

平成9年度安全研究成果（調査票）

— 原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度） —

技術資料		
開示区分	レポート No.	受領日
T	N1400 98-001	1999.1.7
この資料は技術協力課保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です 核燃料サイクル開発機構 技術展開部技術協力課		

1998年11月

核燃料サイクル開発機構

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section, Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Naka-gun, Ibaraki 319-1194, Japan

核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute) 1998

平成9年度安全研究成果（調査票）

—原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）—

編集 安全推進本部安全計画課

要 旨

平成10年10月14日の科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室からの依頼に基づき、原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）に登録された研究課題（高速増殖炉；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9年度安全研究の調査票を作成した。

本報告書は、国に提出した調査票を取りまとめたものである。

目 次

高速増殖炉

2-1-1	安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究	2
2-1-2	安全評価事象の想定と評価条件に関する研究	8
2-2-1	炉心反応度の評価に関する研究	14
2-2-2	高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究	20
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	26
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	32
2-5-1	機器・配管の寿命予測評価法の研究	38
2-5-2	L B Bの評価手法に関する研究	44
2-6-1	受動的な安全特性の強化に関する研究	48
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	54
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	60
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	66
2-9-1	燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究	70
2-10-1	自然循環除熱に関する研究	76
2-10-2	過渡伝熱流動現象評価に関する研究	82
2-11-1	ナトリウム燃焼に関する研究	90
2-11-2	ナトリウム-水反応に関する研究	96
2-12-1	炉内安全性試験施設に関する検討	100
2-13-1	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	106
2-13-2	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究	112
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	118
2-15-1	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	124

核燃料施設

3-1-4	未臨界度測定システムの開発	130
3-1-6	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究	136
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	140
3-3-4	異常事象評価試験研究	146
3-3-7	グローブボックス等の安全性試験	152
3-3-8	MOX粉末の安全取扱い技術の研究	156
3-3-9	水素混合ガスの安全性の研究	160
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	170
3-4-1	供用期間中検査技術の向上に関する研究	176
3-4-2	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究	180
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	184
3-5-1	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究	190
3-6-1	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究	196
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	202
3-7-1	TRU廃棄物の非破壊測定技術に関する研究	208
3-8-2	ヨウ素除去技術高度化開発	212
3-8-3	クリプトン回収・固定化技術に関する研究	216

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）	222
-------	--------------------------------	-----

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	230
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	236
6-1-7	核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究	242
6-2-4	高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施	246
6-2-5	核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究	252

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 大洗工学センター システム技術開発部 リスク評価技術開発Gr (氏名) 丹羽 元 (連絡先) ㊟311-1393 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141		NuclearSystem Safety Research Group, System Engineering Technology Division Hajime Niwa 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN		
キーワード	安全設計・評価	信頼性確保	多重性	多様性	要求条件
key word	safety design/ evaluation	reliability achievement	redundancy	diversity	safety requirement
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：				
主要レポート名等	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】 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)】 イ. 高速増殖炉プラント等の運転経験を分析するとともに、大型炉に対する信頼性評価を実施し、信頼性確保の観点から系統・機器の設計上及び運転上の要求条件を検討する。 ロ. 系統・機器の多重性、多様性に関する信頼性評価を行い、安全評価における単一故障の考え方や事象想定における多重故障の考え方について検討する。 ハ. 受動的炉停止及び自然循環による崩壊熱除去に関する信頼性評価を行い、安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、常用系やインターロック等の信頼性評価を基に、信頼性確保上の役割について検討する。					
【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. ディマンド型故障に関する信頼度評価モデルについて最新の知見を用いて考察し、様々な系統構成を対象として自然循環による崩壊熱除去機能の信頼度を定量的に分析することにより、崩壊熱除去系の運用に関する要求条件を検討した。

ロ. 崩壊熱除去系について、様々な方式（強制循環と自然循環、ならびにDRACS、PRACSおよびIRACS）を対象としてサポート系を含めて使命時間をパラメトリックに変化させた信頼度評価を行っている。

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

ロ. 崩壊熱除去系について、様々な方式を対象として実施した信頼度評価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。

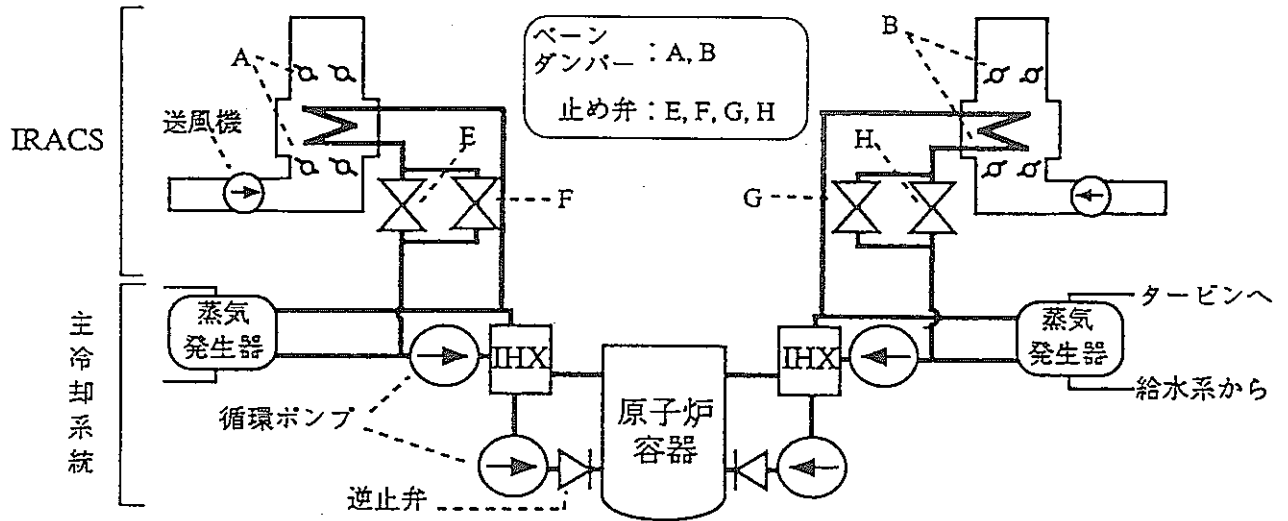
ハ. 自己作動型炉停止機構等の信頼性評価を行うことによって、受動的な安全機能についての安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、重要度分類のMS-3に属する系統機器についての信頼度評価を実施することによって、これらの信頼性確保上の役割について検討する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードを対象とした故障確率の設置からの経過時間、および直前のダイヤモンドからの経過時間に対する傾向分析結果から得られた知見⁽¹⁾を反映させた上で、昨年と同一の中間補助炉心冷却系（IRACS）方式の崩壊熱除去系（図1参照）を対象として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。



ベーン・ダンパーの系統構成

分類	意味
全て単一	A, Bは各々100%容量
2系統間で多様化	A, Bは各々100%容量(AとBは異なる設計)

止め弁の系統構成

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

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

自然循環除熱1系統（冗長性無し）の機能喪失確率に対して、経年劣化の影響と待機時間の影響を点推定値と95%値について評価した（図2参照）。図2は電動弁の使用年数と試験間隔を変えた場合の評価例であり、本評価においては電動弁の故障確率が支配的となっている。待機時間の影響が試験間隔の違いに表れており、経年劣化の影響が使用年数の違いに表れている。図中の電動弁の使用年数について「考慮せず」と表記したものは、使用年数に依らない一定の故障率に基づいて算定した故障確率である。なお、95%値についても、1年と15年の評価には統計的な不確かさのみが考慮されているが、「考慮せず」には弁個体間のばらつきも考慮されているという違いがある。この図に基づく、使用年数、試験間隔ともに適切に考慮して不確かさを含めて評価することが肝要である。

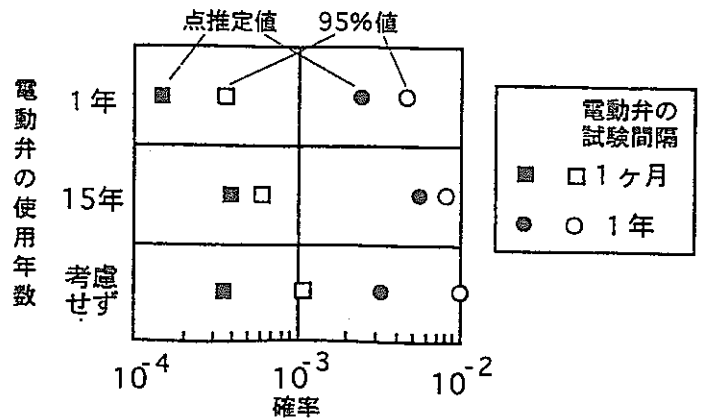


図2 自然循環除熱1系統当たりの機能喪失確率

IRACS方式の崩壊熱除去系（自然循環モード）2系統の非信頼度を計算して図3にまとめた。止め弁は電動弁で構成されていると想定し、その故障確率については経年変化を考慮して設置後15年の時点の値を評価に用いた。IRACSにおける待機機器のサーベイランス試験間隔は1ヵ月の場合と1年の場合の2種類を想定し、使命時間は1週間を想定するとともに多重化された系統の動的機器については共通原因故障を適切に考慮して非信頼度を計算した。また、IRACSに対する多様化策として主冷却系による蒸気発生器を介した強制循環除熱を崩壊熱除去のために使用できる場合も考慮して非信頼度の定量化を行った（図3）。この場合の待機機器（電動給水ポンプ等）の故障通報時間は、原子炉の運転サイクルと同じであるとし、ここでは1年を想定した。なお、主冷却系（給水系・蒸気系）は常用電源から給電され、自然循環に必要な動的機器の電源は無停電電源2系統から給電されるものと想定した。

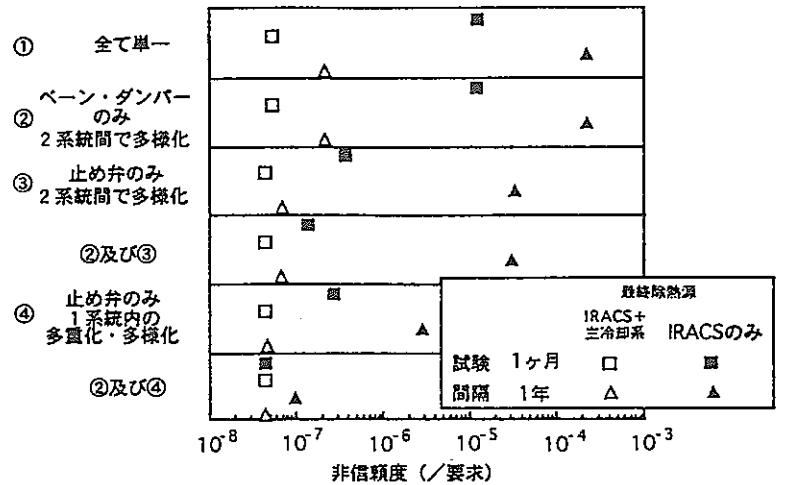


図3 IRACS(自然循環可能)方式の崩壊熱除去系2系統の非信頼度

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

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

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】
なし

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

【民間の研究の現状と動向】

1992年頃までは、国内メーカー及び電力会社において、高速炉を対象とした確率論的安全評価 (PSA) の研究が行われ、炉心損傷事象 (ATWS、PLOHS) に対する発生頻度の評価が試みられ、特に自己作動型炉停止機構の信頼度を設計、物性値等の不確かさに基づいて評価する研究が行われたが(1)-(2)、PSAを高速炉の安全設計評価に活用する研究はそれ以降進んでいない。

軽水炉分野について見ると、炉心損傷以外の安全に係わる事象 (炉心以外の燃料取扱設備等からの放射能放出、水素を保有する機器の爆発等) の定量的な安全評価 (事象シナリオの同定と発生確率の評価) 手法の研究が行われつつある(3)。

【参考文献】

- (1) K. Satoh, Y. Tsukui, S. Itooka, et. al., "Reliability analysis of self-actuated shutdown system," IAEA IWGFR SM on "Passive and active safety features of LMFBRs", O-arai, 1991.
- (2) K. Satoh, S. Kotake, S. Kubo, et al., "Application of the PSA method to a large scale FBR design," ANP' 92 International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo, 1992.
- (3) 尾上彰、小島重雄、坂田薫、河合勝則、「事故シナリオの定量的安全評価手法の開発」、日本原子力学会1998春の年会、I 35、1998年3月。

【海外の研究の現状と動向】

ここ2~3年、海外の高速炉分野において本研究課題についての進展はない。

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

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

【参考文献】

- (1) B. Sharada and Om Pal Singh, "Probabilistic safety assessment of predicted inherent safety of PFBR with metal fuel for loss of flow accident," Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, 1994.
- (2) C. Haag, T. Schulz, J. Scobel and S. Sancaktar, "The use of PRA in designing the westinghouse AP600 plant," International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment Moving Toward Risk-Based Regulation, Prk City, Utah, 1996.
- (3) C. Haag, T. Schulz, J. Scobel and S. Sancaktar, "Insights gained from the westinghouse AP600 PRA," International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment Moving Toward Risk-Based Regulation, Prk City, Utah, 1996.

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 大洗工学センター システム技術開発部 リスク評価技術開発Gr (氏名) 丹羽 元 (連絡先) ☎311-1393 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141	NuclearSystem Safety Research Group, System Engineering Technology Division Hajime Niwa 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN	
キーワード	安全評価事象	安全評価条件	炉心損傷事象
key word	safety assessment event	conditions for safety assessment	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	(1)栗坂、可児、「安全設計評価事象の区分に関する研究」、 PNC TN9410 97-050, (1997.5) 総数 2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)】 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わる事象、炉心局所事故、炉心損傷事象等の主要な高速増殖炉特有の安全評価事象に関する系統的、定量的考察を実施し、評価条件及び判断基準等の安全評価の考え方を整理する。			
【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】

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

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

- 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】

今年度は事象区分の「付加的限界事象」⁽¹⁾ について、実証炉プラントに対する炉心損傷事象（CDA）の評価・検討、及び炉心安全性研究の成果⁽²⁾ に基づいて事象想定や評価条件について検討した。

(1) 検討を要する事項の整理

事象区分「付加的限界事象」における評価事象の例として『炉心損傷に至りうる事象：ATWS/ULOF』が挙げられており、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。この設定の成立性を確認する目的で、従来のCDA評価に関する研究の成果を踏まえることにより、実証炉を前提として新たに検討しておくべきこととして以下を摘出した。事象想定については、

①大型炉においてULOF事象が他の事象に影響において包絡し得るか、運転員による回避措置が可能か。

また、評価条件については実証炉に特有な受動的な安全機構であるガス膨張モジュール（GEM）に着目して、②GEMを考慮する場合と無視する場合とではどちらの条件を包絡性があるとして評価すべきか。

③また②との関連で、GEMの反応度が事象推移において悪影響を及ぼすことはないか。

上記①はUTOP事象において大型炉故の制御棒誤引き抜き時の出力歪みの影響に関する検討の必要性が前年度に指摘されていたものであり、②と③は、GEMが現在は工学的安全設備とは位置付けられてはいないもののULOF事象のシナリオには何らかの影響を与え得ると考えられるため、考え方の明確化が必要であるとして摘出した。

(2) UTOP 事象のULOF事象への包絡可能性

包絡性の有無については実際には炉心や制御棒設計に依存するが、現在の実証炉設計を基に検討して考え方のガイドラインとする。

評価方法と結果：

最大の反応度を有する制御棒は内側炉心の最外周列に位置する粗調整棒であり、反応度値はノミナル値で0.6\$、不確かさを考慮すると1.0\$と評価された。このような非対称位置の制御棒引き抜きによる出力歪みを考慮した全炉心過渡挙動解析の結果、ノミナル値0.6\$までの3 φ/sでの引き抜きでは中空ペレット燃料の高い破損閾値の寄与もあるために燃料の破損には至らず、また高温冷却材の1次系内循環を考慮しても、少なくとも10分までは燃料の破損には至らなかった。ここでは運転員の手動スクラムのように単純な運転操作であれば10分間の余裕があれば対応できると考え、回避措置の成功条件として暫定的に設定した。

他方、不確かさを考慮した1.0\$までの引き抜きでは、引き抜きの終了間際に、引き抜き制御棒に隣接する外側炉心最内周の1体の燃料集合体で破損が予測された（出力の空間歪みの効果）。しかし破損後には燃料の分散によって負の反応度が入るために若干の出力の低下が生じ、定格出力の2倍弱の出力レベルで静定する。この状況では既に制御棒の引き抜きが終了しているため直ちには第2の出力の集合体における破損は生じず、むしろ損傷集合体からの損傷の伝播が生じると考えられる。この場合には溶融燃料が比較的早期に隣接する引き抜き制御棒の案内管へ侵入して炉心外へ流出し、核的に終息することに期待できる。従って、炉心内局所から開始して緩慢に進むUTOP事象の炉心損傷の影響は、全炉心規模で急速に損傷と拡大が進むULOF事象の影響評価によって包絡され得るものと判断された。

(3) GEM効果に関するULOF包絡評価条件

現在の実証炉設計においてはSASSもGEMも工学的安全設備とは位置付けられていない。しかしGEMについては、不十分に作用した場合、1次系内ナトリウムが昇温した状態で炉心損傷に進む場合があり得るが、そのような場合を含めてどのような条件で評価しておけば包絡的であるかが問題となる。これも炉心やプラントの設計に依存するが、現行の実証炉設計を対象とした評価では、下記のように取り扱った。

評価方法と結果：

GEMの効果は無視したケース（従来型のULOFケース設定）と、GEM反応度（ノミナル値-1.5\$）を $1\sigma=30\%$ の不確かさを考慮して-1\$としたケースの解析を行った。GEM反応度を考慮すと事象推移は緩慢化し、特

【研究成果】

にポニーモーターの起動を想定すれば10分程度まで冷却材沸騰には至らない可能性があることが示された。ポニーモーターの起動を考慮しない場合には事象開始後数十秒で冷却材の沸騰が生じ、ボイド反応度の投入に駆動されて、GEM 反応度を無視した場合と同様な燃料損傷に至る。その影響は、起因過程ではGEM 反応度の考慮の有無に係わらず大きな差異は無かった。

遷移過程においてはGEM が炉心からの燃料流出にとって有効な経路となることから、炉心周辺にGEM ではなく遮蔽体を設置した炉心体系の結果が包絡性を有すると判断された。

炉心膨張過程においてはGEM の効果によって事象推移が長期化する場合には炉容器上部プレナムのナトリウム温度が数十℃程度上昇することによってより高い機械的エネルギーへの変換効率を得られる可能性があるが、ナトリウム温度を定格の550℃から750℃に上昇したと仮定した場合においても機械的エネルギー値は3%程度の上昇に留まるとのSIMMER-IIIによる解析結果が得られている。

以上から、ULOF評価においては遷移過程での影響が支配的となってGEM を設置した炉心においてもGEM を想定しない条件での評価が影響評価において包絡性を有するものと判断された。

(4) GEM反応度による悪影響の検討

起因過程においては、冷却材の沸騰、プレナムガスの放出、燃料破損などによって炉心内の圧力が上昇すると、冷却材が炉心入口プレナムへ逆流して昇圧させ、既に低下していたGEM 内のNa液位を上昇させて正側の反応度投入となる効果がある。これはGEM を設置した炉心に特有の正反応度効果であり、ネット反応度の上昇に重畳して発生するために詳細に評価した。その結果、炉心内昇圧の主たる原因である燃料破損に対しては、GEM 液位の上昇開始までに100ms オーダーの時間遅れがあること、この間に燃料分散によって十分に大きな負の反応度が入りうるということが明らかとなり、現状の実証炉設計ではGEM 反応度による悪影響は無視できるほどに小さいと判断された。ただしこの結論は沸騰及び燃料破損の同時性や入口プレナムの容積、構造等に依存するものである。

以上の検討から、現在提案されている付加的限界事象の事象区分において、提案通りULOF事象を評価事象として選定することが妥当であるとの見通しが得られた。

またULOF事象の評価に際してはGEM を設置した炉心においてもGEM を想定しない条件で評価を行うことによって包絡性ある評価が可能であることが、重要な評価条件として提示された。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

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

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

Na 燃焼

原電において実証炉のフェーズ2設計研究が平成9年度より進められており、そこでは、Na漏洩による影響を大幅に緩和できるプラント設計が行われている。2次冷却系については、1次系と同様に外管で覆い、その間隙に不活性ガスを封入していることから、2次系配管からのNa漏洩の影響は安全評価上有意な問題とはならない。しかし、2次系配管及び容器を貫通する小口径配管が設置されることから（現状ではその設計概念は詰められていないが数インチ口径配管が想定される）、Naの小中漏洩の影響評価の重要性は変わらないと考えられる。これにより、設計基準で想定すべき配管破損規模については、LBB評価手法を小口径配管に適用する研究が進められている。

蒸気発生器Na-水反応

原電では実証炉蒸気発生器の伝熱管破損事象について、高温ラプチャーによる大規模破損を防止することと、小リーク時の影響をラプチャーディスク解放に至るまでに事象終息させるための設計対策の検討が継続されている。また、設計基準を越える多重故障条件（水ブロー系の不作動など）においても、Na水反応の現象によって破損が生じる規模には上限があることを試験的に確認し、これを主要なNaバウンダリの限界設計条件にする考えである。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

(1) ロシア BN-800 炉の設計基準外事象評価の評価事象

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

【参考文献】

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

研究分野	高速増殖炉				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				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
	A Study on Evaluation of Core Reactivity				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 ～ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	システム技術開発部 炉心技術開発グループ Core Physics Research Group			
	[氏名]	石川 眞 Makoto Ishikawa			
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県茨城郡大洗町成田町4002 4002Narita, Oarai-Machi, Ibaraki-ken, 311-13 Japan			
キーワード Key word	ドップラ反応度	Naボイド反応度	共分散	臨界試験	炉定数調整
	Doppler reactivity	sodium void reactivity	covariance	critical experiment	cross-section adjustmen
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)	高速炉用共分散データの整備 (II) (原研)			
主要レポート名称 等 (1) 石川眞、佐藤若英、杉野和輝、横山賢治、沼田一幸、岩井武彦：「核設計基本データベースの整備 (VIII) —JUPITER実験解析結果の集大成—」、PNC TN9410 97-099、1997年11月 (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 19 件					
【研究目的】 大型の混合酸化物燃料炉心等の過渡時応答特性及び事故時安全評価において特に重要となる炉心反応度（ドップラ反応度、ナトリウムボイド反応度等）について、最新の炉物理研究の成果を反映して、予測精度を定量的に評価するとともに、その向上を図る。ここでは、初期炉心に加え、燃焼炉心も評価の対象とする。					
【研究内容（概要）】 イ. 精度評価関連コードシステムの整備: これまでに開発されてきた一般核特性に対する予測精度評価コードシステムを拡張して、炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果及び自己遮蔽因子の取扱いが必要となるドップラ反応度を評価できる一貫したコードシステムを整備する。 ロ. 精度評価関連データ群の整備: 微分データとしては、最新の核データライブラリに対する断面積誤差データ（共分散）を、自己遮蔽因子を含んで評価し、整備する。ここでは、燃焼炉心で重要となるマイナーアクチニド (MA) 核種や核分裂生成物 (FP) 核種も対象とする。また、積分データとしては、JUPITER臨界実験、FCA実験、「常陽」等の性能試験・運転特性データを最新核データライブラリにより最も詳細なレベルで解析し、実験誤差及び解析誤差と併せて評価し、整備する。 ハ. 炉心反応度の現状予測精度の評価: イ、ロ、で整備したコードシステム及びデータ群を用いて、典型的な大型炉心の燃焼状態を対象として、安全評価上重要となる反応度（ドップラ反応度、ナトリウムボイド反応度等）の現状での予測精度を評価する。ここでドップラ反応度については、通常運転の温度条件に加え、過渡応答時の高温状態への外挿適用性を検討する。またナトリウムボイド反応度については、GEM採用等の設計動向も勘案して、その空間分布条件を設定する。 ニ. 炉心反応度予測精度の向上: ロ、で整備した積分データを用いて、安全評価上重要となる反応度の予測精度を向上させる方策を検討する。自己遮蔽因子を含む炉定数を積分データで調整する方法が有力である。					

【使用主要施設】

ANL-Idahoのゼロ出力物理炉 (ZPPR装置)
高速実験炉「常陽」
高速臨界実験装置FCA

【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
炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果を検討するために、一般化摂動論を用いて燃焼感度係数を計算するシステムを整備した。
- ロ. 精度評価関連データ群の整備
- (1) 高速炉で重要な核種の共分散の評価
昨年度に引き続き、高速炉で重要な核種の共分散を評価した。
- (2) 共分散処理システムの整備
ENDFフォーマットで格納された共分散データを処理して、エネルギー群構造の共分散データを作成するシステムを整備した。
- ハ. 炉心反応度の現状予測精度の評価
60万kWe級の高速炉を対象として、炉心の燃焼を考慮した反応度予測精度評価に着手した。
- ニ. 平成10年度から実施

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

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

【その他、今後の発展性等】

とくになし。

【研究成果】

イ. 精度評価関連コードシステムの整備

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

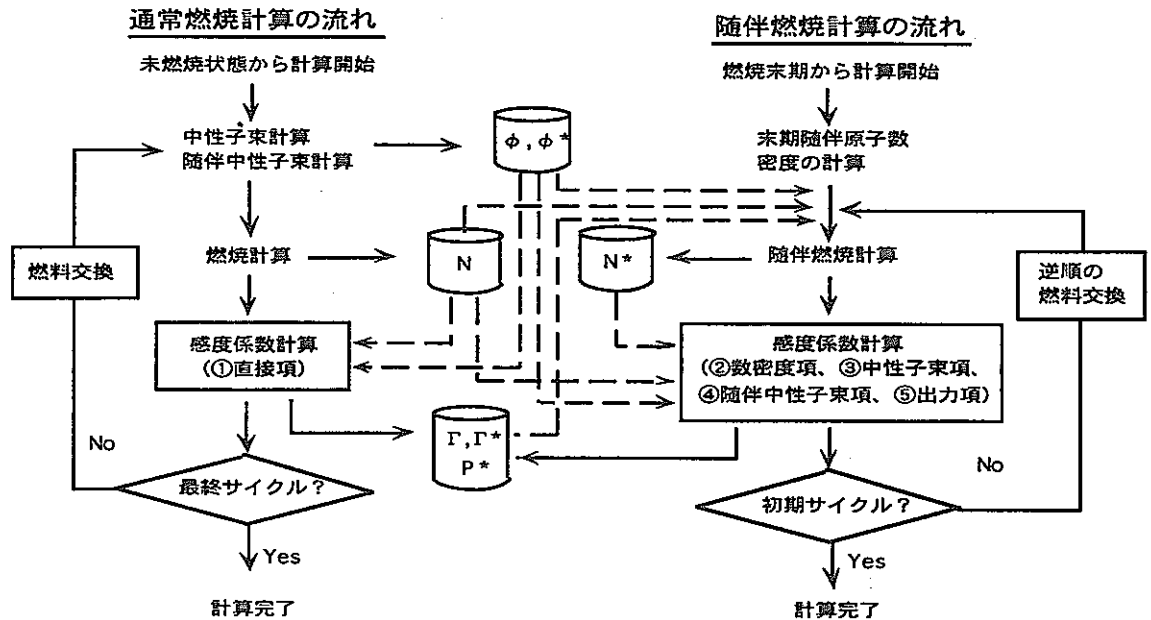


図1 燃焼特性に対する感度係数の解析フロー

ロ. 精度評価関連データ群の整備

(1) 精度評価用の微分データとして、JENDL-3.2の断面積誤差データ（共分散）の評価を行っている。これまでに、高速炉で重要な11核種（U-235、U-238、Pu-239～241、Na-23、Feなど）の共分散の暫定評価を実施（Ref.17）し、現在見直しを行っている。

(2) 上記研究で評価した共分散データはENDFフォーマットで整備されており、感度解析手法による精度評価及び炉定数調整による予測精度向上を行うためには、群構造フォーマットに変換する必要がある。このための共分散処理システムを米国のNJOYシステムのルーチンをもとに設計を行い基本機能を整備した。現在、本システムの検証及び共鳴領域取り扱いの拡張作業を行っている。（Ref. 19）

ハ. 炉心反応度の現状予測精度の評価

イ. で整備した燃焼感度解析コードシステムを用いて、60万kWe級FBR炉心の燃焼反応度損失、増殖比、制御棒値の燃焼感度係数を予備的に評価した。この結果、断面積変化が燃焼組成変化へ及ぼす影響を無視した場合に比べて、感度係数の正負符号が逆になることがあることが分かった。図2に示すように、炉心中心の制御棒値に対するU-238捕獲断面積の全感度係数は、燃焼組成変化への影響を無視した場合には負であるが、その影響を考慮すると正となる。この原因は、内側炉心のU-238が中性子捕獲によりPu-239に変換し、炉心中心での中性子束およびimportanceが燃焼とともに増加するするためである。このように、炉心の反応度予測は、燃焼に対してかなり敏感な場合があることが判明したので、今後、この影響を定量的に評価して行く必要がある。

