロ. 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。

CABRI炉内安全性試験結果では、燃料破損後に、破損部の上下に未崩壊のまま残存している健全燃料ペレット柱が数センチから10センチ程度移動する現象が見られている。この移動は炉心反応度レベルの変化や遷移過程への移行時の燃料配位に影響しうるため、試験データの整理とモデル化を行った。試験データの整理から、この現象は次の2つの条件が重なった場合に発生することが分かった。

- (1)健全燃料ペレット部分の被覆材が高温化し、強度を失ってペレット柱の保持力を失っていること。
- (2)ガスプレナム中にガス圧が残存しており、被覆管や流路中の物質による抵抗に打ち勝って移動できる状態であること。

以上の知見に基づいて、燃料ペレット柱運動モデルを作成し、改良、検証作業を実施している。また、実証炉で採用される見込みであるGEM（ガス膨張モジュール）の効果を評価に取り入れるため、入口プレナム圧等に対応して変動するGEM反応度を動的に評価するためのGEMモデルを開発し、SAS4Aに組み込んだ。

また、新型燃料の候補の1つである金属燃料を用いた高速炉を対象に、炉心損傷時の挙動の研究を行っている。⁽¹⁾ ULOF事象を対象とした起因過程においては、燃料の破損後に、酸化物燃料の場合と同様にFPガスやナトリウム蒸気による燃料の分散が有効に作用して即発臨界には至らないとの結果が得られている。

ハ. SIMMR-IIIコードについては、安全評価上の主要現象（燃料沸騰プール、ピン束内への融体侵入と固化閉塞形成、制御棒案内管（CRGT）を通した燃料流出）に関わる総合検証研究及び検証成果を反映した大型炉遷移過程解析への適用研究を進めた。⁽²⁾ 反応度の印加要因に関連して重要な炉心プールの沸騰挙動試験（SCARABEE BF2）の解析例を図1に示す。ここでは、SIMMR-IIIが実験で確認された沸騰プールの安定性を適切に評価できることを示すとともに、従来手法と比して高度化された解析手法の効果を確認した。⁽³⁾ ピン束内での閉塞形成挙動に関しては、実機への適用を通じて炉心の物質配位とエネルギー状態に応じた融体の侵入挙動を評価する上で重要な現象を摘出し、固体粒子による閉塞形成と構造材への熱損失を取り扱うための物理モデルを整備した。CRGTからの燃料流出挙動に関しては、SCARABEE炉内試験の知見を活用した実機解析によって、早期の燃料流出による核的活性度の低下を達成する上での重要な現象として燃料-冷却材相互作用による圧力発生とCRGT内流路のボイド化進展、それに駆動される燃料流出挙動を摘出した。⁽⁴⁾ SAME-IIコードについては、実機評価に適用可能なレベルまで仕上げ、安全評価コードシステムの中核となるコードとして完成させた。

二. 実証炉クラスの大型炉に対して、ULOF事象の予備的評価を実施し、ULOF事象の基本的な事象推移を検討した。⁽⁵⁾ 起因過程評価においては、ボイド反応度値が4ドル程度の同炉心では、前年次計画における検討成果と同様に、有意なエネルギー発生は予測されなかった。遷移過程評価においては、最確シナリオでは制御棒案内管やピン束部流路に燃料が流出していくことによって緩慢な事象推移になるとの結果が得られた。ただし流出開始の条件や流出速度などについては、今後の評価でその不確かさを絞り込んでいくべきと判断された。

表1 CABRI-RAFT試験計画の内容

試験名	対象 研究分野	研究課題
TP1	CDA 遷移過程	プール形成挙動 照射済み37本ピン束
TP-X4	同上	制御棒案内管を通じた炉心 物質流出挙動
TP-X1	同上	遷移過程初期における軸方 向分散燃料の分布と安定性
TP-X2	同上	燃料／スティール混合ブー ル内の伝熱基礎データ
RB1	局所事故	過出力条件下での破損燃料 からの溶融燃料放出挙動
RB2	同上	同上 (RB1とは燃料溶融条 件が異なる)
RB3	同上	破損燃料からの溶融燃料放 出時の冷却性、12本ピン束
LTX	CDA 起因過程	中空燃料の破損・移動挙動

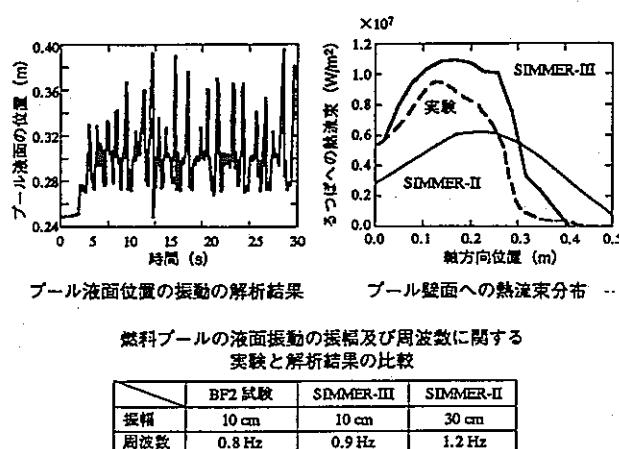


図1 炉心プール沸騰挙動試験 (SCARABEE BF2) の試験解析例

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 飛田他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究 -先行基礎工学分野に関する平成7年度報告書」PNC TY9604 96-003(1996.5)
- (4) 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)
- (5) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Fuel-Coolant Interactions," OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai, May 19-21, 1997.

【発表予定】

- (6) H. Niwa, "A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR," Int'l. Symposium on Global Environment and Nuclear Energy Systems, (Tsuruga, October 1996), Progress in Nuclear Energy誌に掲載予定、(巻号未定、1997年中)
- (7) 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)
- (8) S. Kondo, et al., "Status and Achievement of Assessment Program for SIMMER-III, A Multicomponent Code for LMFBR Safety Analysis," 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics(NURETH-8), Kyoto International Conference Hall(1997.10)
- (9) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Key Phenomena of CDAs in LMFBR," Thermal-Hydraulics(NURETH-8), Kyoto International Conference Hall(1997.10)
- (10) Y. Tobita, et al., "An analysis of Boiling Fuel Pool Experiment by SIMMER-III," Thermal-Hydraulics(NURETH-8), Kyoto International Conference Hall(1997.10)

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-13-2
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室 (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13, JAPAN) ☎ 029-267-4141</p>				
キーワード key word	事故後熱除去 post-accident heat removal	炉外模擬試験 out-of-pile simulant test	MELT-II 施設 MELT-II facility	燃料-冷却材相互作用 FCI(fuel-coolant interaction)	炉内保持 in-vessel retention
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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（京都大学原子炉実験所）</p> <p>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）</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) 小西他、「炉心損傷時の融体ジェット-冷却材相互作用に関する実験的研究」、 動燃技報 No. 98(1996. 6)</p> <p>(2) 「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 (1997 年1 月)</p>				
	総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 高温融体-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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>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°C、溶融量最大約25ℓ）</p>					

【成果の活用方法】

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、S I M M E R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。

【進捗状況】

- イ. ・高温試験の第1段階として、溶融ステンレススティール-水系試験を実施し、基本挙動を把握した。
・前年度までに実施した低融点合金-水系での試験をSIMMER-IIIコードにて解析し、同コードの熱・運動量交換を記述する評価モデルの基本的妥当性を評価した。
- ロ. 体積加熱沸騰プール炉外模擬試験で着目すべきプール沸騰の試験対象を選定した。
大学との共同研究において、試験装置の製作を行い、高密度比気液二相流の中性子ラジオグラフィにより可視化して、流動特性の計測を行った。
- ハ. 低融点合金を水中に注入する低温予備試験を試験体を製作して実施し、基本的挙動の把握を行うとともに、現象を支配するパラメータの同定を行った。実機条件の模擬度向上のための方策（冷却材に対する融体のエネルギー混合比の向上）の検討を進めた。東工大との共同研究については、試験装置を製作した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 高温試験の本格化にあたり、装置を一部改造した後、高温融体-水系試験及び高温融体-ナトリウム系試験を実施していく。
- ロ. 体積加熱沸騰プール炉外模擬試験の計画を詳細化し、単成分試験、2成分試験を順次実施していく。共同研究については液相内の速度分布測定を行うとともに、解析モデルの検証・改良を行っていく。
- ハ. 装置を一部改造した後、高温融体を用いた試験体の概念検討、設計、製作を行い、高温試験を本格化していく。

【その他 今後の発展性等】

- (1) 本研究のイ及びハで扱ったF C I 現象は、広く一般産業や火山学の分野でも注目を集めている研究分野であり、基本的メカニズムに関する知見は他の分野の研究にも参考になるものである。また、軽水炉のシビアアクシデント研究に対しては直接的な応用が可能である。
- (2) 本研究を通じて、高周波誘導加熱による高温融体の生成や融体移送技術の開発を行っており、これらは、高速増殖炉の安全研究にとどまらず、広く高温工学の研究に資する最先端の技術である。

【研究成果】

- イ. 本研究では、水を模擬冷却材とした予備試験により、高温試験技術を確立した上でナトリウム試験に移行する計画である。高温融体を用いた第1段階の試験として、溶融スティールを用いたジェット冷却材(水)相互作用試験をMELT-II試験装置を用いて実施した。試験条件は、融体温度1750°C、融一体注入量0.2ℓ(融体生成量:2ℓ)、融体ジェット径10mm、冷却材初期温度40°C、冷却材量65ℓとした。融体スティールは、ジェット状に0.35mの深さの水中を侵入し、侵入過程でのFCIは生じず容器底部に設置したスティール製構造材上に堆積・クエンチし、堆積物から蒸気泡の発生が観察された。これは低温試験(低融点合金-水系)から予測される融体温度が高い場合のFCIモードと同等であり、このことから、低温試験で検証した最小膜沸騰温度モデル(膜沸騰の安定性は融体温度に依存した蒸気供給能力とサブクーリングに依存した液体側凝縮能力のバランスで決まるというモデル)の高温条件への外挿性が確認された。なお、今後の試験において十分な融体注入量を得るために、融体移送経路での冷却固化を防止するために、移送経路の短縮化等の改善措置が必要であるとの認識を得た。
- ・ 昨年度までの低融点合金ジェット-水系試験をSIMMER-IIIにて解析した。(図1参照)本解析により、FCIを伴う融体の侵入挙動(蒸気発生を伴う侵入速度及びその時間変化)につき概ね再現することができ、ジェット・冷却材間の熱・運動量交換を記述する評価モデルとしての基本的適用性に見通しを得た。

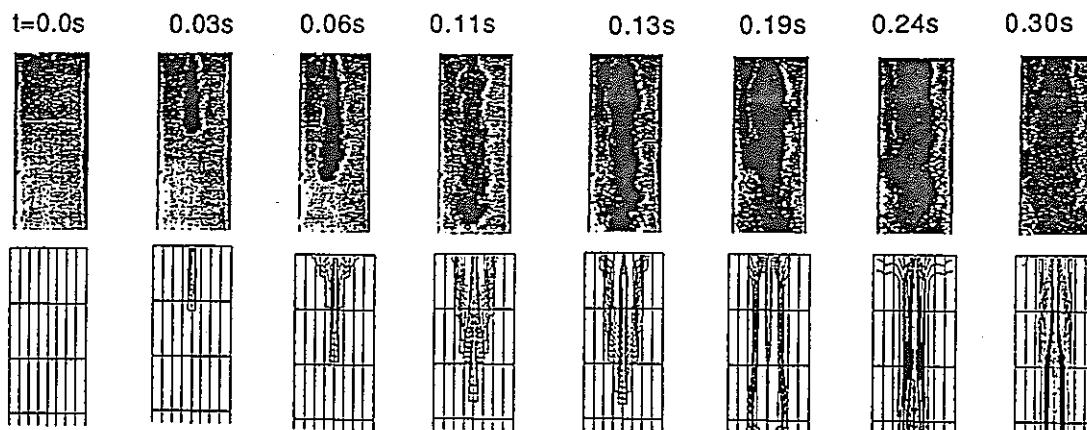


図1 水中での水蒸気分布の計算値(体積率を等高線で表示)とビデオ映像との比較

- ロ. 試験対象の検討の結果、遷移過程における再臨界排除シナリオの構築のためには燃料/スティール沸騰プールの伝熱・沸騰・対流挙動が重要であり、炉外試験の課題としては、定常プール沸騰の安定性(流动様式、伝熱特性)に着目して、適切な体積加熱物質(燃料を模擬)と非加熱物質(スティールを模擬)を組み合わせた条件が重要であるとの結論を得た。

上記試験を補完する目的で実施している共同研究においては、溶融低融点合金に気泡を注入する試験装置を作成し、中性子ラジオグラフィによる可視化を行うことにより流动様式を観察し、気泡速度、ボイド率等の流动特性の計測を行った⁽²⁾ (図2参照)。ボイド率測定値はプール内の対流(壁近くで下向流、中心部で上昇流)により、ドリフトフラックスモデルによる予測よりも小さくなっている。従って、気泡と液との界面抗力による気液両相の運動方程式を解いて、液相の流れをも考慮するとともに、液相流速を実験で測定してゆく必要があるとの認識を得た。

H: プールの初期高さ

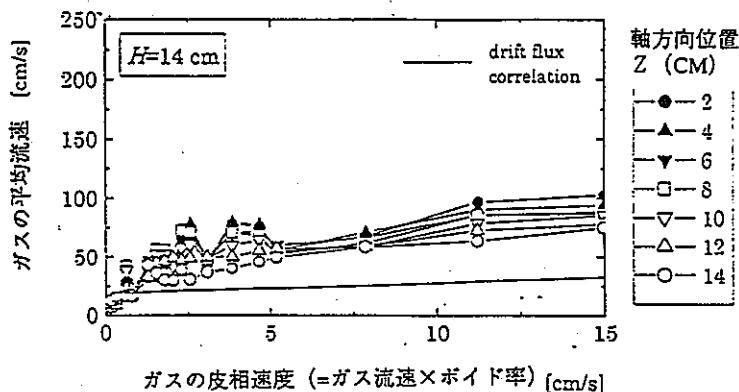


図2 気泡注入試験におけるガス流速及び皮相速度の測定値とドリフトフラックスモデルによる予測の比較

八、制御棒案内管の破損後、溶融燃料の放出初期における冷却材との相互作用（F C I）が制御棒案内管内のボイド化領域を発達させ、後続の燃料放出を駆動することが CAMEL炉外試験（UO₂-Na系）及び解析により予測されているが、融体と冷却材の混合条件が限定されていた。このため本研究では、排出に係る主要な物理機構を明確にし、効果を定量的におさえるため、融体の放出口の大きさ・形状ならびに放出量をパラメータとすることにより、融体の放出条件を任意に設定して、冷却材流路におけるF C Iならびにボイド化領域の発達を伴った融体の放出・分散挙動についての定量的な知見を蓄積することを目的とし、下記の低温予備試験を実施した。

図3に示したように、冷却材流路壁面から融体を注入する形態で試験を実施した。融体（低融点合金〔融点79°C〕）と冷却材（水）の温度は、最小膜沸騰温度モデルから実機でのF C I挙動の模擬が予測される条件に設定した（融体：450°C、冷却材：60°C）。試験において、融体は冷却材中に放出されると即座にF C Iを生じ、周期の短い間欠的圧力発生を観察した。これらの挙動はCAMEL試験における初期F C I挙動と同様であった。このことよりUO₂-Na系における放出初期F C I挙動を最小膜沸騰温度モデルにより外挿することの妥当性が示された。また、放出過程全体を通じての挙動を支配するF C I圧力応答やボイド領域の発達については、模擬融体の高温化や冷却材との混合比を変化させる等の条件によって冷却材と融体とのエネルギー比の影響に注目した試験とすべきとの結論を得た。

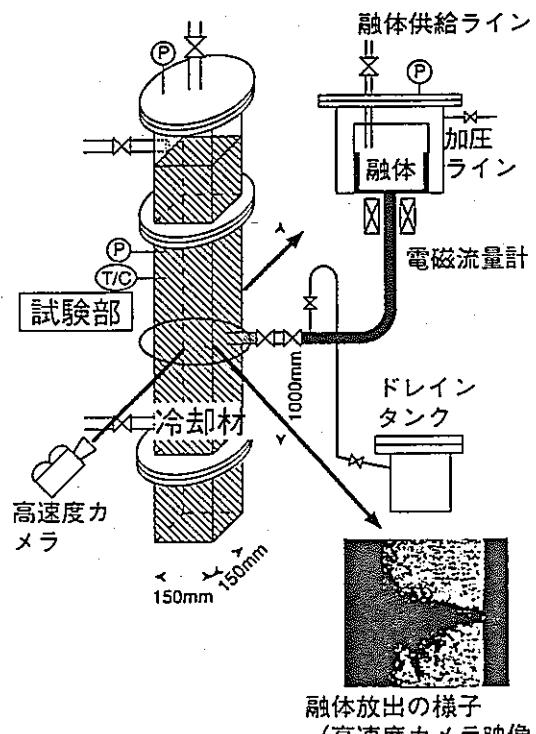


図3 融体放出移行試験装置の概略図

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-14-1
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 大洗工学センター安全工学部 プラント安全工学室 〔氏 名〕 田辺裕美 〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町 4002 ☎ 029-267-4141 (内2860)		Plant Safety Engineering Section, Safety Engineering Division, O-arai Engineering Centre Hiromi Tanabe Narita, Oarai-machi, Ibaraki-pref, 311-13 tel029-267-4141(ex. 2860)		
キーワード	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
key word	source 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）：				
主要レポート名等	(1)中桐俊男、他, "Vaporization Release Behavior of Volatile Fission Products from Liquid Sodium Pool to the Inert Cover Gas, Development and Validation 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 （その他レポート等については研究成果欄参照）				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. ソースターム評価手法の整備</p> <p>(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験</p> <p>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 気泡挙動と共に伴う燃料物質や 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。</p> <p>(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験</p> <p>メルトスルーアクシデント時に発生する燃料・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遊等に関する現象を解明する。</p> <p>(3)炉内ソースターム挙動解析コード TRACER の開発・整備</p> <p>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。</p>					

二、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-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-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°C）、温度勾配管、各種サンプリング系、ガス分析装置で構成。

- 既存の溶融燃料-Na相互作用試験装置（FSI装置：試験容器、Na循環ライン、純化系等で構成）に線爆式気泡発生装置や模擬FPサンプリング系を増設するとともに、試験容器やNa循環ライン等の改造を行う予定である。

(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100m³

- 水素燃焼試験装置(HYPER)：大型燃焼容器（内容積2m³）、小型燃焼容器（内容積0.25m³）、Na蒸気ミスト発生器、各種サンプリング系で構成。

二、格納施設応答評価手法の整備**(2)Na-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。

【成果の活用方法】**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。

二. 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。

【進捗状況】**イ. ソースターム評価手法の整備****(1)炉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については、不具合箇所の改良を実施した。その他の試験については、緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験：緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備：緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

二. 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：緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(2)ナトリウム-デブリーコンクリート相互作用試験：緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

燃料からの放射性物質放出挙動試験については、分析系の改良を実施する。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、現状では再開の自処無し。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】(平成8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挙動に関する炉外ホットラボ試験装置には、図1に示すように放出されたFP等を捕集するための温度勾配管、焼結金属フィルター、コールドトラップ、ヨウ素フィルター、ガスサンプリング装置等多数のサンプリング装置が設けてある。温度勾配管は、放出されたFP等を上流から下流に向かって温度勾配をつけた配管内に付着させ、そのプロファイルの特徴から化学形態を同定するものである。また、焼結金属フィルターは、放出されたFP等の大部分を捕集し、その γ 線スペクトルから放出量を定量するものである。これらのサンプリング装置の捕集性能を調べるために、コールド模擬FP試料を使用した予備試験を開始した。また、本試験では、加熱性能確認、各サンプリング装置の機能確認も目的としている。

試験では、高速増殖炉事故時の被ばく評価上重要かつインベントリの多いFPで、事故時に放出される代表的な化学形態のヨウ化セシウム(CsI)を模擬FP試料として選定した。試料は、粉末状のもの(約100mg)をサンプルとし、昇温速度15°C/secで最高温度3000°Cまで昇温して20分間保持して溶融・放出させた。試験後、サンプリング装置各部に付着・捕集させた試料を回収し、誘導プラズマ質量分析法(ICP-MS)により分析を行って各部への付着・捕集量を評価した。図2に各サンプリング装置による捕集量を示す。この結果から、高温で放出されたヨウ化セシウムは、そのほとんどが温度勾配管とその後段の焼結金属フィルターで回収できることを確認した。また、図3に温度勾配管への付着量分布の結果を米国・ORNLで実施された同様の試験結果と比較して示すが、これらの図から両者は良く一致しており、温度勾配管への付着プロファイルから化学形態を同定可能なことが確認できた。

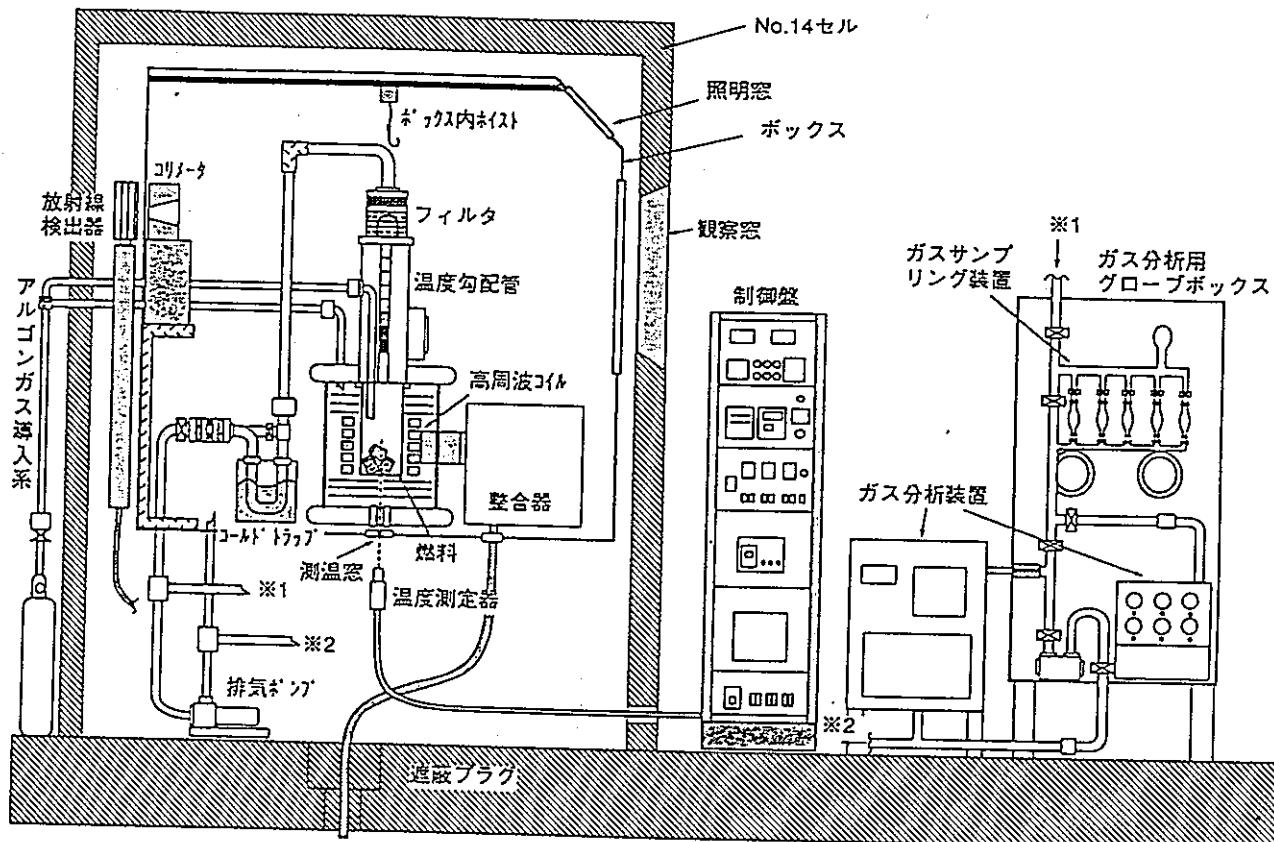


図1 実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置

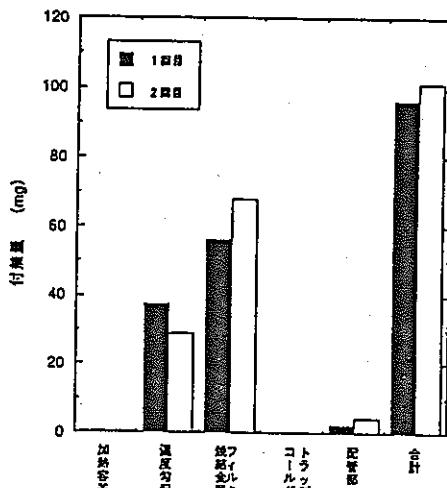


図2 加熱試験後のCsIの各部への付着量

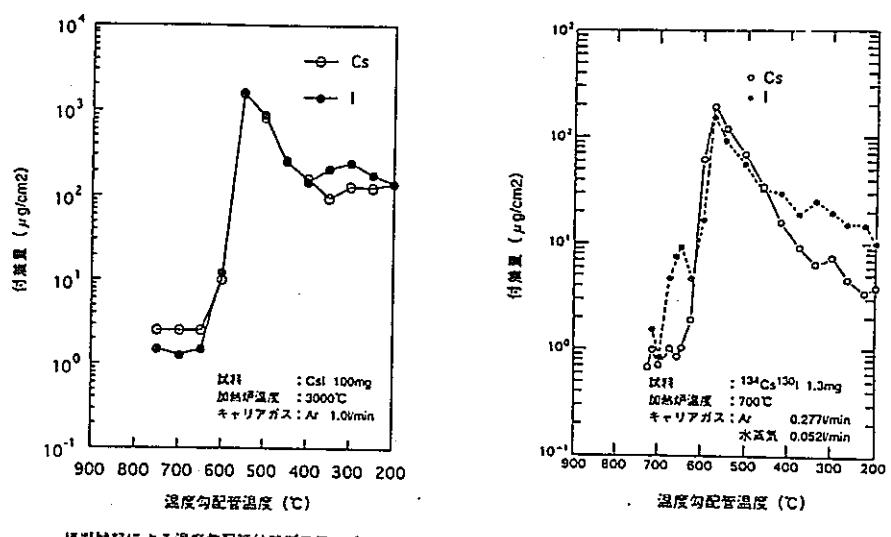


図3 CsIの温度勾配管付着プロファイルの報告例との比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 高井俊秀、他, "Development of Test Apparatus for Fission Products Release from Overheated Fuel Element", IWGFR/92, pp. 101~110, Nov. 1996
- (3) 佐川憲彦、他, "Correlation of Sodium Iodine Solubilities in Sodium-Stainless Steel System", IWGFR/92, pp. 110~121, Nov. 1996
- (4) 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
- (5) 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
- (6) 宮木和美、他, "Development of In-vessel Source Term Analysis Code, TRACER", IWGFR/92, pp. 161~168, Nov. 1996
- (7) 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

【発表予定】

なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-15-1
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 3 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 実験炉部 技術課</p> <p>[氏 名] 鈴木 惣十 [連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, OEC Soju SUZUKI 4002 Narita, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-ken 311-13 JAPAN</p>			
キーワード key word	燃料破損検出 fuel failure detection	破損燃料位置検出 failed fuel detection and location	タガガス tag gas	レーザー共鳴イオン化質量分析法 resonance ionization mass spectrometry
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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 (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)</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：弥生炉の標準照射場を用いた H A F M 等の校正照射 (名古屋大学工学部原子核工学科)</p>			
主要レポート名等	<p>(1) 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－炉内カバーガス中の希ガス F P 回収試験」 PNC TN9410 96-216, 1996年 7 月</p> <p>総数 10 件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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向上させる。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 「常陽」における燃料破損模擬試験、通常運転時の F F D 特性試験データ及び R T C B (Run to Cladding 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。</p> <p>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。</p>				

【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：100 MW
- (2) 東京大学工学部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

【成果の活用方法】

「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、FFDL/FFDLの検出感度およ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り出し、貯蔵・保管までの原子炉および関連するプラント設備の運転法を確立できる。

【進捗状況】

イ. 放射化タグガスによる高速炉の破損燃料同定法（FFDL）の開発に資するため、「常陽」の通常運転時に炉内でタグガスの放出実験を行い、1次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、放出モードによる希ガス核種の移行挙動の違いに関する知見を得た。また、東大「弥生」炉の標準照射場においてタグガスの較正照射を行い、燃焼計算の予測精度を評価した。

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、本手法の原理を確認するとともに、検出感度、S/N比等の基本性能について評価した。また、RIMSの検証のため、「常陽」のタグガス放出実験時に1次カバーガスをサンプリングし、分析用試料を採取した（平成9年度分析予定）。

ロ. 昨年度までに実施したカバーガス浄化設備（CGCS）の性能確認試験結果に基づいて、CGCSによるカバーガス中の希ガスFPの回収効率ならびに放射能濃度の低減効果について報告書にまとめた（詳細は、平成3年度～平成7年度成果報告書用調査票参照のこと）。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 燃料カラム部破損模擬試験や限界照射（RTC）試験により炉内FPガス挙動データを拡充し、燃料破損検出技術の高度化を図る。また、放射化タグガスやレーザーを用いた高性能破損燃料同定法を開発するとともに、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る。
- ロ. イ. の成果およびFP除去回収装置の機能確認や燃料破損に係る原子炉ならびにプラント関連設備の操作手順の検討結果に基づき、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵・保管までの高速炉プラントの運転法の最適化を図る。

【その他 今後の発展性等】

東大「弥生」炉でのタグガス較正照射試験によるXe、Krの放射化断面積の検証データは、これまで報告例の少なかったFP核種の核データの精度向上に反映される。

また、レーザーを用いた共鳴イオン化分析法は、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プレーショー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、「常陽」第30サイクル運転中に炉内でタグガスの放出実験を行い、1次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、放出モードによる希ガス核種の移行挙動の違いについて評価した。また、東大「弥生」炉の標準照射場でタグガスの較正照射（平成7～8年度）を行い、燃焼計算の予測精度を評価した。^{(3), (6), (9)}

さらに、レーザーを用いたFFDL法の開発として、東大原施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）をXeガス検出用に整備・調整し、本手法の原理を確認するとともに、検出感度、S/N比等の基本性能を評価した。^{(2), (4)}

(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。図1に示すように、この実験による合計8回のタグガス放出（放出キャップセルは4個）をOLGMによりS/N比100以上で感度良く検知できた。各放出事象ごとの信号推移から、放出モードには、(1)最初の信号上昇の後も信号が微増する緩やかな放出モード、(2)最初の信号ピークの後直ちに減衰する短時間放出モードがあり、これらがγ線計測による信号挙動から推定できることがわかった。

(2) 東大「弥生」炉の標準照射場で較正照射したタグガスの放射化量について、γ線測定による測定値とJENDL-3.2より作成した70群断面積及び放射化箔の実測反応率を用いてアンフォールディングした中性子スペクトルによる計算値と比較した結果、C/E約0.93～3.2を得た（表1参照）。「弥生」炉の短期照射では、燃焼効果は無視できるため、これらの差は主に放射化断面積の誤差によるものである。2年間で合計5回照射試験を実施したが、表1に示すとおりC/Eには再現性があり、核種によって過大評価の傾向が異なることがわかった。この結果、これまで報告例の少なかったXe, Krの放射化断面積の精度に関する問題点が明らかになった。

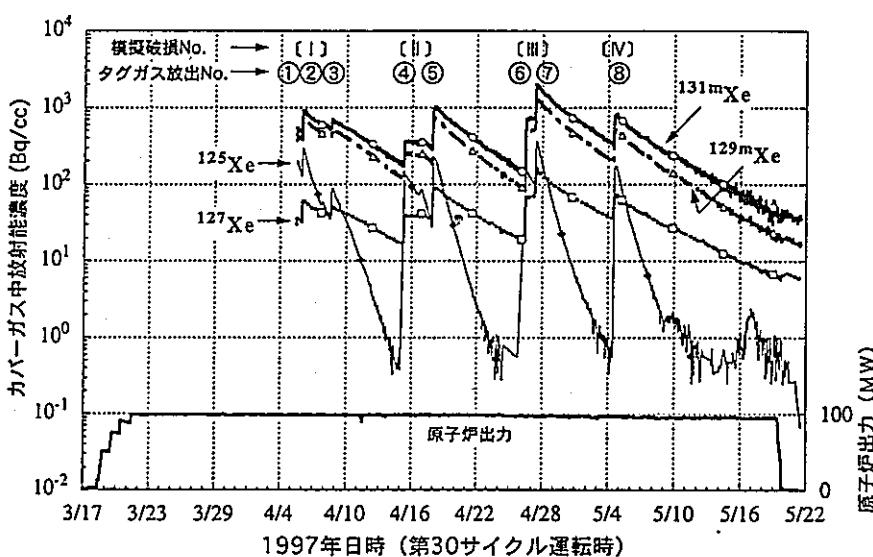


図1 「常陽」における放射化タグガスの検出結果

表1 「弥生」炉の標準照射場で較正照射したタグガス放射化量のC/E

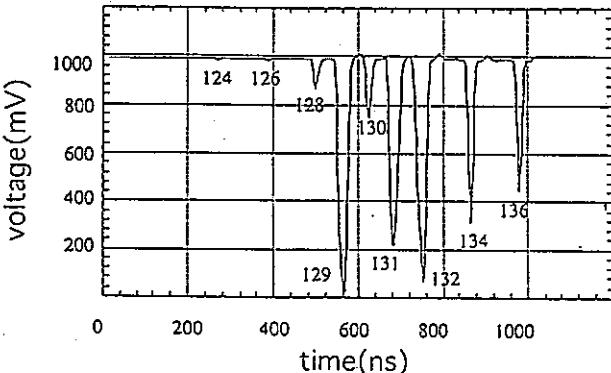
全中性子照射量 (0.65～1.4) × 10 ¹⁶ n/cm ²	
放射化核種	C/E
⁷⁸ Kr	0.93～1.1
¹²⁵ Xe	2.5～3.2
¹²⁷ Xe	2.0～2.8
¹³³ Xe	1.1～1.3
¹³⁵ Xe	1.4～1.6

(3) 高速炉用FFDLへの適用に必要なRIMSの基本特性を定量的に評価するため、未照射の天然組成Xeガスの質量スペクトル分析を行った。分析例を図2に示す。同位体組成比は、10⁶atom/m³以下の濃度において文献値と良い一致を示した。また、検出限界を¹²⁴Xeのピーク検出値とノイズレベルから評価

した結果、約56 [atoms/有感体積] となった。一方、 ^{129}Xe のピーク面積から本システムの検出効率を推定すると~0.12となり、共鳴イオン化率がまだ飽和していないことから、レーザー出力（現在、最大0.7 mJ/pulse, $\sim 8 \times 10^8 \text{ W/cm}^2$ 相当）を上げたり、集光条件の最適調整等によって、さらに感度が改善されると考えられる。

以上の実験結果を基に、RIMSの高速炉用FFDLへの適用性を従来手法と比較した結果、表2に示すようにRIMSによる手法は、検出感度、S/N比、検出遅れ時間等の基本的な要求性能を満足しており、タギング法や放射化タグガスによる手法ならびに Xe 、 Kr の安定同位体分析による燃焼度測定等と組み合わせることにより、信頼度の高い破損燃料同定システムの構築が期待できることがわかった。

表2 各FFDL法の性能比較



- 質量分解能は331(Xe^{129})~800(Xe^{136})
- 検出感度は56.3[個／有感体積]

検出法	検出感度 [個/有感体積]	S/N比	時間遅れ
RIMS	56.3	270~	0.1~10sec
プレビシテータ法	$\sim 10^3$	5~10	数~数10min
遅発中性子法	$\sim 10^{12}$	5	~30sec
β 、 γ 線測定	$\sim 10^{13}$	2	~0

他のFFDL法との性能比較

- イオン化室を 100cm^3 と設計するとRIMSの検出感度は 5.3×10^3 [個/有感体積]となる
- RIMSの利点としてFFDとFFLが同時にできる

図2 天然組成 Xe ガスの質量スペクトル

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 井口哲夫, 「放射線センシングの発展と将来展望」 V. 放射線センシングと先端技術の融合, 3. レーザーによる放射能検出, 日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 9, p. 727-729, 1996年9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「1996年秋の大会」予稿集, B 58, p. 273, 1996年9月
- (4) 佐藤 泰, 門藤健司, 杉山完二郎, 井口哲夫, 中沢正治, 「共鳴イオン化質量分析法を用いた破損燃料検出システムの開発」, 日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集, B 60, p. 275, 1996年9月
- (5) 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
- (6) 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
- (7) 渡辺賢一, 井口哲夫, 山根義宏, 河原林順, 佐藤 泰, 「共鳴レーザープレーショーンを用いた極微量核変換生成物検出法の開発(1)」, 日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集, B 22, p. 68, 1997年3月
- (8) 青山卓史, 「原子炉施設の放射線計測－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

【発表予定】

- (9) 青山卓史, 伊藤主税, 「カバーガス中の微量 Xe 測定によるM A R I C O 破断検知」, PNC公開レポート
- (10) 前 政敏, 片岡 一, 宮川俊一, 「高速実験炉「常陽」における計装照射技術」, 日本原子力学会誌

核 燃 料 施 設

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 実験炉部臨界工学試験室</p> <p>[氏 名] 相原 永史</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-266-4141</p> <p>O-Arai Engineering Center Experimental Reactor Division Criticality Engineering Section Nobuo OHTANI</p>			
キーワード key word	未臨界度 subcriticality	核燃料 nuclear fuel	重水臨界実験装置(DCA) DCA	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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)</p> <p>実証試験名(実施機関) :</p> <p>委託研究名(実施機関) : ファインマン-α法による実効増倍率測定データの理論的評価(京都大学)</p>			
主要レポート名等	<p>(1)日本原子力学会 1997年春の年会要旨集 E4 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</p> <p>総数 5件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>				
<p>【研究内容(概要)】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>重水臨界実験装置(DCA)</p>				

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

イ. 未臨界度解析手法の開発

ファインマンー α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 ℓ の計算手法を検討した。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

ATR仕様のウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水减速体系について未臨界度測定実験を実施し、基本性能を確認した。

ハ. 未臨界度モニターの開発

ファインマンー α 法について、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムを用いたオンライン測定システムの性能を評価した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 未臨界度解析手法の開発では、ファインマンー α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 ℓ の計算手法を検討し、実験により検証する。
- ロ. 未臨界度測定技術の開発では、高炉再処理施設を想定した常陽MK-I燃料を試験体に装荷した体系について測定能力の評価をミハルゾ法、ファインマンー α 法について行う。
ミハルゾ法については、測定の統計精度の向上としてデータ処理プログラムの改善、複数検出器の利用を検討する。検出器配置依存性について簡易な補正手法を開発する。
- ハ. ファインマンー α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムの性能改善や複数検出器の利用等による高中性子計数率時の測定能力の改善を図る。
- ハ. 未臨界度モニターの開発では、ミハルゾ法については、オンライン測定システムを構築し、モニターとしての性能を評価する。ファインマンー α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムを用いたオンライン測定システムの性能評価を継続する。

【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

ファインマンー α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 ℓ の計算手法について、断面積ライブラリー依存性を明らかにした。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

試験体としてATR仕様の低濃縮ウラン燃料やプルトニウム燃料を装荷した炉心を用いてファインマンー α 法、ミハルゾ法について研究が進められた。

ミハルゾ法については、新たに構築したワークステーションで解析するシステムを用いて基本性能、最適なCf線源強度、検出器配置の影響について調べた。基本性能としては実効増倍率0.90を ± 0.01 で正確に測定できることが確認できた（図1）。強度30kBqのCf線源検出器を製作し、3kBqの線源検出器を用いたときの測定結果の比較により、線源強度の影響を評価した。プルトニウム燃料を用いると、燃料の (α, n) 反応等により中性子バックグラウンドが増加するが、中性子バックグラウンドがCf線源強度に比べて無視できる場合にはCf線強度の影響は現れないこと、中性子バックグラウンドが線源強度の7倍程度では現状の測定精度では統計誤差が約2倍になることが確認でき、最適なCf線源強度を選択する際の指標を得ることができた（図2）。測定結果の検出器配置依存性については、実効増倍率が小さいほど顕著に現れる 것을確認した。配置依存性の補正手法を理論的に検討し、補正係数を3次元拡散計算コードにより求めるシステムを作成した。得られた補正係数を検出器配置の影響が大きく現れている測定結果に適用すると、検出器配置に依存しない結果を得ることができた（図3）。また、小型のCf線源検出器を試作し、小型化しても性能に変化のない検出器が製作できることを確認した。