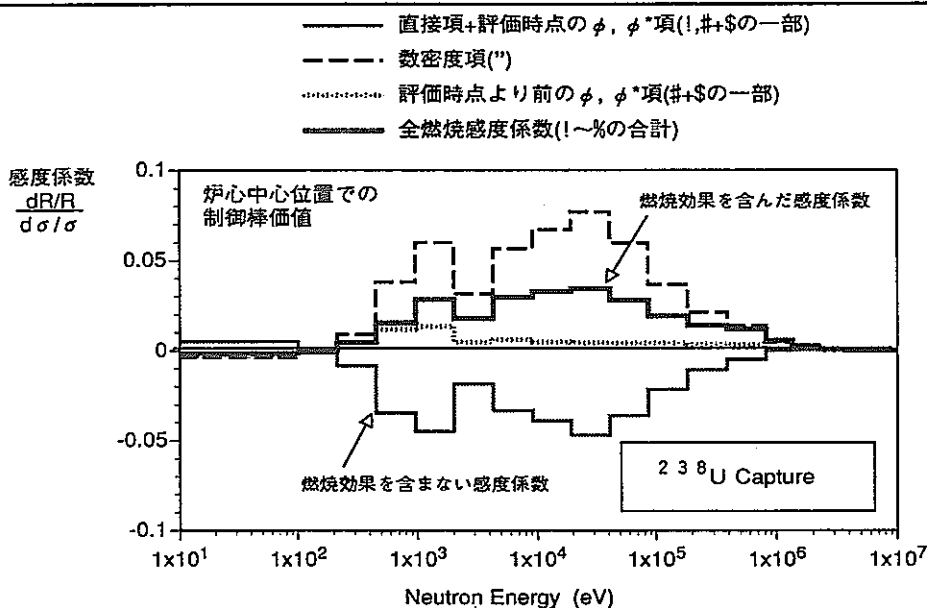


図2 燃焼効果を含んだ制御棒値の感度係数
(60万kWe級FBR炉心、炉心中心位置、第5cycle末期)

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

[平成8年度]

- (2) 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)
- (3) 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)
- (4) 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)
- (5) J.K.Fletcher: "The Development of A Preprocessor to Generate Monte Carlo Code Input for Fast Reactor Core Analysis," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)
- (6) P.J.Collins: "An Adjusted Cross Section Library for DFBR," PNC TN9410 97-034 (April. 1997)
- (7) 竹田他：「高速炉核特性の数値解析手法の改良 (II)」、PNC TJ9605 97-001、1997年3月
- (8) 杉野和輝、石川眞、斎藤正幸、佐藤若英、沼田一幸、三田敏男：「核設計データベースの整備 (VI) - JUPITER-II実験データ集-」PNC TN9450 96-052、1996年10月

[平成9年度]

- (9) 桧山一夫、杉野和輝：「高速炉核特性コード群のワークステーションへの移植」PNC TN9440 97-013、1997年8月
- (10) 杉野和輝、横山賢治、石川眞、佐藤若英、沼田一幸、岩井武彦：「核設計基本データベースの整備 (VII) - JUPITER実験解析の高度化-」、PNC TN9410 97-098、1997年11月
- (11) 石川眞、佐藤若英：「高速炉用核設計基本データベースの構築 (1) ~ (2)」、日本原子力学会1998年春の年会、G50~G51 (1998年3月)
- (12) 横山賢治、石川眞、佐藤若英：「JUPITER炉心と小型炉心の臨界性整合評価」、日本原子力学会1998年春の年会、G52 (1998年3月)
- (13) 杉野和輝、沼田一幸、石川眞：「JUPITER実験解析におけるU-238反応率評価の見直し」、日本原子力学会1998年春の年会、G53 (1998年3月)
- (14) S.N.Hunter: "Super-Phenix Benchmark used for Comparison of PNC and CEA Calculational Methods, and of JENDL-3.2 and CARNAVAL IV Nuclear Data," PNC TN9410 98-015 (Feb. 1998)
- (15) 竹田他：「高速炉核特性の数値解析手法の改良 (III)」、PNC TJ9605 98-001、1998年3月
- (16) 高野他：「汎用詳細炉定数の整備」、PNC TJ9500 98-002、1998年3月
- (17) 柴田他：「高速炉用共分散データの整備 (II)」、PNC TJ9660 98-001、1998年3月
- (18) 金子他：「核設計基本データの解析 (II)」、PNC TJ9500 98-001、1998年3月
- (19) 小迫他：「評価済核データファイルJENDL用共分散処理システムの整備 (II)」、PNC TJ9037、1998年3月

【発表予定】

なし。

【民間の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

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

【海外の研究の現状と動向】

1. 仏国CEA：JEF2.2を基にして、欧州及び米国の高速炉臨界実験データ及び実機運転データにより炉定数調整を行った新たな高速炉用核データライブラリERALIB1を開発中である。⁽¹⁾
2. 仏国CEA：高速炉臨界実験装置MASURCAを用いて、Pu燃焼炉心の核特性の予測精度を測定し、欧州解析システムECCO/BRANOS及びPNC解析システムを用いて解析を行い比較評価した。⁽²⁾
3. ロシアIPPE：MA核種の核データ精度を評価するために、高速炉臨界実験装置BFSを用いて、スペクトルインデックス・サンプル反応度値などの測定を行い、ABBN-90ライブラリを用いて解析評価した。ここでは、JENDL-3.2やENDF/B-VI、JEF-2.2との相互比較も行っている。⁽³⁾

【参考文献】

- (1) E. Fort, et al.: "Realization and Performance of the Adjusted Nuclear Data Library ERALIB1 for Calculating Fast Reactor Neutronics," Proc. of Int. Conf. on the Reactor Physics (PHYSOR 96), p. F-21 (Sep. 1996)
- (2) P. Smith, et al.: "The CIRANO Experimental Programme for Plutonium Burning Fast Reactor Physics," Proc. of Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97), p. 384 (Oct. 1997)
- (3) S.M. Bednyakov, et al.: "Verification of MA Neutron Data on the Fast Critical Assembly Experiments," Proc. of Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97), p. 800 (Oct. 1997)

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 炉心技術開発Gr [氏名] 庄野 彰 [連絡先] ㊟ 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141		O-arai Engineering Center Core Physics Research Group Akira Shono 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN		
キーワード key word	高燃焼炉心 high burnup core	Pu燃焼炉心 Pu burner core	マイナーアクチニド minor actinide	核データ nuclear data	核特性 nuclear characteristics
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : ①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) ③先進技術の研究開発のための協力協定(フランスCEA) 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) 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18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】 高速炉の燃焼計算におけるプルトニウム及びマイナーアクチニドの生成と消滅の予測精度の向上を図り、 高燃焼炉心及びプルトニウム・マイナーアクチニド燃焼炉心の炉心特性評価及び安全性評価に関する評価手 法を開発することにより、炉心・燃料設計手法の拡充整備を行う。					
【研究内容(概要)】 イ. 国内の加速器や「弥生」を用いて、マイナーアクチニド(MA)核種及び希土類核種等の断面積の測定・評 価を実施し、これら核データの精度向上を図る。 ロ. MA及びプルトニウム(Pu)燃焼炉心(MOX及び窒化物炉心)について、安全性に関する基本的な核特性を 把握し、データベースとしてまとめる。 なお、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。					
【使用主要施設】 イ. 東大高速中性子源炉「弥生」、京大炉鉛スペクトロメータ、東工大加速器、東北大加速器 ロ. CEA MASURCA					

【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Np-237, Am-241 及びAm-243の核分裂断面積測定結果を各核データライブラリーと比較評価を行った。また、東北大加速器を用いてMA核種の微分核分裂断面積の測定を行った。

(2) 共鳴エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

京都大学原子炉実験所の鉛スペクトロメータを用いて、中性子エネルギー0.1eV～10KeV領域におけるAm-241, Am-243, Am-242mの核分裂断面積を測定した。（平成8年度に終了）

(3) 高速エネルギー領域での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。（平成8年度に終了）

(4) 高速エネルギー領域でのMA核種捕獲断面積の測定評価

東京工業大学原子炉工学研究所の加速器を用いて、中性子エネルギー10～500KeV領域におけるNp-237核種の捕獲断面積の測定を行った。

(5) 高速エネルギー照射によるMA核種崩壊熱の測定評価

東大弥生炉を用いてMA核種（Np-237）の崩壊熱測定を行った。

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

MASURCA を用いたPu燃焼炉心の臨界実験に参加するとともに、解析を行い、Pu燃焼炉心の解析精度評価を行った。

(2) MA燃焼及びFP消滅炉心の核特性評価

高速炉によるMA燃焼及びFP消滅方法について検討を行った。FPピンは減速材付き燃料集合体に配置しブランケット及び遮蔽体領域に装荷した。

【今後の予定（平成10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核種及び長半減期FP核種の捕獲吸収断面積の測定評価を実施する。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、ドブラー係数等）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】

高速炉を用いた放射性廃棄物のゼロリリースサイクルを目指した概念検討に反映していく。

【研究成果】

イ. MA及びFPの核断面積の測定評価^{(14), (17), (18)}

(1) 高速エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

東北大の加速器を用い、高精度、高時間分解能を持つ測定系を開発し、10～100 keVにおける $Np-237$ の微分核分裂断面積の測定を行った。 $Np-237$ 核分裂断面積の測定誤差は3%であった。また、核データライブラリーJENDL-3.2の評価値と比較した結果、今回の実験値は9～30%小さい値を示すことが分かった。特にエネルギーが高い領域で相違が大きいことが分かった。

(2) 高速エネルギー領域でのMA核種の捕獲断面積の測定・評価

$Np-237$ について、中性子エネルギーがkeV領域における捕獲断面積の測定・評価を行った。測定は、Auの捕獲断面積を標準として相対測定とし、ペルトロン加速器を利用したナノ秒パルス中性子源及び大型コンプトン抑止型NaI(Tl)ガンマ線検出器を用いた中性子飛行時間で行った。その結果、入射中性子エネルギー10～500 keVの範囲で、 $Np-237$ の中性子捕獲断面積を誤差4%の精度で測定できた。また、今回の測定結果を、核データライブラリーJENDL-3.2の評価値と比較した結果、図1に示すように、今回のエネルギー範囲ではJENDL-3.2の評価値は、実験値と良く一致することが分かった。

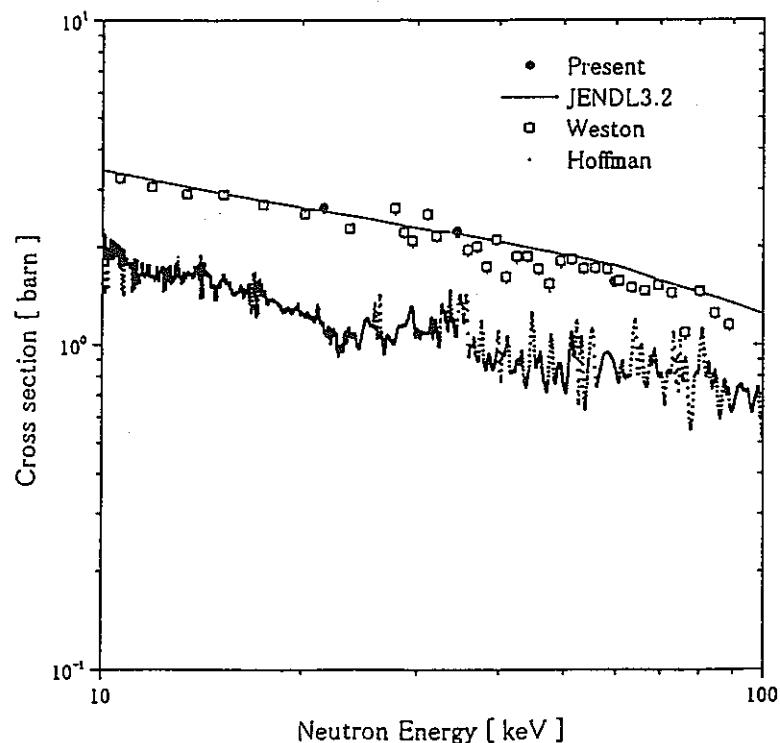


図1 $Np-237$ の中性子捕獲断面積測定結果とJENDL-3.2評価値との比較

ロ. Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価^{(1), (10), (11), (12), (13), (15), (16)}

(1) FP燃焼炉心の核特性評価

高速炉における長半減期核分裂生成物($Tc-99$ 及び $I-129$)の消滅特性、炉心特性の検

討を行った。消滅方法としては、60万kWe級高速炉炉心周囲に長半減期FPを含む減速材(ZrH_{1.7})入りターゲット集合体を装荷する方法を採用した。図2にFPピンの集合体内の配置を示す。FPピン及び減速材ピンの分散配置に加えて、Duplexペレットピン(Tc-99を中心に配置しその周りを減速材で囲んだもの)を採用した場合も検討した。解析はモンテカルロコードで行った。以下に主な結果を示す。

- ①Tc-99の消滅には5.6eVの共鳴ピークが重要な役割を果たしており、この共鳴ピーク位置での自己遮蔽効果が消滅特性を左右することがわかった。
- ②FP消滅炉心については、ブランケット領域に、Duplexペレット入りの集合体を装荷することにより、高いTc-99消滅率(約10%/年)が達成できることが分かった。(表1参照)
- ③年間当たり100万kWe級軽水炉2基分のTc-99およびI-129を消滅できる見通しを得た。
- ④炉心周囲にターゲット集合体を装荷することにより出力ピークが下がるとともに、Naボイド反応度も約15%低減できることが分かった。

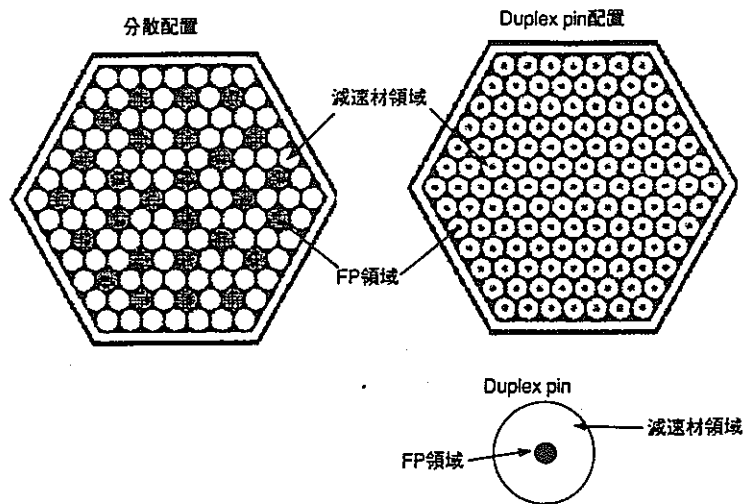


図2 FP消滅用減速材付き集合体の配置図

表1 各装荷法によるTc-99消滅特性比較

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

[平成8年度]

- (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
- [平成9年度]
- (10) N. Higano and T. Wakabayashi, "Feasibility study on the Transmutation of long lived fission products", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, Global 197, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).
- (11) T. Wakabayashi and N. Higano, "Study on MA and FP Transmutation in Fast Reactor", Proceedings of the Second International Symposium GENES-2, 29 Oct. -1 Nov., 1996, Tsuruga, Japan.
- (12) S. N. Hunter, "A 600MW(e) Fast Reactor optimized for Pu burning with a range of Pu vectors", 日本原子力学会1997年秋の大会, F77(1997)
- (13) P. Smith(AEA), S. Ohki, et al, "The CIRANO Experimental Programme for Plutonium Burning Fast Reactor Physics", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, Global 197, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).
- (14) S. Ohki et al., "Measurement of Fission Cross Sections of Minor Actinides at YAYOI Reactor", Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, Global 197, 5-10 Oct. 1997, Yokohama (Japan).
- (15) S. N. Hunter, "Super-Phenix Benchmark used for Comparison of PNC and CEA Computational Methods, and of JENDL-3.2 and CARNAVAL IV Nuclear Data", PNC TN9410 98-015, March 1998.
- (16) S. N. Hunter, "Fast Reactor Computational Route for Pu Burning Core Design", PNC TN9460 98-001, March 1998.
- (17) 平川、「MA核種の高速中性子核分裂断面積の測定」、PNC TJ9601 98-002、1998年3月
- (18) 井頭、「Np-237の中性子捕獲断面積測定」、PNC TJ9607 98-001、1998年3月
Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (16-20, Sep., 1996).

【発表予定】
とくになし。

【民間の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

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

【海外の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

- (1) M. Delpech et al., "Review of Systems for Plutonium Utilization", Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL'97), Oct. 5-10, 1997, Yokohama, Japan, (1997).
- (2) J. Tommasi et al., "Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors", Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL'97), Oct. 5-10, 1997, Yokohama, Japan, (1997).

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 大洗工学センター システム技術開発部 燃料材料技術開発グループ (氏名) 浅賀 健男 (連絡先) ㊦311-1393茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎ 029-267-4141	Oarai Engineering Center, System Engineering Technology Division, Nuclear Fuel Research Group ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi- Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-1393 81-29-267-4141		
キーワード key word	集合体設計 subassembly design	スエリング swelling	照射効果 irradiation effect	バンドルーダクト相互作用 Bundle-Duct-Interaction
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： ・FBR燃料材料開発(米国エネルギー省) 昭和60年11月～平成9年3月 ・高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価(九州大学) 平成8・9・10年度 ・オーステナイト鋼におけるイオン照射による析出物の照射安定性評価(九州大学) 平成8・9年度 ・オーステナイト鋼のイオン照射によるスエリング解析(京都大学) 平成8・9年度			
主要レポート名等	(1)小野瀬庄二ら、PNC316鋼の温度低下材料照射試験によるスエリング挙動評価、日本原子力学会1997秋の大会、L39 (2)N. Akasaka et. al., Effects of Temperature Change on Void Swelling in P, Ti-Modified 316 Stainless Steel, 8th International Conference on Fusion Reactor Materials, Sendai, October 1997, Proceedings P.276 総数 16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】				
定常条件下における燃料要素の破損限界及び集合体の寿命限界について、国内外の炉内照射及び炉外実験データを基に解明し、高速増殖炉燃料の安全評価指針、基準類の整備に資する。				
【研究内容(概要)】				
イ. 実証炉タイプの燃料を含む多様な燃料要素の定常運転時における照射実験(破損に至る限界照射を含む)を「常陽」にて実施し、変形解析等を通して、破損限界を支配する因子の評価及び燃料仕様パラメータの破損裕度への影響を明らかにする。 ロ. 照射済燃料要素から採取した被覆管を用いた炉外実験を行い、高燃焼条件下での機械的強度及び延性等に及ぼす照射効果を明らかにする。 ハ. 炉心材料の照射試験により、高照射量までの材料のスエリング特性を評価する。 ニ. イ.～ハ.に基づき、燃料要素及び集合体の破損限界、寿命限界とその支配因子を再評価し、安全評価指針、基準類の整備に資する。 なお、上記研究項目のうち、イ.については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。				
【使用主要施設】				
「常陽」、照射燃料集合体試験施設(FMF)、照射材料試験施設(MMF)、照射燃料試験施設(AGF)				

【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の解明および評価に反映する。
- ロ、被覆管強度特性に及ぼす照射効果を明らかにし、燃料要素の破損限界の評価に反映する。
- ハ、高照射量までの材料スエリング特性を解明し、得られた成果を燃料要素および集合体の変形解析に適用し、集合体の寿命評価に反映する。
- ニ、照射挙動評価結果をもとに燃料要素の破損限界の評価精度の向上を図るとともに、破損裕度の評価に資する。
また、炉外試験および照射試験によって集合体変形挙動を解明するとともに解析コードの整備を行い、ハの成果も加えた集合体の寿命評価に反映する。

【進捗状況】

- イ、高燃焼度燃料挙動の解明を目的に、「常陽」で照射した燃料要素を対象とした照射後試験を継続している。具体的には、燃料スエリング挙動解明の一環として、燃料ペレット内部での核分裂生成物の分布挙動の評価を行っている。
- ロ、米国のFFTF炉で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の輸送に続き、照射後試験による強度特性評価に着手した。
- ハ、「常陽」で照射したSUS316相当ステンレス鋼被覆管の照射後試験を継続するとともに、高速中性子照射にともなうスエリング発生挙動の評価を行った。
米国FFTF炉で照射した被覆管試料の照射後試験も継続して行った。
- ニ、集合体の寿命限界に関連し、高燃焼度を模擬した炉外燃料ピン束（バンドル）圧縮試験およびバンドルダクト間機械的相互作用（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、炉外試験条件に対する解析および比較検討を行った。

【今後の予定（平成10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。
- ロ、米国FFTF炉および「常陽」で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の炉外実験を行い、高燃焼度条件における機械的強度及び延性に及ぼす照射効果の解明に必要な試験データを取得する。
- ハ、高照射量までの材料スエリング挙動を解明するための試験および評価を継続して行う。
- ニ、燃料要素の破損限界および集合体の寿命限界を評価するために必要な試験および評価を継続して行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

ハ. SUS316相当ステンレス鋼被覆管のスエリング挙動評価^{(1) (2)}

高速炉燃料集合体では、現状、炉心材料として用いられるオーステナイト系ステンレス鋼のボイドスエリングによる寸法形状変化が主要な寿命制限因子のひとつになっている。実機使用環境では、炉の起動/停止、燃料集合体の出力低下等にもなう温度条件の変動がスエリング挙動に影響する可能性がある。被覆管スエリング挙動解明の一環として、照射途中でステップ状に温度低下させた材料照射試験を行い、照射温度の低下がスエリング挙動に及ぼす影響を評価した。

SUS316相当ステンレス鋼 (PNC316) 試料について、材料照射リグを使用して $10.4 \sim 15.8 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) まで照射した。443 °C・482 °C・592 °Cの一定温度で4 サイクル照射した試料 (試料 a・試料 b・試料 c)、592 °Cで3 サイクル照射した後に443 °Cで1 サイクル照射した試料 (試料 d)、482 °Cで3 サイクル照射した後に443 °Cで1 サイクル照射した試料 (試料 e) がある。

試料はサイクル毎に中間検査 (照射後試験) を行い、試験データを取得した。試料の透過型電子顕微鏡観察を行った結果、一定温度で照射した試料 a・試料 b・試料 c には、ボイドの発生は認められなかった。一方、試料 d は2.14%・試料 e は0.16%のスエリングを示し、温度低下させた試料においてボイド形成の促進が認められた。

マトリックス中の元素分析・析出物形態・転位組織の詳細観察を行った結果、温度低下させたことによって照射誘起偏析挙動、点欠陥過飽和度および点欠陥消失挙動が変化し、ボイド形成を促進すると推定された。

ニ. 高燃焼度を模擬した燃料ピン束-ダクト相互作用の炉外試験^{(3) (4) (5) (6) (7) (8)}

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

炉外試験では、燃料ピン本数が169本 (バンドルA) と217本 (バンドルB) の大型バンドルを製作し、六角ダクトを模擬した6枚の板で圧縮する (圧縮量を増やす) ことによってBDI発生を模擬した。また、高エネルギーX線による断層画像 (図1) および圧縮板内面に塗布した塗料を利用し、ピン-ダクト間距離、ピン-ダクト接触の有無、ピン-ダクト接触状況に関する試験データを取得した。さらに、試験パラメータとしては、ワイヤピッチ (150mmと307mm) と圧縮板形状 (平板と凹型板) を設定した。

炉外試験の結果、ピン-ダクト接触が発生する圧縮量は、ワイヤピッチの短いバンドルの方がより大きくなっており、ワイヤピッチの短いバンドルの燃料ピン外径を炉外試験後に測定したところ異方変形 (偏平化) が生じていた。これらの現象は、ワイヤピッチの短いバンドルの方が湾曲剛性が大きく、ワイヤを介しての接触荷重による被覆管の偏平化が顕著になってピン-ダクト接触発生時期を遅らせていることを示唆する。また、ダクトの照射クリープ変形を模擬した凹型板を使用した場合の方がより大きな圧縮量でピン-ダクト接触が発生し (図2)、照射クリープによるダクト変形がBDIの緩和に効果的であることがわかった。

炉外バンドル圧縮試験によるピン-ダクト間距離の変化挙動と被覆管偏平化量について、バンドル変形挙動解析コードBAMBOOによる解析結果との比較検討を行った。その結果、ピン-ダクト間距離の解析結果は、試験結果 $\pm 0.2 \text{ mm}$ の範囲内で一致し、BDI量 (圧縮量をワイヤ径で規格化した値: 圧縮量/ワイヤ径) の増加とともにピン-ダクト間距離が減少していく様子が適切に解析できることを確認できた (図3)。また、被覆管偏平化量についても、解析結果は試験結果と $\pm 0.05 \text{ mm}$ の範囲内で一致した。これらの比較検討結果により、BAMBOOコードは炉外試験におけるバンドル変形を適切に解析できることが確認できた。

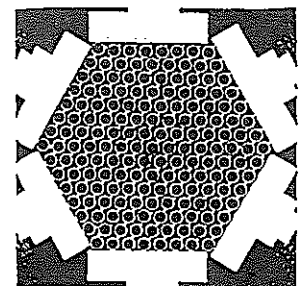


図1 X線CT画像

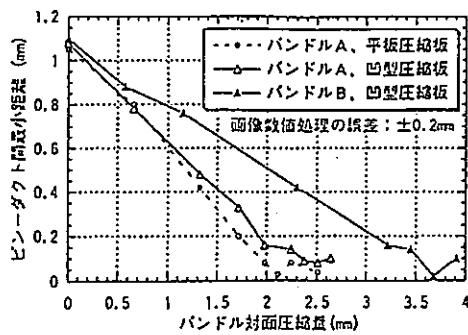


図2 圧縮量の増加にともなうピン-ダクト間距離の減少

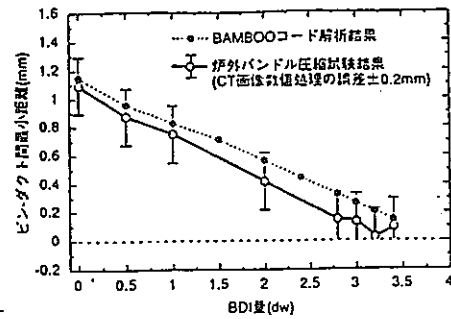


図3 バンドルーダクト間距離とBDI量との関係 (バンドルB) (凹型圧縮板)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)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、E 33
- (4)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、L 7
- (5)水野朋保ら、高速炉燃料集合体バンドル変形挙動の評価(II) (炉外バンドル圧縮試験における模擬燃料ピン変位の評価)、日本原子力学会1998春の大会、K 31
- (6)上羽智之ら、高速炉燃料集合体バンドル変形挙動の評価(III) (燃料ピンバンドル変形解析コード "BAMBOO" による解析)、日本原子力学会1998春の大会、K 32
- (7)上羽智之ら、高速炉燃料ピン束解析コード "BAMBOO" によるバンドル変形解析、PNC TN9410 97-067、1997年7月
- (8)上羽智之ら、高速炉燃料集合体バンドルCT画像数値処理システムの開発、PNC TN9410 97-078、1997年8月
- (9)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
- (10)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
- (11)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
- (12)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
- (13)室賀健夫ら、照射損傷素過程モデルの開発(I) -材料のマイクロ組織変化とスエリングに及ぼすニオブと溶体化処理温度の効果の検討-、PNC TJ9606 97-002、1997年2月
- (14)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)
- (15)佐藤勇ら、高燃焼度燃料内の固体F Pの挙動評価-先行基礎工学分野に関する平成8年度報告書 (中間報告)、PNC TY9606 97-001、1997年7月
- (16)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、L 8

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

原電では、現在予測されている改良オーステナイト鋼のスエリング特性に基づき、実証炉の燃料設計検討を実施している。その結果、定常照射時における燃料の健全性限界・使用限界を決定する挙動は炉心材料のスエリングによるラップ管のふくれおよびBDI (Bundle Duct Interaction、燃料ピン束-ラップ管機械的相互作用) であると評価されている。この結果は、炉心材料のスエリング特性評価およびBDI 挙動評価が重要であることを示している。

【参考文献】

(平成8年度および9年度に公開された関連文献は、ない。)

【海外の研究の現状と動向】

入手した情報の範囲では、平成8年度および9年度に、海外における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

【参考文献】

(平成8年度および9年度に公開された関連文献は、ない。)

研究分野	高速増殖炉				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				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
	Study on Radioactive Materials Behaviour and Reduction				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 ～ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	敦賀本部国際技術センタープラント機器技術開発Gr.	International Cooperation and Technology Development Center		
	[氏名]	渡士 克巳	Watashi Katsumi		
	[連絡先]	〒 919-1279 ☎ 0770-39-1031 福井県敦賀市白木 2-1 高速増殖炉 もんじゅ建設所		Monju Construction Office 2-1, Shiraki Tsuruga Fukui	
キーワード Key word	放射性腐食生成物	トリチウム	核分裂生成物	被ばく低減	
	corrosion product	tritium	fission product	radiation dose reduction	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
<p>主要レポート名称 等</p> <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報告書), pp4-29~4-31, 1996年9月</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) 総数 5件</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)等の放射性線源の挙動評価法の高度化を図るとともに、抑制技術を開発し、保守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うとともに、「もんじゅ」体系への適用のための改良整備を行なう。</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集等の要素技術の開発を行い、CP、トリチウム、FPの抑制技術の適切化を図る。要素技術としては、CP抑制として、(1)被覆管材料の最適化(組織、加工度)による溶出量低減、(2)CPトラップ(ゲッター、磁気フィルタ)による除去、トリチウムの抑制として、(3)2次系コールドトラップ再生、(4)ベント型制御棒トリチウムホールドアップ機構、FPの抑制として、(5)セシウムトラップ(非晶質カーボン)による除去のそれぞれについて研究開発を行なう。</p>					

【使用主要施設】

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 MWth
 高速実験炉「常陽」：同上型式 100 MWth