ファインマンー α 法については、プルトニウム燃料を用いた場合の中性子計数率の増加に伴う検出器不感時間の影響について理論的に検討し、複数検出器の信号を合成すれば不感時間の影響が低減されることが理論的に明らかになった。

ハ. 未臨界度モニターの開発

ファインマンー α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムのオンライン化を試み、測定時間90秒で実効増倍率0.98と0.95を判別できることが確認できた（図4）。直接取り込みによるシステムはロッシー α 法や自己相関関数法による実効増倍率の測定にも適用でき、各手法間の測定結果は実効増倍率0.7まで一致することが確認された。

又、ミハルゾ法を含む周波数解析法について、モニターシステムの検討を行った。

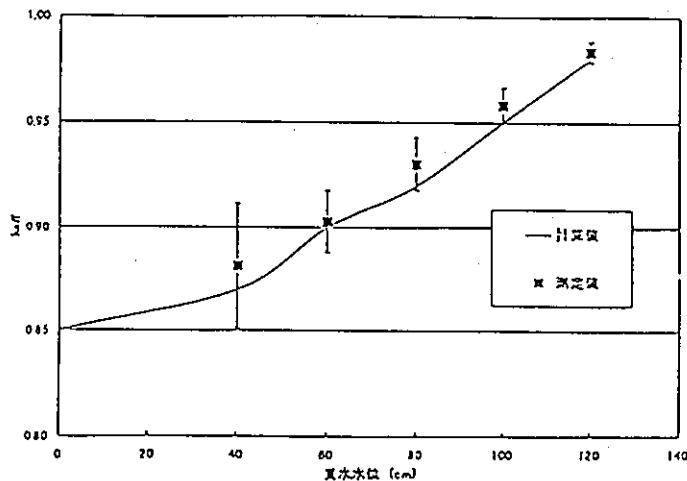


図1 ミハルゾ法による実効増倍率測定例

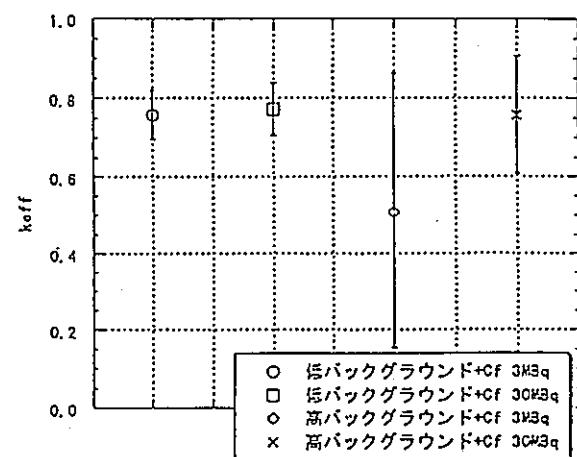


図2 中性子バックグラウンドの影響

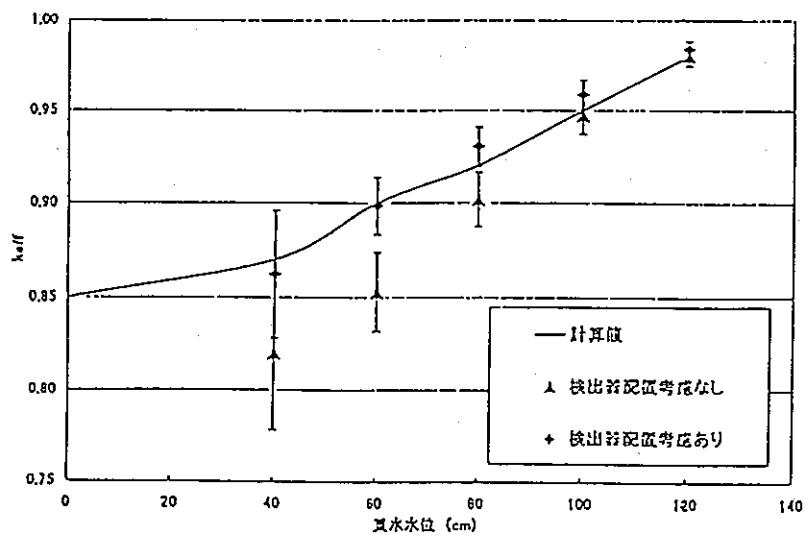


図3 検出器配置の影響の補正

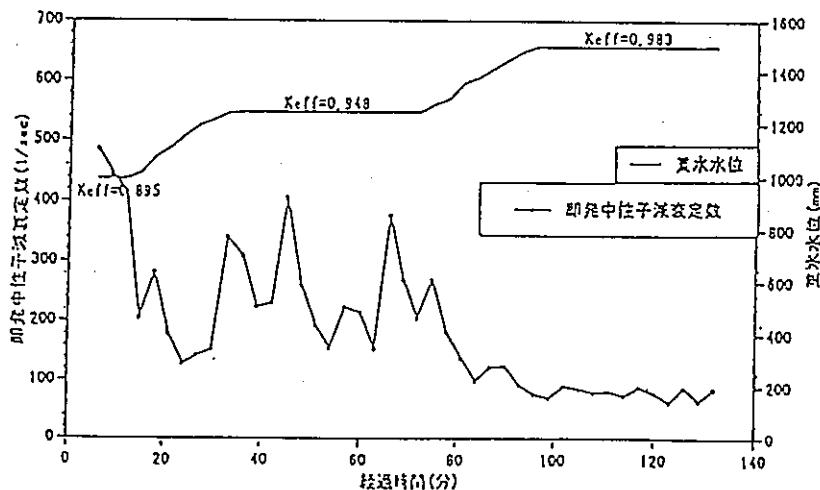


図4 計算機直接取り込み手法のオンライン測定結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) P N C TN9410 96-133 相原、大谷、八木、羽様；D C A未臨界度測定体系の炉心特性
- (3) P N C TN9410 96-293 毛利；「常陽」MK-I燃料試験体を装荷したD C A 2領域炉心の核特性評価
- (4) P N C TN9410 97-011 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
- (5) 平成8年度弥生研究会 要旨集 3 羽様；D C A未臨界度測定試験体系の運転システムとその応用

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 〔氏 名〕 武田 伸莊 〔連絡先〕 ⑩319-11 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 ☎ 029-282-1111		S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111		
キーワード key word	臨界安全 criticality Safety	核燃料施設 nuclear fuel cycle facility	臨界安全データ criticality safety data	未臨界度 subcriticality	自己回帰移動平均モデル 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)				
主要レポート名等	(1) MOX取扱施設臨界安全ガイドブック (PNC TN1410 96-074) 総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】</p> <p>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的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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>DCA</p>					

【成果の活用方法】

- ・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

【進捗状況】

- イ. OECD/NEA の燃焼度クレジット臨界ベンチマークとして、SCALE コードシステムを用いて、BWR 使用済燃料の解析を行った。
- ロ. 新たに入手した核データライブラリを用いて、マイナーアクチニド核種の最小臨界値の計算を、SCALE コードシステムにより行い、前年度までに実施したMCNPコードによる計算結果との比較・検討を行った。
- ハ. 前年度に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、パラメータ推定の検討を行った。また、中性子雑音測定装置の改良を行い、この装置を用いてDCAにおいて炉雑音データの測定を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- 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 3B「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に、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1GWd/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1GWd/tHMを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。
- 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、これまでに算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の最小臨界質量を下表に示す。今回新たに行なった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。

Cm-244の臨界質量

反射条件	燃料密度 [g/cm ³]	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	13.5	空気 (裸)	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	11.92	空気 (裸)	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

ハ. 前年度に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のうち、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。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2)野尻他、Calculation Study for Criticality Safety of Fissionable Actinides.
原子力国際会議 (GLOBAL'97) 1997.10
- (3)清水他、Validation of CSAS25 and MCNP4 for MOX homogeneous System and calculation of criticality safety date for MOX facilities. ANS Nuclear Criticality Safety Division Topical Meeting 1997.9

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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 on Neutron Dosimetry in Nuclear Fuel Cycle Facilities.			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課</p> <p>[氏 名] 武田 伸莊</p> <p>[連絡先] ⑧319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111</p>				S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111
キーワード key word	中性子 neutron	線量評価 dose evalua-tion	遮へい設計 shielding design	スカイシャイン skyshine	核燃料施設 nuclear fuel cycle facility
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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科)</p>				
主要レポート名等	<p>なし</p> <p style="text-align: right;">総数 件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容(概要)】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

- ・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

【進捗状況】

- イ. 前年度までに整備した中性子線量評価コードシステムNPSS-Wの整備及びパーソナルコンピュータ環境下への移植・整備を行うとともに、中性子線測定データを用いた検証計算及びプルトニウム廃棄物貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン計算を行い、システムの適用性について検討した。
- ロ. 研究に必要となる予算措置がなされなかったことから、当初予定していた測定・試験が実施できなかった。
- 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を開始した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 当初予定していたNPSS-Wの改良・整備は完了した。今後は、M O X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の開発を行うために必要な予算の確保が困難なこと、また、中性子遮へい計算を比較的容易に行えるようなコードシステムが整備されたことから、計算解析による評価を主体として研究を進める。
- ハ. 引き続き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。

システムの適用検討として、プルトニウム廃棄物貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン計算を行った。この計算には、建家からの漏洩フラックスの計算に無限平板モデル(1次元Sn計算コード)を用いるモジュール(CAL5)及び円筒モデル(2次元Sn計算コード)を用いるモジュール(CAL2)を用いた。計算結果は図1に示すように、CAL5の結果が60~70%大きい値となることが示され、モデル化の違いによる計算結果の傾向が把握できた。

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。

表1 MOX燃料缶ベンチマーク計算結果

中性子束の比較

		遮石なし	遮石あり
全中性子束 (neutrons/cm ² /s)	C _n : NPSS-PC(CAL4)	15.8	15.0
	C _n : MORSE-CG E : ボーナーポール	15.6 16.7	13.8 17.6
中性子束比	C _n /E	0.95	0.85
	C _n /E	0.93	0.78
0.5~10.0 MeV 中性子束 (neutrons/cm ² /s)	C _n : NPSS-PC(CAL4)	13.1	8.70
	C _n : MORSE-CG E : ボーナーポール	11.9 12.8	7.70 9.76
中性子束比	C _n /E	1.02	0.89
	C _n /E	0.93	0.79

*ライブラリは、NPSS-PC : PSL-50(中性子2544), MORSE-CG : DLC-37(中性子1004)

中性子線量当量率の比較

中性子線量当量率の比較		
	遮石なし(A)	遮石あり(B)
C _n : NPSS-PC(CAL4)	17.4	12.0
C _n : MORSE-CG	16.4	11.0
E : ボーナーポール	17.6	13.8
		B/A
		0.69 0.67 0.78

*参考文献「PuO₂-UO₂混合燃料および酸化アクリル遮蔽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)

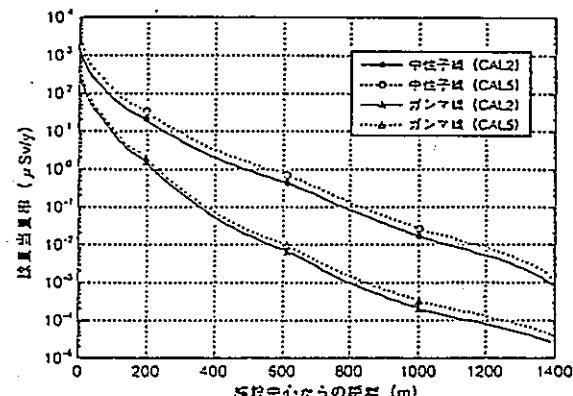


図1 スカイシャイン線評価におけるCAL2とCAL5の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

- (1) 清水他、核燃料サイクル施設のための中性子及びガンマ線遮蔽コードシステム(NPSS)の開発、
日本原子力学会1998年春の大会

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成 3 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>〔所 属〕 東海事業所 安全管理部 安全技術課</p> <p>〔氏 名〕 武田 伸莊</p> <p>〔連絡先〕 ① 319-11 茨城県那珂郡 東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111</p>				Shinso Takeda, General Manager Safety Technology Development Section Health and Safety Division, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-11 Tel 029-282-1111
キーワード key word	示差走査熱量計 S C - D S C	加速速度熱量計 A R C	新溶媒 C M P O	アジ化水素酸 hydrazoic acid	目詰まり係数 plagging factor
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>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）</p>				
主要レポート名等	(1) 矢町 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）」総数 2 件 PNC TN1100 96-008 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】</p> <p>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材（C M P O 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内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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 溶媒等の安全性確認試験</p> <p>C M P O 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。</p> <p>ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査</p> <p>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。</p> <p>ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析</p> <p>異常時（主に火災時）における T R U 等の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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>安全管理部 安全技術課</p>					

【成果の活用方法】

- ・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。

【進捗状況】

イ. 溶媒の安全性確認試験

密封非断熱系の密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)及び密封断熱系の加速速度熱量計(ARC)を用いて、CMPOを含む混合有機溶媒と硝酸との発熱特性、反応速度の測定を行った。

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 コードにエアロゾル解析機能の追加及びHEPAフィルタの目詰まり係数に関する試験を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

溶媒の劣化生成物やアジ化水素酸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に係る試験と解析

異常時（主に火災時）におけるTRU等の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】

なし

【研究成果】

イ. 溶媒等の安全性確認試験

CMP0等を含む混合有機溶媒と硝酸との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)を用いてより過酷な条件である密封断熱系での発熱挙動を測定した。TBP-10N硝酸単相系試料、30%TBP-nドекс-10N硝酸単相系試料、0.2M CMP0-1.0M TBP-nドекс-10N硝酸単相系試料について測定を行い、SC-DSCで測定された反応開始温度より70~80°C低い温度から0.02°C/min以上の発熱が検知されることを確認した。また、得られた熱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(図1)。SC-DSCにより得られた反応速度定数と比較すると、高温側で大きくなる傾向があるものの、概ね一致する結果が得られた。また、30%TBP-nドекс単相系試料及び0.2M CMP0-1.0M TBP-nドекс単相系試料の反応速度定数はTBP単相系試料と比較して約一桁大きくなることが推定された。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に係る調査

再処理施設プロセスの運転において生成、消滅する微量成分のうち、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の調査やアジ化水素酸のモニタリングに必要な分析方法について調査を行った。また、再処理プロセスの運転時に、生成、消滅するアジ化水素酸等の微量生成物について文献調査を行った。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析

火災時のエアロゾル挙動等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った。評価コードの改良では、清浄なフィルタの差圧と物質によって目詰まりした時のフィルタの差圧の比と定義されているHEPAフィルタの目詰まり係数の設定項目として、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、温度勾配の熱泳動を考慮できるよう行った。改良したコードを用いて、クロロブレンゴム燃焼時の換気系の応答について計算を行い実験値との比較を行った。図2に実験における換気系の応答を、図3に目詰まりを考慮しなかった場合の計算結果を、図4に改良したコードの計算結果を示す。実験ではクロロブレンゴムの燃焼により発生する煤等の影響でグローブボックスの排気流量が減少し、負圧が浅くなる傾向を示した。計算による評価では、目詰まりを考慮しないと換気系に変化は見られないが改良したコードの計算結果では、実験値と同様の傾向を示すことが確認できた。

また、FIRACコードによる火災時のHEPAフィルタ目詰まり係数に必要な基礎データの整備として、難燃ケーブルの目詰まり係数を実験により求めた。

【研究成果】

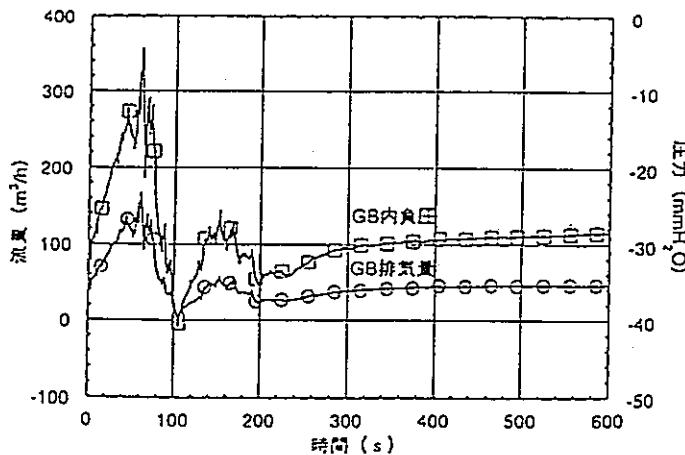


図2 クロロブレンゴム燃焼時の換気系の応答
(燃焼物: 200g/秒, 燃焼量: 200g, 燃焼面積: 900cm²)

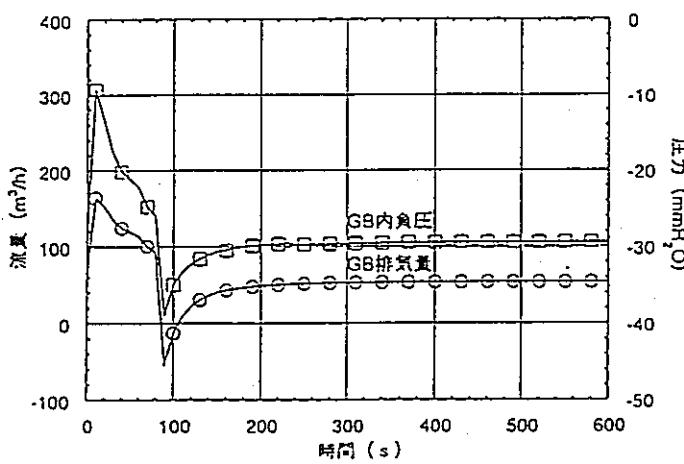


図3 目詰りを考慮しなかった場合の計算結果

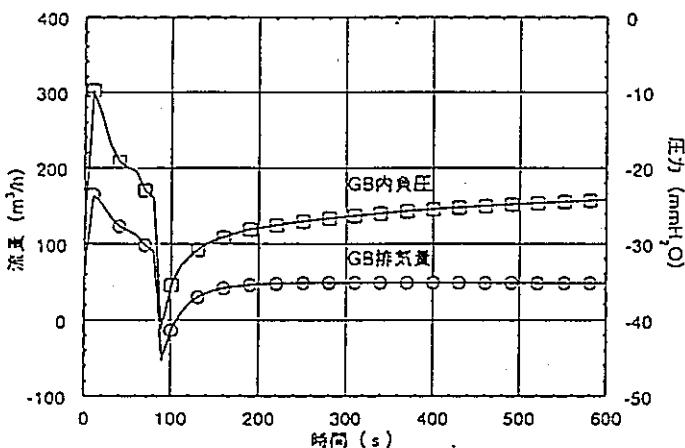


図4 改良したコードでの計算結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 蝶町他「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

【発表予定】
なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動燃事業団東海事業所 プルトニウム燃料工場</p> <p>[氏 名] 鈴木良宏 Yoshihiro Suzuki</p> <p>[連絡先] ③319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111 ③319-11 4-33 Muramatu, Tokai, Naka Ibaraki</p>				Tokai Fuel Plant, Tokai Works, PNC
キーワード key word	グローブボックス Glove box	閉じ込め containment	グローブ Glove	材料 material	改良 improvement
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>なし</p> <p>（その他レポート等については研究成果欄参照）</p>				

【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に資する。

【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、ビニルバック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。

【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

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

イ. グローブボックスの閉じ込め性能 :

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。

ロ. グローブボックス付帯機器の研究 :

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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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、保性を持ったグローブの開発を作っていく。
- ②ビニル（PVC）に代わるバック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

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1.4Ton Puを取り扱ったものである。また、本予備試験時には約280g Pu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。