【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。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、第11回定期検査時CP測定結果と評価報告書の作成を行った[4]。また、これまでに得られた成果に基づき、軽水炉と高速炉のCP挙動の比較検討と評価を行い報告した（原子力学会：「核融合炉工学と核分裂炉工学の共通技術」[5]）。(2)「もんじゅ」におけるCP挙動/線量率計算(解析コード：PSYCHE/QAD-CG-GP2)と結果の可視化までを統合的に行う、高速炉保守点検時線量率予測システム(DORE)のプロトタイプ構築を完了した。(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につきトリチウム放出量と分布挙動の調査と評価を実施した（平成8年度終了）。(4)高速炉におけるトリチウム挙動評価手法と管理技術を確立するため、「もんじゅ」性能試験時トリチウム分布測定データによる解析コード(TTT)の検証とMONJU/PHENIXベンチマークテスト、最新データに基づく「もんじゅ」トリチウムゾースターム再評価、及びトリチウム管理検討の作業を進めた。
- ロ. 燃料破損時FP挙動評価法の開発：研究課題「燃料破損時の運転法最適化に関する研究」でまとめて記載する。
- ハ. 線源抑制技術の開発：(1)「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造計画の検討を行った（平成8年度終了）。(2)次年度より実施予定の保守時被ばく低減のための、「もんじゅ」へのCPトラップ適用及び54Mnの被覆管からの拡散溶出低減化研究の計画について検討を進めた。

【今後の予定（平成10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」MK-III移行の冷却系改造時に交換・取出されるIHXに蓄積したCPの測定や性状分析を行い、大型機器廃棄物の保管、処理、並びに解析コードの検証に関する基礎データを取得する(H10～11)。また、高速炉保守点検時線量率予測システム(DORE)により、「もんじゅ」性能試験時CP挙動評価と運転再開時の事前評価及び線量率可視化ライブラリの拡充と高精度化を進めると共に、今後の研究開発とプラント管理業務への適用のなかで必要に応じ、システムの改良整備を進める(H10～12)。(2)「もんじゅ」性能試験時データによるコード検証とプラント初期における挙動解析評価結果についてまとめると共に、運転再開時の事前評価とトリチウム管理の確立に向け検討を進め、安全総点検と対策に資する。(3)CP、トリチウム挙動解析コードに関するMONJU/PHENIXベンチマークテストを進める。
- 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解析手法の「もんじゅ」体系への適用化を図る(H11～12)。
- ハ. 線源抑制技術の開発：(1)「もんじゅ」CPトラップ適用化概念検討を行い、実用化開発計画を立案する。また、ステンレス鋼からのMn元素の拡散溶出は54Mn（放射性）と55Mn（安定）の総量に依存するので、55Mn組成の低い被覆管材料から54Mnの拡散溶出が抑制される可能性につき検討する(H10～12)。(2)「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造を進めるとともに、オンライントリチウム計の導入に関し検討する。また、2次系CT保守（トリチウム処理）技術の検討、及び燃料、制御棒からの放出抑制に関し検討する(H11～12)。(3)「常陽」におけるセシウムトラップ運転試験などを行い、「もんじゅ」への導入について検討を進める(H10～12)。

【その他、今後の発展性等】

- (1) 高速炉保守点検時線量率予測システムは高速炉に限定されることなく、原子力プラントの線源と線量率分布を予測、評価を必要とする分野、例えば「ふげん」のデコミッション時の研究開発や管理作業などに適用可能と考えられる。
- (2) 液体金属系におけるトリチウム分析と測定手法、挙動評価手法（解析コード類）、制御技術、及びこれらから得られる知見は、核融合炉分野にも適用可能と考えられる。

【研究成果】

(イ) 高速炉におけるCP挙動評価

高速実験炉「常陽」第11回定期検査時（原子炉積算出力：171GWd=4.7efpy）の1次冷却系配管・機器のCP測定結果と評価をまとめ報告書を作成し提出した。[4]

また、「常陽」における第10回定期検査時測定データのCP挙動解析コード（PSYCHE）による解析結果と海外炉からの情報、及び「もんじゅ」事前評価結果により、高速炉におけるCP挙動について軽水炉との比較も含め検討した。冷却系統内を汚染するCPの優勢核種は、軽水炉では ^{60}Co 、高速炉では ^{54}Mn と異なるが、管壁付着密度の飽和レベルは両者で概ね同程度で、 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ のオーダーと考えられる。また、挙動解析コードによる「常陽」と高速増殖原型炉「もんじゅ」の計算結果の比較検討から、ナトリウム中のCP濃度はプラントスケールの影響を余り受けないため管壁付着密度はほぼ同程度であり、「もんじゅ」での配管部の線量率は「常陽」の約2倍程度に止まるものと推定された。[5]

(ロ) 高速炉保守点検時線量率予測システムの構築

前年度の機能設計に引続き、本年度においてプログラムの作成とシステムの統合化を行い、図1に示す「もんじゅ」を対象にしたプロトタイプ構築を完了した。本システムは高速炉1次冷却系での管壁付着CPの線源分布を計算するためのCP挙動解析コード（PSYCHE）とガンマ線及び中性子遮蔽計算コード（QAD-CGGP2）を組合せ、それらの計算結果を用いて1次冷却系室の線量マップを可視化して示すためのものである。これにより、PSYCHE、QAD-CGGP2コードのユーザインターフェースの改良による使い勝手の向上、QAD-CGGP2コードの入力データのCADによる作成と表示、PSYCHE/QAD-CGGP2計算結果の可視化によるプラントデータ解析評価作業と被ばく管理計画業務の容易化と効率化が可能となった。また、ネットワーク上に構築されたワークステーションやPCの環境において、Webの技術によるインターネット/イントラネット環境への適応性を高め、これまでに開発された解析評価手法の技術継承を容易としプラント現場での利用性向上を進めた。

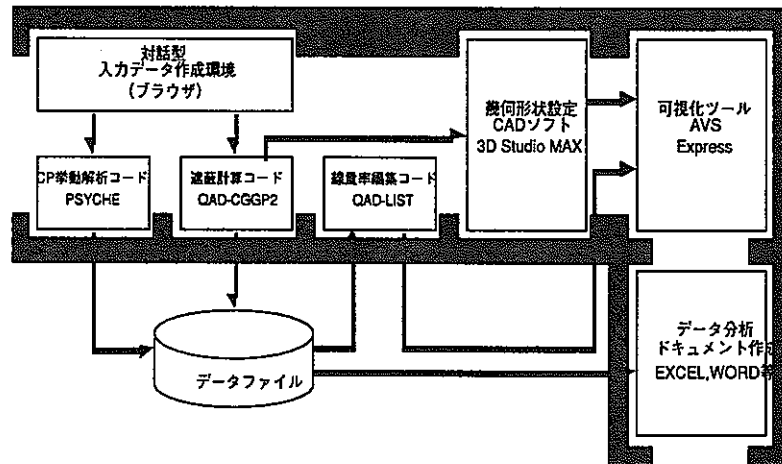


図1 高速炉保守点検時線量率予測システムの機能構成と処理の流れ

(ハ) 「もんじゅ」におけるトリチウム挙動解析コード整備と管理方法の検討

H7年度実施の「もんじゅ」性能試験時（出力40～45%）の系統内トリチウム濃度分布測定結果を用いて、高速炉トリチウム挙動解析コード（TTT）の検証を行うと共に、日欧協力による解析コードのMONJU/PHENIXベンチマークテストを進めた。TTTコードによる計算値と「もんじゅ」濃度分布実測値の合致性は、冷却材とカバーがス中トリチウム濃度分布についてそれぞれC/E=1及び2前後を得ることが出来、概ね満足な結果と考えられる。なお、PHENIXの長期運転後のデータの本コードによる解析でも「もんじゅ」の場合とほぼ同等の結果を得ている。また、「もんじゅ」におけるトリチウムの炉心での生成と放出源について、ORIGEN-2核ライブラリデータに採用されているトリチウム生成の燃料3核分裂収率と制御棒ボロン吸収材における高速中性子反応断面積を用い、また生成トリチウムの燃料からの全量放出モデルとB4Cペレットからの熱拡散放出モデルを用いて、再評価を進めた。更に、「もんじゅ」運転におけるトリチウム管理（被ばく管理、区域管理、廃棄物管理）の検討を進めた。今後、これら評価と検討結果により、「もんじゅ」運転におけるトリチウム管理方法の確立を図ってゆく予定である。

【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食生成物挙動の高精度測定法の開発」,
PNC TN9410 96-233, 1996年10月
- [3] 青山卓史等, 「高速実験炉「常陽」における計測技術」, PNC TN9420 96-058, 1996年10月
- [4] 青山卓史等, 「高速実験炉「常陽」における放射性物質の付着分布（第11回定期検査時の測定と評価）」,
PNC TN9410 98-004, 1997年12月
- [5] 飯沢克幸, 「核分裂炉における放射化生成物の問題」, PNC TN2412 97-001, 1997年3月

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

なし

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

- (1) 米国の動向：'90年代初頭まで試験ループ、EBR-II、FFTFにより、CP挙動評価とトラップ開発、セシウムトラップ開発、トリチウム挙動評価が実施された[1]。FFTF 1次冷却系配管機器管壁CPビルドアップは最大600mR/h(コールドレグ)までに達し、核種はほとんど ^{54}Mn であった。ディンプルをつけたニッケル薄板をロールしたCPトラップ(燃料集合体組込方式)の炉内試験をEBR-II(6体設置)、FFTF(3サイクル照射)において実施し、流動と安全性の観点から問題の無いこと及び ^{54}Mn 除去効果が確認された。ガラス状態カーボン(RVC)を捕獲材に用いたセシウムトラップ試験を、EBR-II及びFFTF(1984~1989年)にかけ燃料破損を経験)において実施し ^{134}Cs 、 ^{137}Cs の除去効果とプラントでの実用性につき確認された。
- (2) 欧州の動向：日欧協力に基づきナトリウム技術で主として仏国(Cadarache原子力研究所、PhenixとSuperphenix)の情報を得ている[2]。Phenix、Superphenixでのトリチウム挙動につき測定と解析コード(KUTIM)による評価が行われて来ている。Phenixでの炉心からのトリチウム放出率評価値を出力当たりでもんじゅ設計評価値と比べると1/14でかなり小さいことが特徴的であるが、この原因については現在検討中である。また、コールドトラップに蓄積したトリチウム廃棄物処理のため、ニッケル膜を用いた拡散法によるトリチウムのナトリウム中からの分離技術の研究開発が行われている。その他、IHXとポンプの保守点検時のCPビルドアップの測定と解析コードによる評価、及び除染法の研究開発とプラントでの実用性確認が行われて来ている。

【参考文献】

- [1] W.F. Brehm, "Transport of radioactive material in liquid sodium", Proceeding of Liquid Metal Systems: Material Behaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems 2, Plenum Press, ISBN 0-306-45069-0, pp1-8(1995)
- [2] 舟田敏雄等, "EJCC第2回ナトリウム技術に関する専門家会議報告", PNC PE0063 97-002 & PNC PE0064 97-002, 平成9年7月

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		■前年次計画より継続 □現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕ナトリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学Gr Structure Safety Engineering Gr., Sodium and Safety Engineering Division 〔氏名〕青砥 紀身 (Aoto Kazumi) 〔連絡先〕☎311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 大洗工学センター OEC, JNC, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi Ibaraki-gun Ibaraki-pref., Japan ☎029-267-4141				
キーワード	構造材料	寿命評価	微視的損傷	クリープ	非破壊検査
key word	structural material	life prediction	microscopic damage	creep	nondestructive examination
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : ①振動・き裂発生・進展モニタリングに関する基礎研究 (東京大学) ②損傷組織の定量化技術の研究 (東北大学、金材技研) 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) 澤田浩太他、「改良9Cr-1Mo 鋼のクリープ変形中の組織変化と寿命評価」、鉄と鋼 83巻、P54 (1997) 総数14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】 高速増殖炉の機器・配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び評価法の整備を図る。					
【研究内容 (概要)】 イ. データベースの整備・拡充 高速増殖炉機器・配管の主要構造材料であるSUS304鋼及びSUS316FR鋼、並びに蒸気発生器用候補材料である21/4Cr-1Mo鋼、SUS321鋼及び改良9Cr-1Mo鋼について、材料の経年化及び寿命予測の観点から材料データの整備・拡充を行う。 ロ. 評価手法の整備 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。					
【使用主要施設】 [大気中材料試験装置] 負荷容量: 5～10ton、最高使用温度: 800℃、[構造物強度確性試験施設] 高温ループ: 450～650℃、低温ループ: 250～450℃、最大熱過度幅: 400℃、最大熱過速度: 40℃/sec 、[走査型電子顕微鏡] 電子銃 LaB6、加速電圧 30kV、[透過電子顕微鏡] 電子銃 電界放射型、加速電圧 200kV、[微小高度計] 三角錐圧子、最小荷重0.01gf					

【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、及び「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

- ・Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ変形組織観察を行い、損傷評価に有効と考えられる金属組織因子の変化データを取得した。
- ・熱過渡荷負荷を受けた構造物及び316FR 溶接金属の長時間クリープに関して、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（平成8年度に終了）。

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

- ・マルテンサイト・ラス幅という金属組織因子に着目し、クリープ変形の進行に伴う変化量を調べることに より、クリープ強度との関係性を評価した。
- ・316FR の溶接金属での組織変化を定量化するため、透過型電子顕微鏡を用いた多点分析法を用い、析出物を定量化する手法を検討した。

(2) 損傷計測技術の開発

- ・熱過渡負荷を受けた構造物の表面近傍におけるき裂初生現象を、微小硬さの変化量で捉える検討を開始した。
- ・機器のき裂進展を捉えるため、レーザー超音波技術による非破壊検出方法の開発に着手した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. データベースの整備・拡充

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

ロ. 評価手法の整備

- ・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。
- ・熱過渡負荷による構造物の損傷状態を破壊・非破壊的に検出する方法を整備する。

【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

経年劣化を含む構造材料の損傷予測を精緻にするため、対象となる損傷組織ミクロ観察データに基づき損傷指標となり得る金属組織因子の抽出を行う。高速炉構造材料にとって最も重要なクリープ疲労損傷過程評価に資するため、比較的単純な時間依存損傷であるクリープ損傷過程に関し、有効な金属組織因子の検討を行った。具体的には、Mod.9Cr-1Mo 鋼母材の途中中断クリープ試験を行い、クリープ変形後の金属組織観察によりクリープひずみ量に対応したマルテンサイト・ラス幅の変化データを取得した[1,12,13]。マルテンサイト・ラスとは、Mod.9Cr-1Mo 鋼に一般に見られる細長い板状の結晶組織である(図1参照)。その境界(図中矢印1)は転位で形成されているため、高温負荷を受けると移動や消滅を起こすと考えられる。

また、316FR の溶接金属に関して、長時間クリープ破断材の組織観察から、 σ 相と母相との界面にき裂が発生・伝播する様子が観察され、クリープ破断延性の低下は異相界面破壊の増加と対応していた[7]。

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

Mod.9Cr-1Mo 鋼のクリープ損傷を定量化するための金属組織因子としてマルテンサイト・ラス幅(ラス組織の境界幅)を検討した。ラス幅はクリープ変形の進行と共に増加し、クリープひずみとの間で直線関係が認められることがわかった(図2参照)。この結果は、クリープ損傷を定量化する指標としてマルテンサイト・ラス幅が有効であることを示す[1]。

(2) 損傷計測技術の開発

熱過渡荷負荷を受けた構造物の表面近傍における微小き裂の発生を推定するため、微小硬さ計測による硬さ等の特性値変化を調べた。その結果、き裂に沿った結晶粒界の硬さ値や弾性変形に関係する特性値の変化から、き裂初生前の粒界近傍のひずみの集中とき裂初生によるひずみの解放の様相が推定できる見通しが得られた。

また、機器のき裂進展を捉えるため、非接触で非破壊的に計測する方法としてレーザー超音波の適用を検討した。レーザー超音波の要素技術である、パルスレーザー照射による非接触弾性波発生とレーザー干渉法による非接触超音波検出について、検討を行い、各要素技術の基本特性を明らかにした[14]。



図1 Mod.9Cr-1Mo鋼の組織の透過型電子顕微鏡観察例

※図中の矢印で示したラス幅は0.8 μm

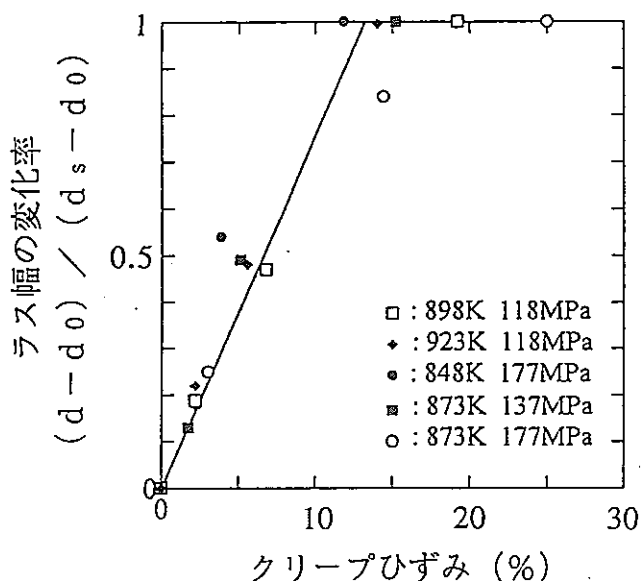


図2 ラス幅の変化率とクリープひずみとの関係[1]
※ $(d-d_0)/(d_s-d_0)$

d : 任意クリープひずみにおけるラス幅
d₀ : 初期ラス幅
d_s : 破断時点のラス幅

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 阪本善彦他、「バルクハウゼンノイズ法を用いたSUS304のNa接液面フェライト層の検出」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P36、(1996)
- (3) 川崎弘嗣、「高周波超音波による粒界キャビティの検出」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P46、(1996)
- (4) 本郷宏通他、「316FR 鋼厚板溶接部のクリープ変形と破断挙動」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P139、(1996)
- (5) 渡部隆他、「2.25Cr-1Mo鋼厚板における溶接金属部の組織とクリープ破断特性」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P144、(1996)
- (6) 和田雄作他、「熱応力下での溶接構造物のクリープ疲労強度評価」、第34回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P154、(1996)
- (7) 阪本善彦他、「マイクロ損傷の非破壊検出法の開発ーバルクハウゼンノイズ法によるフェライト量検出試験ー」、PNC TN9410 96-287(1996)
- (8) 川崎弘嗣、「マイクロ損傷の非破壊検出法の開発ー超音波検出システムによるクリープ疲労損傷検出試験ー」、PNC TN9410 96-288(1996)
- (9) 庄子哲雄他、「電気化学的非破壊検出法を用いたクリープ疲労累積損傷の評価法に関する研究」、PNC TJ 9601 96-024(1996) 他
- (10) 本郷宏通他、「低炭素・中窒素型316 鋼溶接金属のクリープ挙動」、第35回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P164、(1997)
- (11) 山崎政義他、「304 ステンレス鋼溶接部のクリープ特性の局所的変動」、第35回高温強度シンポジウム予稿集、材料学会、P169、(1997)
- (12) 澤田浩太他、「Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ寿命評価に関する研究(その1)」、PNC TN9410 97-035(1997)
- (13) 澤田浩太他、「Mod. 9Cr-1Mo 鋼のクリープ寿命評価に関する研究(その2)」、PNC TN9410 98-018(1998)
- (14) 岸輝雄他、「振動・き裂発生・進展モニタリングに関する基礎研究」、PNC TJ9602 97-001(1997)

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

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

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

【参考文献】

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

【海外の研究の現状と動向】

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

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

【参考文献】

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

研究分野	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)	L B B 評価手法に関する研究 Study on Evaluation Methods of Leak Before Break		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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No)	[所属] ナリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学Gr Structure Safety Engineering Gr., Sodium and Safety Engineering Division [氏名] 青砥 紀身 (Aoto Kazumi) [連絡先] ☎311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 大洗工学センター OEC, JNC, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi Ibaraki-gun ☎029-267-4141 Ibaraki-pref., Japan				
キーワード	き裂進展	初期欠陥	き裂発生	き裂開口面積	漏洩検出
key word	Crack growth	Initial defect	Crack initiation	Crack opening area	Leak detection
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 日欧高速炉協定に基づく構造健全性に関する情報交換 (仏CEA/サクレ研究所) 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)S. Hasebe et al, Microstructure degradation in stainless steel weld metals due to thermal and mechanical histories, MSRI, vol.3 (1997) 178. (2)T. Asayama et al, Prediction of long-term creep-fatigue life of stainless steel weldment based on microstructure degradation, MSRI, vol.3 (1997) 171. 総数 3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L B B (破断前漏洩) 概念の明確化を図る。					
【研究内容 (概要)】 イ. 初期欠陥の評価 軽水炉での実績を参考としながら、特に突き合わせ溶接部を対象に、初期欠陥を安全側に包絡して評価する統計的な手法の整備を図る。 ロ. 評価対象部位選定法の検討 評価対象部位を選定する客観的で妥当な手法の検討を行う。 ハ. L B B の成立性の検討 代表的な部位について、既に開発されている亀裂評価コード等の活用により、亀裂挙動解析及び亀裂開口面積の評価を行い、既存の漏洩検出器の感度に基づく破断前の漏洩検出成立性を検討する。 ニ. 溶接部の経年化効果検討 突き合わせ溶接部を対象に、亀裂進展、不安定破壊に関する評価手法を、経年化効果を考慮して検討する。					
【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、その成立性を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、プラント供用中のき裂発生に関して、損傷力学手法の適用による基礎的な検討を実施した。

ロ. 評価対象部位選定法の検討

軽水炉での手法について調査した。

ハ. LBBの成立性の検討

平成10年度以降に実施する計画である。

ニ. 溶接部の経年化効果検討

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

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 初期欠陥の評価

軽水炉での手法、溶接継手における欠陥の分布などを考慮して、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。

ニ. 溶接部の経年化効果検討

溶接部の経年化について、長時間領域の予測精度向上手法を検討する。

【その他 今後の発展性等】

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】

イ. 初期欠陥の評価

前年度に実施した損傷力学手法によるクリープ試験のシミュレーション技術を、今年度は繰り返し負荷である疲労およびクリープ疲労試験に拡張して適用した。材料の応力ひずみ応答はChaboche型の統一構成式を用いて予測した。損傷評価は現象を忠実に模擬することを目的として非線形損傷則を用いた。これにより、SUS304および316FRのクリープ評価を少なくとも材料試験に対してはFactor of 2の精度で予測できることが示された。

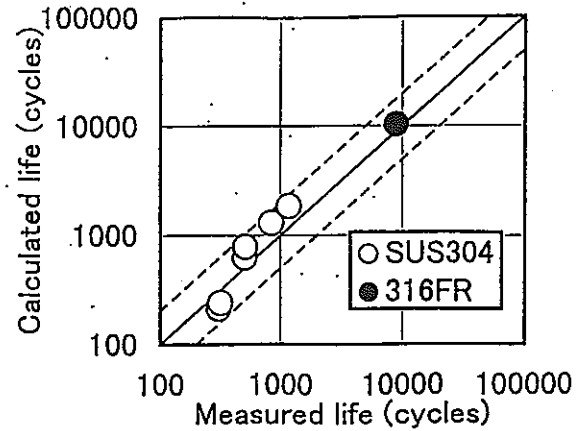


図1 SUS304と316FRのクリープ疲労強度予測

ハ. LBBの成立性の検討

前年度に実施した円筒に予めき裂を入れた構造の繰り返し熱過渡による疲労き裂進展挙動のシミュレーションをさらに発展させ、高温保持を含むクリープ疲労き裂進展のシミュレーションを、事業団開発コードであるFINASおよび仏CEAの開発コードであるCASTEM2000により行った。両者の弾塑性クリープ解析の結果の差はき裂長さにして5%以内であった(図2のCANIS-JとGtheta)。さらに簡易法による解析も行い、結果が詳細解析よりも30%程度保守的となることを確認した。検証試験は現在実施中であり、試験終了後に解析結果との比較を行うことになる。

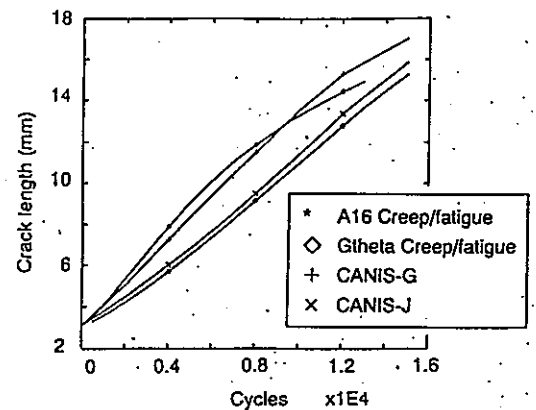


図2 円筒の熱クリープ疲労き裂進展解析

ニ. 溶接部の経年化効果検討⁽¹⁻³⁾

前年度の安全研究で明らかにされたステンレス鋼溶接金属の組織変化過程の概念に基づいてクリープ疲労強度を予測することを目的として、今年度は力学モデルを開発した。この力学モデルでは、 σ 相、 δ フェライトをそれぞれ異なる非弾性挙動および強度をもって母相内に分布するものとして模擬した。 σ 相は剛とし、 δ フェライトの非弾性挙動と強度はCr含有量のほぼ等しいフェライト鋼で模擬できるものとした。このモデルに単軸クリープ疲労試験に相当する負荷を与え、各相界面の微小な応力ひずみ集中を求めた。破壊が界面で生じることから、界面での応力・ひずみの法線方向成分を損傷の有効パラメータとした。これを線形損傷則と組み合わせクリープ疲労強度を予測した。この結果を試験結果と比較し、少なくとも数千時間の領域まではFactor of 5以内の精度で予測できることを示した。

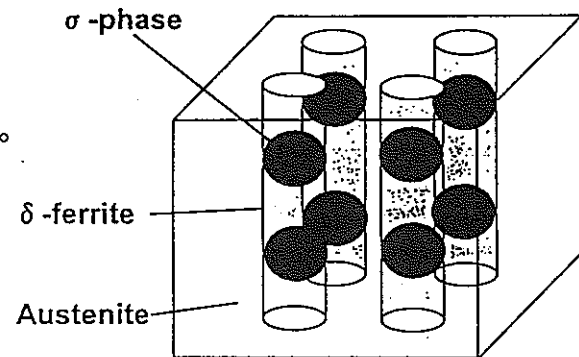


図3 溶接金属の微視構造モデル

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(3)T. Asayama, et al, Weld metal creep-fatigue life prediction by modeling the microstructure degradation due to the exposure to high temperature and load, Proceedings of Post Conference Seminar No.2 of SMiRT-14, Lyon, (1997) 2.7.

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

- (1) Fujioka, T. et al, Development and verification of evaluation method for creep-fatigue crack propagation in FBR components, ASME PVP vol.305 (1995) 395.
- (2) Miura, N. et al, Ductile fracture experiments for through-wall cracked elbows at high Temperature subjected to in-plane bending, ASME PVP vol.350 (1997) 97.