ロ. グローブボックス付帯機器の研究

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。

現在これら的一部についてはGBに取り付け、実使用試験を行っている。

【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動燃事業団東海事業所 プルトニウム燃料工場 転換課 [氏 名] 高橋俊夫 T.Takahashi</p> <p>[連絡先] ⑧319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-3-3 ☎029-282-1111</p>			
キーワード key word	MOX粉末 Mixed Oxide Powder	水分 moisture	湿度 humidity	臨界管理 criticality control
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>なし</p> <p style="text-align: right;">総数 件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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・整備する事により、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粉末取扱い設備等の実証研究を行う。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. MOX粉末取扱い設備からの粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルターに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び評価を行う。</p> <p>ロ. MOX粉末の次のような基礎データを測定、整備する。</p> <p>(1) 粒径、密度等の粉末物性データ</p> <p>(2) MOX粉末の吸湿性、熱特性</p> <p>ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の実証研究を行うとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための遮蔽体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>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、プルトニウム転換技術開発施設等</p>				

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

- イ. 高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験
 - ・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。
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・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。
- 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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験
 - ・測定試験計画に従って測定の準備を進める。
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・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MOX粉末の非破壊測定試験及び評価
 ・非破壊測定試験を実施中

ロ. MOX粉末の基礎データ

- 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)

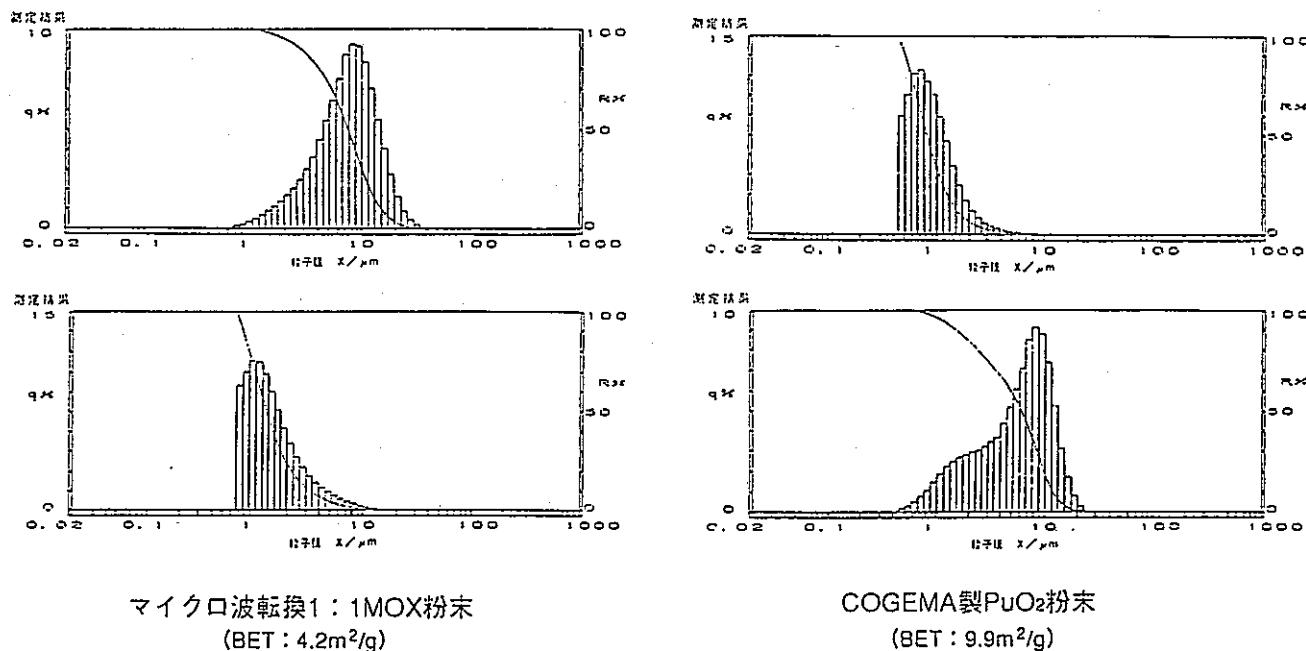
- ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の実証研究
 ・実証研究を実施中

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)

【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 3-3-9
研究課題名 (Title)	水素混合ガスの安全性に関する研究 Studies of Explosion Characteristics of Hydrogen Mixed Gas		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	【所 属】動燃事業団 東海事業所 プルトニウム燃料工場 建設室 【氏 名】三島毅 【連絡先】③319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111		Tokai Fuel Plant, Tokai Works, PNC T. Mishima ③319-11 4-33 Muramatu, Tokai, Naka Ibaraki	
キーワード key word	水素ガス hydrogen gas	爆発 explosion		
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(I) (社団法人 産業安全技術協会)			
主要レポート名等	なし 総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【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、爆発事故評価の参考データとして整備する。				
【研究内容(概要)】				
<p>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、爆発の有無を確認し、爆発限界ガス組成を明らかにする。</p> <p>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。</p>				
【使用主要施設】 外部試験施設を使用する。				

【成果の活用方法】

- 1) 混合ガスを使用する電気炉等の爆発防止のための安全設計に反映する。
- 2) 事故評価において、爆発事故の影響評価のための参考データとする。

【進捗状況】

イ. 混合ガスの爆発限界の確認

1) 水素爆発についての文献調査

本研究課題に関する文献情報を調査・収集し、今まで得られてきた知見を整理した。

2) 水素爆発下限界の特異性の確認

水素の爆発では、火炎の伝播方向等によって、爆発下限界がかなり変動するという、他の可燃性ガスには見られない特異な性質を実験によって確認した。

3) 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲の測定

水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲を測定し、その爆発範囲を三角図等を用いて示し、爆発予防の観点から、窒素及びアルゴンを比較検討した。

【今後の予定(平成9年度以降の計画)】

ロ. 混合ガスの爆発挙動の確認

1) 3成分系爆発範囲内の爆発圧力分布の測定

水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲内での爆発圧力を多数点測定し、各3成分系の爆発圧力の等圧線を求める。

2) 水素-空気系爆発下限界のガス流動による影響の有無

ガス流動の爆発下限界に及ぼす影響を、主としてガス流速と爆発下限界の関係を測定する事により確認する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 混合ガスの爆発限界の確認

1) 水素爆発についての文献調査

本研究課題に関する文献情報を調査し、今まで得られてきた知見を整理した。

水素の爆発範囲は他の可燃性ガスに比べて爆発範囲が広く、一般に爆発下限界は4.0%，爆発上限界は75%とされていることを確認した。

2) 水素爆発下限界の特異性の確認

上方伝ば、水平伝ば及び下方伝ば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、火炎の上方伝ばにおいて4.0%，水平伝ばにおいて6.7%，下方伝ばにおいて9.0%となり、水素の爆発範囲は、火炎の伝ば方向によって変化すること、特に爆発下限界濃度は、伝ば方向によって大きく異なることを確認した。

3) 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲の測定

水素-空気系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。

また、不活性ガスとしての窒素及びアルゴンの爆発範囲に対する影響について比較検討し、同一濃度の場合、アルゴンよりも窒素の方が爆発範囲は狭くなり、爆発予防の面からは有利であることがわかった。

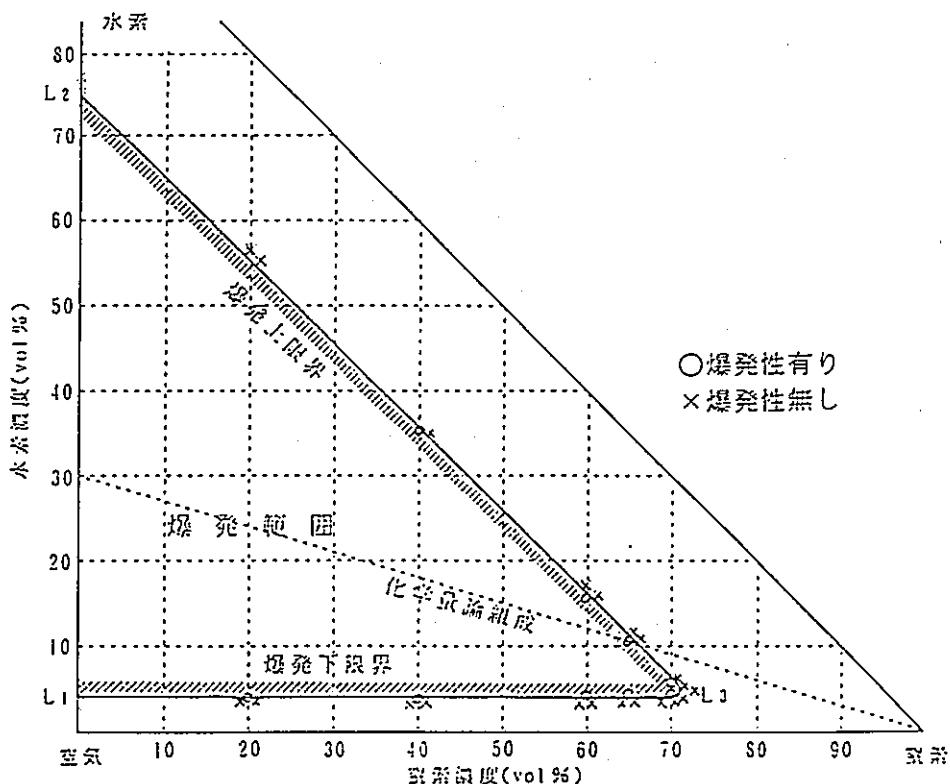
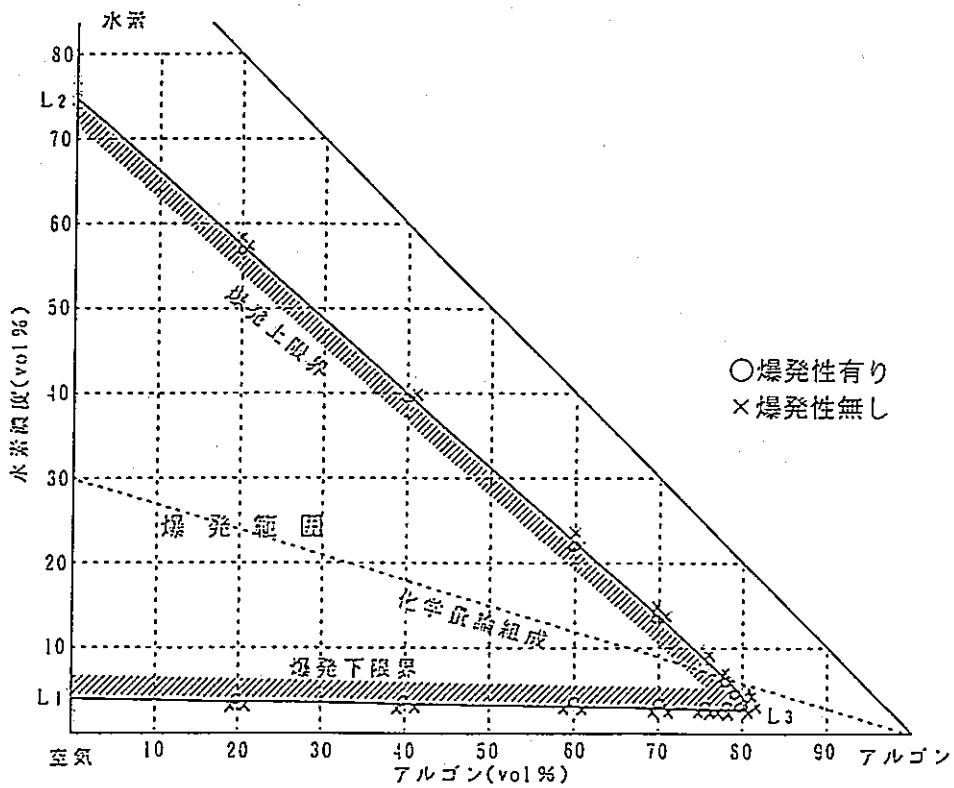


図 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲(常温、常圧)

【研究成果】



【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-3-10
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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>〔所 属〕 東海事業所 安全管理部 安全技術課</p> <p>〔氏 名〕 武田 伸莊</p> <p>〔連絡先〕 ③319-11 茨城県那珂郡 東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111</p>				Shinso Takeda, General Manager Safety Technology Development Section Health and Safety Division, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-11 Tel 029-282-1111
キーワード key word	静的安全 static safety	放射線分解水素 radioytic hydrogen	触媒 catalyst	ヒートパイプ heat pipe	フェニックス PHEONICS code
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) 武田、「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」 PNC TN8412 97-040</p> <p style="text-align: right;">総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				

【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、熱流動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。

【使用主要施設】

安全管理部 安全技術課

【成果の活用方法】

FBR再処理PP等の新規計画施設の設計等

【進捗状況】

イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

- ・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として熱流体解析コードPHEONICSを用いた試計算を実施した。
- ・除熱性能基礎試験装置を製作・据付けするとともに試験項目、試験条件等の試験方法について検討した。

ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ

- ・ガス静置条件下における水素・酸素再結合触媒の水素除去性能の検討を行うとともにPt/TiO₂触媒の特性評価試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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た除熱性能確認試験を実施する。
- ・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・酸素再結合触媒の特性評価試験を継続し、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、廃液の沸騰事故や水素が爆発限界濃度に達する可能性がある。このため、動力源を必要としない、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ジビリティスタディ

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をモデル化した計算体系を対象に、汎用熱流体解析コードPHOENICSを用いて試計算を実施した。PHOENICSコードに組み込まれている I S P A 法 (Inter-Phase Slip Algorithm) では蒸気相又は水相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、分離型熱サイフォン式ヒートパイプの一次元モデルの解析には適さないことが分かった。一方、I S P A 法を用いないで解く方法では、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。

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については、製作・据付けを終了するとともに、今後実施すべき試験項目、試験条件等の試験方法について検討した。

ロ. 静的水素除去システムのフィジビリティスタディ

水素除去システムに使用する水素・酸素再結合触媒の候補の選定及び触媒寿命を把握するために高レベル廃液貯槽内の気相部を模擬した雰囲気下での触媒の特性評価試験を実施した。触媒はPt/TiO₂を用い被毒物質としてNO₂濃度4000ppm、硝酸濃度170ppm、水蒸気濃度19.6vol%、空気に0.3%~3%の水素を混合し水素の濃度変化時におけるPt/TiO₂触媒の水素除去特性を評価した。水素濃度0.6%時のPt/TiO₂触媒の特性試験結果を図1に示す。設定温度を150℃に上げると反応率は95%程度まで上昇するが、時間の経過とともに反応率が低下し、反応率を維持するためには180℃以上の温度環境が必要であることがわかった。水素濃度3.0%時のPt/TiO₂触媒の特性試験結果を図2に示す。水素濃度3.0%では、設定温度を100℃に上げると反応率はほぼ100%まで上昇する。その後、60℃まで下降させても20時間程度は反応率90%以上を維持できることがわかった。また、設定温度を上昇させると触媒の活性が回復することからNO₂及び硝酸による被毒は永久被毒ではなく一時被毒であ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】

(2)蛭町 他、「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(I) - 静的除熱システムのフィジビリティスタディー」 PNC TN8414 96-353

日本原子力学会1997年春の年会 K10

(3)蛭町 他、「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(II) - 放射線分解水素の静的除去システムのフィジビリティスタディー」 PNC TN8414 96-354

日本原子力学会1997年春の年会 K11

【発表予定】 なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所再処理技術開発部 機器材料開発室 〔氏 名〕 武田 誠一郎 〔連絡先〕 ☎319-11 ☎029-282-1111 茨城県那珂郡東海村大字村松4-33		S. Takeda Components and Material Dev. Sec. Re-processing Technology Dev. Div. Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Co. 4-33 Muramatu Tokai-mura Nakagun Ibaraki 319-11 Japan 029-282-1111		
キーワード key word	再処理施設 reprocessing plant	供用期間中検査 in-service inspection	非破壊検査 non-destructive inspection	検査技術 inspection technology	診断 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）：				
主要レポート名等	なし 総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【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。</p>					
<p>【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。</p>					
<p>【使用主要施設】 実規模開発試験室</p>					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

前年までに実施した研究では、多機能型セル内点検装置による欠陥の定量的評価を目的として試験を行い定量化への可能性を見出すことができた。

本件では、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、本年は、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。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成8年度の成果を踏まえ、選定されるセンサによる模擬試験を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

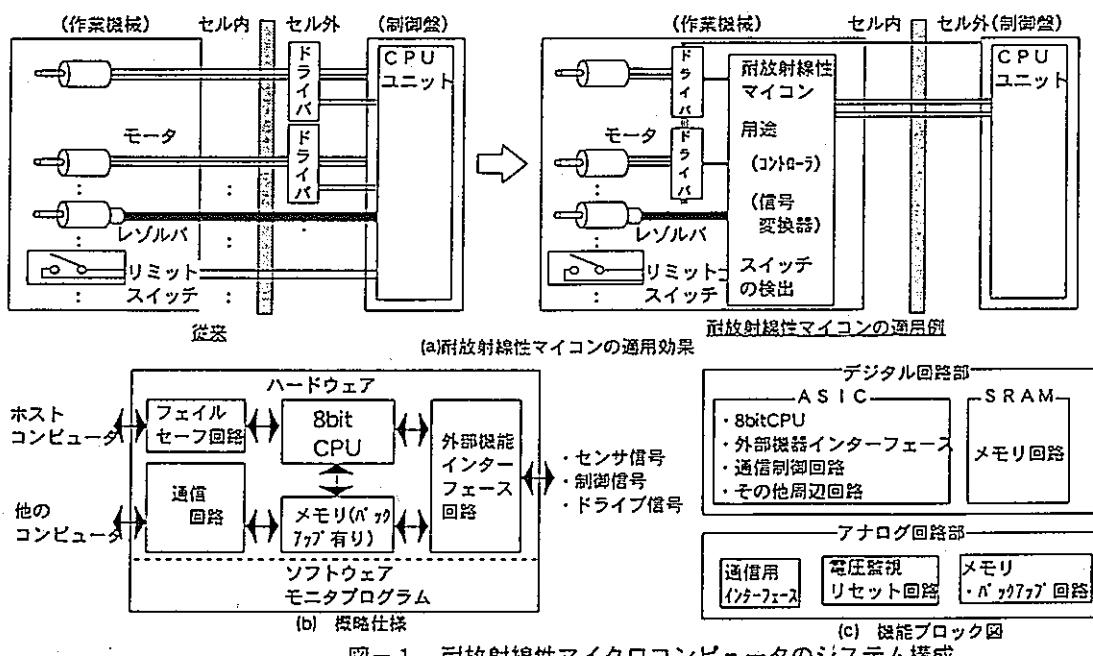
【研究成果】

本年は、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-1参照）とレーザ超音波による検出（図-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、今後、詰まり検出を想定した試験を具体的に実施する。



【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所再処理技術開発部 機器材料開発室 〔氏 名〕 武田 誠一郎 〔連絡先〕 〒319-11 ☎029-282-1111 茨城県那珂郡東海村大字村松4-33		S. Takeda Components and Material Dev. Sec. Re-processing Technology Dev. Div. Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Co. 4-33 Muramatu Tokai-mura Nakagun Ibaraki 319-11 Japan 029-282-1111		
キーワード	耐放射線性	データベース	電気機器	電子部品	
key word	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）：				
主要レポート名等	なし （その他レポート等については研究成果欄参照） 総数 0 件				
【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。					
【使用主要施設】 実規模開発試験室 照射試験施設					

【成果の活用方法】

再処理関連施設のセル内機器の設計・評価に資する。

【進捗状況】

前年までに実施した研究では、市販品をベースにセル内機器構成部材に対し、照射試験を行い、化合物半導体材料や化合物半導体素子で構成した回路は、 2.58C/kg 程度で動作不良が生じてしまうことや同一素子であっても製造メーカにより耐放射線性が異なることが分かった。

これらのことから本件では、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として、本年は当該研究の初期検討として、電気・電子部品に係る長寿命化技術の現状について調査を実施した。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

平成 8 年度の成果として明らかとした耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計結果を踏まえ、今後耐放射線性マイクロコンピュータモデルを用いた照射試験等を実施する。

【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のセル内は、高放射性環境であることから、一般産業界で使用されている優れた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課題があった。このため、本研究では、半導体部品の放射線劣化を防止し半導体の寿命をのばす技術の開発を行うものとし、本年は、その長寿命化に係る調査・検討を実施した。

この検討では、将来に向けた核燃料施設の運転保守に係る遠隔保守技術開発を目指すことを含むものとし、このためには、機器の安全性向上、信頼性向上、高度化（自律化）に対応することが求められ、そのためには、セル内にサーボドライバーを配置し、ローカルコンピュータで信号の多重化を図るとともに、セル外のホストコンピュータとの交信を行うことでケーブルレス化を図ることが重要とされた。しかしながら、これらの実現には、長期におよぶ開発期間と相当な開発費用が必要となることから、航空宇宙用に開発された高信頼性ハイブリッドICに着目した。このハイブリッドICは、SOI (Silicon on Insulator) プロセス技術により内部トランジスタと絶縁層を幾層にも配置したIC及びLSIを放熱性の良いチタンやタングステン系のメタルベース基板上に高密度に実装したモジュールであり、超小型でかつ放射線照射によりIC及びLSIで発生する熱を均一化して部分的な加熱を防げるとともに、IC及びLSI内部のトランジスタ間のリーク電流増加による誤動作を防止できることやタングステン系材料を使用した特殊パッケージで遮蔽することにより耐γ線能力を高めることができた。これらを踏まえ、高信頼性ハイブリッドICを用いて電気・電子機器の長寿命化への可能性を見出すこととし、8bitデータ演算処理機能を有する耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計を実施した。

なお、耐放射線性マイクロコンピュータのシステム構成を図-1に示す。

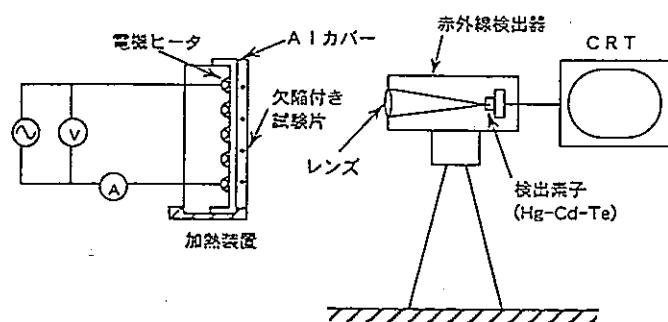


図-1 赤外線温度放射測定法

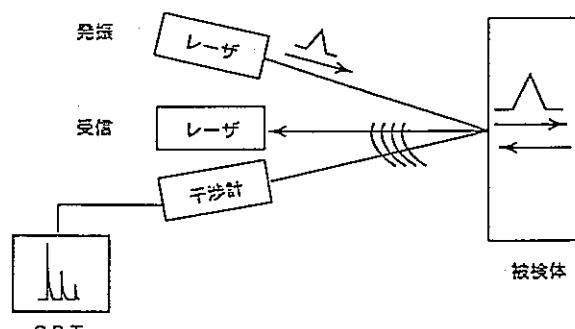


図-2 レーザ超音波干渉法

【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所 Junichiro Ishida 安全管理部 放射線安全課 Radiation Safety Section</p> <p>[氏 名] 石田 順一郎 Health and Safety Division TOKAI WORKS</p> <p>[連絡先] ⑨319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Muramatsu 4-33 Tokai-mura Naka-gun ☎ 029-282-1111 Ibaraki-ken</p>			
キーワード key word	エキスパートシステム expert system	放射線監視 radiation monitoring	放射線作業管理 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）：			
主要レポート名等	なし 総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			

【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、原因の抽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。

【使用主要施設】

再処理施設

【成果の活用方法】

本エキスパートシステムを構築するとともに、再処理工場の放射線管理にて運用し、評価・解析を行う。また、最終的には、日本原燃株式会社 六ヶ所再処理施設に反映する。

【進捗状況】

イ. 放射線監視支援システムの開発

本支援システムの概念の検討、現在の監視業務に係る問題抽出及び、エキスパートシステム構築ツールを用いたモニタ指示値上昇時の原因究明等の対応についての試行等、支援システム構築案の検討を実施した。

ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発

放射線作業の流れを明確にし、熟練者の持つ知識・経験をより必要とする箇所を調査した。これとともに対象項目を絞り込み、先ず、「線量当量の推定」についてシステム化を検討することとした。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成9年度	データ収集・整備、データ分析・評価
平成10年度	データ分析・評価
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。

定置式モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムの構築案について、現在の監視業務に係る問題点、支援システムの概念及びモニタ指示値変動時に伴う対応フローについて検討を実施した。

その結果、計算機のオンラインデータ及び熟練放射線管理員の知識をベースに、変動状況からその原因を推論し、適切な処置対応を即座に抽出することとしていたが、他事業所等の支援システム開発実施状況や検討結果から、発生事象の原因究明に対して人間がある程度介在しなければ現状に合った結論を得ることは困難であるという結果が得られた。従って、放管員の基本的行動、知識活用方法等を標準化し、会話方式を用いて確実な事象を抽出することとした。

排気モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムの構築案について、本システムの利用目的、支援する項目、推論に必要な情報及び支援システムの概念の検討を実施した。その結果を以下に記す。

①本システムの利用目的

排気モニタの指示値に変動が生じた場合その原因が異常放出であるか否かを早期に判断し、放射線管理員にその後の対応を適切に指示すること。

②支援する項目

- ・異常放出の判断及び対応作業の指示

③推論に必要な情報

- ・指示値変動を検知するための判断基準
- ・異常放出時における指示値変動傾向
- ・通常作業工程実施時における指示値変動傾向
- ・放出量に関連する処理燃料の情報

④支援システムの概念

排気モニタによる測定値をリアルタイムに本支援システムに入力し、その指示変動状況を、工程運転状況及び予め入力する熟練放射線管理員の知識ベースの活用により監視・支援するものとした。

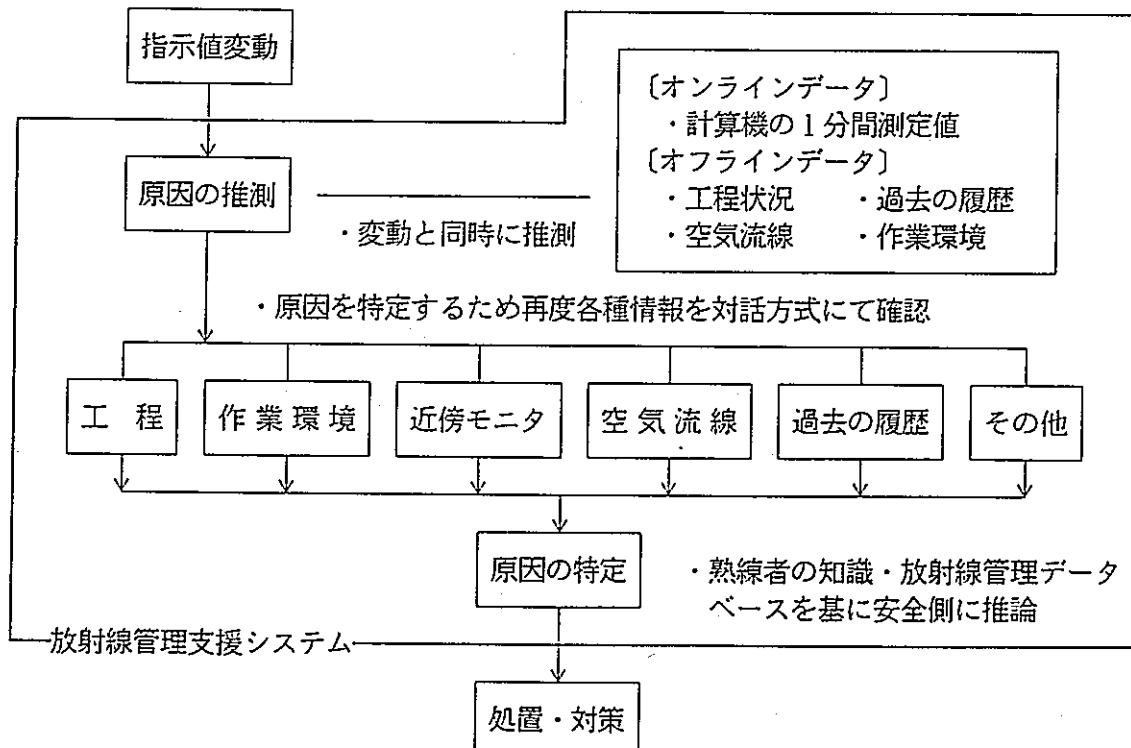


図-1 放射線管理支援システム概念図

【研究成果】

口. 放射線作業管理対応支援システムの開発

放射線作業計画の受付の流れ・ポイントを受付フロー図を作成し、明確化した。これをもとに対象項目を絞り込み、防護装備の選定、線量当量の推定、汚染拡大防止策の検討等について、豊富な知識・経験がかなり必要であり、また、かなりの時間と労力を要していることを確認した。

従って、それらの中でも、一番経験と時間を要している作業者の線量当量を精度良く推定できる支援システムについて、その全体像を明確化した。

今年度の検討結果として、図-2に本システムの概念図を示す。

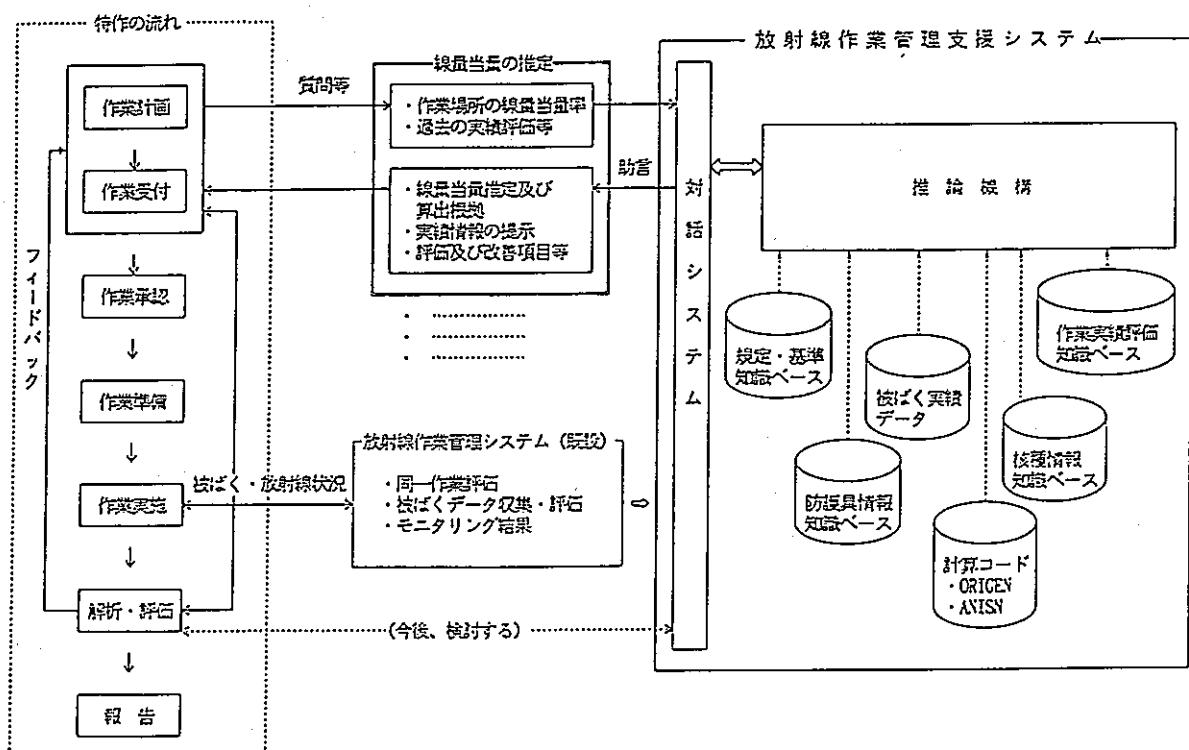


図-2 放射線作業管理支援システム概念図

【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所環境技術開発部 環境技術第一開発室 [氏 名] 宮本 陽一 [連絡先] ① 319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki 319-11 JAPAN ☎ 029-282-1111 Call. 029-282-1111</p> <p>High Level Waste Technology Section, Waste Technology Devision, Tokai Works Yoichi MIYAMOTO 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-11 JAPAN Call. 029-282-1111</p>				
キーワード key word	高レベル廃棄物 high-level liquid waste	ガラス固化 vitrification	減容 volume reduction	分離 separation	電解法 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）				
主要レポート名等	(1)米谷雅之, 花本行生「高レベル廃棄物の高減容処理試験」PNC TN8410 96-078 (2)米谷雅之, 花本行生「高レベル廃液からの電解法により白金族元素分離試験(Ⅱ)」 PNC PN8410 97-080 (その他のレポート等については研究成果欄参照) 総数 4 件				
【研究目的】 高減容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）】 <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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成した固化体の特性を評価する。</p>					
【使用主要施設】 動燃事業団東海事業所工学試験棟					

【成果の活用方法】

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、ガラス固化体の廃棄物含有量を制限している元素を取り除いた高レベル廃液をガラス固化する際、ガラス量当たりの高レベル廃液量が増えることにより、溶融メルタ中に堆積する電気伝導性の高い白金族元素量が増加し直接通電加熱に影響し運転に悪影響を及ぼすようになるため、ガラス溶融前に廃液中の白金族元素を取り除くことも必要な技術として活用される。

【進捗状況】

模擬高レベル廃液からモリブデン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年度以前に実施し良好な分離性能を得た。前年度迄の結果を下記に示す。

・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。平成7年度に終了。

・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ストロンチウム、セシウムの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。平成7年度に終了。

・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。平成7年度に終了。

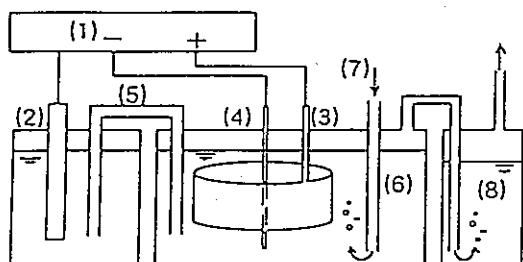
今年度は白金族の分離について、模擬高レベル廃液から電解法によりパラジウムとルテニウムとを分離するための電流密度、電位、電解温度、電極面積、電極材料、攪拌空気量などの基本条件を取得した。その結果、パラジウムは98.9% ルテニウムは98.2% の分離率が得られた。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】**i 発熱性元素であるストロンチウム、セシウムの吸着・溶離試験による吸着剤の選定および回収方法の検討****【その他 今後の発展性等】**

本研究に用いられている溶液中の金属イオンの電解分離技術および吸着剤による元素の吸着分離技術は、現行の工業技術で用いられており、原子力以外の産業への応用という観点から見ると新しい技術の移行は無い。しかし高レベル廃液から分離回収出来る元素は様々な利用方法の開発がなされており、例えば発熱元素のストロンチウム、セシウムなどを γ 線源とした食品の殺菌や害虫駆除、また鉄鋼業などでは銅板の厚さ測定、発電プラントなどでは配管中のシリカスケール測定装置の γ 線源として利用されている。パラジウムやルテニウムなどの白金族元素は貴重な資源として回収の検討が行われている。

【研究成果】

高レベル廃液からの白金族元素分離方法の可能性を検討するために、模擬高レベル廃液を用いて、電解法による、パラジウム、ルテニウム分離試験を図1に示す試験装置を用いて実施した。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、電解温度についてパラジウム、ルテニウムの分離速度との関係を得た(図2～図6参照)。この関係から表1に示す最も分離率が高く効率的な最適設定条件(電流密度、電位、攪拌空気量、電解温度)で電解試験を行った結果、パラジウムは98.9%、ルテニウムは98.2%の分離率を得た。これらから、高レベル廃液から電解法でパラジウム、ルテニウムを分離できる可能性を示した。



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°C
	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/cm ²
	電解電位 -
電解温度	50°C

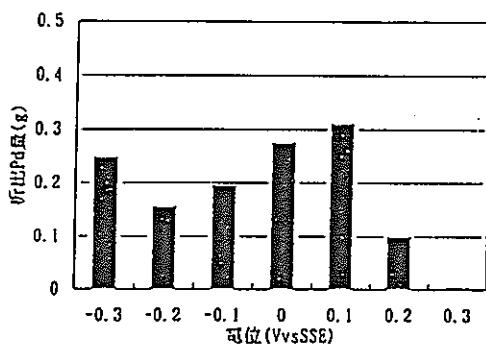


図2 電解電位とPd量変化

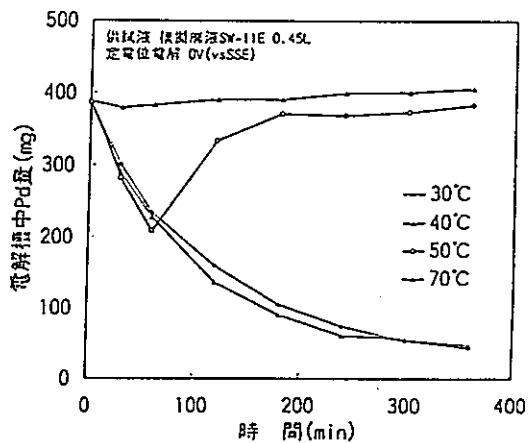


図3 電解温度に対するPd量変化

【研究成果】

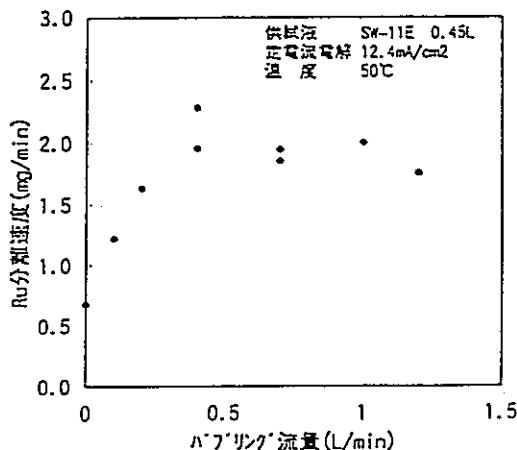


図4 バックワッシュ流量に対するRu分離速度

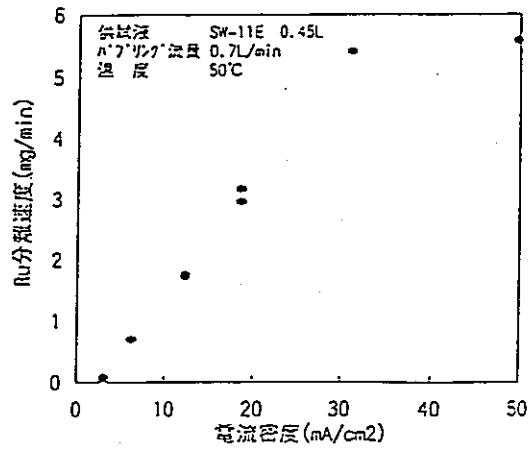


図5 電流密度に対するRu分離速度

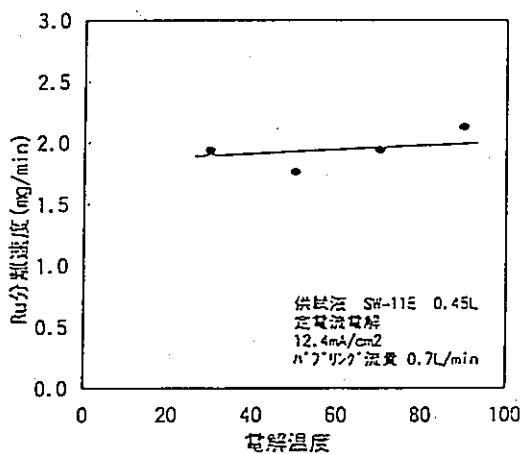


図6 電解温度に対するRu分離速度

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)日本原子力学会「1997年春の年会」電解法による高レベル廃液からのPd, Ru 分離試験 (V)
- (4) "SEPARATION OF PALLADIUM AND RUTHENIUM FROM HIGH-LEVEL LIQUID WASTES(HLLW)
BY ELECTROLYSIS" Global'97