【海外の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

- (1) Durbay, B. et al, A French guideline for defect assessment and Leak Before Break analysis, Proc. of ICONE 5, paper 2511 (1997)
- (2) Chapuliot, S. et al, Effect of internal pressure on the tearing of a surface crack in a branch pipe submitted to out of plane bending, SMIRT 14 (1997) G03/3

研究分野	高速増殖炉			分類番号	2-6-1
研究課題名 (Title)	受動的な安全特性の強化に関する研究			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続
	Study of Enhancement of Passive Safety Features in Fast Reactors				<input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構			研究期間	平成8年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				平成12年度
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 原子炉工学Gr		Reactor Engineering Group, Sodium and Safety Eng. Div.	
	[氏名]	古谷 章		Akira Furutani	
	[連絡先]	〒311-1393 ☎029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町 成田町 4002		4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gur, Ibaraki, Japan	
キーワード Key word	受動安全	炉停止	多次元効果		
	passive safety	shut-down	multi-dimensional effects		
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する研究 (京都大) 自己作動型炉停止機構炉内試験研究 (日本原子力発電株式会社)			
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等 (1) Yasuhiro Enuma, Hiroaki Ohira, Akira Yamaguchi, "Inter-Subassembly Heat Transfer Model of FBR System Dynamics Code for Natural Circulation Simulation," Proc. of NURETH-8, vol.1, p.195-202(1997) (2) 江沼康弘, 堺公明, 宇都成昭, 「受動的炉停止機構作動時のシステム解析」, PNC TN9410 98-012, (1997) (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 10 件					
【研究目的】 炉心崩壊事故 (CDA) の発生防止、影響緩和方策として受動的な原子炉停止特性を強化することにより、高速増殖炉の安全性のより一層の向上と、一般公衆に理解しやすい安全性の確立を目指す。					
【研究内容 (概要)】 イ. 受動的な安全特性の解析手法の開発・整備 受動的な安全特性を強化したプラントの炉心及びシステムの過渡応答を十分な精度で評価できるよう、解析コード体系の開発・整備を行う。既存の解析コードでは十分な評価が困難な現象 (多次元核熱特性、冷却材ボイド化挙動等) を対象に、流体・構造・核の多次元的な結合効果を適切に考慮できるコードを整備する。冷却材ボイド化挙動については、モデル化及び検証のための沸騰・凝縮に関するデータを蓄積する。 ロ. 受動的な安全特性の強化方策の開発 受動的な特性に基づく炉停止及び事故の影響緩和にかかわるメカニズム (キュリー点 SASS、炉心変形、制御棒駆動軸の熱伸長、集合体内 SASS、炉心上部領域のボイド化等) について、作動性と効果を定量化するための要素試験を実施するとともに、総合的な機能確認のための試験を計画・実施する。 ハ. 受動的な安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討 イ、ロの成果に基づき、受動的な安全特性を強化した原子炉の概念を提案するとともに、安全評価の考え方を検討する。 なおイについては大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。					

【使用主要施設】

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

【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

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

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

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

【進捗状況】

イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備

平成9年度は、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反応度効果の空間分布（出力の歪み）を考慮したプラント動特性解析ができるように並列計算による解析手法の整備を進めた。また、沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する実験を行いデータを蓄積した。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

平成9年度は、キュリー一点方式SASSの実験炉「常陽」を用いた炉内試験に向けた準備作業を開始した。炉内試験に供する試験体の設計及び「常陽」設置のための許認可手続きの準備、試験条件設定のための試験体の熱流動解析を行った。

キュリー一点方式SASS以外の方策については研究開発の重点化の観点から検討を中断した。

【今後の予定（平成10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10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によるULOF, ULOHS解析手法の確認を進める。また、沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する実験を行い、プラント動特性解析のために考慮が必要な影響因子の設定へ反映する。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

受動的安全特性強化方策としては、キュリー一点方式SASSについて重点的に検討を進める。キュリー一点方式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。

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. の成果を受けて、まず、受動的安全特性を強化したプラント概念の構築を進める。

【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

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

平成9年度はSASSが落下した際に炉内の出力分布変化が炉心の熱流動特性に及ぼす影響を過渡的に考慮できるように、核特性解析コード(CITATION, PERKY)とSSC-Lを結合し、SASSが落下した時点での空間出力分布の変化を考慮した過渡解析が可能となった。図1にULOF時の炉心内温度分布の変化を示す。非対称位置のSASSが作動した後の40s付近において、炉心内最高温度は、空間出力分布を考慮しない場合と比較して、やや高めの値を示す。本手法の開発によってより適切に最高温度を評価できるようになった。これにより、作動温度の設定等のシステム検討をより詳細に実施することが可能となった(2,9)。

また、冷却材のボイド化挙動については、京都大学との共同研究によってプール条件での沸騰開始過熱度及び限界熱流束に関する試験を継続して実施した。ナトリウムの沸騰開始過熱度は既存データの分散が大きく、現象を支配するメカニズムが明確ではない。これまで、本研究によってコールドトラップ温度が沸騰開始過熱度に影響を及ぼす場合があることが明らかになった(5)。さらに、平成9年度は伝熱面(水平円柱)の影響を検討するため、伝熱面を予め加圧した条件にて沸騰開始過熱度を測定した。伝熱面を予め加圧することによって、活性キャビティ内の蒸気を圧縮して不活性化し、沸騰開始過熱度への影響を調べた。その結果、沸騰開始過熱度に対して活性キャビティの影響は現れず、沸騰開始過熱度は活性キャビティによるものではないことが考察された(7,8,10)。

ロ. 受動的安全性強化方策の開発

実証炉用キュリー点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の計画を策定した。

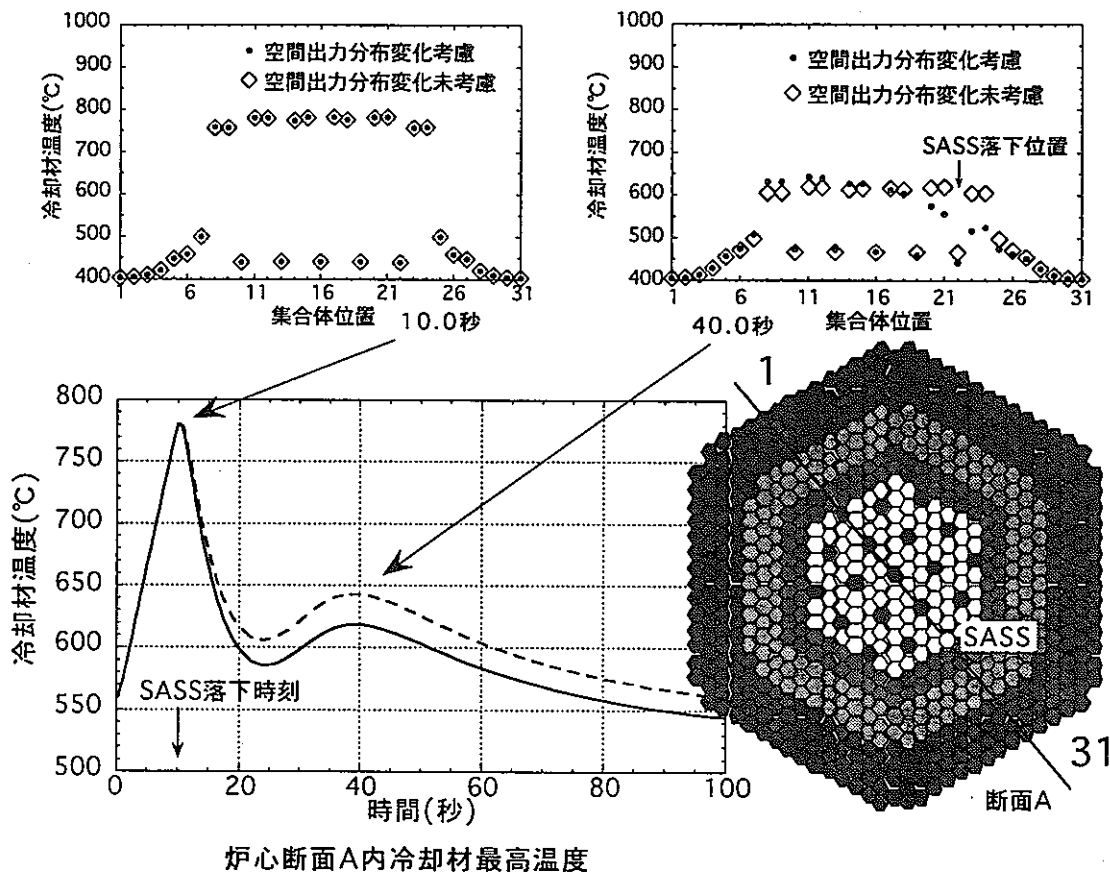


図1 SASS作動時の空間出力分布考慮解析

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

- (3) 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)
- (4) 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)
- (5) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 濱勝彦, 堺公明, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束」, 京都大学エネルギー工学研究所附属エネルギー複合機構研究センター共同研究報告書,p45 (1997)
- (6) 久木田豊, 新井健司, 堺公明, 「過渡核・熱水力コードへの要求事項ワークショップ」, 日本原子力学会誌, Vol.39, No.2, p.61-63 (1997)
- (7) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 白井康之, 濱勝彦, 堺公明, 「液体ナトリウム中の水平円柱における沸騰開始過熱度」, 第35回日本伝熱シンポジウム, 講演論文集 vol.1, p197-198 (1998)
- (8) 塩津正博, 畑幸一, 竹内右人, 白井康之, 濱勝彦, 堺公明, 「ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束」, 京都大学エネルギー工学研究所附属エネルギー複合機構研究センター共同研究報告書,p68-69 (1998)

【発表予定】

- (9) 江沼康弘, 堺公明, 山口彰, 「高速炉の受動的な安全解析手法の整備」, 日本原子力学会98年秋の大会(1998)
- (10) M. Shiotsu, K.Hata, Y.Takeuchi, K.Hama, T.Sakai, "Incipient Boiling Superheat in Liquid Sodium", 11th International Heat Transfer Conference (1998)

【民間の研究の現状と動向】

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

日本原子力発電株式会社にて進められている実証炉のキュリー一点式自己作動型炉停止機構(SASS)の開発については、温度上昇を感知する合金の特性及びATWS時(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)に対する効果について評価が行われている [1-3]。さらに、動燃との共同研究によって、実験炉「常陽」でのSASSの炉内試験が検討されている(本安全研究の一部)。また、ガス膨張式反応度制御機構(GEM)については、1次冷却系の循環ポンプ停止による流量喪失に関して、GEMによる反応度値の評価等が進められている [4]。

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

【参考文献】

- [1] 若山靖記, 小山和也, 遠藤寛, 桜井智生, 「自己作動型炉停止系に関する研究(I)」, 日本原子力学会「1996春の年会」予稿集E35, pp. 248 (1996).
- [2] 若山靖記, 糸岡聡, 遠藤寛, 小山和也, 「自己作動型炉停止系に関する研究(II)」, 日本原子力学会「1996春の年会」予稿集E35, pp. 249 (1996).
- [3] M. Tabayashi, Y. Wakayama, et al., "A design study on a gas expansion module to enhance the core safety of the demonstration fast breeder reactor," Proc. of ARS '97, p.1150, Orlando, Florida, USA (1997)
- [4] 石田政義, 村上朋子, 川島克之, 渡孔男, 中尾昇, 三浦正憲, "大型高速炉における安全性の向上策-ガス膨張式反応度制御機構設置炉心のULOF事象解析", 日本原子力学会誌, Vol. 37, No. 4, pp. 327 (1995).
- [5] M. Kanbe, M. Uotani, "Design and development of fast breeder reactor passive reactivity control systems: LEM and LIM", Nuclear Technol., vol. 122, pp.179, (1998).

【海外の研究の現状と動向】

液体金属高速炉の受動的な炉停止方策に関する従来の研究としては、米国DOEが進めていたPRISM炉のGEM開発に関するFFTFを用いた実証試験が挙げられる [1]。この試験では、流量喪失事象(ULOF)に対するGEMの有効性が実証された。米国BNLでは、キュリー一点式炉停止機構を設置したSAFR(Sodium Advanced fast reactor)とPRISM炉等について、受動安全特性の比較評価を実施している [2]。また、ドイツのKfKでは、ATWS時を対象とした制御棒の熱伸張による炉停止について、作動特性に関する実験を実施している [3, 4]。

【参考文献】

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

研究分野	高速増殖炉			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 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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 〔氏名〕 大戸 敏弘 〔連絡先〕 ☎311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141	Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, OEC Toshihiro Odo 4002 Narita, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN		
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	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) 吉田昌宏, 鈴木俊宏, 鈴木惣十, 菅谷和司”高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果”, 動燃技報No.103, P21, 1997年9月 総数 2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】 「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。				
【研究内容（概要）】 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」を利用したドブドラ係数、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。 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。 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。 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。				

【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。
- ハ. 「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】

- イ. 「常陽」MK-Ⅲ炉心におけるULOF、UTOP試験のパラメータサーベイを行い、反応度フィードバック成分及びそれらの不確かさの動特性解析値に対する感度を定量的に把握し、現行の熱的制限値の範囲で実施可能な試験ケースの動特性解析を行った。
また、個々の成分を単独に分離できる反応度成分同定試験を検討し、MK-Ⅲ炉心において燃料膨張反応度と炉心湾曲反応度を分離測定する試験の反応度計算を行った。
- ロ. 炉心湾曲反応度の時定数評価等、解析モデルの整備を行うとともに、プラント動特性解析コードMIMIR-N2の整備作業の一環として、「常陽」MK-II炉心で行ったステップ応答試験の解析を行った。
- ハ. γ 発熱定数を最新のものに見直した炉心湾曲解析を実施し、集合体残留変位の計算精度を改善した。
また、湾曲反応度計算コードAURORAの問題点を踏まえ、「常陽」用により詳細な反応度値分布を扱う計算コードARCHCOMの作成を開始し、サンプル反応度の摂動計算部分、炉心湾曲反応度算出部分の作成を終了した。
- ニ. PIEデータから推定される燃料温度最確値を反映した燃料膨張反応度計算方法について検討を開始した。
- ホ. 「常陽」の運転工程変更に伴い、安全特性試験及び反応度成分同定試験の実施時期、実施内容の見直しを行った。
- ハ. 「常陽」でのSASSの単体照射試験の実施に向け、MK-Ⅲ炉心にSASSを設置した場合の動特性解析を行い、設置許可に必要なデータを蓄積した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

- イ. 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。
- ロ. 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。
- ハ. 「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。
- ニ. 反応度成分同定試験による成分分離を具体化するとともに、適宜、PIE試験等から得られる知見を反映させた燃料膨張反応度計算モデルを作成する。
- ホ. 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。
- ハ. 「常陽」でのSASSの単体照射試験のための準備を行う。

【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】

イ. 過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上

(1) 安全特性試験パラメータサーベイ解析

MK-III炉心におけるULOF及びUTOPの模擬試験を対象に、フィードバック反応度計算モデルの不確かさや試験条件等をパラメータとしたサーベイ解析を行い、これらが燃料、冷却材及び被覆管の温度挙動に与える影響を把握するとともに、その結果より安全特性試験の実施に向け、解析誤差を低減すべき項目として、燃料膨張反応度と炉心湾曲反応度を抽出した。

MK-III炉心では、出力分布と炉内冷却材流量配分の関係により、炉心最外周の燃料集合体で被覆管温度が最高となり、ULOF模擬試験を実施する場合、これがクリティカルとなる。そこで、被覆管最高使用温度が制限値(830℃以下)以下となる試験条件を設定し、動特性解析を行った。解析結果を図1に示す。初期出力約50%で被覆管温度が制限値を下回るが、より高い出力で試験を行うには、前述のサーベイ結果より、特に燃料膨張反応度と炉心湾曲反応度の解析誤差低減が効果的であることがわかった。

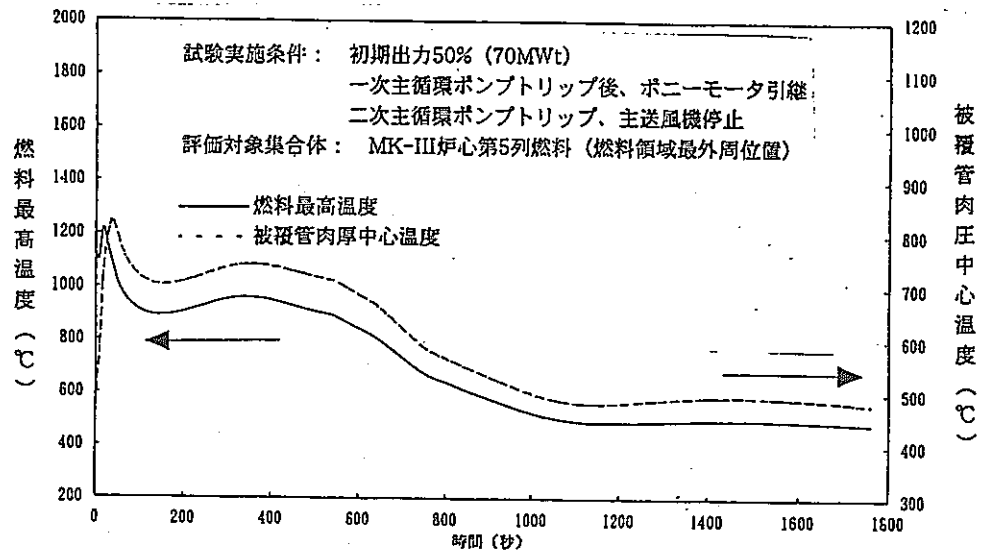


図1 MK-III炉心におけるULOF試験解析結果

(2) 反応度成分同定試験の反応度計算

通常の運転サイクルで実施している反応度係数測定試験を含め、実施可能な静的反応度成分同定試験をすべて抽出し、各試験により分離される反応度成分を整理した。この結果を基に個々の反応度成分の評価精度向上を図る方法を策定した。

原子炉入口冷却材温度を一定とし、原子炉熱出力(P)と一次冷却材流量(F)を比(P/F)を一定に保ちつつ変化させる試験の反応度計算結果を表1に示す。この時炉心に投入される反応度はa)ドブプラ反応度、b)燃料膨張反応度、c)燃料-制御棒相対位置変位及びd)冷却材流量変化に伴う反応度¹⁾(流量係数)からなり、それらの合計は、被覆管による燃料の拘束を有りとしたモデルで14.32φ、無しとしたモデルで5.59φであり、その差は8.7φである。このうち、c)とd)は別途測定を行うことにより、投入反応度量を定量的に評価できる。そこで、試験で得られた反応度にa)の解析値とc)及びd)の実測値を補正し、b)のみの値を評価した場合、その誤差は、

$$[(4.182 \times 0.3)^2 + (1.114 \times 0.08)^2 + (1.823 \times 0.08)^2]^{(1/2)} = 1.266 \phi$$

となる。ここで、a)の解析誤差を暫定的に「常陽」の炉心設計で用いている30%、反応度測定誤差を

表1 静的反応度成分同定試験の解析結果

試験条件			
原子炉熱出力 (MW)	50 → 37.5		
R/V 入口温度 (°C)	350 → 350		
一次冷却材流量 (%)	100 → 75		
被覆管による燃料拘束	有	無	
反応度 (φ)	ドブプラ	4.182	4.182
	燃料膨張	0.279	7.159
	冷却材、構造材膨張	0.042	0.042
	炉心支持板膨張	0.000	0.000
	制御棒燃料相対変位	-0.031	1.823
	炉心湾曲	0.000	0.000
	流量係数	1.114	1.114
合計	5.585	14.320	

【研究成果】

MK-IIの炉心管理経験より8%とした。1.3φの誤差は、前述の計算モデルに違いによる反応度差(8.7φ)と比較して15%と小さいため、上記試験の実施により、被覆管による燃料拘束の有無を判定できることがわかった。

ロ. プラント動特性解析コードの検証

イ.のパラメータサーベイ解析において、昨年度の解析上、問題となっていた炉心湾曲反応度の時間遅れ²⁾を考慮できるよう、冷却材温度変化に伴う燃料集合体のラップ管温度変化の時定数を算出し、これを解析モデルに組み込んだ。

ハ. 炉心変形解析コードの検証

(1) 実機データを用いた変形解析コードの検証

「常陽」運転監視コードシステムMAGI、ラップ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の検証を実施している。

これまでの解析では、燃料隣接位置で照射された内側反射体の残留変位を大きく過小評価する傾向が見られ、この原因として、反射体のγ発熱量の計算誤差が考えられた。そこで、最新の知見を反映して見直されたγ線発熱定数を用いたMAGI計算結果を入力とし、TETRASによるラップ管温度の計算を行った。その結果、PIEでのラップ管の硬さ測定の結果から推定したラップ管温度勾配にはほぼ一致する解析値が得られることがわかった。

次に、これを入力として、湾曲解析を行ったが、主に燃料と反射体境界で定格出力時の変位量が減少する傾向があるものの、変位方向は従来と同様であった。また、定格出力時の燃料集合体上部パッド部の最大変位は反射体との境界で約6mm、反射体の最大変位は燃料との境界で約6~7mmであった。燃料と隣接する内側反射体の残留変位の計算とPIEの比較を表2に示す。γ線発熱定数の変更によって上部パッド部の残留変位のC/Eは大きく改善された。

(2) 炉心湾曲反応度計算コードの高度化

また、H8年度に摘出した炉心湾曲反応度解析コードAURORAの問題点を踏まえ、MK-II炉心用に、より詳細な反応度値分布を扱う計算コードARCHCOMの作成を開始した。H9年度には、摂動計算を行い、三次元反応度値マップを作成し、その結果を基に炉心湾曲反応度を計算するプログラムを作成した。

表2 内側反射体残留変位の実測と解析の比較

集合体名	装荷位置	集合体残留変位(mm)				
		実測値 (PIE)	従来解析		γ発熱定数変更	
			解析値	C/E	解析値	C/E
NFRI09	[5C2]:炉心第5列	6.3	2.0	0.32	4.3	0.68
NFRI0D	[5D2]:炉心第5列	13.3	2.7	0.20	5.3	0.40

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) 吉田昌宏 他, "「常陽」の高度化と利用計画", 動燃技報NO.104, P83, 1997年12月

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

日本原子力発電におけるFBR実証炉の「設計方針類の確立並びに安全性評価に関する研究」の一部として、過渡時の炉心・プラント挙動評価等の検討が進められている。その中に特に安全特性試験の実施に関する項目はないが、プラント動特性・フィードバック反応度の解析手法の整備等が行われている。フィードバック反応度に関する研究としては、平成8年度以降、炉心径方向膨張反応度評価手法の整備とそれを反映したULOF事象の解析、炉心の径方向膨張促進策の検討等が行われている。また、炉心湾曲解析手法の検証を目的として、平成9年度には「常陽」の詳細な運転履歴を考慮した炉心湾曲解析が実施された。

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

【参考文献】

- (1) 中川雅俊、他、"大型高燃焼度高速炉燃料の二次引き抜き力評価"、日本原子力学会「1998春の年会」予稿集、I4、1998年3月
- (2) 横尾健、"簡易モデルで湾曲を考慮した大型金属燃料FBRのULOF解析"、日本原子力学会「1997春の年会」予稿集、H33、1997年3月

【海外の研究の現状と動向】

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

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

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

【参考文献】

- (1) J. I. Sackett, "Operating and Test Experience with EBR-II, the IFR Prototype", Progress in Nuclear Energy, Vol. 31, No. 1/2, pp. 111-129, 1997
- (2) K G Allen, et al., "Neutronics and Safety Studies of a CAPRA Uranium Free Core", Proc. of PHYSOR '96, Vol. 3 pp. H21-H30, 1996
- (3) A N Chebeskov, et al., "Evaluation of Sodium Void Reactivity on the BN-800 Fast Reactor Design", Proc. of PHYSOR '96, Vol. 2 pp. C49-C58, 1996

研究分野	高速増殖炉				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				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
	A Study of In-pile Safety Experimental Themes Needed in Establishment of the Safety Logic for Commercial FBRs				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 \ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ		Fast Reactor Safety Engineering Group	
	[氏名]	近藤 悟		Satoru KONDO	
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002		4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN	
キーワード Key word	炉内安全性試験	実用炉	安全論理	炉心安全性	燃料健全性
	in-pile safety experiment	commercial FBR	safety logic	reactor safety	fuel integrity
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等					
[1] H.Niwa, et al. "In-pile experimental needs resolution of principal reactor safety issues in comercialization of fast reactors," Proc. of Intl. Mtg. on Advanced Safety '97 (ARS'97), Orlando, Florida, June 1997.					
(その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 7 件					
【研究目的】 実用炉の安全論理の構築及び実用化を目指した炉心・燃料の高性能化に必要となる安全研究計画、特に炉内安全性試験計画の検討を長期的観点から行うことにより、実用化段階での高性能燃料にかかわる安全評価基準の整備や炉心損傷時の再臨界の排除といった先進性に富む実用炉における安全理論の確立に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 実用炉の安全論理と安全研究課題の検討 実用炉燃料の健全性確保、燃料集合体における局所的異常の拡大防止と冷却性の確保、炉心損傷における再臨界の排除に関する安全論理構築のための検討を行う。これに基づき、その構築に必要となる実験データベース、評価手法、判断基準等にかかわる安全研究の課題を整理する。 ロ. 炉内安全性試験計画の検討 イ. の課題解決のために必要となる炉内試験研究について、これまでの安全研究の成果を踏まえ、今後の炉外試験、既存施設による炉内試験、解析コード開発等の研究を含めた課題解決へのアプローチを整理するとともに、新規施設による実施を必要とする炉内試験の内容と範囲を具体化し、反映方法、期待される効果、優先順位等の検討を含めて試験計画を作成する。					

【使用主要施設】

【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. 炉心損傷事故時の制御棒案内管 (CRGT) を通じた融体流出挙動に関わる炉内試験を想定した予測解析を実施すると共に、実機条件での解析結果との比較を行い、両者における物理メカニズムの共通性を確認することにより、本試験の有効性を検討した。

ロ. 上記イ. の融体流出挙動試験に対する評価を通じて、融体/ナトリウム質量比等、SERAPH試験において実現すべき試験パラメータの検討を進めた。

また、各試験における出力履歴の要求条件を明確化して、施設性能検討に反映した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 融体流出挙動に対する解析評価を継続し、炉外試験/炉内試験で見極めるべき課題を整理し、実用化に向けた安全研究課題の整理とSERAPH試験への要求条件についてのまとめを行う。

ロ. 平成9年度までの検討の成果をもとに、上記イ. の視点を反映して試験計画としてのとりまとめを進める。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. これまでの研究により、炉心損傷事故において再臨界排除を達成するための基本要件、かつ炉内/炉外試験によって実証可能な内容として、「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つを抽出した[1]。前者の要件に関する炉内試験の成立性と有効性を示すため、制御棒案内管 (CRGT) への融体流出挙動の解析に基づいた検討を行った。

解析の対象として想定した融体流出試験の試験体は、図1に示すCRGTを模擬した内径約3cmのナトリウム流路に隣接した坩堝内に溶融炉心を模擬した溶融プールを形成し、ナトリウム流路壁の破損、その直後のFCI圧力発生と融体流出挙動を模擬するものである。図2に壁面破損後のナトリウム流路内のボイド率と坩堝内の燃料残存量を示す。破損直後のFCIによってナトリウム流路が急速にボイド化されると同時に、FCI圧力を駆動源として大半の燃料が流出する結果が得られた。このような試験予測解析での燃料流出特性は、これまでの実機体系での解析で予測されている挙動[2]と等価なものであり、3 cm程度の流路直径によって実機の燃料流出挙動に関わる基本メカニズムが把握し得ることを示す。このことから、SERAPHでの炉内試験が「早期燃料流出による再臨界可能性消滅」の実証手段として有効であるとの見通しを得た。

ロ. 上記イ. の融体流出挙動試験に対する解析評価、及び実機条件に対する解析評価を通じて、これまでに想定していた概略試験条件の基本的妥当性を確認すると共に、SERAPH試験において実現すべき融体量、融体/ナトリウム質量比、冷却材流路側の圧損条件について検討した。

また、炉心核熱性能評価の進展に合わせて、パルス/ランプモードの各試験における出力履歴の要求条件を明確化して、施設性能検討に反映した。

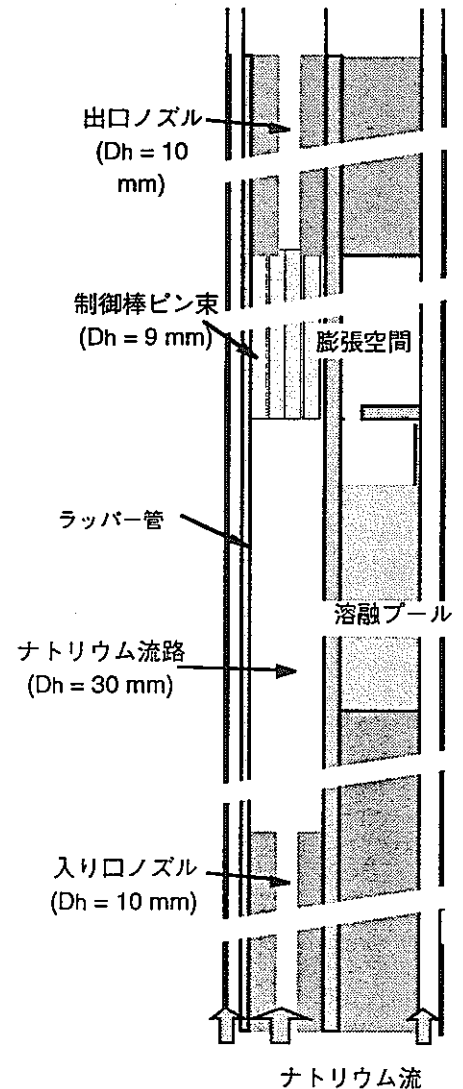


図1 試験体幾何形状

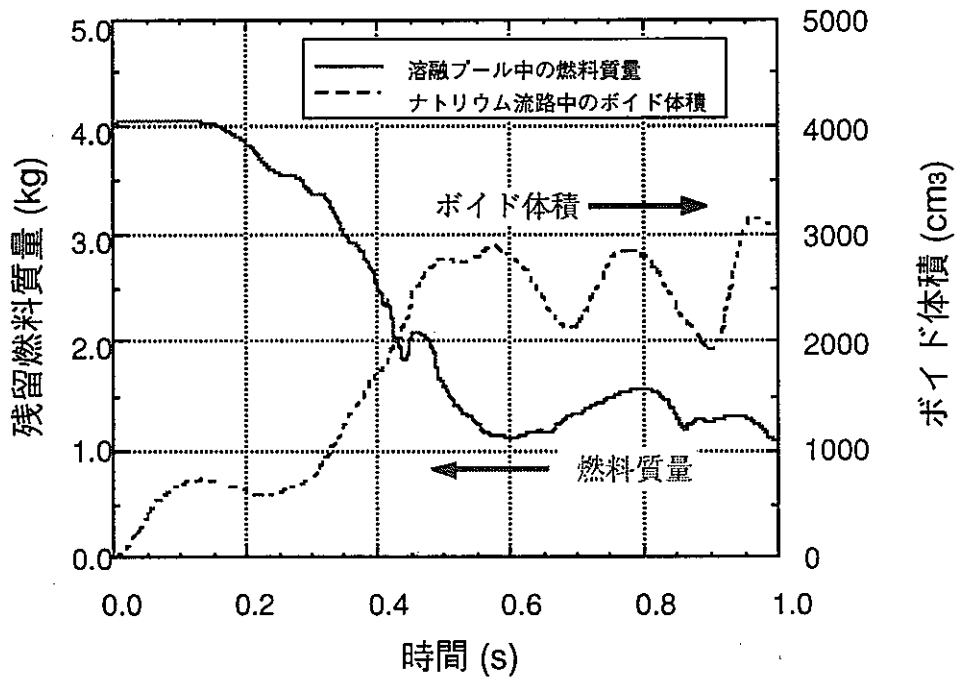


図2 溶融燃料流出試験の解析結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

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

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

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

平成9年度は、炉外／炉内試験計画の内容に関わる国内での検討（動燃はこの技術討議に参加）を進め、試験体形状や試験条件の概略案をNNC側に提示してすり合わせを進めた。また、炉内試験の準備の一環として、中性子計装のフィジビリティ確認のための基礎的試験をIGR炉サイトで開始した。H10年度以降は、炉外試験の試験体設計や試験条件の選定などに着手する。本研究では、H10年以降5～6年間程度を目処に炉外／炉内試験によるデータを取得する計画となっている。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

本課題に関わる海外での研究活動等を行われていない。

【参考文献】

該当なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-8-1
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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No)	[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 燃料材料技術開発グループ [氏名] 浅賀 健男 [連絡先] ㊦311-1393茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141 Oarai Engineering Center, System Engineering Technology Division, Nuclear Fuel Research Group ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-1393 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)水田他、「高速炉被覆管(PNC316)の高温下でのクリープ強度特性評価」、日本原子力学会1997年秋の大会、L5。 総数 3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】 過渡条件下における燃料破損限界について、炉内およ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)燃料の開発に資するとともに、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、燃料設計の成立性および安全性の判断に資する。				
【研究内容(概要)】 イ. CABRI/SCARABEE炉の炉内実験ループにより、燃料設計の高度化に対応した燃料を用いて、過出力型および流量減少型の過渡試験を行い、破損限界の燃料条件依存性を明らかにする。また、従来型MOX燃料以外の新型燃料についても過渡試験を行い、破損メカニズムや過渡挙動の概略を把握する。 ロ. 照射済燃料要素から採取した被覆材を用い、除熱能力低下(流量減少)型の過渡条件を模擬した炉外急速加熱破損試験を行い、高燃焼条件下の機械的強度および破損限界特性に関するデータベースを拡充する。 ハ. 「イ」「ロ」に従来のデータを加えて、高速増殖炉燃料の過渡時の破損限界データベースと評価モデルを整備することにより、十分な安全性を保ちながら高性能化を達成する燃料設計条件を明らかにするとともに、このような高性能化燃料に適用できる安全評価上の基準類の整備に資する。 ニ. 新型燃料について、成立性および安全性の検討を行う。				
【使用主要施設】 照射炉：高速実験炉「常陽」、炉内安全性試験炉CABRI 照射後試験施設：PNC-FMF、MMF、CEA-LECA				

【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および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンの炉外加熱試験（TOH試験）結果と、今後取得される高照射量のPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験結果からLOF型事象時における燃料被覆管の健全性を評価し、その結果を燃料許容設計限界の検討に反映する。
- ハ. 過出力時破損限界の被覆管温度依存性は、「イ」の過渡時FCMI（Fuel Cladding Mechanical Interaction）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、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すとともに、太径中空高燃焼度燃料および新型燃料を用いた試験について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試験の試験後破壊検査を行うとともに、これを踏まえて試験結果の分析を進めた。
- ロ. 最大約 $17 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)まで照射したPNC316燃料被覆管の炉外急速加熱破損試験結果の評価を行うとともに、最大約 $20 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)まで燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の急速加熱破損試験に着手した。また、最大照射量約 $15 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)、最大燃焼度約15a/oまで照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピンのTOH試験結果について破断時間に関する評価を行った。
- 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、研究目的達成のための方策を見直した。また、既存スローTOP試験データベースについて評価を進め、モデル改良方策について検討した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

- イ. CABRI-FAST試験の過渡後PIE結果の分析評価を平成10年度まで継続実施する。
- ロ. 最大照射量約 $20 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)までの範囲で燃料照射したPNC316および改良オーステナイト鋼被覆管の炉外急速加熱破損試験データの取得を終了し、その評価を行う。
- ハ. 平成10年度は9年度に引き続きスローTOP試験の総合的な分析評価継続するとともに、FCMI低減効果のモデル化を始めとして、破損限界の燃料条件依存性に係わる解析評価手法の改善を図る。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

- イ. CABRI-FAST計画のMF2試験 (6.4a/oの太径中空燃料による1240W/cm程度までのスローTOPで非破損の結果となり、破損限界が極めて高いことを確認) についての破壊検査を行い、断面金相等から被覆管変形のメカニズム分析を進めた。本試験については、プレナム・ガス圧力によるクリープと思われる全般的で軽微な変形に加え、fissile topおよびX/L \approx 0.6の軸方向位置に若干のローカルな変形が確認された。このうち、fissile topについては、被覆管外表面に複数のスポット状の変色が見られ、破壊検査の結果では上部ブランケットを押し上げたスペースへの熔融燃料の侵入と被覆管への直接接触が観察された。また、過渡中の流量応答データは短時間の冷却材沸騰を示し、燃料移動計装データはこれと同期したfissile長の急激な伸びを示した。これらは、燃料熔融領域の圧力によって上部ブランケットが押し上げられるextrusionの発生を示すものであり、熔融燃料が被覆管に直接接触した際の急激な伝熱によるローカルな冷却材沸騰と被覆管温度の上昇が被覆管変形の原因であると考えられる。このようなextrusionは、熔融領域内圧上昇を抑制する作用を持つ。また、X/L \approx 0.6の位置でのローカルな変形については、ペレット形状に応じた樽状の被覆管変形の傾向が見られ、軽微ながら被覆管高温化条件下での固体燃料の膨張 (熱膨張およびスエリング) にともなうFCMIの寄与を示唆した。
- ロ. TOH試験結果と未照射材のクリープ破断試験結果とを比較すると、PNC316では破断時間にして1/2程度の低下であるのに対し、改良オーステナイト鋼では1/10程度にまで低下することが明らかとなった (図1、2)。改良オーステナイト鋼の破断時間の低下割合が大きい原因となっている可能性がある定常照射中のクリープ損傷値 (寿命分数和) の影響を評価したが、その影響は非常に小さいことが明らかとなり、破断時間低下は炉内照射中あるいはTOH試験時の材料強度の低下を示しているものと考えられた。そこで、TOH試験時の材料強度を評価する関係式を暫定的に作成した⁽¹⁾。
- ハ. CABRI, TREAT, EBR-IIにおける既存スローTOP試験データ (1~数%Po/s) を対象とした広範な分析評価を進め、中低スミア密度燃料 (80%~85%TD) のFCMIの低減効果の内容検討とモデル化および試験的モデル適用を進めた。この結果、クラックやポロシティ等の燃料内気相空間の体積吸収効果、およびこのような気相空間を通じたFPガスの自由空間への移行について燃料条件依存性をモデルに含めることで、試験データの全般的な特性を説明できるとの見通しを得た。

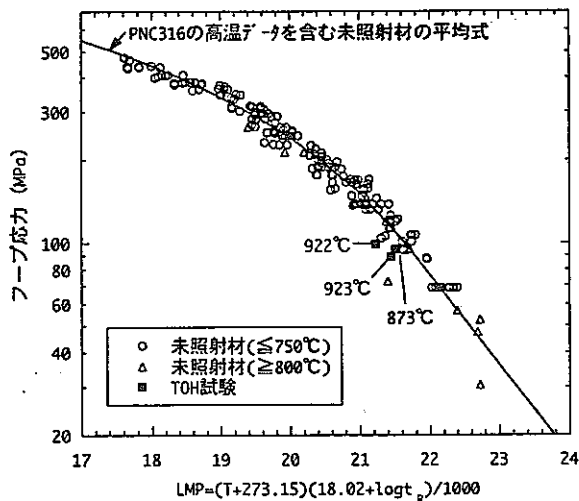


図1 TOH試験による破断時間の低下(PNC316)

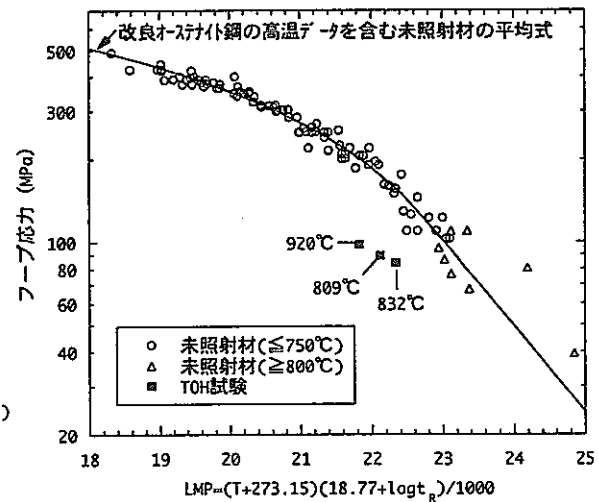


図2 TOH試験による破断時間の低下(改良オーステナイト鋼)

【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)皆藤他、「燃料ピン加熱試験による熱過渡時燃料ピンの挙動評価」、日本原子力学会1999年春の年会

【民間の研究の現状と動向】

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

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

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

【参考文献】

(平成8年度および9年度に公開された関連文献は、ない。)

【海外の研究の現状と動向】

入手した情報の範囲では、平成8年度および9年度に、動燃との共同研究により得られた成果で既に報告しているものを除き、海外における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

【参考文献】

(平成8年度および9年度に公開された関連文献は、ない。)

研究分野	高速増殖炉			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の防止に関する研究			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続
	A Study on Prevention of Abnormality Progression with in a Fuel Subassembly				<input type="checkbox"/> 現行年次計画より新
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構			研究期間	平成8年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				平成12年度
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工 学グループ	Fast Reactor Safety Engineering Group		
	[氏名]	近藤 悟	Satoru KONDO		
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN		
キーワード Key word	局部事故	集合体事故	CABRI-RAFT	制御棒引き抜き	冷却性
	local fault	subassemby accident	CABRI-RAFT	control rod withdrawal accident	coolability
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	CABRI-RAFT計画 (仏IPSN) 多孔質体内における熱流動現象に関する研究 (筑波大)			
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等 [1] 深野他、「CABRI-RAFT計画第1試験の結果概要と分析」、日本原子力学会「1998年春の年会」、大 阪、1998 (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 20 件					
【研究目的】 燃料集合体内の局所的な冷却材流路閉塞や燃料損傷を生じた場合の異常拡大の防止条件について、燃料設計及 び炉心設計の進展を踏まえて明確化し、高速増殖炉の異常拡大防止に関する判断基準の整備に資する。					
【研究内容 (概要)】 イ. 局所閉塞に関するナトリウムを作動流体とした炉外試験を実施するとともに、これに基づく解析コードの改 良・検証を行い、局所的な冷却性の阻害と燃料ピン破損発生に関する評価手法を整備する ロ. 高燃焼度燃料条件において、燃料集合体内の一部に損傷を生じた場合の損傷拡大メカニズムと拡大速度を実 験的に確認し、燃料高性能化に対応した異常拡大防止のための設計条件及び評価の考え方の明確化を図る。 ハ. 大型炉の制御棒誤引抜き事象において、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。					

【使用主要施設】

- ・炉心・機器熱流動試験施設 (CCTL) : 最高使用温度625℃、設計圧力 8 kg/cm²G
- ・燃料集合体水流動試験装置 : 最大流量30m³/hr
- ・CABRI炉 (仏IPSN、カダラッシュ研究所)

【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の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. ナトリウムを作動流体とした電気ヒータ加熱炉外試験体の設計・製作・据付を行い、試運転を実施した。水を作動流体とした37本ピンバンドル体系の流速分布測定試験を実施中である。大学との共同研究による多孔質状閉塞の拡大モデルを用いた水流動試験体の設計・製作・据付を行った。単相サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの燃料ピン3次元熱伝導モデルおよび圧力損失モデルの検証解析を実施した。

ロ. 本研究項目に関しては下記ハ. との共通課題とし、本課題に係わるデータ取得の観点から、CABRI-RAFT計画 (1996~2000年) の試験条件の検討を進めた。

ハ. CABRI-RAFT計画の中で、過出力条件下での破損燃料の冷却性に係わる過渡試験 (第1試験) を実施し、その概略データ分析を行った。また、この結果を踏まえて、上記ロ. との共通課題に対応した第2の過渡試験の条件検討を進めた。

【今後の予定 (平成10年度以降の計画)】

イ. 37本ピン束体系の水流動試験により、集合体壁に隣接したサブチャンネルのポラス状閉塞条件での流動場データを取得すると共に、本データにより解析コードの流動場評価モデルを検証する。また、37本ピン束体系でのナトリウム試験を実施すると共に、水試験の結果から得た物理モデルを本ナトリウム試験の評価に適用し、モデルの妥当性の検討を行う。

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10年度にはRB2試験を新たに実施すると共に、RB1、RB2両試験結果の分析評価を進め、破損燃料の冷却性に係わる物理メカニズムの整理を行う。また、H11年度以降は評価手法の高度化を図る。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 4サブチャンネル体系水流動試験(実機よりも大きな寸法での基礎的試験)を実施すると共に、その解析を行った。サブチャンネル内伝熱流動の詳細解析コードCASCADEによる解析結果からは、ポラス状閉塞物上部では閉塞物側面からの水平方向流れが、閉塞物下部においては下端面から流入する軸方向流れが、各々閉塞物内部及び模擬燃料ピン表面の冷却に相対的に大きく寄与していることが示された。このような解析結果は実験結果に整合しており、また閉塞物内の温度分布についても良い一致が得られている。これらの実験と解析を通じて、本体系における最高温度を支配するメカニズムがほぼ解明された[2],[3],[6],[7]。単相サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの燃料ピン3次元熱伝導モデルについて、FINASコードとの比較を含む機能検証解析を実施し、燃料ピン内部の温度分布予測が妥当であることを確認した。また、常陽やもんじゅの燃料集合体モックアップ水試験データを用いて圧力損失モデル(ワイヤースペーサモデル)の検証解析を実施した。低流量時の軸方向圧力損失を幾分過大評価するものの、定格流量においてはほぼ一致しており、周方向圧力分布も良好に再現することを確認した[4],[5],[8]。

ロ. 及びハ. CABRI-RAFT計画において、過出力条件下での破損燃料の冷却性に係わる過渡試験(RB1試験)を実施した[1]。本試験は集合体内の部分的な損傷からの損傷拡大挙動の研究にも有効に活用できる。本試験では、スリット状の人工欠陥を設けた照射済み燃料ピン(中空燃料、6.4a/o)を用いて融点が625℃程度の合金でスリットを塞ぎ、過出力によって燃料溶融を生じさせた上でスリット合金を破損させた。この結果、図1に示すようにスリットの開口破損と燃料溶融が確認されたが、溶融燃料のピン外への放出は生じない結果となった。また、顕著な燃料放出がないにもかかわらず、スリット部の開口が生じたと推定される時間から冷却材流路中にはDN(遅発中性子)先行核が移行していることが確認され、燃料破損のような異常に対する検知性の観点から有効なデータを得た。さらに、このRB1試験の結果を踏まえて、より顕著な燃料溶融を生じさせて溶融燃料の放出挙動と冷却性に係わる情報を得るためのRB2試験(H10年度実施予定)の試験条件の選定作業を行った。この試験条件の選定にあたっては、損傷拡大挙動研究への反映の観点から溶融燃料の確実な放出を達成する条件とすべく、人工欠陥位置の最適化を検討した。

Niコーティング 人工欠陥(2個のスリット)

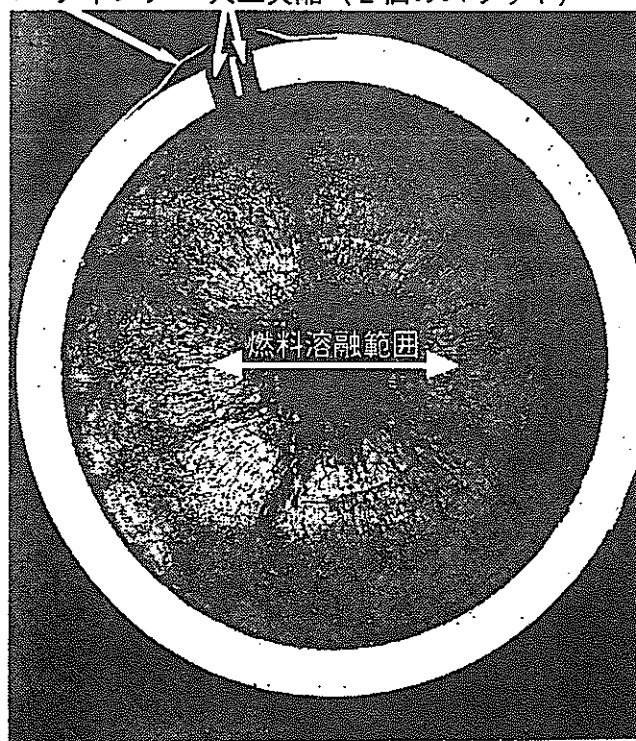


図1 試験後の軸方向中心位置での断面金相写真

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

- (2) 田中正暁、西村元彦、小林 順、磯崎 正、上出英樹、「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年秋の大会」、沖縄、1997
- (3) 田中正暁、西村元彦、小林 順、磯崎 正、上出英樹、「高速炉燃料集合体ポーラス状局所閉塞事象の研究—閉塞物内部の温度分布に及ぼす水平方向流れの影響—」、日本原子力学会「1998年春の年会」、大阪、1998
- (4) H. Ohshima, H. Ninokata., "Thermal-Hydraulic Analysis of Fast Reactor Fuel Subassembly with Porous Blockages," 4th International Seminar on Subchannel Analysis (ISSCA-4), Tokyo, 1997
- (5) H. Ohshima, H. Ninokata., "Numerical Analysis of Wire-Wrapped Pin Bundle Thermal Hydraulics." IAHR 9th W/G Meeting on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics, Grenoble France, 1998
- (6) 田中正暁、小林 順、磯崎 正、西村元彦、上出英樹、「燃料集合体局所閉塞冷却限界4サブチャンネル基礎水流動試験—閉塞物内温度分布への冷却材内部流れの影響—」、PNC TN9410 98-024
- (7) 松井剛一、文字秀明、榊原 潤、田中正暁、小林 順、上出英樹、「多孔質体内における熱流動現象に関する研究」、PNC TY9610 98-001
- (8) 成田 均、大島 宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの整備—燃料ピン熱伝導モデルおよび圧力損失モデルの検証解析—」、PNC TN9410 97-104, 1997
- (9) 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
- (10) 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
- (11) 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
- (12) 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
- (13) 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
- (14) 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
- (15) 山口 彰、大島 宏之、「計算科学的手法による流体—構造系の統合シミュレーションの研究—複雑形状空間における熱流動シミュレーション—」、日本原子力学会誌、vol.39, No.5, p.22, 1997
- (16) 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
- (17) 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
- (18) 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

【発表予定】

- (19) 田中正暁他、「局所閉塞事象を対象とした多孔質体内流動の可視化」、日本原子力学会1998秋の大会
- (20) M. Tanaka., "An Experimental Investigation on Heat Transfer in a Subchannel with a Porous Blockage - The Influence of Flow on Temperature Distribution inside the Porous Blockage -", 5th ASME/JSME Thermal Engineering Joint Conference, San Diego, 1999

【民間の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

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

研究分野	高速増殖炉				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				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
	Study on Decay Heat Removal by Natural Circulation				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 \n平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 原子炉工学Gr			Reactor Engineering Group, Sodium and Safety Eng. Div.
	[氏名]	古谷 章			Akira Furutani
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町 成田町 4002			4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gu, Ibaraki, Japan
キーワード Key word	自然循環	受動安全	インターラッパ-フロー	熱過渡	崩壊熱除去
	natural circulation	passive safety	inter-wrapper flow	thermal transient	decay heat removal
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 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) (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 22					
【研究目的】 自然循環による崩壊熱除去を積極的に設計に取り込むことによる利点、留意点を分析するとともに、炉内自然循環除熱の評価において重要なインターラッパーフローの効果を含むプラント挙動を明らかにして、崩壊熱除去にかかわる基礎データ、判断基準の検討を行い、プラントの安全設計・安全評価を行う上で必要となる指針等の確立に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 自然循環除熱への移行時における炉心部の三次ピーク温度の低減及び評価モデルの信頼性向上を図るため、水を作動流体とするインターラッパーフロー特性試験及び大型熱流動試験施設を用いたナトリウムを作動流体とする自然循環特性試験を実施する。 ロ. 実炉試験データを用いて熱流動解析手法の検証を行う。さらに、炉外試験の成果を踏まえて、自然循環による崩壊熱除去時の炉心を始めとするプラント構成機器の熱流動現象の評価手法を確立する。これを用いて大型炉での現象を予測・評価することにより、自然循環除熱における現象論的特徴を明確にする。 ハ. 安全評価指針等への反映を目的として、自然循環による崩壊熱除去時のプラントにおいて評価すべき現象、評価手法に求められる点、安全評価を行う上で留意すべき点等を整理する。					

【使用主要施設】

イ. プラント過渡応答試験施設 (PLANDTL): 最高使用温度 650℃ (ループ) 950℃ (試験体)、設計圧力 8kg/cm²G、最大流量 1200 l/min、発熱量-試験体 1.2MW、加熱器 0.52MW、主配管 4B。
 自然循環時インターラッパーフロー水試験装置 (TRIF) : 六角集合体の形状、発熱を平板状の透明ヒーターで模擬し、インターラッパーフローを可視化するとともに速度場を測定できる。

【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、将来炉の安全評価および熱設計の標準化および基準等の策定に活用できる。

【進捗状況】

イ. IWF現象について7体の模擬集合体と炉内冷却器を有するナトリウム試験装置を用いて実験研究を行った。これにより定常時、過渡時にIWFが炉心部の温度に及ぼす影響、自然循環流量との関係を明らかにした。

ロ. 炉心部の熱流動現象を評価する手法として多次元解析コード並びにネットワークコードを用いた解析手法を開発した。IWF現象、集合体間熱移行現象に関する実験データを用いて解析手法の検証を進めた。

定格から自然循環時まで炉心全体を詳細に扱う全炉心熱流動解析コードACTについては、昨年度開発した炉心解析部に対して新たに熱輸送系解析部とのカップリングを行った。

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

【今後の予定 (平成10年度以降の計画)】

イ. ナトリウム試験により、自然循環除熱時の燃料集合体間の流量振動現象に関する現象の解明を行う。また、IWFに関する水流動試験を実施し、実機規模の径方向集合体列数をもった炉心体系における流動特性を把握するとともに専用の流路を設けるなどIWFの積極的な利用方策の効果を明らかにする。

ロ. IWF現象の評価手法として集合体間ギャップ部をポラスモデルで扱う手法について、ナトリウム試験、水流動試験データにより実験検証を行うとともに、実機解析を行い、実機評価を行う。

全炉心熱流動解析コードACTについては、PLANDTL-DHXの試験データを用いて検証解析を実施する。

ハ. 自然循環時のインターラッパーフロー現象、集合体間熱移行現象、炉心部流量振動現象についてイ. ロ. の知見に基づき実機安全評価の留意点等の反映事項を抽出する。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 7体の模擬燃料集合体、炉内冷却器 (DHX) を含む上部プレナム、1次主循環系、中間熱交換器 (IHX)、2次主循環系等からなるナトリウム試験装置を用い、自然循環時並びに強制循環から自然循環への移行時を模擬したIWFに関する定常並びに過渡試験を実施した。

IWF現象はDHXからの低温ナトリウムが炉容器の上部プレナム下部に成層化するとともに集合体間ギャップ領域に潜り込み、集合体の側面を冷却しながら炉心槽内を自然対流する現象である。本現象は自然循環時に炉心を冷却するパスの一つとして機能することが期待される。

上記のナトリウム試験により、IWF現象が炉心部温度に及ぼす影響、IWF現象と1次主循環系の自然循環流量との相互作用について現象を解明した。(1), (10), (11), (12), (13), (14), (15), (22)

特に定常試験では、自然循環崩壊熱除去時の実機における出力条件をカバーするとともに、1次系の流動抵抗をバルブで調節し(ループ側形状損失係数を100から3000へ)、自然循環流量が実機定格条件の0.2%から2%をカバーする条件で試験を行った。DHXで除熱しIWF現象が生じるケースと、IHXで除熱し低温ナトリウムが炉心上部になくIWFが生じないケースを比較した結果、集合体規模が小さくIWFの冷却効果が出やすい試験体系の結果ではあるが、IWFが炉心の特に上部非発熱部を低温にするため1次系の自然循環流量を低減させること(図1参照)、自然循環流量が1%を下回る条件ではIWFの生じるケースの方が、流量が低いにも関わらずIWFの冷却効果が上回って炉心最高温度を大きく低下させることがわかった。また、それより高い流量条件では、IWFは冷却効果と流量低減効果が相殺して最高温度に与える影響が小さいことを明らかにした。(図2参照)(15), (22) 本試験結果はロ. に示す解析手法の検証データとしても使用された。

DHXからの低温ナトリウムが自然循環時に低流量・低発熱の集合体の内部に潜り込む現象について、水を用いた基礎的実験研究を行い、潜り込み深さに関する現象を解明し整理の手法を考案した。(16)

ロ. 1) IWF現象の評価手法

IWF現象について特に1次系自然循環流量との相互作用を含めて炉心部温度挙動を評価できる手法として、ネットワークコードを用い集合体間ギャップ部を含めて炉心部をモデル化する手法を開発し、ナトリウム試験データにより検証した。(11), (14), (22) また、集合体間ギャップ部をポーラスボディモデル、各集合体をチャンネルモデルで表現する多次元解析手法を開発した。

2) 集合体内熱流動現象の評価手法

過渡時の集合体内熱流動現象について、多次元解析にサブチャンネル間混合効果を取り入れた手法を開発し、ナトリウム実験結果を用いて検証した結果、強制循環から自然循環への移行時の集合体内温度分布特性をよく評価できることを明らかにした。(17), (18), (19)

3) 全炉心を対象とした次世代熱流動解析コード

全炉心熱流動解析コードACTIに関しては、昨年度開発した炉心解析部(燃料集合体解析部+IWF解析部)と1次元システム解析コードを結合するアルゴリズムを開発するとともに、並列計算機上で動作すべくコーディングを行った。これにより1次系自然循環流量とのカップリングやDHX起動時の影響を考慮した炉心部全体の熱流動挙動を評価することが可能となった。(20), (21)

ハ. 実機における自然循環時の炉心熱流動現象を評価する上での留意点として、イ. ロ. の知見からIWF現象は、1次系の自然循環流量がなんらかの原因で極度に低下した場合の補助的冷却パスとして有効に機能することが十分に期待される。すなわち、この効果を評価することが重要である。一方で十分な自然循環流量が確保されている状況ではIWF現象は炉心温度に大きな影響を及ぼさないと整理できる。

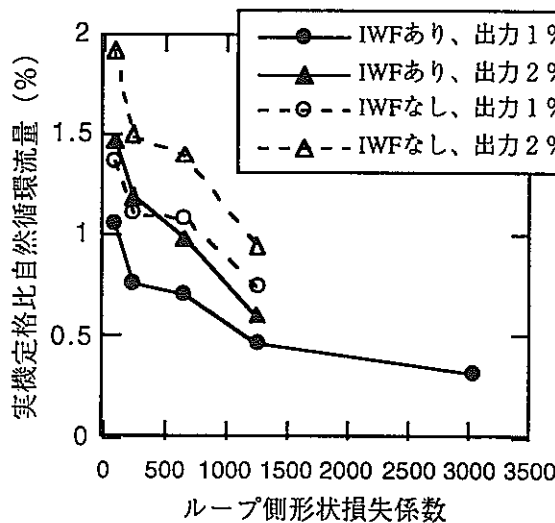


図1 IWFの有無による1次系自然循環流量の変化

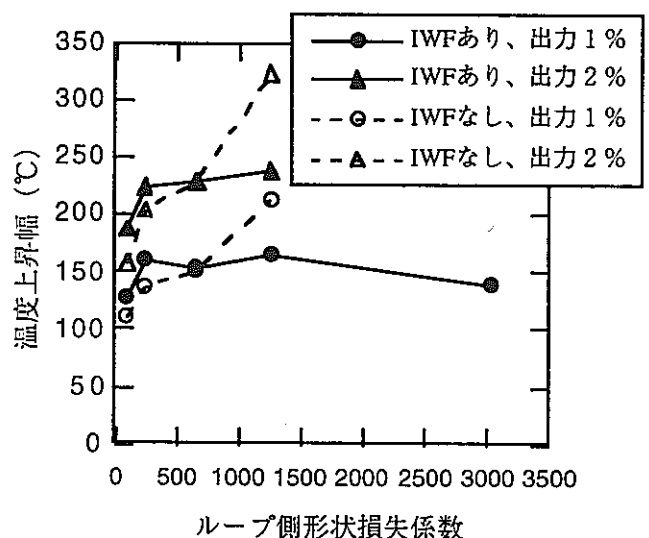


図2 IWFの有無による炉心部最高温度の変化

【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)
- (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 -", Jnl. of Hydraulic Research, Vol. 34, No.3, p. 317, 1996
- (10) H. Kamide, K. Hayashi, et al., "Experimental Study of Core Thermohydraulics in Fast Reactors during Transition from Forced to Natural Circulation - Influence of Inter-Wrapper Flow," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermo-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Japan, Sep. 30-Oct. 4, Vol.2 p.922 (1997).
- (11) 木村暢之、西村元彦他、 「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の炉内熱流動現象に関する研究 - 1次元ネットワークコードによる解析手法の検討 -」, 原子力学会1997年秋の大会 (1997)
- (12) 上出英樹、林謙二他、 「高速炉の自然循環除熱特性に関する研究 - インターラッパーフローが炉心の温度・流量へ及ぼす影響 -」, 原子力学会1998年春の年会 (1998)
- (13) 林謙二、上出英樹他、 「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の冷却システム間相互作用に関する研究 - 崩壊熱除去方式及び2次主冷却系自然循環の影響 -」, PNC TN9410 97-045 (1997)
- (14) 木村暢之、西村元彦他、 「高速炉の自然循環崩壊熱除去時の冷却システム間相互作用に関する研究 - 1次元ネットワークコードを用いた解析手法の検討 -」, PNC TN9410 97-046 (1997)
- (15) 桃井一光、林謙二他、 「高速炉の自然循環時のインターラッパーフロー現象に関する実験研究 - 炉心冷却効果と自然循環流量低減効果の評価」, PNC TN9410 97-047 (1997)
- (16) J. Kobayashi, A. Tokuhiko, et al., "An experimental investigation on penetration of buoyancy-driven cold liquid into a vertical channel with hot, forced-flow," Journal of Nuclear Engineering and Design, Vol. 177 p.91 (1997).
- (17) M. Nishimura and H. Kamide, et al., "Inter-subassembly Heat Transfer during Natural Circulation Decay Heat Removal - Experimental Transient Behaviour from Forced to Natural Circulation and its Multi-dimensional Analysis with Mixing Model -," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermo-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, Japan, Sep. 30-Oct. 4, Vol.2 p.903 (1997).
- (18) 西村元彦、上出英樹、 「ミキシング係数導入による多次元解析の高度化 - 高速炉169ピン束燃料集合体ナトリウム実験による検証 -」, 原子力学会1997年秋の大会 (1997)
- (19) 西村元彦、上出英樹、 「高速炉燃料集合体多次元熱流動解析へのミキシング係数の適用 - 169ピン集合体定常ナトリウム試験による検証 -」, PNC TN9410 07-044 (1997)
- (20) 大高雅彦、大島宏之、 「高速炉炉心熱流動モデルの開発と検証」, 日本原子力学会1998年春の年会 (1998)
- (21) 大高雅彦、大島宏之、 「全炉心熱流動解析コードACTの開発 (II) - 炉心詳細モデルの開発とナトリウム炉外実験による検証 -」, PNC TN9410 97-091 (1997)