【発表予定】なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所環境技術開発部 Low Level Waste Technology Section, 環境技術第二開発室 Waste Technology Devision, Tokai Works</p> <p>[氏 名] 池田 諭志 Satoshi Ikeda</p> <p>[連絡先] ⑧ 319-11 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki 319-11 JAPAN ☎ 029-282-1111 call. 029-282-1111</p>			
キーワード	廃棄物処理	ヨウ素-129	固化	減容
key word	waste treatment	iodine-129	solidification	volume reduction
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名 (実施機関) : なし</p> <p>実証試験名 (実施機関) : なし</p> <p>委託研究名 (実施機関) : ヨウ素廃棄物の処理・処分に関する研究(Ⅱ) (埼玉大学)</p>			
主要レポート名等	<p>(1)神崎学、福本雅弘他「廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化試験」日本原子力学会秋の大会予稿集、P659(1996)</p> <p style="text-align: right;">総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p>				
<p>【使用主要施設】 地層処分基盤研究施設</p> <p>小型水熱固化試験装置：固化体(最大サイズ30mmΦ × 60mmh)が作成可能。 最高圧力100MPa、最大温度350 ℃。</p>				

【成果の活用方法】

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為の定量的データとして活用する。

【進捗状況】

廃ヨウ素フィルタに含まれている銀系吸着材を対象にコールドの模擬廃棄物を用いて、地層処分環境で高耐食性が期待できる銅を用いた銅マトリックス固化に関する試験、及び廃棄物自体を固化基質とし、減容性に優れた水熱固化に関する試験を実施した。今年度は、銅マトリックス固化試験ではHIP（熱間静水圧加圧）法を用いて固化体を試作し、固化体中のヨウ素の分布状態等を調べた。水熱固化試験では固化条件の検討、固化処理時に発生する絞り出し水中へのヨウ素の移行、固化体の均質性に関する試験を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

銅マトリックス固化及び水熱固化について、固化体のヨウ素浸出特性に関するデータを取得する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

・銅マトリックス固化試験

地層の還元性環境で高耐食性が期待できる銅をマトリックス材に用いた固化法に関する基礎試験を行った。模擬廃棄物は、市販のヨウ素吸着剤AgX(銀ゼオライト)、AgS(銀シリカゲル)を、加熱脱水及びI₂試薬を温度100 °C(AgX)または150 °C(AgS)でヨウ素吸着処理させて作製した。この模擬物を銅粉末と体積比1:1で混合、銅カプセルに充填、HIP処理して固化体を作製した。処理条件は温度860 °C、圧力195MPa、保持時間3h、圧力媒体Arガスとした。得られた固化体は吸着剤が元の形状を維持し、銅マトリックス中に分散された状態(写真1)で、EPMA観察によると固化体中のヨウ素はほとんどが吸着剤に保持されていた。また、アルカリ脱気水における分極測定では、固化体は純銅と等しい腐食電位を示し(図1)、この電位より低い還元性環境では固化体中の銅は純銅と同等の耐食性を示すことがわかった。

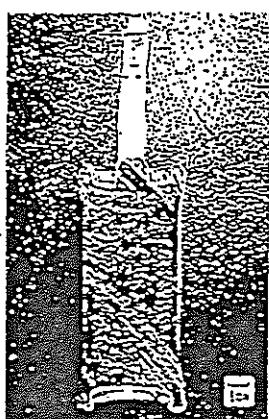


写真1. 銅HIP 固化体断面
(AgX50vol%)

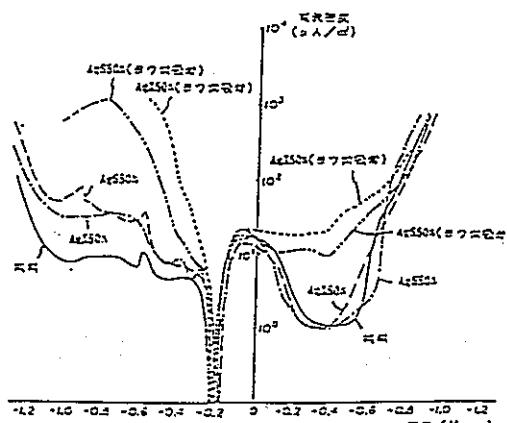


図1. 銅HIP 固化体の分極曲線
(飽和Ca(OH)₂, 脱気, 50°C)

・水熱固化試験

ヨウ素吸着剤に純水のみを添加して固化体とする水熱固化法に関する基礎試験を行った。模擬廃棄物はヨウ素吸着剤AgX、AgSに上記と同じ温度条件でヨウ素吸着処理して作製した。固化条件の最適化試験は、温度(250~350 °C)、圧力(25 ~100MPa)、添加水量(1~5g/g吸着剤)をパラメータとして減容係数、一軸圧縮強度、見かけ密度の固化体特性を測定して評価した。その結果AgXでは350°C, 100MPa, 5g/g吸着剤、AgSでは350°C, 50MPa, 5g/g吸着剤がもっとも優れた固化体特性を示した。絞り出し水中へのヨウ素の移行については、固化処理前の吸着剤に含まれていたヨウ素量の0.18wt%(絞り出し水中の濃度で約850ppm)が絞り出し水中へ移行していた。但し処理検体によっては分析値が数十ppm程度の場合もあり、より詳細なデータの解析が必要である。固化体の均質性については硬さ、一軸圧縮強度、真密度の測定、EPMA観察を行い評価した。その結果、圧縮強度については、AgXでは固化体の部位により20~50MPaの範囲でばらつきが見られ、特に固化体中心部で強度の低下が見られた。一方AgSでは固化体上部で約60MPa、下部で約40MPaと、下部ほど強度が低下する傾向が見られた。その他の項目については、硬さはAgXがDH(ヤイミック硬度)約70, AgSがDH約40、真密度はAgXが約3.5g/cm³, AgSが約2.5g/cm³、EPMA観察ではAgX, AgS共に固化体部位によりヨウ素分布のばらつきは見られず、ほぼ均質であった。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2)神崎学、神谷茂他、「廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化(II)」、日本原子力学会秋の大会予稿集、P785(1997)

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 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		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所環境技術開発部 環境技術第二開発室</p> <p>[氏 名] 池田 諭志 Satoshi IKEDA</p> <p>[連絡先] 〒319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki 319-11 JAPAN ☎ 029-282-1111 Call. 029-282-1111</p> <p>Low Level Waste Technology Section, Waste Technology Division, Tokai Works</p>				
キーワード key word	低レベル廃液 low level liquid waste	除染 removal	減容 reduction	共沈 coprecipitation	ろ過 filtration
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(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する研究」動燃技報 83-88 96 1996</p> <p>総数 4 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【研究目的】					
<p>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大幅な低減の両立が図れる技術の確立を図る。</p>					
【研究内容（概要）】					
<p>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軽減する技術開発として、既に一定の確立をみた共沈・限外ろ過、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。</p>					
【使用主要施設】 B棟 工学試験棟					

【成果の活用方法】

再処理施設の将来の実処理施設への技術導入。

【進捗状況】

平成7年度までに実施した試験結果から、低レベル放射性廃液に含まれるプルトニウム、ウラン等の α 核種に対して、高い除去性能を得るには硝酸第二鉄を用いた共沈法が優れていることがわかった。しかし、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は、硝酸第二鉄を用いた共沈法では十分な除去性能が得られないことがわかった。

そこで、ルテニウムの除去性能向上を目指し、新たな除去法の調査を行った。その結果、①共沈剤として硝酸第二鉄の代わりに硝酸イットリウム、硝酸ジルコニウム等を用いた共沈法及び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の2種類の技術に着目し、この二つの技術について、その除去メカニズム等に関する調査を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- 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にコールド基礎試験を実施し、硝酸第二鉄による共沈除去との性能比較を行う。
- ②亜鉛電着活性炭のルテニウムの吸着メカニズムを推定するためのコールド基礎試験を実施する。また、ルテニウムの吸着メカニズムの推定にはルテニウム錯体の化学形の同定が不可欠であるので、これまで直接分析が困難であるとされているルテニウム錯体の直接分析法の開発に着手する。

【その他 今後の発展性等】

ルテニウム錯体の直接分析法は、文献等を調査してもあまり例がなく、原子力産業以外でも注目される技術であると考える。

【研究成果】

①(1)各種文献を調査した結果、 $0.25M-KNO_3$ 系においてルテニウムを共沈除去できる可能性のある金属酸化物として、チタン、鉄、ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム、ユーロピウム、アルミニウムを抽出した。それぞれの金属酸化物に対し、pHをパラメータとした場合、ルテニウムの除去率が、酸性側で $Ti > Fe > Zr > Y > Gd > Eu > Al$ の順に、アルカリ側で $Eu, Gd, Y, Zr > Fe > Ti > Al$ の順となった。また、共沈金属がない場合で、ルテニウムは最大20%沈殿することがわかった。

(2)各種金属酸化物によるルテニウムの除去については、文献調査の結果、以下のようなメカニズムが考えられる。

(a) 鉄とアルミニウム水酸化物の場合はイオン交換によって吸着される。

(b) 溶液中のルテニウム錯体は、pH1以下では陽イオンで、pH5~8では陰イオンで、pH2~6では陽イオン、陰イオンの両方が存在する。

(c) ペーパークロマトグラフと高電圧の電気泳動を用いて、pH領域で種々のルテニウム錯体を確認する過程で、pH2.5以下では中性の錯体と、1~3価の電荷をもった錯体が存在し、pH2を超えると、陰イオン錯体がpHの上昇とともに増加する。

(3)(1)と(2)の結果からルテニウムの共沈挙動は以下のように推測される。

pH1で中性ルテニウム錯体の形成が始まり、pHの上昇とともに、 NO_3^- 基が OH^- 基に置き代わる。弱酸性、中性、弱アルカリ性では、水酸化物共沈により、中性のルテニウム錯体は95~98%が沈殿する。pH8を超えると、陰イオン錯体が急激に増加し、pH13~14ではルテニウムの共沈率はほとんどゼロとなる。以上、(1)~(3)の結果から、今後金属水酸化物共沈の試験を実施するにあたっては、ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム、アルミニウム及びチタンの金属水酸化物を検討対象とすることとした。

②文献調査の結果から、亜鉛電着活性炭に関する以下の情報を得た。

1981~1989年にかけて原研で $^{235}U(n, f)^{99}Mo$ 製造廃液中の放射性ルテニウムの除去について、各種の金属粉（特に亜鉛粉）と活性炭を混合したカラム吸着法が極めて有効であることがわかった。その試験結果からメカニズムを推察すると、亜鉛粉と活性炭によるルテニウムの吸着機構としては、亜鉛と活性炭の接触による電気化学的作用の結果、活性炭がルテニウムを吸着しやすくなった、もしくは亜鉛によりルテニウム錯体が活性炭に吸着されやすい錯化合物に変化したためと考えられる。しかし、この推察は廃液中のルテニウム錯体を直接的に同定したものではなく、また処理対象廃液も本研究における対象廃液と異なるため、この推察をそのまま再処理工場から発生する低レベル放射性廃液に適用することはできない。よって今後再処理工場で発生する低レベル放射性廃液中のルテニウムを対象とした調査・試験を行うとともに、メカニズム解明のため、廃液中のルテニウムの直接的な分析方法を検討する必要がある。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2)大内 仁 他「放射性廃棄物の処理技術開発」動燃技報No.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】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所 環境施設部 処理第二課 [氏 名] 安 隆己 [連絡先] 〒 319-11 茨城県東海村村松4-33 ☎ 029-287-0276</p>			T. Yasu TRU Waste Conditioning section Waste Plants Operation Division Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-287-0276
キーワード key word	TRU廃棄物 tru waste	非破壊測定 non-destructive assay	パッシブ測定 passive γ assay	アクティブ中性子測定 active 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）：			
主要レポート名等	(1) "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 平成9年5月			総数 1件 (その他レポート等については研究成果欄参照)
【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）】 <ul style="list-style-type: none"> 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。 				
【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 ロ. パッシブ γ 線測定装置				

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】**イ. 中性子線測定法**

平成3～7年度の年次計画で実施していたTRU廃棄物管理の安全性に関する研究の結果を受け、中性子線測定装置（パッシブ・アクティブ中性子測定装置）の、各種廃棄物マトリクスに対する適用性の評価を実施した。この結果、測定対象マトリクスを限定すれば、一応の区分目安値である1GBq/ton レベルの測定が可能であることを確認した。

また、中性子の挙動解析のための計算コードによる解析を開始した。

ロ. γ 線測定法

プルトニウム廃棄物の測定試験を実施し、測定データを蓄積した。

また、核種組成分析試験を開始し、廃棄物マトリクス等が分析に与える影響を評価するためのデータを蓄積した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】**イ. 中性子線測定法**

- ・パッシブ・アクティブ中性子測定装置を用いたTRU核種の偏在補正手法の検討・評価
- ・中性子挙動計算によるTRU核種及び廃棄物マトリクスの偏在による影響の評価
- ・中性子挙動計算に基づく測定装置の高度化

ロ. γ 線測定法

- ・廃棄物中の含有核種の組成評価技術の検討・評価
- ・廃棄物中のTRU核種及び廃棄物マトリクスの分布に関する情報取得する技術の開発

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 中性子線測定法

平成7年度まで実施したTRU廃棄物管理の安全性に関する研究で得られた結果を踏まえ、パッシブ・アクティブ中性子測定装置の区分管理への適用性を評価した。評価の基準とした区分管理の目安値は1GBq/tonである。

検出限界値は、マトリクスの材質及びその分布状況並びに核種の分布により異なる。このため、前者に関して、材質は発生廃棄物、焼却灰、固化体のそれぞれについて代表的な材質である、紙、布、ポリエチレン、ゴム、塩化ビニル、金属、ガラス、焼却灰、アスファルト、エポキシ及びセメントに限定し、分布状況は200ℓドラム缶内に均一に分布しているものを、評価対象とした。

以上に示した廃棄物マトリクスについて検出可能な α 濃度を評価した。その結果を表1に示す。表1から分かるように、400秒測定で、塩化ビニル及びガラス以外の9種のマトリクスについて、区分目安値である1GBq/tonの評価が可能であることを確認した。また、塩化ビニルに関しては、測定時間の延長若しくは中性子発生数の増加により評価可能であるが、ガラスについては、中性子吸収能が非常に大きいため、本測定法での評価は不可能である。

マトリクス	適用	400秒測定での検出限界		400秒測定での検出限界	
		$^{239}\text{Pu}(\text{eff})[\text{Bq}/\text{kg}]$	α 濃度 [$\text{Bq}/\text{kg}/\text{s}$]	$^{239}\text{Pu}(\text{eff})[\text{Bq}/\text{kg}]$	α 濃度 [$\text{Bq}/\text{kg}/\text{s}$]
紙(50kg)	○	3.8	1.0	1.2	0.3
布(50kg)	○	3.9	1.0	1.2	0.3
ポリエチレン(50kg)	○	6.9	1.8	2.2	0.6
ゴム(50kg)	○	6.9	1.8	2.2	0.6
塩化ビニル(50kg)	△	3.3	6.5	1.0	2.7
金属(50kg)	○	6.2	1.6	2.0	0.5
ガラス(50kg)	×	評価不能	評価不能	評価不能	評価不能
焼却灰(110kg)	○	8	1.1	2.5	0.3
アスファルト(200kg)	○	3.8	1.4	1.2	0.4
エポキシ(110kg)	○	1.0	1.4	3.1	0.4
セメント(400kg)	○	3.0	1.2	9.5	0.4

○ : 400秒以内の計測時間により適用できる。
 △ : 30秒間の延長及び中性子発生数の無化により適用できる。

表1 パッシブ・アクティブ中性子測定装置の適用性

ロ. γ 線測定法

γ 線測定法については、模擬試験体及びPu線源を用いてプルトニウム廃棄物処理開発施設（以下、「PWTF」という。）に設置しているパッシブ γ 測定装置の検出感度、測定精度の評価を実施した。また、MOX燃料製造施設から発生した放射性廃棄物（200ℓドラム缶）及びPWTFにおいて焼却処理して発生した焼却灰等に含まれるPuの測定試験を実施し、データを蓄積した。

また、核種組成分析試験を開始し、廃棄物マトリクス等が分析精度に与える影響を評価するためのデータを蓄積した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

- ・黒木他：「アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発～マトリクス補正～」
動燃技報 No.103

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所 再処理工場 Maintenance Section 工務部 技術課 Tokai Reprocessing Plant</p> <p>[氏 名] 槙 彰 Akira Maki</p> <p>[連絡先] 〒319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-252-1111</p>			
キーワード	核燃料再処理	ヨウ素	吸着材	
key word	reprocessing	iodine	adsorbent	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>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)</p>			
主要レポート名等	<p>(1)動燃 伊波、野上、槙、小形、財産業創造研究所 竹下、九石、熊谷 “再処理工場オフガスからのヨウ素除去用「銀添疎水性吸着材」の開発” 動燃技報 No. 98 1996. 6</p> <p>総数 1件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
【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）】	<p>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研究の課題である耐久性向上を図る。</p> <p>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。</p>			
【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			

【成果の活用方法】

再処理工場のヨウ素除去装置のフィルタ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

【進捗状況】

- イ. 銀添疎水性吸着材の開発については、耐NO_x性と細孔構造の関係についての検討を実施するとともに、NO_x雰囲気中での耐久性向上を図るため、予めNO_xにさらす前処理条件の検討を実施した。また、再処理工場の実オフガスによるヨウ素吸着性能の確認を実施した。
- ロ. ヨウ素除去システムの開発については、再処理工場の運転条件の違いによるオフガス中のNO_xの影響について、実オフガスによる各種吸着材の比較試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 銀添疎水性吸着材の開発については、吸着材の耐NO_x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、NO_x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NO_xの影響を検討する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 銀添疎水性吸着材は、ヨウ素の吸着性能は他の吸着材 (AgX , AgS 等) と同等であるが、使用済み吸着材の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、耐 NO_x 性に問題があることがこれまでの研究により明らかとなった。そこで銀添疎水性吸着材の耐 NO_x 性についての検討を実施した。

- (1) 従来のSDB (スチレン・ジビニルベンゼン) 担体より耐 NO_x 性が高いと考えられたTBSDB (tertブチルスチレン・ジビニルベンゼン) 担体を合成し、 NO_x 雰囲気中での熱分解量を調査することにより耐 NO_x 性を評価した。その結果、TBSDB担体の耐 NO_x 性はSDB担体と有為な差ではなく、細孔体積の大きなものほどヨウ素吸着性能は高いが、熱分解しやすく耐久性が低いことが示された。(図1参照)
- (2) 吸着材を NO_x に予め晒すことにより使用時の発熱を防ぐ前処理条件の確立を行い、吸着材 1 ℥あたり 4.6 g の NO_x を供給すると温度上昇がなくなることが示された。また、前処理済みの吸着材は、模擬オフガス中の NO_x に晒されても発熱がなく、100°Cで安定に運転できることが示された。
- (3) 蓄熱試験の結果、前処理後の吸着材は通常の使用済み吸着材と同様に100°Cでは分解しないが 120°C に保持すると急激な発熱反応を示した。(図2参照)

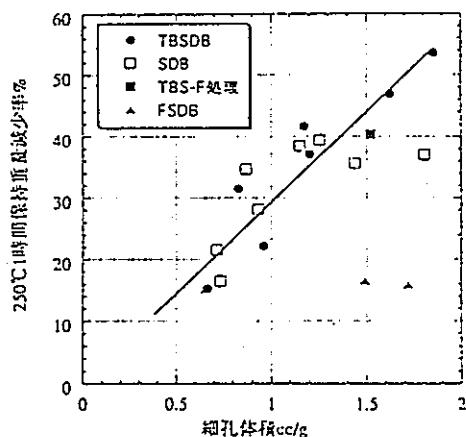


図1 吸着材担体の細孔体積と耐 NO_x 性の関係

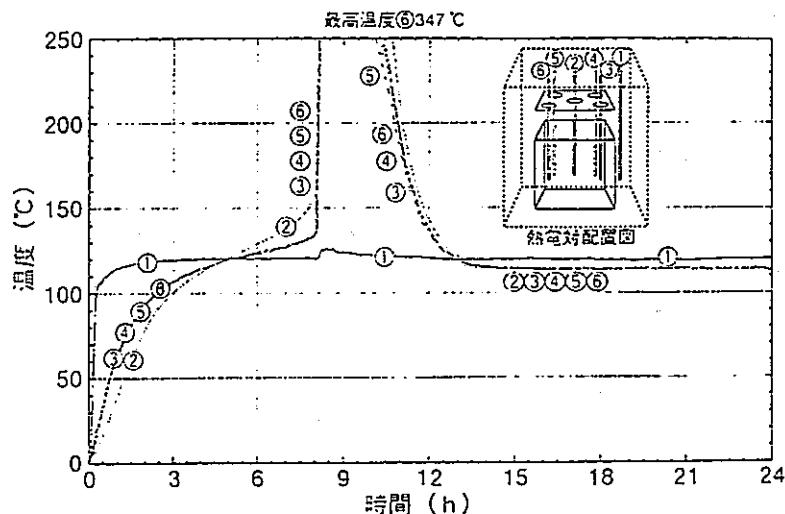


図2 前処理済み吸着材の蓄熱試験 (雰囲気温度120°C)