【発表予定】

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

【民間の研究の現状と動向】

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

電力中央研究所にて自然循環時の炉心部集合体チャンネルにおける多チャンネル間の流れの安定性にかかる水流動実験が行われ、流量振動現象が確認されるとともにその発生条件を整理している。(3)

【参考文献】

- (1) 久保他、大型FBRの自然循環特性評価手法に関する研究(II)、日本原子力学会1997年秋の大会、シリーズ発表 G37~G41 (1997)
- (2) O. Watanabe, et al., "Study on Natural Circulation Evaluation Method for a large FBR," Proc. of NURETH-8, p.828, Kyoto, Japan (1997)
- (3) 古賀他、FBRの自然循環水流動試験—多チャンネル上昇パスの流動挙動評価—、日本原子力学会1997年秋の大会、G36 (1997)

【海外の研究の現状と動向】

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

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

【参考文献】

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

研究分野	高速増殖炉				分類番号 2-10-2
研究課題名 (Title)	過渡伝熱流動現象評価に関する研究 (Study on Transient Thermohydraulic Analyses)			継続状況	<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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute			研究期間	平成8年度 ～ 平成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 システム技術開発部 熱流体技術開発グループ (Thermal-Hydraulics Research Group, O-arai Engineering Center) (氏名) 山口 彰 (Akira Yamaguchi) (連絡先) ☎311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-267-4141 (4002 Narita, O-arai-machi, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN)				
キーワード	過渡熱流動	サーマルストライピング	流力振動	自由液面	流体・構造相互作用
key words	Transient Thermohydraulics	Thermal Striping	Flow Induced Vibration	Free Surface	Fluid-Structure Interaction
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)：液面の非線型不安定現象に関する基礎研究(東大、茨大) 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)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「流体マイクロシミュレーションの大規模体系への適用性に関する調査研究」特別専門委員会 報告書(1997) 総数22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】 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正化手法の開発・整備 冷却材バウンダリの健全性の評価に重要な熱過渡評価について、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正化を図る。 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 上記課題等に関して、解析手法を用いて安全裕度を適正化する手順を検討するとともに、既存データを含めた各種基礎試験による解析手法の検証と解析コードの信頼性を定量的に評価する手順の検討を行う。					

- (1) 安全裕度適性化手順 : 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ゆくものとする。

【使用主要施設】

情報センター大型計算機

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

サーマルストライピング特性を評価するために開発した解析コードシステム (AQUA, DINUS-3, THEMIS, BEMSET) により、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習に参画し、配管合流部下流側での平均温度分布や温度ゆらぎ振幅分布などを高い精度で評価できることを実炉データとの比較を通じて確認した。また、熱流動解析結果を境界条件とした構造・破壊力学解析 (FINAS, CANIS) を行って、き裂発生・進展からき裂貫通に至る高サイクル熱疲労特性を評価した。

実証炉上部プレナムにおける自由液面揺動による炉内構造物への熱荷重印加を低減させる観点から、流動抑制用複合リングプレートの最適化 (幅、浸漬深さ) に関する解析をAQUA-VOFコードにより行い、自由液面の揺動振幅を効果的に低減させることが可能な構造条件を明らかにした。

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の性能の検証のため、液面衝突噴流の自励振動現象に関する実験と解析を行い、実験と良好に一致する解析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

サーマルストライピング解析評価コードシステムについては、国際原子力機関主催の国際ベンチマーク演習への参加を通じて、今後必要となる解析コードの検証項目およびこれに必要な基礎実験を明らかにした。

【今後の予定 (平成10年度以降の計画)】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

配管合流部におけるサーマルストライピングを模擬した壁噴流ナトリウム基礎実験の解析を行い、サーマルストライピング解析コードシステムの当該部評価への適用性を定量化する。また、大型高速増殖炉の上部プレナム内に温度成層化現象が生じた場合の炉内熱過渡特性評価を行う。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

引続き自由液面の非線形不安定挙動に関する流動解析コードSPLASH-ALEの性能の検証を進める。特

に、噴流の自励振動、液面の自励スロッシングなどの現象のメカニズム解明と発生予測精度の向上を目指し、数値シミュレーションの改良および実験を行う。

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

設計評価手法として、解析コードが具備すべき機能や検証の度合いを明確化するとともに、評価上の不確定幅を定量化するための方法論についての検討を行う。

【その他 今後の発展性等】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

乱流、不均一温度分布（温度勾配）、過渡熱流動などに起因する構造物の熱疲労損傷挙動は、原子力分野のみならず化学プラントなどの一般産業においてもしばしば遭遇するものである。本研究で開発した解析的評価システムは、対象形状や流体物性などに特定されないことから、一般産業への適用が可能である。なお本手法は「構造物の熱設計方法およびその設計に最適な数値計算装置」として、米国において特許登録された。

また、熱荷重発生の一因となる自由液面の揺動を効果的に低減させることが可能な原子炉構造を、「高速炉の炉内構造」として特許申請した。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

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

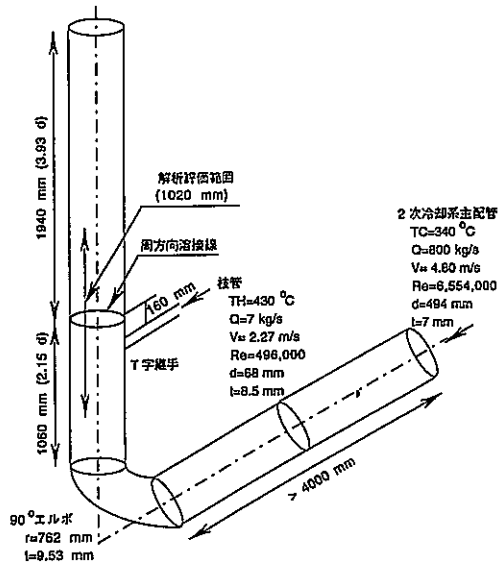


図2 フランス高速原型炉「フェニックス」の2次主冷却系配管構成

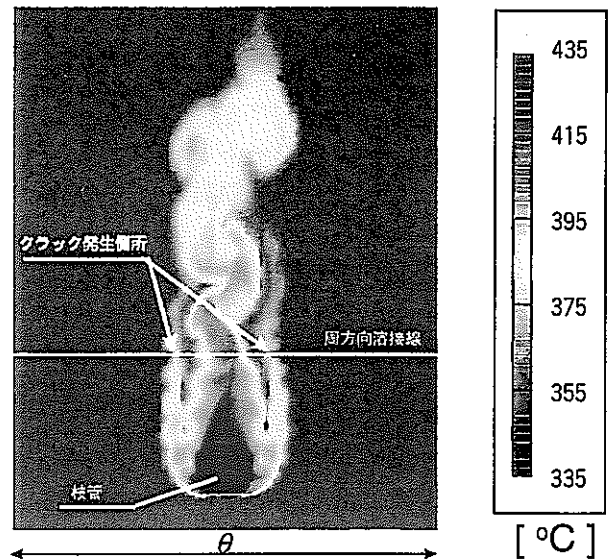


図3 DINUS-3コードによる主配管内壁近傍(表面より0.1 mm位置)での瞬時流体温度分布

	解析コード*	開発	検証(単体)	検証(システム)	今後必要となるの検証用実験	AIRJECO	WAJECO	NAJECO	WAJECO-II	TIFFSS-I	TIFFSS-II	TIFFSS-I	TIFFSS-II	TIFFSS-III	TIFFSS-IV	TIFFSS-III	TIFFSS-IV	TIFFSS-V	TIFFSS-IV	TIFFSS-V	
高周波温度ゆらぎ成分(乱流混合)	AQUA DINUS-3			With DINUS-3 With BEMSET	AIRJECO WAJECO NAJECO				WAJECO-II												
低周波温度ゆらぎ成分(流動不安定性)	AQUA DINUS-3				T-Junction & Elbows Water Expts.				WAJECO-II												
境界層温度ゆらぎ減衰特性	DINUS-3			With BEMSET					WAJECO-II												
熱伝達過渡特性	THEMIS BEMSET								WAJECO-II												
き裂発生条件	FINAS								WAJECO-II												
き裂進展特性	CANIS								WAJECO-II												
実機総合評価	all				PHENIX, MONJU, JOYO, D.C.Cook (Unit-2) TTS, PLANDTL				WAJECO-II												

図4 サーマルストライピング解析コードの検証実績および今後必要となる実験

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 村松壽晴、流体—構造熱的連成挙動の数値解析、日本機械学会第10回計算力学講演会(1997)
- (3) 村松壽晴、流体—構造非定常熱的応答特性の評価(Ⅱ)～サーマルストライピング評価システムによる解析～、日本原子力学会 春の大会(1997)
- (4) 班目春樹他、経年変化と熱流動、日本原子力学会誌 Vol. 39, No. 11 (1997)

- (5) 村松壽晴、流体-構造熱的連成挙動の数値シミュレーション、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」特別専門委員会報告書 (1997)
- (6) T. Muramatsu, Numerical Analysis of Non-Stationary Thermally Response Characteristics for a Fluid - Structure Interaction System, 3rd EJCC Specialists Meeting on thermal Hydraulics (1997) .
- (7) T. Muramatsu, Results of Thermohydraulic Calculations on a Tee Junction of LMFR Secondary Circuit Involving Thermal Striping Phenomena Using the DINUS-3 and BEMSET Codes (II) , 2nd Research Coordination Meeting of the IAEA Coordinated Research Program (1997).
- (8) 村松壽晴、高速炉配管系におけるサーマルストライピングの評価 (I) ~流体および構造物の温度ゆらぎ特性の数値解析~、日本原子力学会 秋の大会 (1997) .
- (9) T. Muramatsu, Numerical Investigations on Thermal Striping Conditions for Tee Junction Systems Consisted of a Main Pipe With 90° Elbow and a Branch Pipe, 3rd Research Coordination Meeting of the IAEA Coordinated Research Program (1998).
- (10) T. Muramatsu, Thermohydraulics Computer Code System and Computational Results on Thermal Striping Phenomena at a Tee Junction of LMFR Secondary Circuit With the System, 3rd Research Coordination Meeting of the IAEA Coordinated Research Program (1998) .
- (11) H. Madarame and M. Iida, Jet-Flutter: Oscillation of Upward Plane Jet Making Surface Swell (1st Report: Streak Line of Jet), JSME, Int. Conf. on Fluid Engineering (1997).
- (12) H. Madarame, Jet-Flutter: Oscillation of Upward Plane Jet Making Surface Swell (2nd Report: Mechanism of Oscillation), Int. Conf. on Fluid Engineering (1997) .
- (13) M. Iida, Numerical Analyses of Self-Induced Free Surface Flow Oscillation by Fluid Dynamics Computer Code SPLASH-ALE, Proc. NURETH-8 (1997).
- (14) K. Okamoto, Simultaneous Measurement of Free Surface and Velocity Using Image Processing Technique, FLUCOME' 97 (1997).
- (15) 班目春樹、液面衝突上向き平面噴流自励振動現象~ジェットフラッタの振動数決定機構~、日本機械学会第74期通常総会講演会 (1997) .
- (16) 岡本孝司、自由液面-流れ相互作用の画像による計測 (第2報: 液面形状再構築)、日本原子力学会 春の年会 (1997) .
- (17) M. Bistriteanu, K. Okamoto and H. Madarame, Numerical Simulation on Self-Induced Sloshing by Vertical Plane Jet, 日本原子力学会 (1997) .
- (18) 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 (XI) ~流体-構造非定常熱的応答特性に係わる評価手法の検証~、PNC TN9410 97-039 (1997).
- (19) 村松壽晴、国際原子力期間主催「実炉データを用いた熱構造力学・熱流動解析コードの検証」研究プログラム (I) ~仏国高速炉フェニックスでの高サイクル熱疲労事象に係わる熱流動ベンチマーク解析~、PNC TN9410 97-058 (1997).

【発表予定】

- (20) T. Muramatsu, Numerical Analysis of Non-Stationary Thermal Response Characteristics for a Fluid-Structure Interaction System, ASME 1998 Pressure Vessels and Piping Conference (1998) .
- (21) 村松壽晴、高速炉配管系におけるサーマルストライピングの評価 (III) ~流体および構造物の温度ゆらぎ特性と実炉データとの比較~、日本原子力学会 秋の大会 (1998) .
- (22) T. Muramatsu, et al., Numerical Simulation of High-Cycle Thermal Fatigue Incident Occurred at French Fast Breeder Reactor Phenix, Journal of Nuclear Science and Technology (1998) .

【民間の研究の現状と動向】

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

流力振動や液面揺動などの数値解析では移動境界の表現手法が必要となるが、精度と汎用性をともに満足するものは未だ確立されていない。境界追跡型手法であるALE法では、格子変形の拘束条件を工夫することによる高精度化³⁾などが検討されている。境界捕捉型手法では、界面勾配を考慮して移流計算を高精度に行なう研究⁴⁾などが行なわれている。

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

【参考文献】

- (1)守屋 祥一、足立 茂、炉心出口部での温度ゆらぎ評価（第2報）、～形状パラメータの影響～、日本原子力学会1990年春の年会（1990）
- (2)Ushijima, S. and Moriya, S., Turbulence Measurements and Calculations of Non-Isothermal Coaxial Jets, Proc. The 3rd Int. Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan (1988)
- (3)玉城ら、ALE法により自由液面を考慮した非圧縮性流体解析、第9回計算力学シンポジウム予稿集、E332 (1998)
- (4)功刀ら、MARS法を用いたKelvin-Helmholtz不安定起因の破碎波解析、原子力学会1997春の年会予稿集、G77 (1997)

【海外の研究の現状と動向】

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

移動界面の表現手法については国内と同様に研究が行なわれており、気液2相でそれぞれ正負の値をとる関数の輸送によって界面の移動を表す、レベルセット法³⁾等が開発されている。

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

【参考文献】

- (1) Sheriff, N., Sephton, K. P. and Gleave, C., Thermal Striping Heat Transfer Measurements in Sodium AKB Experiments, Proc. 4th Int. Conference on Liquid Metal Engineering and Technology (LIMET '88), No. 423, Avignon, France (1988)
- (2) Jones, P., Morss, A. G. and Smith, R. M., The Development of a Transport Equation for Turbulent Temperature Fluctuations: A Comparison of Experimental Measurements and Code Calculations, Proc. IAHR 5th Int. Meeting on Liquid Metal Thermal Hydraulics, Grenoble, France (1986)
- (3) M. Sussman, et. al., "Computing Incompressible Two-Phase Flows using the Level Set Method", Proc. of the CFD Symposium for Free-surface Flows, July (1996)

研究分野	高速増殖炉				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				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
	Study on Sodium Combustion				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 ～ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 プラント安全工学グループ			Plant Safety Engineering Group
	[氏名]	三宅 収			Osamu MIYAKE
	[連絡先]	〒311-1393 茨城県茨城郡大洗町成田町4002			Natrita 4002 O-arai,Ibaraki,311-13 Japan
キーワード Key word	ナトリウム	燃焼	ナトリウム漏洩	エアロゾル	影響緩和
	sodium	combustion	sodium leakage	aerosol	mitigation
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	ナトリウム燃焼挙動に関する研究 (消防庁消防研究所)			
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)	静止ナトリウム液滴燃焼基礎試験 (東邦大学理学部物理学科)			
主要レポート名称 等 (1) 内山 他、「もんじゅナトリウム漏洩事故の原因究明 - ナトリウム漏えい燃焼実験-2 -」 TN9410 97-051, 1997年 8月 (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 11 件					
【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の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、影響緩和のため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)

【成果の活用方法】

本研究を通じて作成・検証された解析コードは、実証炉以降の安全設計および安全評価におけるナトリウム漏えい燃焼評価の判断材料として提供することができる。

【進捗状況】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

(平成8年度)

- ・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。

(平成9年度)

- ・液滴燃焼実験：ナトリウム液滴生成装置の実用化の確認実験を実施し、理想的な単液滴を生成する見通しをつけることができた。静止液滴燃焼基礎試験は実施中であり、機構論的な液滴燃焼評価手法確立に必要なデータの取得及び評価を行っている。落下液滴燃焼試験は、試験装置の制作中である。
- ・ナトリウム燃焼挙動に関する研究は、消防研との情報交換を行っているところである。
- ・ナトリウムプール燃焼実験：Run-F7シリーズを実施中であり、ナトリウムプール燃焼の機構論的評価に必要なデータの取得及び評価を行っている。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

(平成8年度)

- ・ナトリウム漏洩燃焼解析(ASCCOPS)コードを用い、上記イ. で実施したナトリウム漏洩燃焼実験-I及び「の実験解析を実施した。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明し、これらのモデル化とコードへの組込みを行った。

(平成9年度)

- ・ナトリウム燃焼解析コード(ASCCOPS)：扱えるセル数を増加させ、「もんじゅ」のナトリウム漏えい対策設備の検討に必要な機能を付加し、FBRプラントのナトリウム漏えい燃焼評価に対してより合理的な解析が行えるようにした。現在、上記イ. で得られる機構論的な評価手法を取り入れる検討を行っている。
- ・コンクリートからの水分放出挙動：「もんじゅ」のコンクリートコアを用いて、高温加熱時の水分放出挙動に関するデータの取得・評価を行った。この研究から得られた知見をナトリウム燃焼解析コードASCCOPSに反映させた。

【今後の予定(平成10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

- ・液滴燃焼実験：ナトリウム液滴生成装置の実用化の確認実験を継続し、より詳細なデータを取得する。静止液滴燃焼基礎試験を継続し、機構論的な液滴燃焼評価手法確立に必要なデータの取得及び評価を行う。落下液滴燃焼試験の装置を完成させ、同様に機構論的な液滴燃焼評価手法確立に必要なデータの取得及び評価を行う。
- ・ナトリウム燃焼挙動に関する研究は、引き続き消防研との情報交換を行い、研究進展に必要な知見の整理を行う。
- ・ナトリウムプール燃焼実験：Run-F7シリーズを継続し、ナトリウムプール燃焼の機構論的評価に必要なデータの取得及び評価を行う。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

- ・ナトリウム燃焼解析コード(ASCCOPS)：上記イ. で得られる評価手法を取り入れる検討を行う。
- ・ASCCOPSコードにおいて、ナトリウム燃焼以外に扱う化学反応に関する知見を収集し、コードへの反映を検討する。

【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】

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故、ナトリウム漏えい燃焼実験Ⅰ[4,5]及びナトリウム漏えい燃焼実験Ⅱ[1,6]をとおして得られた知見に基づき、ASSCOPSコードに各種の機能を追加した[9]。この結果、漏えい室（事故室）におけるスプレイ燃焼とプール燃焼の同時の取扱い、小漏えい事象の取扱い、コンクリートからの水分放出モデル、エアロゾル挙動モデル、ナトリウム酸化物（エアロゾル及びプール中物質）と水分の反応モデルなどを整備することができた。また、実機プラントへの適用性向上のために排気、加圧開放・減圧開放、窒素ガス注入等を取り扱えるようにした。図1に現在のASSCOPSコードの計算機能を示す。

上記ASSCOPSコード改良のうち、コンクリートからの水分放出については、昨年度報告したナトリウム漏えい燃焼実験Ⅱの結果、並びに同実験で使用したSOLFA-1試験装置のコンクリートコアを用いた水分放出実験で得られた結果を基にモデル化したものである。また、これとは別に「もんじゅ」2次系室のコンクリートコアを用いて水分放出実験を実施し、ASSCOPSコードによる水分放出量予測との比較を行った[11]。ASSCOPSコードの予測は図2に示すとおり実験結果と良好な一致を示しており、同コードのコンクリートからの水分放出モデルが「もんじゅ」におけるコンクリートからの水分放出評価に適用できることを確認した。

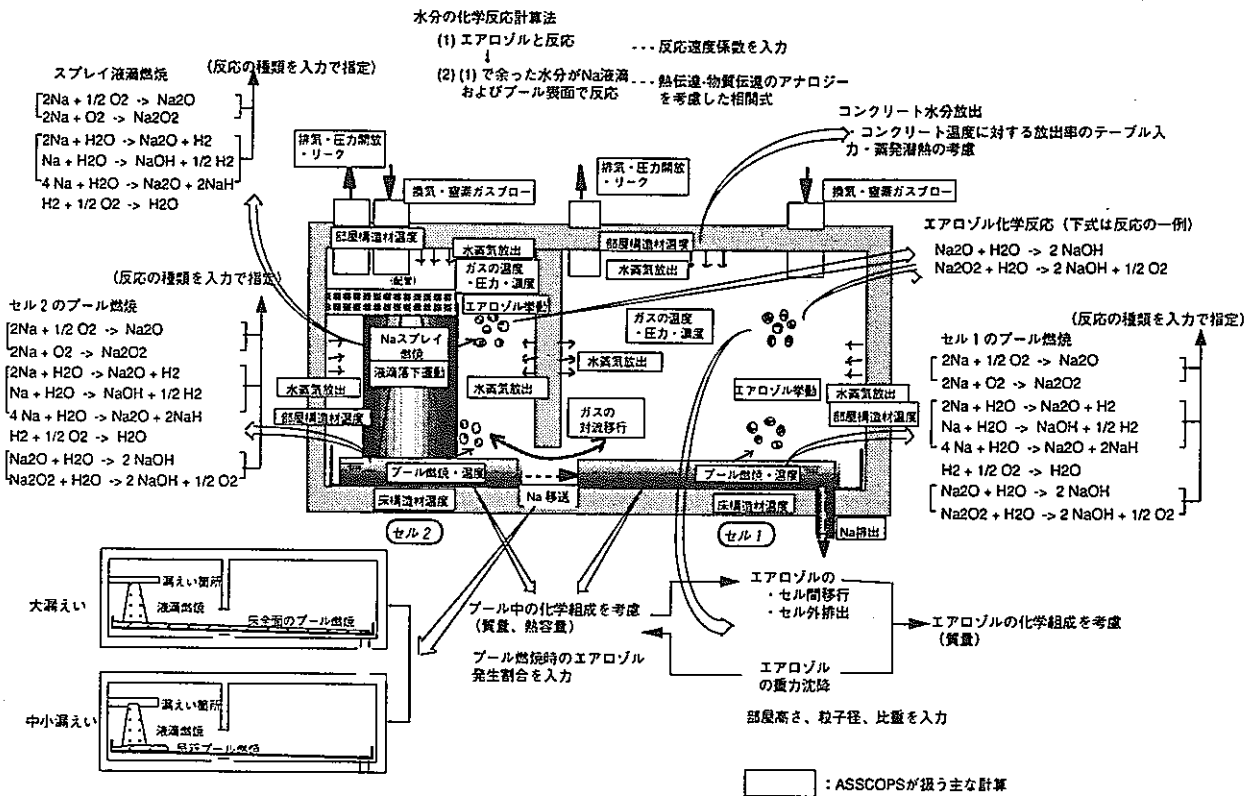


図1 ASSCOPSコード・バージョン2.0の有する計算機能[9]

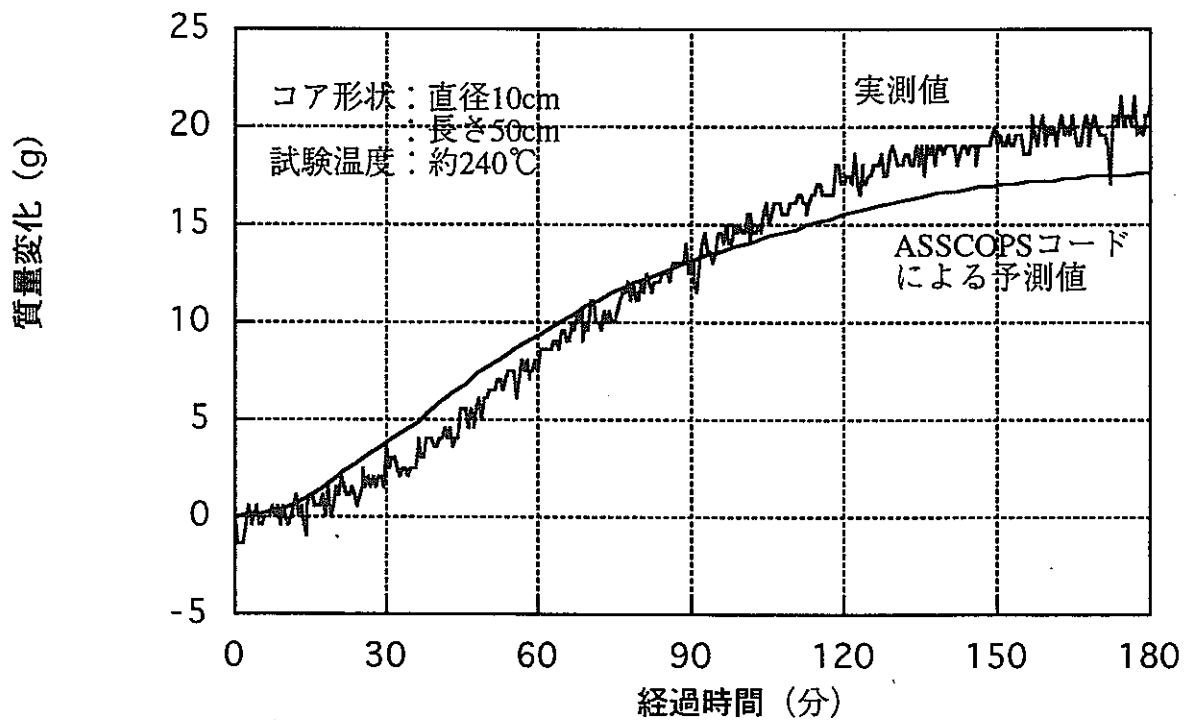


図2 「もんじゅ」のコンクリートコアを用いた水分放出実験におけるコンクリートの質量変化とASSCOPSコードを用いた予測の比較[11]

【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、1997年10月
- (3)下山 他、「ナトリウムによる漏洩速度、漏洩形態の確認実験実験データ集」 TN9450 97-007、1997年6月
- (4)川田 他、「もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明-ナトリウム漏洩燃焼実験-I-」 TN9410 97-036、1997年9月
- (5)川田 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験-I データ集」 TN9450 97-005、1997年5月
- (6)内山 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験-II データ集」 TN9450 97-006、1997年5月
- (8)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
- (9)石川 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS Version 2.0 使用説明書」 TN9520 97-001、1997年12月
- (10)中桐 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS Version 2.0 によるナトリウム漏えい燃焼実験-I (Run-E6) の解析」 TN9410 97-102、1998年2月
- (11)動燃事業団、「もんじゅ実機駆体コンクリート放出水挙動確認試験」、原子力安全委員会原子炉安全専門審査会研究開発用炉部会 高速増殖原型炉もんじゅナトリウム漏えいワーキンググループ資料 Na-60-2、1997年10月

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

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

【参考文献】

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

【海外の研究の現状と動向】

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

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

【参考文献】

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

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 ナトリウム・安全工学試験部 Plant Safety Engineering Group, プラント安全工学グループ Sodium and Safety Engineering Division, 〔氏 名〕 三宅 収 Osamu MIYAKE 〔連絡先〕 ☎311-1393 茨城県東茨城郡 Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 大洗町成田4002 311-1393 Japan ☎029-267-4141 Tel. 029-267-4141				
キーワード	蒸気発生器	伝熱管	水リーク	ナトリウム-水 反応	事故
key word	steam generator	heat transfer tube	water leak	sodium-water reaction	accident
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) :				
主要レポート名等	(1)林田、浜田、「蒸気発生器伝熱管破損模擬試験(TRUST-1)の評価」、 PNC TN9410 97-002、1996年6月 (2)浜田、田辺、「Sodium-Water Reaction Study of Future FBR Steam 総数 5件 Generators」、PNC TN9100 96-001、1996年10月 (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。					
【研究内容(概要)】 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。 (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、高温ラプチャ現象を定量的に把握する。 (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。 (3)大型ナトリウム-水反応試験の実施 実機におけるブローダウン効果を含めた総合的な試験として、ナトリウム-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。					

ロ. 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-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
- ・ 改造SWAT-3 (大型ナトリウム-水反応試験装置) --- 反応容器は実機の約1/3 スケール、伝熱管サイズ・ピッチは実機相当、ナトリウム流動や水蒸気流動を模擬

【成果の活用方法】

- ・ 伝熱管破損模擬試験データは、高温ラプチャ解析のための構造評価モデルの検証に反映される。
- ・ 開発する破損伝播評価手法は、大型炉蒸気発生器の設計基準水リークの評価・妥当性確認に活用される。
- ・ 大型ナトリウム-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. 設計基準リーク選定手法合理化

(1)伝熱管破損模擬試験

高周波誘導加熱により伝熱管を急速加熱可能な模擬試験装置TRUST-2 を用いて、2 1/4Cr-1Mo鋼伝熱管の窒素ガス破裂試験を実施し、策定した高温強度基準値の裕度及び妥当性を確認した。

(2)破損伝播評価手法の整備

反応モデル開発のため、2次元2流体モデルとナトリウム-水反応モデルに基づく反応ジェット解析コード(LEAP-JET)を改良し、適用計算を行った。蒸気流モデル開発の一環として、BLOOPHコードを50MWSG水ブロー試験データ及びRELAP5/Mod2 コードで検証した。伝熱管構造評価モデル開発のため、簡易応力算定モデルに基づく高温ラプチャ解析手法を整備し、SWAT-3等の実験データで検証を行った。

(3)大型ナトリウム-水反応試験

大型ナトリウム-水反応試験実施のため、試験装置(改造SWAT-3)の設計・製作を行った。

ロ. 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10年度以降の計画)】

イ. 設計基準リーク選定手法合理化

(1)伝熱管破損模擬試験

伝熱管内に水・蒸気を供給可能な用にTRUST-2 を改造し、機能試験、昇温特性試験等を経て、水・蒸気流動模擬試験を行い、高温ラプチャに影響する主要パラメータ等の基礎データを蓄積する。

(2)破損伝播評価手法の整備

反応モデル、蒸気流モデル、及び伝熱管構造評価モデルの整備・検証を行い、これらのモデルを現行伝熱管破損伝播解析コードへ組み込んで、設計基準評価手法を確立する。

(3)大型ナトリウム-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。

ロ. 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】

イ. 設計基準 σ - t_r 選定手法合理化

(1) 伝熱管破損模擬試験(4, 5)

ナトリウム-水反応ジェットによる高温過熱時の伝熱管破損挙動を評価するため、これまで構造解析コードFINASによる評価手法を整備してきた。しかしながら、本現象はクリープ変形を伴った形態となることから、コードでは弾塑性クリープ解析が必要でかなり複雑となる。従って、薄肉円筒の仮定に基づく簡易評価手法を検討し、安全側の評価であり压力容器設計式となっている等価径ベースの応力算定法を提案した。並行して、伝熱管材の高温引張強さや短時間クリープ破断強さ等の材料データの蓄積及び破断基準値の策定を行った。評価手法や基準値の妥当性を確認するため、伝熱管破損模擬試験TRUST-2を実施した。試験体である伝熱管は外径31.8mm、公称肉厚3.8mmの2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼で、中央部を高周波誘導加熱し、同時に窒素ガスで加圧して延性あるいはクリープ破損させた。延性破断基準値と試験値の比較を図1、クリープ破断基準値と試験値の比較を図2に示す。前者では、応力係数(破断基準値との応力比)が1.1~1.5の範囲となり基準値に裕度があることを確認した。後者では、時間係数(クリープ破断時間の平均値に対する安全率に相当)： α_R が1の曲線と比較して破断時間は約2/3に低下するが、 α_R を3とする基準値に対しては充分な裕度があることを確認した。

(2) 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LBAPの高度化の一環として開発したナトリウム-水反応ジェット解析コードLEAP-JBTについて、計算速度の向上を目的としてモデル改良を行った。主な改良点は、(1)従来の陽解法の計算安定条件の制約を緩和するための完全陰解法(SIMPLE法)の導入と、(2)2相流モデルでの温度と物性値を計算するアルゴリズムの簡略化等である。改良コードの機能確認のために行ったパラメータ計算によると、(1)の改良により計算タイムステップを5倍程度まで大きくして、計算速度を約4倍早くできること、(2)の改良により従来の計算結果への影響が小さい範囲で計算速度を2~3倍まで早くできることが確認された。

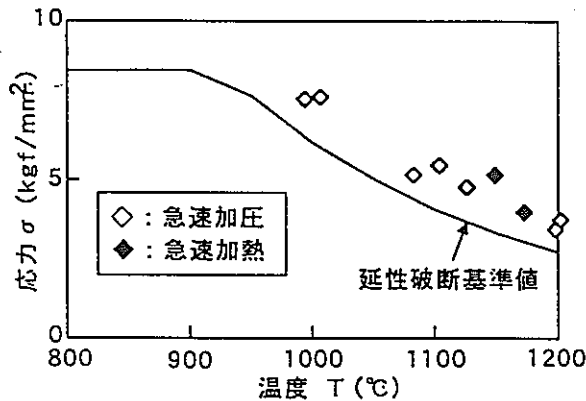


図1. 延性破断基準値と試験結果との比較

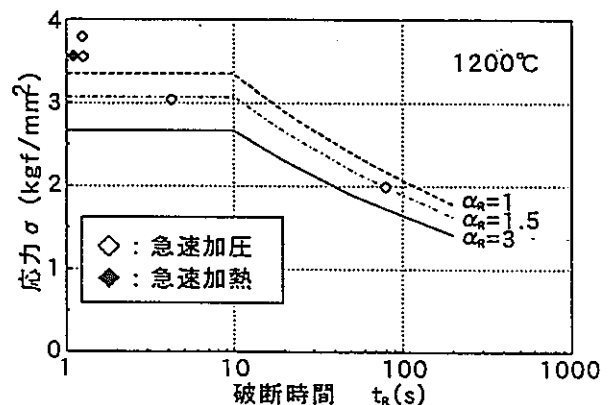


図2. クリープ破断基準値と試験結果との比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 浜田、田辺、林田、「蒸気発生器伝熱管破損模擬試験(TRUST-1)による破損応力の評価」、PNC TN9414 97-018、1997年5月(日本原子力学会1997年秋の大会H75)

【発表予定】

- (4) 田辺、和田ほか、「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用」、PNC TN9410 98-029、1998年6月
 (5) 日本原子力学会1998年秋の大会、シリーズ発表：高速炉SG伝熱管の構造健全性評価(1)~(6)

【民間の研究の現状と動向】

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

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

【参考文献】

- (1)熊谷、「アクティブ音響法によるFBR蒸気発生器の水リーク検出(その4) - SG全周モデルによる気泡検出実験 -」、電力中央研究所報告T95082(1996. 6)
- (2)熊谷、「アクティブ音響法によるFBR蒸気発生器の水リーク検出(その5) - SG全周モデルによる気泡検出実験 -」、電力中央研究所報告T96018(1997. 5)
- (3)吉田、熊谷、木下、「アクティブ音響法によるFBR蒸気発生器の水リーク検出(その6) - 実機適用性の検討 -」、電力中央研究所報告T97005(1998. 3)

【海外の研究の現状と動向】

欧州では、英、仏、独でPFRでの大リーク・ナトリウム-水反応事故以降、EFR冷却系や蒸気発生器の設計研究と並行して、伝熱管破損伝播に関する研究が行われてきた。特に英国では、Super-NOAHを用いたナトリウム-水反応試験や改良9Cr-1Mo鋼の高温破損試験等により中心的な役割を果たしてきたが、その後EFRプロジェクトの中止が決定されるなどにより、ここ数年は本テーマに関する主立った研究は行われていないのが現状である。

その他の国では、ロシアにおいて水リーク検出系(水素計、酸素計、音響計等)の開発研究が行われている。

【参考文献】

- (1)IAEA IWGFR Specialists' Meeting on Steam Generator Failure and Failure Propagation Experience, Aix-en-Provence - September 1990
- (2)IAEA IWGFR Specialists' Meeting on Steam Generators: Acoustic/Ultrasonic Detection of In-Sodium Water Leaks, Aix-en-Provence - October 1990

研究分野	高速増殖炉				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				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
	A Study on In-Pile Safety Experiment Facility				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 \n平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ		Fast Reactor Safety Engineering Group	
	[氏名]	近藤 悟		Satoru KONDO	
	[連絡先]	〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002		4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN	
キーワード Key word	炉内安全性試験	駆動炉心燃料	中性子ホドスコープ	核特性	SERAPH
	in-pile safety experment	driver fuel	neutron hodoscope	neutronics	SERAPH
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等 (1)N.Nonaka,et al.,"Study on in-pile test facility for fast reactor safety research: performance requirements and design features" , Proc.ENS Class 1 Mtg on Research facilities for the future of nuclear energ, Brussels,4-6 June,1996 (その他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】 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な炉内試験を達成し得る安全性試験施設の検討を行うとともに、これを支える要素技術の研究開発を行うことにより、我が国における炉内安全性試験施設の拡充整備に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 試験施設概念の検討 試験計画の検討から要求される施設性能（硬スペクトル、ランプ・パルス特性、試験の実機模擬性、試験燃料の移動計測性等）に対し、これを実現するための炉内試験施設全体の概念を構築し、工学的成立性の確認と併せて実施すべき試験内容に対する充足性を評価する。また、核特性等の試験炉の性能にかかわる特性を確認するための試験の実施方策について検討を行う。 ロ. 要素技術の研究開発 イ. での施設概念を支える重要な要素技術（核・熱特性、駆動炉心燃料、計装系等）の具体化を図るとともに、設計・評価手法の確立と製造性の確認を行う。主な研究項目としては計測スロット等を含む駆動炉心形状及び中速スペクトルの特性に配慮した核・熱特性の評価、駆動炉心用燃料・燃料要素の検討、高速中性子ホドスコープによる燃料移動計装技術の開発等がある。また、試験内容の具体化検討に応じて試験体の構成、計装、加熱制御等の技術検討を進め、試験技術としての体系化を図る。					

【使用主要施設】

なし

【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8年度に引き続き、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継続実施すると共に、ホット燃料試作に関連した基礎データを取得した。また、制御系を含めた現実的な体系での核特性計算、及び動的核特性の計算を行うと共に、中性子ホドスコープの要素技術についての検討を進めた。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 下記ロ. のまとめをもとに、施設の各要素技術の現状知見を踏まえて、これらの相互間の整合性を確認し、施設概念としての具体化を図る。

ロ. H10年度は、H9年度までの施設検討に係わるまとめを行い、成果の文書化に重点を置いて進める。

【その他、今後の発展性等】

関連する研究として、カザフ共和国のIGR試験施設を用いた炉内・炉外試験（原電との協力により計画中）を実施する予定である。SERAPH施設に関連した試験体及び計装技術の検討は、IGR試験計画との共通課題を含んでおり、同計画への反映が考えられる。

【研究成果】

イ. 施設概念の検討

昨年度までの炉体構造の検討結果を受け、試験施設の全体構造を考える上で、炉体構造と調整が必要な部分について検討を進めた。炉体構造の上蓋は試験体用ナトリウム配管を避けて開閉する必要があり、水平に2分割できる構造とした。また、試験体の取り扱い方法を具体化し、施設外へ搬送するまでの経路、遮蔽の考え方などを整理した。さらに、主冷却設備について検討し、ポンプの必要性能、重水タンクの配置、重水をドレンする機能をもたせるダンプタンクの設置など設備概要を明確にした(図1参照)。

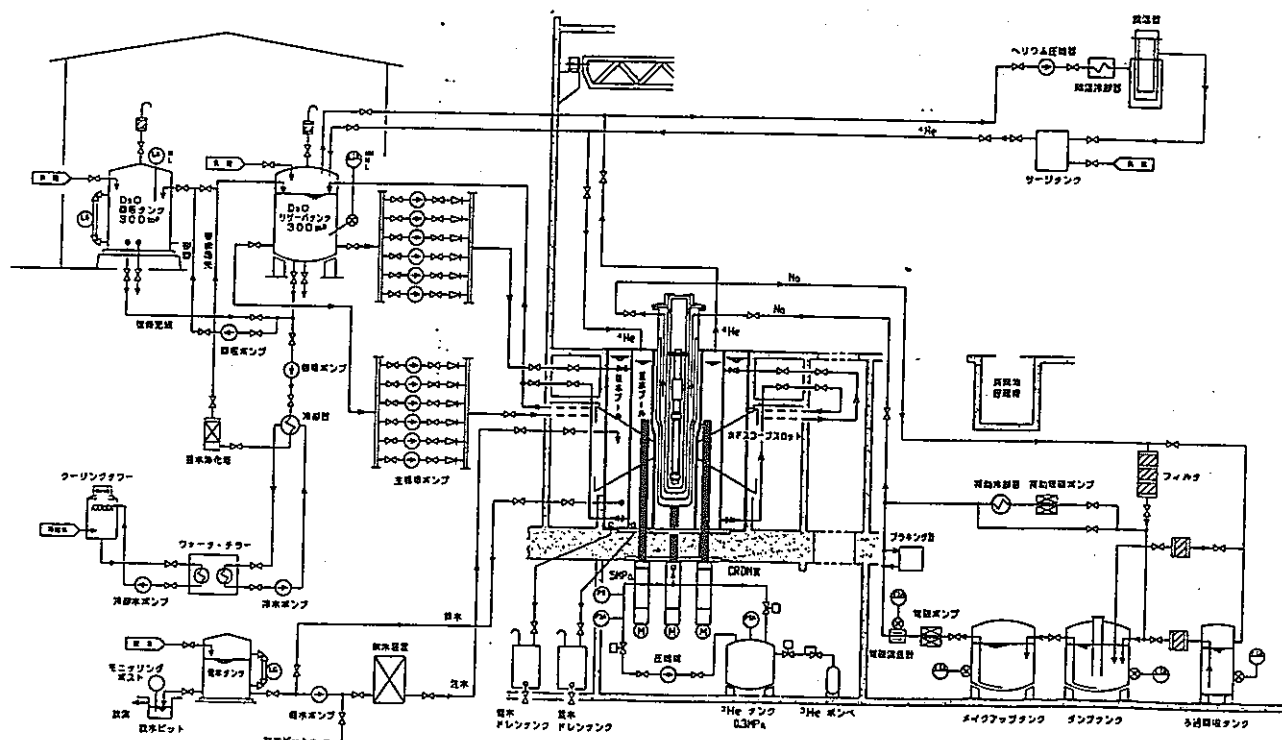


図1 SERAPH全体系統図

ロ. 要素技術の研究開発

1) 駆動炉心燃料

駆動炉心燃料の大量生産の観点から必要性の高い、乾式混合工程による燃料ペレット製造上の課題については、バインダー添加後のBeO/UO₂粉末を混合する方式での基礎試験を実施し、成立性見通しを得た。また、試作ペレットの強度データを取得し、高温での強度特性が良好であることを確認した。さらに、クラック入りペレットの伝熱に係わるデータを取得し(図2参照)、伝熱性能低下が過大なものではないことを確認した。

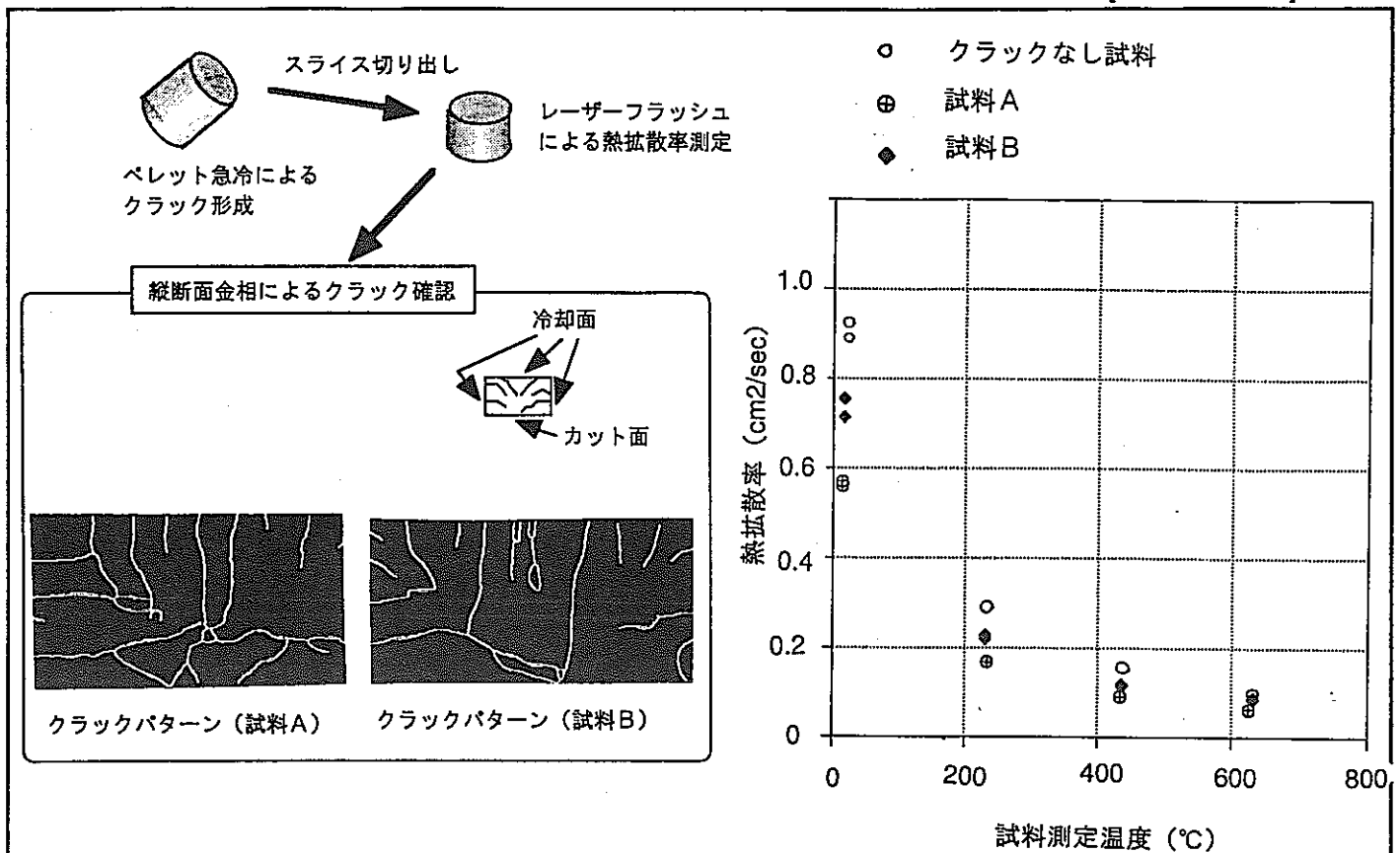


図2 クラック入りペレットの熱伝達率測定データの例

2) 炉心核熱特性

核設計については、試験燃料に対する加熱性能の確保と、試験燃料の移動により生じ得る反応度摂動の抑制とが適切にバランスした炉心概念の具体化を図るため、ホドスコープスロットの存在に加えて、制御系の運用形態（配置と挿入深度）と中性子挙動との係わりにも着目した3次元核計算、及びその結果に基づく核熱動特性計算を実施し、基本的な成立性を確認した。また、これらに必要な核データ並びに核計算手法の整備を行った。さらに、制御系の構成については、重水や構造材配置をパラメータとして周囲の駆動炉心燃料集合体での出力分布特性を評価し、中性子吸収材に対する除熱性を確保しつつ駆動炉心燃料の出力ピーキングを抑制できる基本構成を確認した。

3) 燃料移動計装

燃料移動計装については、U-238検出器の概念検討を行い、S/Nを大きく低下させずに検出器感度の向上が期待できるとの見通しを得た。また、バンドル試験等に対するホドスコープの計測性能評価については、モンテカルロ法を用いた解析を導入し、燃料量と信号の対応関係へのピン間ギャップ等の効果を適切に反映した評価が可能になった。

【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, 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】

なし

【民間の研究の現状と動向】

本課題に関わる民間の研究活動等を行われていない。

【参考文献】

該当なし

【海外の研究の現状と動向】

仏CEA/IPSNでは高速中性子による新たな照射施設として、「ジュールホロビッツ炉」と称する施設の検討を進めている。本施設は材料照射を主目的とした定常照射炉であるが、高速中性子束を照射対象に供給するという視点では「高速炉安全性試験施設に関する検討」にも共通であり、広い意味での役割分担などの視点から注目しておく必要がある。

【参考文献】

なし

研究分野	高速増殖炉				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				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
	Study on Evaluation of Core-Disruptive-Accident Sequences				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究 期間 平成8年度 }平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ		Fast Reactor Safety Engineering Group	
	[氏名]	近藤 悟		Satoru KONDO	
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002		4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN	
キーワード Key word	炉心損傷事故	炉内安全性試験	安全解析コード	起因過程	遷移過程
	core disruptive accident	in-pile safety experiment	safety analysis code	initiating phase	transition phase
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	CABRI炉内試験 (仏国 I P S N) 新型燃料高速炉における CDA の研究 (東北大学) SAS4A/SIMMER-IIIコード開発に関する日欧共同研究 (仏国 C E A, 独国 F Z K)			
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
<p>主要レポート名称 等</p> <p>(1) Sa. Kondo, et al., "Status and Achievement of Assessment Program for SIMMER-III, A Multicomponent Code for LMFR Safety Analysis," Proc. 8th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto (1997.9-10)</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 15 件</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わる現実的評価及び高性能燃料等への適用性拡張を目指して SAS/PAPAS コードの検証・改良を継続するとともに、起因過程評価の考え方を整理し、標準的評価手法としての高度化を図る。</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>ニ. イ～ハの知見を基に、炉心損傷事故事象推移に関する主要現象についての安全評価の考え方を整理する。</p>					

【使用主要施設】

・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大型炉の安全特性を判断するための材料を提供する。

【進捗状況】

イ. CABRI-RAFT計画（1996～2000）において、第1回目の過渡試験を実施するとともに、計画全般に及ぶ試験内容の選定、及びH10年度試験の具体的条件の詰めを行った。また、実施済みCABRI-FAST試験の破壊検査を完了した。

ロ. 過渡時燃料挙動評価コードPAPAS-2Sについては、既存試験データの分析に基づくモデル改良と基本機能確認を進めた。全炉心解析コードSAS4Aについては、プレナムガス放出モデルと健全燃料ペレット柱運動モデルの結合、空間動特性核計算モデルの開発を実施した。また、減速材添加金属燃料炉心のULOF事象評価を行った。

ハ. SIMMER-IIIコードについては、検証研究の成果を反映し改良するとともに、実機安全評価への適用研究を通じて標準的評価手法としての整備を進めた。安全評価上の主要現象に関わる総合検証を欧州機関と共同・分担実施により計画通り進め、高度化された解析手法の実機適用性について評価した。起因過程との接続のためのSAS4A/SIMMER-III接続システムSAME-IIについては、実機評価への適用研究を進めた。

ニ. SAS4A、SIMMER-IIIコードを、高速増殖炉原型炉のULOF事象評価に適用するとともに、評価に際しての考え方の整理を進めた。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 平成10年度はCABRI-RAFT計画の過渡試験3種を実施するとともに、実施済みCABRI-RAFT試験の破壊検査を継続する。また、CABRI-FAST試験の総合評価を完了する。

ロ. 中低スミア密度燃料のFCMI低減メカニズムのモデル化を進めてPAPAS-2Sコードに組み込むとともに、種々の炉内試験への適用研究を行い、評価手法としての整備を進める。SAS4Aコードの燃料ペレット柱運動モデルの改良と検証を進める。空間動特性核計算モデルとの結合を完了し、妥当性、適用性の評価を行う。金属燃料炉心における減速材解離の効果や、遷移過程挙動の評価を行う。

ハ. SIMMER-IIIコードについては、安全評価上の主要現象に対する検証・改良を進めるとともに、実機安全評価への適用研究を通じて高度化された解析手法の効果を整理し、安全評価の信頼性向上を図る上での標準的手法として整備する。SAME-IIコードについては、起因過程との合理的な接続手法として実機安全評価への適用性向上を図るとともに、開発を完了する。

ニ. 実証炉適用研究を通じて、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、例えば、再処理プラントにおける臨界事故の動特性解析、他の分野における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炉内試験

H10年度以降の試験内容についての検討を進め、炉心崩壊事故時の遷移過程（炉心崩壊の進展から事故終息に向かう過程）の物理メカニズム解明を主目的として計画具体化を進めた。この中で、H10年度実施予定試験（3種類）については、予測解析を実施して具体的な試験条件の詰めを行った。

また、実施済みCABRI-FAST試験については、破壊検査を完了し、中空燃料の破損メカニズム、破損後の崩壊燃料分散挙動の定量化に有効な詳細データを取得した。

ロ. 起因過程評価手法

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。

(1) プレナムガス放出および燃料ペレット柱運動モデル

SAS4Aコードにプレナムガス放出モデルと燃料ペレット柱運動モデルとを組み込んだ。図1にプレナムガス圧が22bar程度の燃料ピンに対する燃料破損後の燃料相対ワースの解析結果を示した。プレナムガス放出を考慮したケース2の方が考慮しないケース1よりも燃料の分散が進んでいるのは、プレナムガス放出によって燃料上方に沸騰域が拡大したためにこの部分の高温化が進展し、燃料/スチールの分散を容易にしたためである。さらにプレナムガス放出モデルと燃料ペレット柱運動モデルとを起動したケース3ではプレナムガスの放出が終了しているため、上部燃料ペレット柱の移動は生じていない。しかし下部燃料ペレット柱の運動が破損後約80msに生じて250msまで継続したため、燃料相対ワースはやや増加している。このように、起因過程後期の物質配位をより現実的に模擬するためのモデル改良が図られた。

(2) 空間動特性核計算モデルのSAS4Aへの組み込み

SAS4Aコードを、非中心位置にある制御棒の誤引抜き事象や、起因過程後期における比較的大規模な燃料配位の変化等にも適用可能とすることを目的として、空間動特性核計算モデルとの結合に着手した。計算時間の制約から現在は3次元拡散モデル（CITATION-FBR/Hex-Z体系）との結合を進めている。定常照射挙動解析部における結合は完了し、過渡挙動解析部での結合もプログラミングは概ね終了した。

(3) 金属燃料炉心の炉心損傷事象評価

選択肢としての新型燃料の可能性を評価する位置づけで、金属燃料炉心（Naボンド型燃料ピン、出力60万kW_e、流量半減時間5秒）のULOF事象起因過程の評価研究を継続している。今年度は金属燃料炉心の反応度係数を改善する目的で、減速材としてZrHピンを1集合体（271ピン）中に7本程度装荷した炉心を設定し、減速材を添加しない炉心と比較評価した。減速材添加炉心ではボイド反応度係数やドップラー係数が同出力規模の酸化燃料炉心なみに改善されている。金属燃料用に改良されたSASコードによるULOF事象の比較評価の結果、減速材添加炉心では一般に事象推移が緩慢化すること、特にポンプモーターの起動を想定した条件（流量10～15%）では、被覆材温度が700℃を超過する時間は10秒程度に過ぎず共晶発生の可能性は低いこと、冷却材温度も減速材解離の目安とした750℃には至らないことなどが分かり、減速材添加の有効性を把握できた。

ハ. 炉心崩壊過程評価手法

SIMMER-IIIコードについては、安全評価上の主要現象に関わる総合検証研究および検証成果を反映した実機遷移過程解析への適用研究を進めた。遷移過程時の個別現象への適用性に関しては、反応度の印加要因、および、再臨界によるエネルギー発生緩和機構として重要な2つの現象、「崩壊集合体における物質運動」および「制御棒案内管（CRGT）からの燃料流出」を対象とした解析評価を実施した[6]。図2にCRGTからの燃料流出挙動の解析例を示す。本評価では、集合体規模での熔融炉心プールが燃料運動による過度の反応度印加を招くことなく比較的安定に沸騰する特性を有していること、また、付加される反応度を低減する上で制御棒案内管を通じた炉外への熔融燃料排出が極めて有望であることを示すとともに、これらの実機条件下での個別現象に対するSIMMER-IIIコードの適用性を確認した。