【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

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 東海事業所環境技術開発部 環境技術第二開発室 [氏 名] 池田 諭志 [連絡先] ⑧ 319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki 319-11 JAPAN ☎ 029-282-1111 Call. 029-282-1111</p> <p>Low Level Waste Technology Section, Waste Technology Division, Tokai Works Satoshi IKEDA 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-11 JAPAN</p>				
キーワード key word	放射性クリプトン radioactive krypton	オフガス処理 off-gas treatment	液化蒸留 cryogenic distillation	イオン注入 Ion-implantation	固定化 immobilization
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) 林晋一郎、神谷茂他「イオン注入法によるクリプトン固定化技術の開発」 動燃技報No. 101 PNC TN1340 97-001 P103-P117</p> <p>総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【研究目的】					
<p>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。</p>					
【研究内容（概要）】					
<p>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検証を行う。</p>					
<p>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。</p>					
【使用主要施設】 クリプトン回収技術開発施設					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】

イ. クリプトン回収技術開発

第9回の開発運転を約2ヶ月実施した。

また、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技術資料としてとりまとめた。

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終了し、ホットガスを通気させ、設備の安全性確認を行った。

コールド装置による大型容器の開発では、2倍長容器による長期連続注入試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. クリプトン回収技術開発

アスファルト固化処理施設の事故に伴う、安全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等を実施する。その後、再処理工場の運転再開に合わせて、施設の開発運転を実施する。

ロ. 固定化技術開発

ホット試験の実施時期については、現在検討中。

コールド試験は、大型容器（これまでの注入量の4倍の能力を有する）の特性試験、連続注入試験等を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

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第9回の開発運転を実施した。（起動操作開始～プラントページ終了までの期間；55日間、その内、クリプトン供給～回収までの期間；31日間）

本開発運転では、施設の運転中の定期検査に受検・合格するとともに、約 8.7×10^4 GBq のクリプトンの供給を行い、ほぼ全量を回収（回収クリプトンの純度97.6%、回収量588Nℓ）するなど順調な運転を行った。

ロ. 固定化技術開発

クリプトン回収技術開発施設内に、本施設で回収された放射性クリプトンを用いて、イオン注入法によるクリプトンガスの固定化ホット試験を実施する試験設備（設備名称；「クリプトン固定化試験設備」）の設置を完了した。設備の工程概要を図-1に示す。

コールド試験で実施している大型容器開発は、軸方向に長さを2倍に拡張した容器（ターゲット電極形状； $18\text{ cm}\phi \times 40\text{ cm}$ 、Ni-Y合金重量；約30Kg）による長期連続注入試験を実施し、約 0.57 Nm^3 のクリプトンガスを注入固定化した。本試験から、注入量、注入速度とも目標とした小型容器の2倍が得られる見通しが得られた。容器外観と注入後のターゲット電極の外形を図-2示す。

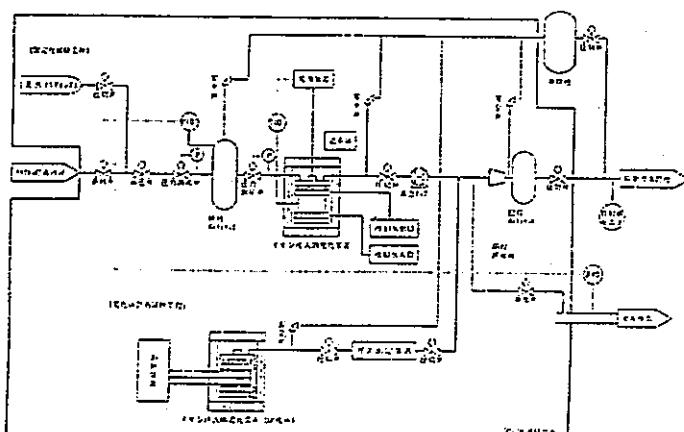
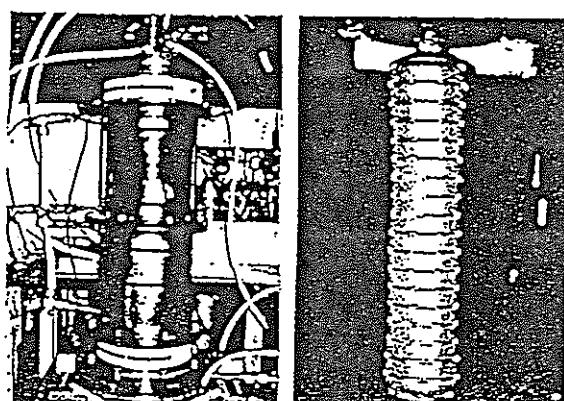


図1 ホット試験設備工程概要

図2 容器外観と注入後の概要と
ターゲット電極の様子(Ni-Y)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) Global'97

“STUDY ON IMMOBILIZATION TECHNOLOGY OF KRYPTON GAS BY ION-IMPLANTATION AND SPUTTERING PROCESS”

【発表予定】

なし

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			分類番号	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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度～平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 工務建設室 Construction and Maintenance Management Office, [氏 名] 平野 欣郎 Kinro Hirano, [連絡先] 〒107 東京都港区 Sankaido-building, 9-13 Akasaka 1-Chome, 赤坂1-9-13 (三会堂ビル) Minato-ku, 107 Japan, ☎(03) 3586-3311 Tel (03) 3586-3311</p>				
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
	seismic base isolation	quaternary stratum foundation	vertical earthquake ground motion	vertical seismic isolation	coned disk spring
関連する共同研究	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)				
主要レポート名等	(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 総数15件				
【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次元免震構造の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)					
【使用主要施設】 動燃・大洗の構造物動的試験装置(高速炉機器) 大洗分					

【成果の活用方法】

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)

【進捗状況】

- イ. 大洗工学センター内の第四紀層から採取した試料の室内土質試験を行った。また条件整理のため、一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を行った。 (核燃料施設)
- ロ. 上下地震動の増幅の影響に主眼をおいて、大洗工学センターの解放基盤表面(GL -180m)と地表面における地震観測の準備を行った。また、東海・大洗における地震観測を継続し、平成8年度に、東海で35波、大洗で19波を取得した。 (核燃料施設)
- ハ. 免震建物の上部構造と下部基礎版間を渡る配管(渡り配管)の解析モデルの作成を行った。
(核燃料施設)
- 二. 大型高速炉プラントを念頭において、原子炉容器と一次系機器を搭載する共通スラブ構造を、各機器の回りで大型の皿ばねを用いた免震要素で上下方向に免震支持する構造(原子炉建物の水平免震を前提)の概念を構築し、解析的検討と振動試験によって、基本的な成立性を明らかにした。
(高速炉機器)

【今後の予定(平成9年度以降の計画)】

- 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)
- 二. 免震効果の増大を目的として、免震振動数1Hzの免震要素の設計を行うと共に、鉛ダンパー等を用いた上下免震に適切な減衰要素の開発を行い、適宜振動試験等によって、その成立性を確認する。
また、ロッキング応答等、上下免震構造に特有の地震応答特性について評価手法を整備する。
(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的基盤の確立、放射性液体廃棄物を内蔵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の目処をつける。また、本技術は上下動震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

第四紀層地盤に支持される核燃料施設免震建物を対象として、入力地震動特性に影響を与える地盤物性び調査が必要である。

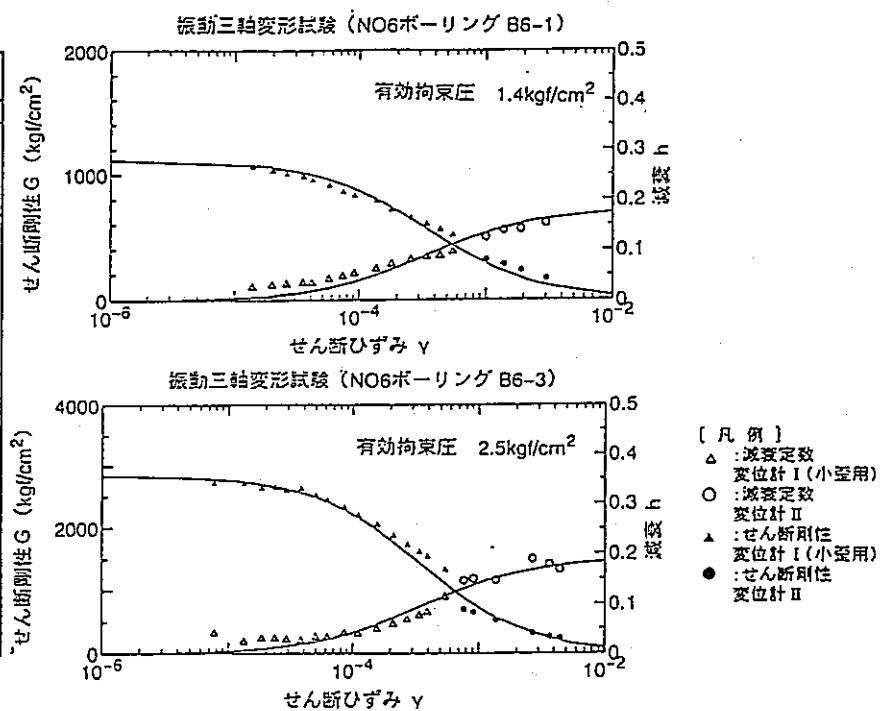
このため、大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行った。(表1)また、条件整理のため、振動三軸変形試験結果に基づく、地盤構造のモデル(表2)の作成及び一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を実施した。(核燃料施設)

表1 室内土質試験一覧表

サンプリング名	試験項目						比重・粒度・最大最小密度他
	三軸C-D試験	三軸C-D試験	動的疲労(液状化)試験	三軸変形試験	大型三軸試験	液状化	
	小型φ50	中型φ100	小型φ50	小型φ100	小型φ50	0	
ボーリングI	B6-1					●	●
	B6-2			●		●	●
	B6-3			●		●	●
	B6-4			●		●	●
ボーリングII	S-2					●	●
	S-4					●	●
	S-5					●	●
ブロックサンプリング (モールド採取)	(上部) BL-1	●	●	●	●	●	●
	(下部) BL-2	●	●	●	●	●	●
擾乱試料	BL-1, BL-2	●	●	●	●	●	●

表2 地盤構造

地質区分	深度(GL-m)	ρ (g/cm ³)	V_p (m/sec)	V_s (m/sec)	
第四紀	ローム層	-3.4	1.50	1510	120
	見和層		1.55 ~1.70	1440 ~1700	310 ~610
		-29.6			
	石崎層		1.60 ~1.90	1560 ~1710	350 ~440
		-96.7			
第三紀	久米層 相当層		2.00 ~2.20	1720 ~1850	500 ~600
		-169.5			
	多賀層 相当層		2.15	2010	810



ロ. 免震構造における上下地震動の検討

上下地震動の増幅の影響に主眼をおいて、大洗工学センターの解放基盤表面(GL-180m)と地表面における地震観測システムを設置した。(図1)

また、東海・大洗における地震観測を継続し、平成8年度に東海で35波、大洗で19波を取得した。

水戸における震度Ⅲ以上の観測地震を表3に示す。(核燃料施設)

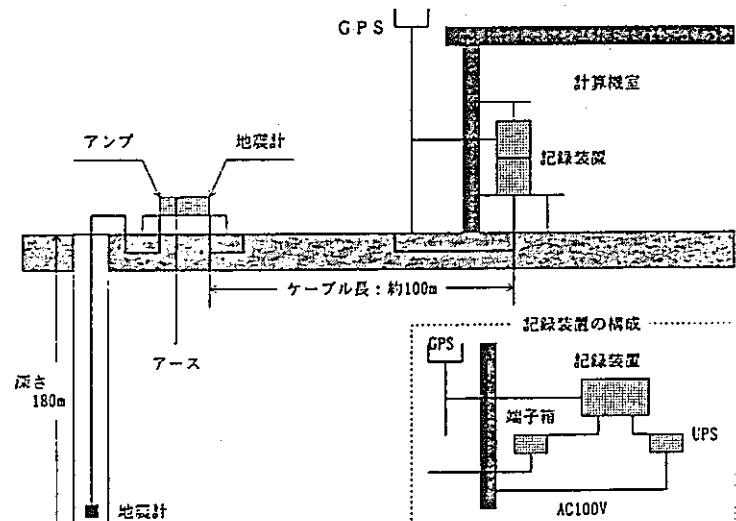


図1 大洗・第四紀層地震観測システム

表 3 観測地震の地域分類表

発生年月日	震源地	震源			規模(M)	震度(水戸)	震央距離(km)
		経度	緯度	深さ(km)			
96. 6. 8	茨城県北部	140° 36.7	36° 28.1	51	4.3	III	3.6
96. 9. 11	茨城県沖	141° 18.0	35° 42.0	31	6.6	III	102.7
96. 10. 7	茨城県沖	140° 54.0	36° 24.0	30	4.5	III	26.5
96. 12. 21	茨城県南部	139° 48.0	36° 6.0	40	5.5	IV	81.6
97. 2. 20	福島県沖	141° 12.0	37° 24.0	90	5.4	III	119.3

ハ. 機器及び配管等の耐震安全性の検討

免震建物の上部構造と下部基礎版間を渡る配管（渡り配管）の解析モデル（図2）を作成した。

(1) (核燃料施設)

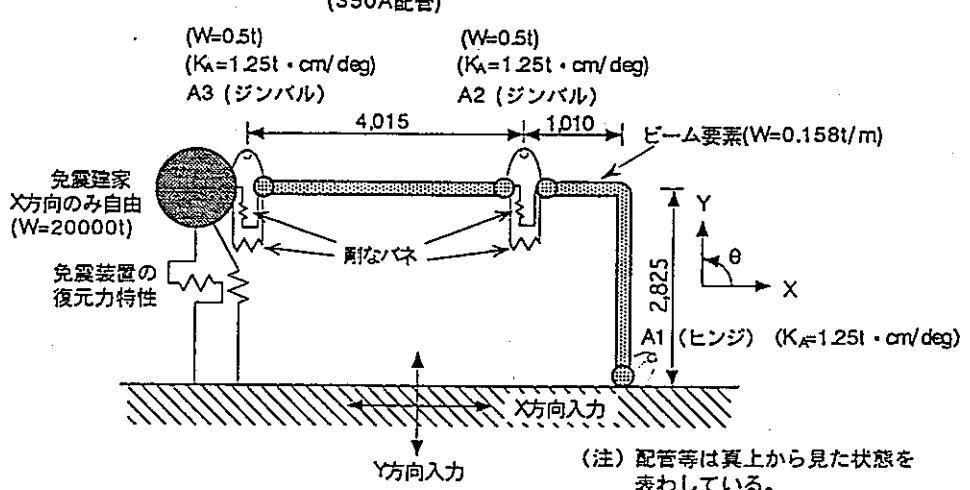


図2 渡り配管の解析モデル

二. 機器上下免震の安全性の検討

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3は振動試験結果の一例であるが、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 5×10^{-5} rad程度に止まっている（これは、実機に換算して最大でも1mm程度の上下動に相当する）ことが判る。（高速炉機器）

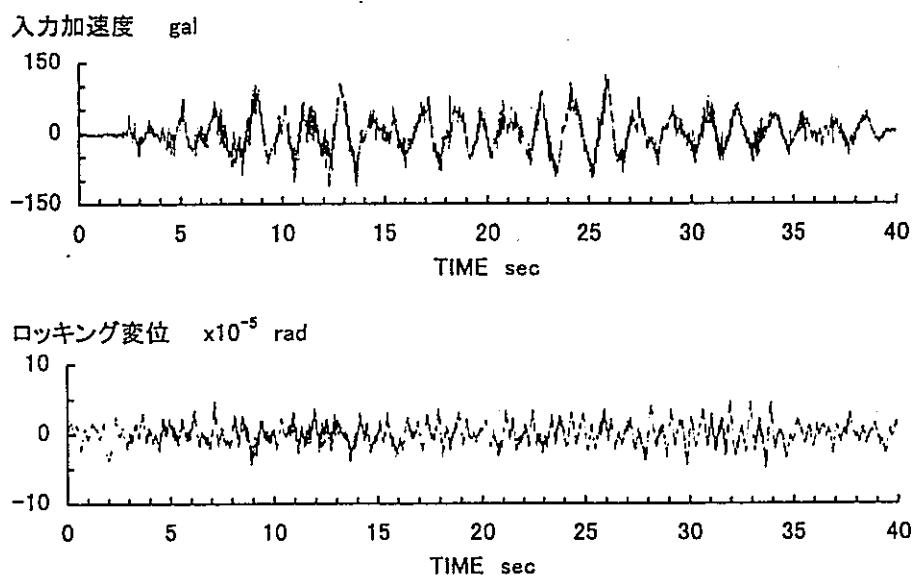


図3 振動試験結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 森下正樹他「コモンデッキ方式機器上下免震構造の開発（その1～その4）」
日本原子力学会1996年春の年会要旨集
- (4) 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
- (5) 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
- (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1・その2）」
日本原子力学会1996年秋の大会要旨集
- (7) 坂井哲也他「免震要素としての皿ばねの力学的特性の検討（皿ばねの曲げ剛性に関する構造解析手法の検討）」PNC TN9410 97-001、平成8年12月
- (8) 森下正樹「機器上下免震構造に関する研究－原子炉建物免震構造の上下動連成振動解析」
PNC TN9410 97-032、平成9年4月
- (9) 坂井哲也他「上下免震要素としての皿ばねの力学的特性評価」機械学会講演論文集（II）、
No.97-1、pp191-192、1997年4月
- (10) 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年春の年会要旨集

【発表予定】

- (11) 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 大変形動的試験の概要と解析応答波加振）」日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (12) 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4 エネルギー吸収能力）」
日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (13) 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 免震装置の設計クライテリア）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (14) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その7 渡り配管の振動台試験の概要）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (15) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その8 渡り配管の振動台試験結果とその評価）」日本原子力学会1997年秋の大会要旨集

確率論的安全評價等

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			分類番号 6-1-3
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 「ふげん」発電所 TAKUYA KITABATA P S R グループ Periodic Safety Review Group</p> <p>[氏 名] 北端 琢也 FUGEN NUCLEAR POWER STATION</p> <p>[連絡先] ⑨14 914</p> <p>福井県敦賀市明神町3 3, Myoujin-cho, Tsuruga-shi, Fukui, Japan</p> <p>☎ 0770-26-1221 TEL +81 770 26-1221</p>			
キーワード	信頼性評価	故障率	確率論的安全評価	
key word	reliability analysis	failure rates	probabilistic safety assessment	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(1) M. Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA'96, (1996), Parkcity, Utah</p> <p style="text-align: right;">総数 1 件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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。</p>				
<p>【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 热出力557MW, 発電機出力165MW）</p>				

【成果の活用方法】

運転データの分析結果を、「ふげん」のP S Aや信頼性評価に反映させ、運転・保守方法の最適化、合理化を計り、また、新型転換炉だけでなく、軽水炉等のP S A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。

【進捗状況】

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（仮名）を開発に着手した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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P S A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8年度には、342件の事象数を追加し、平成9年3月末現在で、16,491件に達している。なお、総機器運転時間数は 4.83×10^9 時間、機器登録数は、31,303、平均の運転時間は、 1.54×10^5 時間となっている。

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（仮称）を開発している。（図1）

パソコンを利用した本システムは従来の大型計算機によるシステムと比較して、操作性、拡張性の点で優れており、将来的には「ふげん」で従来から運用していた保守管理システムと相互にデータをやり取りするシステムを開発していく。本システムで解析した故障率データを示す。（図2）ここで、電動弁のラブチャ発生確率については本システムでは系統に影響のあるリークもラブチャとカウントしているため、「ふげん」データと文献値ではほぼ等しい結果となっている。

また、昨年度評価で得られた「ふげん」の機器故障率を入力値として「ふげん」の炉心損傷頻度を算出した。この計算結果は、従来の「ふげん」のPSAでは故障データに米国の故障データを使用しているが、「ふげん」機器故障率は米国の故障データよりも概ね1桁小さいため、炉心損傷頻度計算値が低下した。



図1 「ふげん」信頼性データ解析システムのメニュー画面

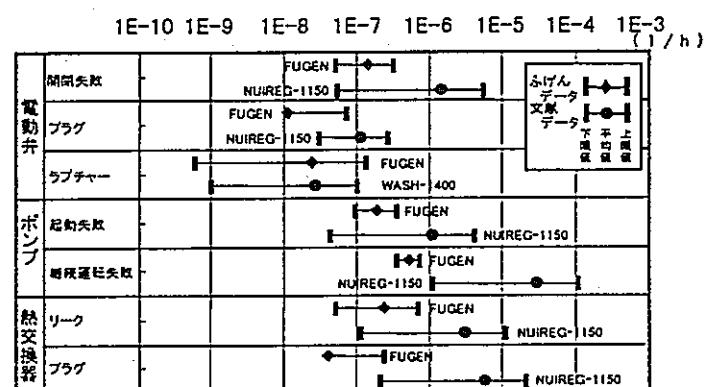


図2 平成8年度までの主な機器故障率

【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。

研究分野	原子炉施設等の確率論的安全評価等に関する研究			分類番号 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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室</p> <p>【氏 名】 丹羽 元 Hajime NIWA</p> <p>【連絡先】 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center</p> <p>4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>				
キーワード key word	信頼性データ reliability data	故障率 failure rate	共通原因故障 common cause failure	経年劣化 aging degradation	地震損傷度 seismic fragility
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(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、1996</p> <p style="text-align: right;">総数 3件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 信頼性データの収集・整備</p> <p>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。</p> <p>ロ. 信頼性評価手法の改良・整備</p> <p>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。</p> <p>ハ. 地震時損傷度評価手法の改良・整備</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

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 P S A 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。

【進捗状況】

- イ. 高速実験炉「常陽」について機器信頼性データの収集整備を平成 8 年度分（平成 7 年度運転実績）収集・整備した。高速炉機器信頼性データベースシステム（C O R D S）の整備を継続し、評価済の機器故障率データをインターネットを介して検索する機能を追加した。
- ロ. C O R D S 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）の待機時故障率と平均ディマンド間隔の関係を整理した。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

- 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、C O R D S へデータを登録する。
- ロ. 弁のディマンド型故障の発生確率の分析を平均ディマンド間隔のみならず機器年齢との関連において実施することにより、信頼度評価手法の改良を図る。また、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. 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、1995年度1年間の運転データを収集することにより約 3.9×10^7 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4件、送風機1件、機械式ポンプ1件、配管支持装置1件、電気ヒーター3件、核計装を除く検出器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76件に上る。

データベース運用システムの整備については、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評価済の機器故障率データをインターネットを介して検索する機能を追加した。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。⁽¹⁾

ロ. 待機機器のディマンド型故障の発生確率(Q_d)は、一般に待機時間当たりの故障数で表される待機時故障率(λ_s)の時間積分項と待機時間に依存しないディマンド故障確率(Q_d)の和としてモデル化される。安全系に属する待機機器のサーベイラント試験の頻度を機器の非信頼度が小さくなるように定めたい場合、 λ_s の時間積分項と Q_d の大小関係を定量的に把握することが重要となる。これを高速炉における機器の運転故障経験に基づき分析した。分析対象としてデータ母集団が充実している弁を選び、流体および駆動源別に弁の運転データと故障データを分類した後、故障データについては1次故障でかつ弁の開閉動作を阻害したもののみ抽出した。さらに、これらのデータを平均ディマンド間隔(T)によって細かく分けた後、各区分毎に故障確率を量量化した。ナトリウム電動弁について分析した結果を図1に示す。

図1においては横軸に T を日単位でとり、縦軸に Q_d を示している。ナトリウム電動弁の故障確率は T が概ね2日から

1,000日の範囲で得られた。図1(両対数グラフ)上において T の大きい領域では一定の傾きを示し、 T の小さい領域では定数に漸近する関数を選び、累積機器待機時間に比例した重みを用いて、最小2乗法により近似曲線を導出した。同図の近似曲線によれば定数項は時間の単位で約10日であるから、ディマンド間隔が3ヶ月を越えるような領域においては、定数項の寄与は無視できると考えられる。逆に1日未満であれば、定数項が支配的となりながら、この領域は適用範囲を越えている。図1の例においては故障確率がディマンド間隔とともに増加する傾向

がみられ、 Q_d の寄与が支配的とは言えない。したがって、本機器について試験頻度を増すことによりディマンド間隔を短縮することが信頼度確保上効果的であるといえる。

ナトリウム電動弁の平均ディマンド間隔とディマンド型故障の発生確率の関係を高速炉実機およびナトリウム試験ループにおける運転故障経験に基づいて定量的に分析することが可能になった。リスクに基づく運転・保全計画の策定に当たって、運転経験を反映した評価モデルの構築の見通しが得られた。

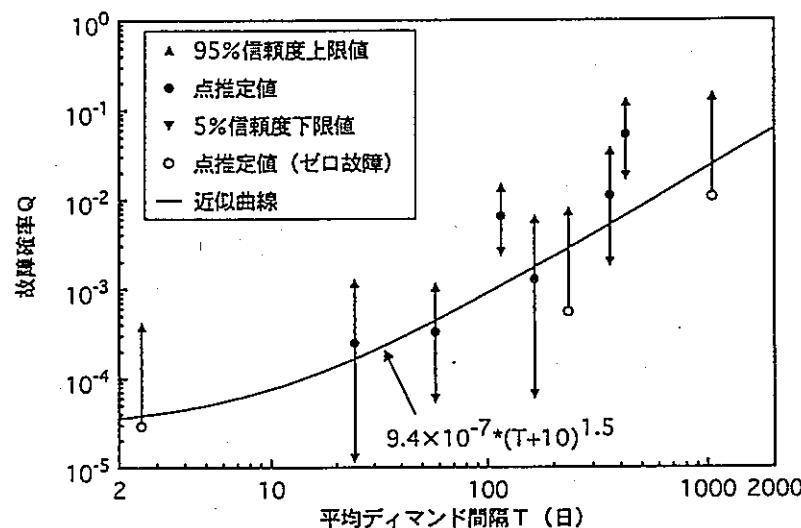


図1 ナトリウム用電動弁の開閉失敗

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

- (2) 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.
- (3) K. Kurisaka, "Development of LMFBR Component Reliability Database", 4th Japan-Korea PSA Workshop, Yokohama, 9-10 October 1997.

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			分類番号	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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課</p> <p>[氏 名] 武田 伸莊</p> <p>[連絡先] 〒319-11 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 ☎ 029-282-1111</p> <p>S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111</p>				
キーワード key word	信頼性評価 reliability evaluation	核燃料施設 nuclear fuel cycle facility	保全データ maintenance data	ハザード同定 hazard identification	ヒューマン ファクター human factor
関連する 共同研究 実証試験等	<p>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）：システム解析手法調査研究 (岡山大学工学部システム工学科)</p>				
主要レポート名等	<p>なし</p> <p style="text-align: right;">総数 件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 信頼性データの収集・整理</p> <p>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。</p> <p>ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

- ・核燃料施設 P S A 適用研究での活用
- ・現有核燃料施設の安全性向上

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・爆発事故を契機として、プロセスプラントとしての核燃料施設に対して、最新の評価手法、評価技術を用いた系統的な安全性評価、信頼性評価の実施の必要性が改めて認識されているところであり、これらに対して、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用されるものと考える。

【進捗状況】

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 への定期的な保全履歴登録等を基に、機器毎の保全作業傾向等を集計するプログラムを作成した。

ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備

システム分析手法の拡充のため、前年度までに開発を行った HAZOP 支援システムの活用し、さらに配管部以外の装置の解析も考慮したシステム解析手順を検討した。また、HAZOP 支援システムの高度化のための検討を行った。

人間信頼性評価手法の整備として、前年次計画において行った予備検討結果をふまえ、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った。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

イ. 信頼性データの収集・整理

作成した保全実績等の集計プログラムの改良を行うとともに、再処理工場設備の故障率算出等の機能拡充を図る。

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

前年度に引き続き、東海再処理工場で使用している機器等の機器仕様登録（機械設備5,400基）、計装設備2,400基、電気設備1,080基、以上累計）を行い、実施した予防保全についてTORMASSへの定常的な保全履歴登録（機械設備49,000基、計装設備26,000基、電気設備3,100基、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を作成した。

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

プロセスプラントのHAZOP/FT作成を統合して実施するシステム解析手順として、①システムのモデル化（変数の分離）、②プロセスの区分（メインプロセスと周辺装置の区分）、③HAZOP支援システムを用いたメインプロセス（配管部）に対する解析、④周辺装置に対する解析、⑤解析結果の統合、という手順を検討した。周辺装置に対する解析については、解析対象モデルのHAZOPの実施、及び変数関係図を用いたデシジョンテーブルの作成を行い、これらの結果からFTを作成するという手順が有効であることを確認した。この結果、解析対象が配管部から配線部、エアチューブ部等の装置まで拡張でき、解析の結果としてHAZOP及びFTが得られた。さらに、各部位で作成されるFTにより、その部位における異常伝播が論理的に表現できるとともに、全体のFTから対象とするプロセスの評価が可能となった。

上述の検討から、HAZOP支援システムの高度化においては、制御部等の周辺装置の解析、FTデータをFTに変換する機能も必要なことがわかった。また、今後のシステム開発のため、知的情報処理ソフトウェアが活用できる、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システムを検討した。システムの概要を以下に示す。

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）、
それの伝播構造に関する原因、結果・影響、対策の解析（解析システム）

(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、今後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、タスク類型、エラー形態、及びエラー誘因について検討を行い、システムの基本要素を設定した。ここで、エラー機構としては、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現在最も系統的な分析が可能であるとされているGEMSモデル(Generic Error Modelling Scheme)を基本モデルとして採用することとした。なお、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った過程が反映されているモデルである。

【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

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			分類番号 6-2-4	
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画のみ新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室 〔氏 名〕 丹羽 元 〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141		Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center Hajime NIWA 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN		
キーワード key word	レベル-1 PSA level-1 PSA	レベル-2 PSA level-2 PSA	炉心損傷 core damage	リスク risk	外的事象 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）：				
主要レポート名等	(1) R. Nakai, A. Yamaguchi, "Study of rationalized safety design based on the seismic PSA for an LMFBR", Reli. Eng. & Sys. Safty, (accepted for publication) 総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【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。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>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化効果の大きな現象・方策に関する検討を行う。</p> <p>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。</p> <p>二. 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、機器等を抽出し、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。</p>					
<p>【使用主要施設】 なし</p>					

【成果の活用方法】

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。

【進捗状況】**イ. 事故シーケンスの抽出・定量化**

物理現象の不確かさに基づいてモンテカルロ法により受動的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発生頻度の導出までを行う手法を整備した。

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、キュリ一点方式SASSやGEMを設置した60万kWe炉心を対象として、炉心損傷事象推移に関するPSA評価を実施している。H8年度はイベントツリー(E/T)のヘディングについて定性的検討を行った。

ハ. 外的事象評価

進捗なし

二. 主要なリスク因子の分析・整理

進捗なし

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】**イ. 事故シーケンスの抽出・定量化**

受動的安全機能を考慮したプラント過渡応答解析評価結果を基に、受動的安全機能の非信頼度評価を実施する。SASS付き炉心に対しては、誤作動確率をも評価する手法を整備する。

ロ. 炉心損傷過程及びソースタームの評価

H9～10年度では、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、定量評価を行う。

H11～12年度では、E/Tの評価結果に基づいて主要なリスク支配因子及び不確かさ要因を把握する。

ハ. 外的事象評価

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行い、これに基づき、高速炉プラントの地震時システム解析を行う。

二. 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】

1. 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。

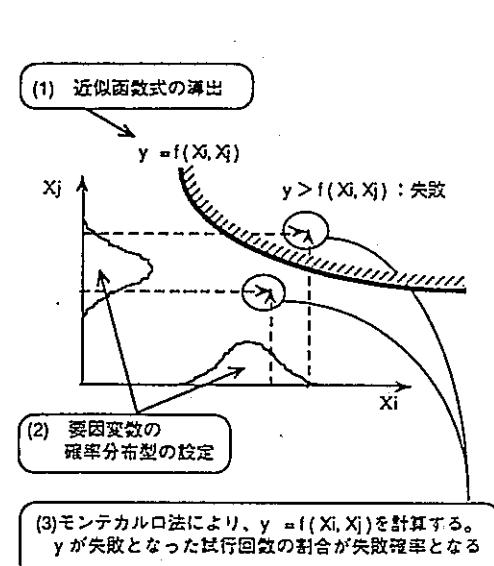
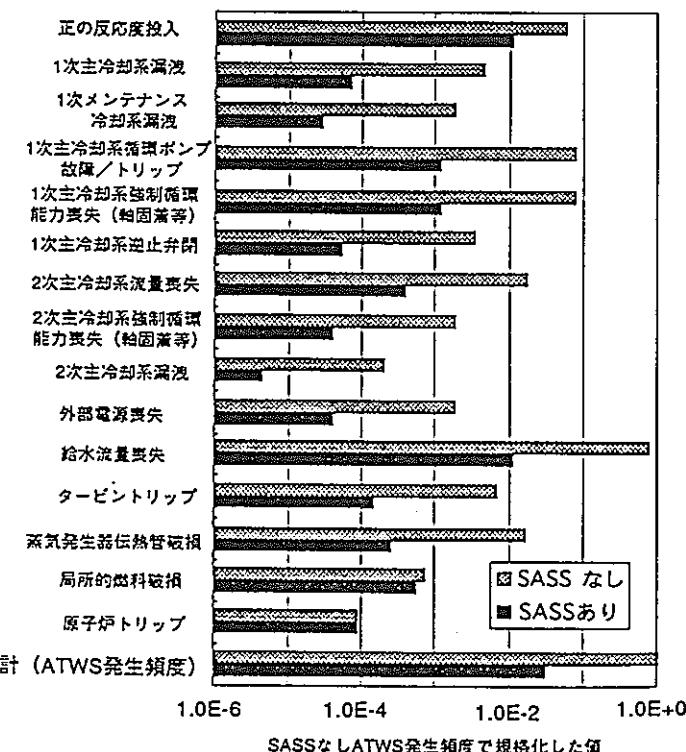


図1 受動的安全機能の失敗確率評価方法

起因事象カテゴリー名

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】(続き)

□ 大型炉の炉心安全性を考慮した設計の方向に沿い、キュリ一点方式SASSやGEM を設置した60万kWe 炉心を対象として、ATWS炉心損傷事象推移に関するE/T の構成に関連する定性的検討を行った。

(1) ULOF事象

60万kWe 炉心で炉心周辺部に1層分のGEM集合体を設置した場合のGEM 反応度は-1.5ドル程度と見積もられている。しかし核計算の不確かさを考慮するとGEM 反応度は約-1ドル程度と見込まれており、この場合にはULOF事象の際に冷却材沸騰の可能性があることを解析により確認した。

GEM 反応度の不確かさを考慮した場合、GEM 反応度を全く考慮しない場合に比べてULOFの事象推移は緩慢となる。従って沸騰の時間も長期化するので、集合体間ギャップのナトリウムの沸騰の可能性、及びこれによるボイド反応度の追加的印加を考慮する必要がある。

ULOF事象では、遷移過程において全炉心規模に溶融プールが拡大した場合、ナトリウム液位の低下したGEM 集合体は燃料の炉心からの流出経路として十分に期待できる。他方、ULOFの事象推移が長期化すると、炉容器上部プレナムのナトリウム温度が上昇して炉心膨張過程における機械的エネルギーへの変換過程の効率が増大する可能性がある。しかしこの炉心では上部プレナムのナトリウム温度上昇幅が数10K以下と小さいために、有意な差異とはならないことを確認した。

(2) UTOP、ULOHS事象

GEM は炉容器入口プレナムの圧力低下に応答するために、主冷却系のポンプトリップを想定しないUTOP事象、ULOHS 事象の場合には、短期的にはGEM による負反応度効果を期待できない。しかし長期的にはGEM 集合体の加熱によるGEM 内不活性ガスの膨張によって若干の負反応度効果を期待し得る。

また、GEM 付炉心におけるUTOPやULOHS 事象の場合、GEM 集合体はULOFの場合と同様に、遷移過程において全炉心規模に溶融プールが拡大した場合の溶融燃料の流出経路として期待できる。ただし、GEM 集合体に溶融燃料が侵入する際に、ナトリウムとのFCI が発生して溶融プール内での燃料の凝集運動を引き起こす可能性もあるので、評価に際して留意しなければならない。

以上のような検討に基づいてE/T を作成し、今後事象推移の解析を行って改訂を加えつつ定量評価を行う予定である。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) 中井、「高速炉レベル-2 PSA簡易評価システムの開発」原子力学会1996年秋の大会

【発表予定】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			分類番号 6-2-5	
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	<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 〔氏 名〕 武田 伸莊 〔連絡先〕 ☎ 319-11 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 ☎ 029-282-1111			S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111	
キーワード key word	確率論的安全評価 PSA	核燃料施設 nuclear fuel cycle facility	プルトニウム転換工程 MOX conversion process	フォールトツリー解析 fault tree analysis	水素爆発事象 hydrogen explosion 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)：				
主要レポート名等	なし 総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>					
<p>【研究内容(概要)】</p> <p>イ. 異常事象等のシーケンスの抽出・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、事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化を行う。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

- ・現有核燃料施設の安全性向上及び指針等を整備する際のデータの提供

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・爆発事故を契機として、プロセスプラントとしての核燃料施設に対して、最新の評価手法、評価技術を用いた系統的な安全性評価、信頼性評価の実施の必要性が改めて認識されているところであり、これらに対して、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用されるものと考える。

【進捗状況】

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、同施設の安全評価において想定事象の1つとされている「焙焼還元炉における水素爆発事象」に着目して、レベル1 PSAに相当する解析として、システムモデルの作成、データの設定及び事象発生確率の定量化検討を行うとともに、PSA手法の適用性について検討を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

プルトニウム転換工程について、レベル2 PSAに相当する解析を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

(1) システムモデルの作成

モデル工程の設定においては、東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉及び還元ガス製造設備等の設備構成を参考として、フローシートを作成した。このフローシートに基づいて、還元ガス供給系統及び焙焼還元炉における水素爆発事象に対する起因事象の検討を行い、水素ガス流量制御失敗、焙焼還元炉ガスケット劣化、焙焼から還元への運転切り替え時の窒素掃気失敗、焙焼還元炉内圧力異常による破裂板の破損の4つの事象を選定した。これらの事象についてイベントツリー及びフォールトツリーを作成した。

(2) 事象発生確率の定量化検討

事象発生確率の定量化にあたっては、基本的にはこれまでに整備した信頼性データベースを用いることとし、必要に応じて運転実績に基づいたデータも用いた。また、運転員の誤操作に関するデータについては運転手順書に基づいてデータを設定した。これらのデータを用いて、事象発生確率の定量化検討を行い、これによって得られた知見を以下に示す。

- ①事象発生確率に対して寄与の大きいものは、水素濃度計、水素ガス流量計、窒素ガス流量計及び弁に関するもので、これらに関して運転及び保守実績を反映したデータを用いることで、評価の精度向上が図れることがわかった。
- ②起因事象については、焙焼還元炉排気系のフィルタの閉塞の寄与が大きいことが示された。
- ③安全対策については、水素濃度計、水素流量計及び窒素流量計の故障が大きいことが示された。このうち水素濃度計については、故障率データがわずかであったことから、他の分析計及び運転実績を考慮したパラメータサーベイを行ったところ、機器の故障率が小さい場合には、水素濃度計の校正ミスによる寄与も有意なものとなることが示された。
- ④水素濃度計構成ガスの濃度異常、還元ガス中間貯槽周りでの空気の混入、及び焙焼還元炉廃気系での水素爆発については、今回の検討では考慮しなかったが、施設の運転安全性の観点からは、考慮すべき事象となりうる事象であることが示唆された。

【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