ニ. 安全評価の考え方

本年度の研究では、これまでの研究で集約されたSAS4A、SIMMER-III等の最新の安全評価技術を高速増殖炉原型炉のULOF事象の解析評価に適用することで以下の結論を得た[2]。起因過程評価においては、反応度印加を緩和する現象固有の自己制御機能により、有意な機械的エネルギーを生じることなく、炉心内に燃料が分散した状態で遷移過程へ進む。遷移過程においては、最確解析条件では炉心溶解の拡大と圧力発達に伴う炉心外への燃料の流出によって反応度が継続的に低下し、緩慢な事象推移になる。核的活性度低減機構を仮想的に一律に抑制した保守的想定を課した場合にのみ、機械的なエネルギーを生じる再臨界事象が発生するが、この場合でも炉容器のバウンダリー構造の健全性が脅かされることは無い。このように、本研究を通じて、これまでのCABRI計画などの国際共同炉内試験や国内外での炉外試験データ等の安全研究の成果が評価手法として有効に反映されてきていることを確認した。

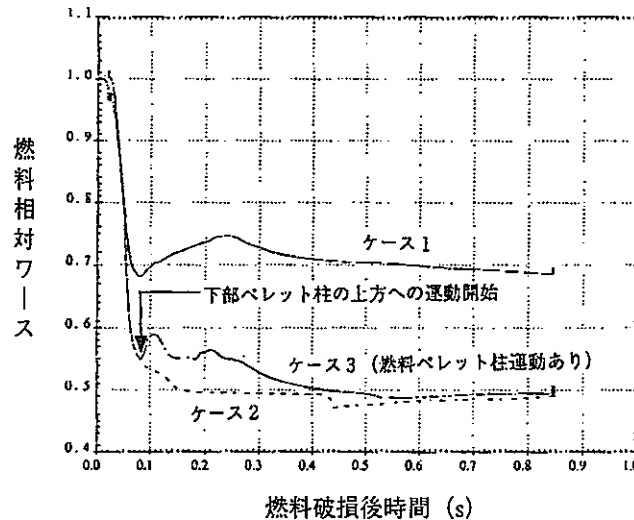


図1 燃料破損後の燃料相対ワース挙動

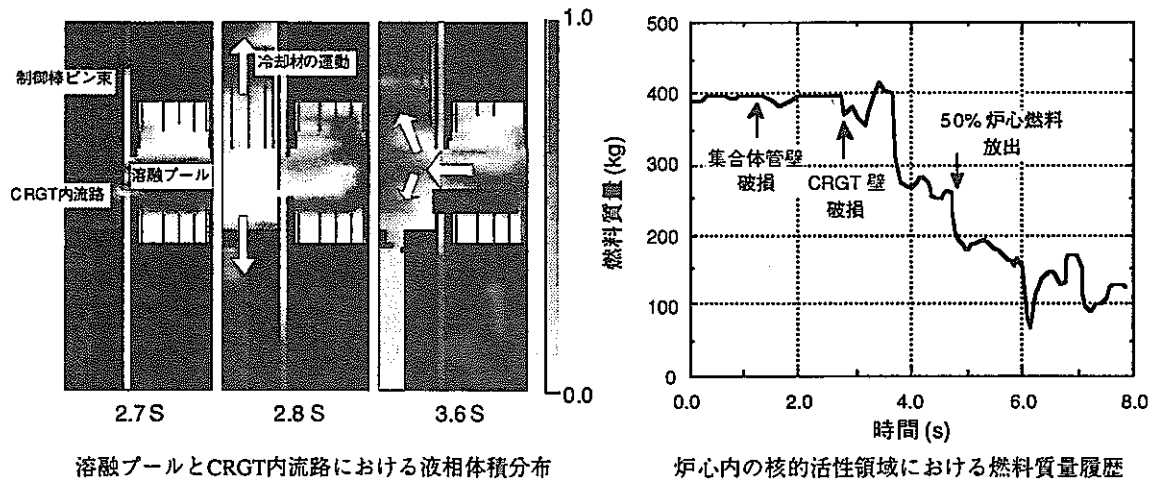


図2 制御棒案内管からの燃料流出挙動解析の結果

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

- (2) 飛田 他, 「高速増殖原型炉ULOF事象の評価研究-最新の知見を反映した炉心損傷評価」, PNC TN9410 97-079 (1997.9).
- (3) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Fuel-Coolant Interactions," OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai (1997.5).
- (4) H. Niwa, "A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFR," Progress in Nuclear Energy, Vol.32, No3/4 (1997).
- (5) D.J.Breair 他, 「Modeling of fuel Freezing for Reactor Safety Analysis」, 日本原子力学会 1997年秋の大会(1997.10).
- (6) K. Morita, et al., "SIMMER-III Applications to Key Phenomena of CDAs in LMFR," Proc. 8th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, (1997.9-10).
- (7) Y. Tobita, et al., "An analysis of Boiling Fuel Pool Experiment by SIMMER-III," Proc. 8th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-8), Kyoto, (1997.9-10).
- (8) 丹羽 元, 「高速炉の炉心安全性研究について」, PNC TN9414 97-026 (1997.11).
- (9) D.J. Breair, "Phase Change Predictions for Liquid Fuel in Contact with Steel Structure using the Heat Conduction Equation," PNC TN9410 98-005 (1998.1).

【発表予定】

- (10) W. Maschek, et al., "SIMMER-III Analysis of Enhanced Fuel Removal Processes under Core Disruptive Accident Conditions," Proc. 6th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-6), San Diego, (1998.5).
- (11) 山本 他, 「SIMMER-IIIを用いたOmega試験解析」, PNC TN9410 98-032 (1998.5).
- (12) K. Morita and E. A. Fischer, Thermodynamic Properties and Equations of State for Fast Reactor Safety Analysis. Part I: Analytic Equation-of-State Model, Nuclear Engineering and Design, 巻号未定 (1998).
- (13) K. Morita et al., Thermodynamic Properties and Equations of State for Fast Reactor Safety Analysis. Part II: Properties of Fast Reactor Materials, Nuclear Engineering and Design, 巻号未定 (1998).
- (14) K. Morita et al., SIMMER-III Applications to Fuel-Coolant Interactions, Nuclear Engineering and Design, 巻号未定 (1998).
- (15) 山本 他, 「SIMMER-IIIを用いたOmega試験解析」, 日本原子力学会 1998年秋の大会 (1998.10).

【民間の研究の現状と動向】

1) 実証炉のATWS評価に関連した研究

電力とメーカーを中心として、炉心損傷事故時の放出機械的エネルギーに対する冷却材バウンダリの健全性評価に関わる研究開発が進められている。平成9年度には、耐衝撃性試験を行い、試験におけるエネルギーバランス、炉容器内の構造材による炉容器への負荷低減効果、炉内周辺機器への荷重設定法と応答評価に関する調査検討が行われた。

【参考文献】

なし

【海外の研究の現状と動向】

1) SAS4A及びSIMMER-III開発のFZK、IPSNにおける進捗

a) SAS4Aコード

炉心損傷事故の起因過程を解析するためのSAS4Aコードは、モデルの改良・検証計画が仏国、独国、及び日本の共同体制で進められている。仏国は燃料破損前におけるピン内容融燃料移動モデルの開発を、独国は冷却材沸騰及び燃料ピン過渡挙動モデルの改良を実施しており、日本の燃料破損後物質移動モデルの改良と合わせた統合版Ref96 release 1が作成された。

b) SIMMER-IIIコード

炉心損傷事故の遷移過程を解析するためのSIMMER-IIIコードは、第2期検証計画が仏国、独国、及び日本の共同体制で行われており、各参加機関による炉内・炉外試験を用いたモデルの解析検証が進められている(参考文献(1), (2))。

2) BN-800のCDA評価

ロシアでは設計段階で設計基準外事象の解析を行うことが要求されるようになったことに対応して、ボイド反応度をゼロまたは負としたBN-800の炉心損傷事象の解析が、IAEA及び欧州共同体の支援を得て、我が国を含む国際共同プログラムとしてH7年度より実施されている。H10年度に終了の予定である。

【参考文献】

(1) Maschek W., et al. "SIMMER-III analysis of enhanced fuel removal process under core disruptive accident conditions," Proc. of 6th Int. Conf. on Nuclear Eng. (ICONE-6), May 1998.

(2) Coste P., et al. "Two-phase channel flow modelling of SIMMER-III, a multi-phase, multi-component code for LMFR safety analysis," Proc. of 3rd Int. Conf. on Multiphase Flow. (ICMF'98), June 1998.

研究分野	高速増殖炉				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				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
	Study on Molten Core Materials Behavior in Core Disruptive Accident				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 ～ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ			Fast Reactor Safety Engineering Group
	[氏名]	近藤 悟			Satoru KONDO
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002			4002 Narita, O-arai, Ibaraki, 311-1393 JAPAN
キーワード Key word	事故後熱除去	炉外模擬試験	MELT-II施設	燃料-冷却材相互作用	炉内保持
	post accident heat removal	out-of-pile simulant test	MELT-II facility	FCI(fuel-coolant interaction)	in-vessel retention
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	中性子ラジオグラフィーによる高密度比気液二相流の可視化と計測 (京大原子炉) 相変化を伴う融体移行挙動に関する基礎研究 (東京工業大学)			
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等 (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) (2) 「先行基礎工学分野に関する平成9年度研究協力概要報告」、動燃公開報告書登録手続中 (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 9 件					
【研究目的】 高速増殖炉の炉心損傷時に形成された熔融炉心物質が炉心領域から移行・流出する時の初期条件及びその後の 固化・分散・再配置挙動のメカニズムを解明し、本過程における事象推移シナリオの明確化を図り、シビアアク シデントに対する安全評価のための判断材料の提供に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 高温融体-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、熔融炉心物質と冷却材との熱的相互作用挙動の解明と挙動評価モデルの構築を行う。 ロ. 体積加熱沸騰プール炉外模擬試験を実施し、熔融炉心物質プールの沸騰現象の解明を行うとともに解析モデ ルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築する。 ハ. 融体放出移行挙動炉外模擬試験を実施し、炉心からの流出経路中での融体の放出・移行・固化現象の解明を 行うとともに、海外の試験データをも含めて、解析モデルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築す る。 なお、ロについては、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。					

【使用主要施設】

大洗・MELT-II 試験装置（高周波誘導加熱：最高300kW、融体最高温度2300℃、溶融量最大約25 l）

【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、SIMMER等の安全解析コードによる試験の解析評価を通じて、コードの検証と改良に資する。

【進捗状況】

イ. MELT-II試験施設の安全対策補強改造を実施するために、試験を中断している。平成11年度より再開。
ロ. 大学との共同研究において、高密度比気液二相流の可視化実験を行い、流動特性の計測を行い、結果に対する評価・考察を行った。試験データを用いてSIMMER-IIIコードの検証を行った。
ハ. 大学との共同研究において、定常流路での固化クラスト形成メカニズムを調べる実験を行い、結果の整理と評価を行った。SIMMER-IIIの固化モデルを改良し、適用性を検証した。

【今後の予定（平成10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装置の改造と追加実験を行い、解析モデルの検証・改良を行っていく。
ハ. 放出・移行試験に関しては、装置・試験体を一部改造した後、高温融体を用いた試験を実施していく。移行・固化に関する共同研究は、追加試験と実験解析を行い、成果をとりまとめる。

【その他、今後の発展性等】

- (1) 本研究のイ及びハで扱ったFCI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】

ロ. 炉心沸騰プール挙動に関する研究

共同研究において、熔融低融点合金に気泡を注入する試験装置を製作し、中性子ラジオグラフィーによる可視化を行うことにより流動様式を観察し、気泡速度、ボイド率等の流動特性の計測を行うとともに、得られた試験データを用いてSIMMER-IIIの検証を行った [(6) (7) (8)]。実験で測定されたボイド率は、管内流の試験データによる関係式による予測よりも低くなり、プール内の多次元的な流動と気泡形状の変化の影響を考慮した関係式による予測値とほぼ一致する (図1)。またSIMMER-IIIにもこの関係式を導入することにより、プール内のボイド率を適切に予測できることが示された。これらの結果から、液相流速の測定、ダウンカマーを設けた試験装置により、プール内ボイド率に対する液相流れの影響を明らかにする必要があるとの認識を得た。

ハ. 融体放出移行挙動に関する研究

炉心物質の移行・固化挙動に関し、基礎実験及びモデル改良を実施した。

(1) 固化クラスト形成に関する基礎実験 [(2) (5)]

固化クラスト形成のメカニズムを解明するため、水の融点以下に冷却したアクリル製の管に水を定常的に流すことにより、管内面にクラストを形成させる実験を行った。相変化を伴う場合の平均熱伝達率は従来の単相熱伝達相関式と比べて小さくなり、流路管壁の冷却条件により大きく影響を受けることが明らかとなった。また、クラストの生成時の伝熱モデルによる解析との比較により、流路管壁の冷却条件が厳しくなるに従って、実験での熱伝達はモデル解析値よりも小さくなっていくことがわかった。これは、流路管壁の冷却条件が強くなるのに従ってクラスト界面近傍における固化粒子の発生が顕著になり (シャーベット状になり)、流れの乱れが抑えられるためであると推察される。そこで、従来から提唱されている相変化を伴わない場合の熱伝達特性 (Nu0) と相変化を伴う場合の熱伝達特性 (Nu) の相関関係を補正関数f(C*) (= Nu/Nu0) として見出した (図2)。C*は、冷却パラメータである。

$$C^* = ks(Tmp - Tw) / kl(T0 - Tmp)$$

ここで、ks：融体物質の固体での熱伝導度、kl：融体物質の液体での熱伝導度

Tmp：融体凝固温度、Tw：流路管壁温度、T0：融体温度

この補正関数を用いて実験結果を整理すると、比較的良好な一致をみることができた (図3)。本実験により、移行固化過程の評価においては相変化を伴う熱伝達を厳密に扱う必要があることを認識した。

(2) SIMMER-IIIのモデル改良 [(2) (4)]

融点からの過熱度が比較的小さい熔融燃料の低温スティール流路での固化においては、熱伝導支配型とバルク熱伝達支配型の固化が同時に起きる混合固化現象が生じるものと予測される。混合固化現象を記述するために、構造壁近傍の過冷却融体の存在、クラストと構造壁とのギャップの存在等に係るモデル改良を行った。これにより、熔融酸化物の固化・閉塞形成に対する同コードの適用性の拡大が図られた。

モデル改良の結果を検証するために、熔融二酸化ウランを用いた炉外固化試験 (CEA のGEYSER及びJRC のBLOKKER) の解析を行った。表1に試験条件及び混合固化現象をモデル化したSIMMER-IIIと試験データとの比較を示す。また、簡易バルク固化モデル (融体と構造壁との間の熱抵抗を加味) との比較結果を図4に示す。計算された熔融二酸化ウランの侵入距離は、実験データのばらつき範囲で良好一致を見ている。さらに、固化クラストの形成についても実験後の観察結果と定性的に対応しており、混合固化モードの取扱いの妥当性が検証された。

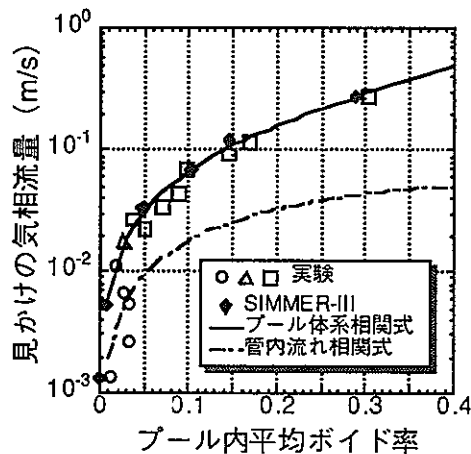


図1 ボイド率と気相流速との関係

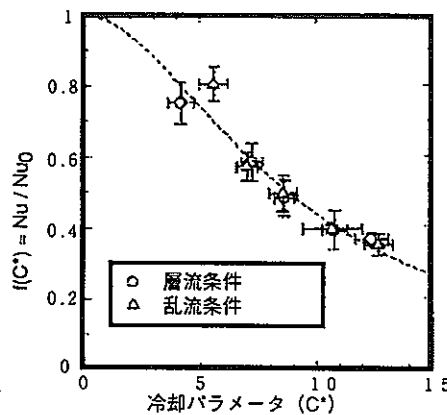


図2 冷却パラメータの影響

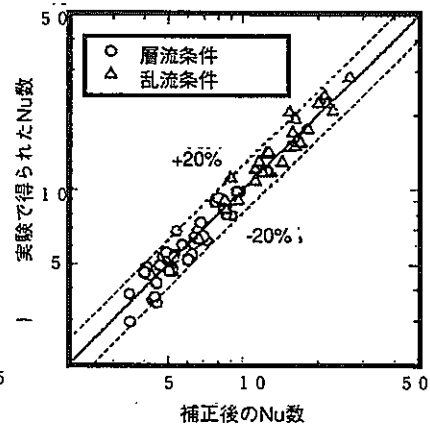


図3 補正值と実験値との比較

表1 二酸化ウラン固化実験解析結果

実験名	実験条件：			実験における融体侵入：		計算における融体侵入：	
	円管内径 (mm)	融体初期速度 (m/s)	管壁温度 (K)	長さ (cm)	時間 (ms)	長さ (cm)	時間 (ms)
Geyser 4	4	3.2	293	60	190	57	200
Geyser 7	4	4.2	1273	75	180	68	200
Geyser 8	4	4	1273	48	120	67	200
Geyser 9	4	1.8	293	47	260	48	260
Geyser 11	4	1.9	293	80	420	74	-450
Geyser 12	4	3	293	100	700	66	-250
Geyser 13	4	1.7	293	45	300	48	-290
Geyser 15	4	3.3	293	73	310	64	-200
Blokker 1	4.0	3.6	673	40	100	68	220
Blokker 3	8.5	5.3	673	200	380	180	-450
Blokker 4	9.9	7.4	673	200	270	235	-450
Blokker 5	9.9	3.3	673	150	450	180	-600

注1) 二酸化ウラン融体の初期過熱度は全ての試験において150Kであった。
 注2) 実験、計算に双方において、管壁の溶融はあってもわずかであった。

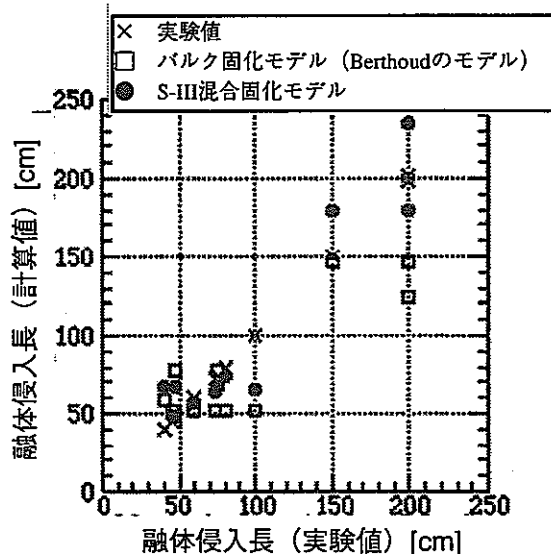


図4 侵入距離 (解析と実験との比較)

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

- (3) 福重他、「原子炉炉心溶融事故時の溶融炉心物質移行挙動に関する基礎研究」、日本原子力学会1997年春の年会、東京大学、H51
- (4) David Brear他、「Modelling of fuel freezing for reactor safety analysis」、日本原子力学会1997年秋の大会、沖縄、H57
- (5) 小林他、「溶融炉心物質の固化挙動に関する基礎研究」、日本原子力学会1998年春の年会、近畿大学、I 29
- (6) 齋藤、他、「プローブとして熱中性子を用いた高密度比気液二相流の可視化と計測に関する研究」、京都大学原子炉実験所第32回学術講演会報文集、pp.275-280(1998).
- (7) Mishima, et al., "Visualization and Measurement of Gas-Liquid Metal Two-Phase Flow with Large Density Difference Using Thermal Neutrons as Microscopic Probes," submitted to Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.
- (8) 三島、飛田、他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究 ー先行基礎工学分野に関する平成8年度報告書ー」、動燃公開報告書登録手続中。
- (9) 「先行基礎工学分野に関する平成9年度研究協力概要報告」、動燃公開報告書登録手続中

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

近年、本課題に関する民間の研究活動は行われていない。

【参考文献】

該当なし

【海外の研究の現状と動向】

近年、本課題に関わる海外での研究活動は行われていない。

【参考文献】

該当なし

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所 属] 大洗工学センター ナトリウム・安全工学試験部 プラント安全工学グループ [氏 名] 三宅 収 [連絡先] ㊟311-1393 茨城県東茨城郡大洗町 成田4002 ㊚029-267-4141		Plant Safety Engineering Group, Sodium and Safety Engineering Division, OEC Osamu Miyake Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-1393 Japan Tel. 029-267-4141		
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)宮原信哉、「高速炉のソースターム研究・希ガス-ヨウ素混合気泡のナトリウム中移行挙動研究について」、第9回配管信頼性実証試験研究委員会（日本原子力研究所）、1998年3月 総数 11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】 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を検討に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. ソースターム評価手法の整備 (1)炉容器内ソースターム移行挙動試験 ソースターム移行挙動の最上流となる燃料からの放射性物質放出挙動及びエナジェティック事故時に発生するCDA気泡挙動とこれに伴う燃料物質やFP等の放射性物質の炉容器内における移行減衰に関する現象を解明する。 (2)格納施設内ソースターム移行挙動試験 メルトスルー事故時に発生する燃料・構造材・FP・ナトリウムの混合エアロゾル挙動と、水素燃焼がこれに及ぼす影響、即ちFPエアロゾルの解離や浮遊エアロゾルの沈降促進、沈着エアロゾルの再浮遊等に関する現象を解明する。 (3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備 事故時の炉内FP放出挙動に関する解析コードTRACERに、シビアアクシデント時の炉容器内ソースターム移行挙動の解析機能を付加するとともに、並行して実施する実験結果を用いたモデルの検証・改良を行う。					

<p>ニ. 格納施設応答評価手法の整備</p> <p>(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。</p> <p>(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（デブリー生成方法、デブリー-コンクリート相互作用等）を行う。</p>
<p>【使用主要施設】</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 ・燃料からの放射性物質放出挙動試験装置：高周波誘導加熱装置（最高運転温度3000℃）、温度勾配管、各種サンプリング系、ガス分析装置で構成。</p> <p>(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 2 m³）、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。</p> <p>ニ. 格納施設応答評価手法の整備</p> <p>(2)ナトリウム-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 やデブリーを注入可能な構造とする）、デブリー発生装置、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。</p>
<p>【成果の活用方法】</p> <p>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。</p> <p>ニ. 格納施設応答評価手法の整備 高速炉のシビアアクシデント評価・PSA 解析手法の高度化を図ると共に、格納施設の安全向上方策の検討に資する。</p>
<p>【進捗状況】</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 燃料からの放射性物質放出移行試験については、分析系の確認試験および改良を実施した。</p> <p>当研究課題で実施予定の内容のうち、上記のイ. (1)燃料からの放射性物質放出移行試験 以外の試験（イ. (2)、ニ. (2)）、コード開発（イ. (3)、ニ. (1)）については、もんじゅ対策業務のため、中断した。</p>
<p>【今後の予定（平成10年度以降の計画）】</p> <p>燃料からの放射性物質放出挙動試験については、実照射燃料を用いたペレット単体試験を開始し、MOX 燃料からのFP放出速度データを取得する。また、TRACERコードに燃料からのFP放出モデルの組み込みを行う。その他の試験等については、もんじゅ対応が最優先となるため、現状では再開の目処なし。</p>
<p>【その他 今後の発展性等】</p> <p>なし。</p>

【研究成果】

イ. ソースターム評価手法の整備

(1) 炉容器内ソースターム移行挙動試験

燃料からの放射性物質放出挙動に関する炉外ホットラボ試験装置には、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の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。

平成9年度は、γ線計測性能の確認試験およびX線回折測定によるFPの化学形態分析の精度確認試験を実施した。

a) γ線計測性能の確認試験では、標準線源試料 (Cs^{137} 、線源強度 3.7×10^6 Bq) および高線量線源試料 (燃焼度 100.9 GWd/t の実照射燃料、約 0.2g : 試験時に使用する試料の約 2% 相当) をタングステンカプセルに封入した線源をセル内各所に置き、そこから放出されるγ線量を測定して、コリメータが測定対象である焼結金属フィルター部を捉えていること、および他の部分からのγ線の遮へいが十分であることを確認した。コリメータの測定範囲を図2に示す。

高線量線源試料を用いた結果を表1に示すが、ライブタイム 200秒での Cs^{137} のカウンター数は焼結金属フィルター部にのみ有意な差が見られ、他の部分では線源試料のない場合並の結果となった。このことから、コリメータの測定範囲が妥当であること、焼結金属フィルター部以外からのγ線に対する遮へいは現状でも十分であることおよび試験時に使用する試料の約 2% 相当のγ線量でも十分判別可能であることが確認できた。

b) X線回折測定によるFPの化学形態分析の精度確認試験では、代表的なFPの模擬試料 (CsI 、 CeO_2 、 ZrO_2) をそれぞれ単体または混合させた状態で加熱溶解させ、温度勾配管内サンプリング管にトラップされたものについて定性分析を実施したが、トラップされた模擬試料の量が少なく、化学形態の確認はできていない。今後は測定方法の改良を進め、化学形態の確認を行う。

これらの結果から、放出FPの化学形態の分析法についてはさらに検討が必要であるが、放出量については、平成10年度から開始するホット試験でも測定できる見込みが得られた。

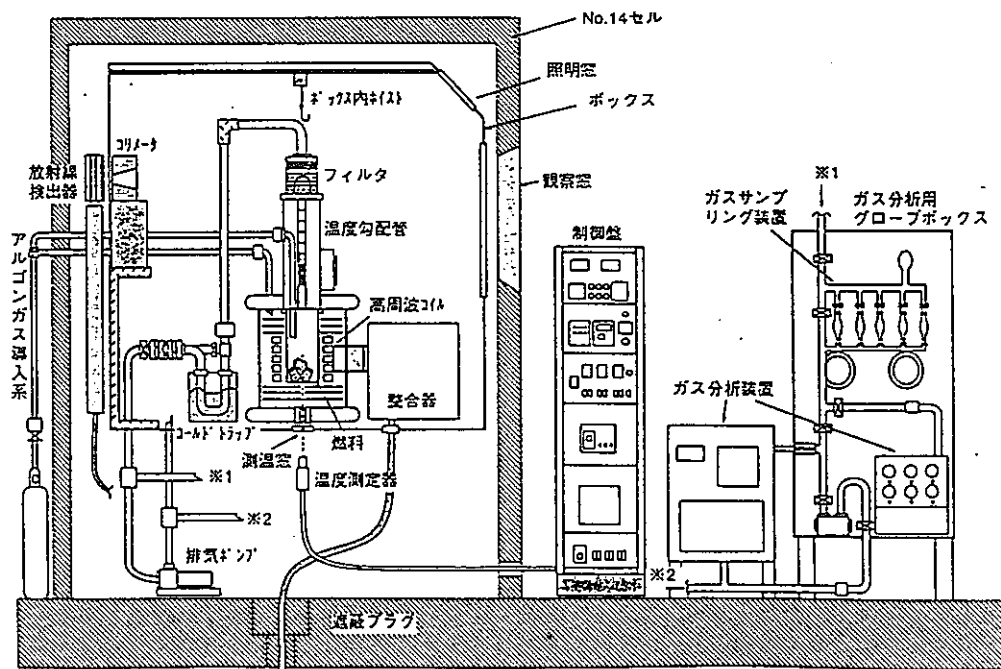


図1. 実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置

表1. 各所に高線量線源試料* を置いた場合の γ 線測定結果

線源試料設置箇所	Cs ¹³⁷ カウント数
(線源試料なし)	395
焼結金属フィルター部	1,411
焼結金属フィルター下部	460
加熱炉部	416
整合器上部	332
セル前面側 (観察窓付近)	464

* : 燃焼度 100.9 GWh/t の実照射燃料、約 0.2g

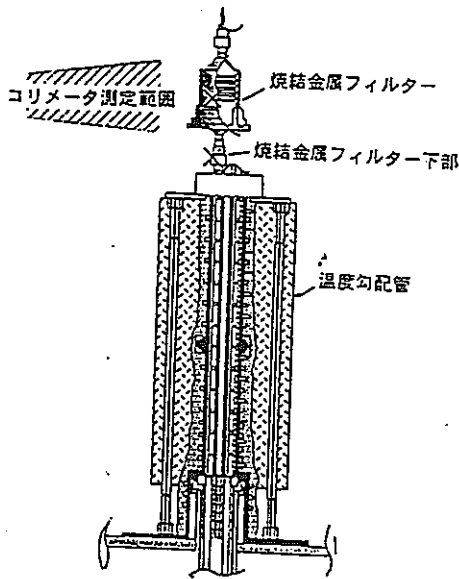


図2. コリメータ測定範囲

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2)大野修司、「溶融炉心コンクリート反応」、日本原子力学会誌 1997年9月号「総説」、1997年12月
- (3)佐川憲彦、他、「ヨウ素の不活性ガス中拡散係数測定試験(Ⅱ)」、PNC TJ9613 97-001、1997年10月。
- (4)佐川憲彦、他、「ヨウ素の不活性ガス中拡散係数測定試験(Ⅲ)」、PNC TJ9613 97-002、1997年10月。
- (5)高井俊秀、他、「Development of Test Apparatus for Fission Products Release from Overheated Fuel Element」、IWGFR/92, pp.101~110, Nov.1996
- (6)佐川憲彦、他、「Correlation of Sodium Iodine Solubilities in Sodium-Stainless Steel System」、IWGFR/92, pp.110~121, Nov.1996
- (7)宮原信哉、他、「Experimental and Analytical Studies of Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool」、IWGFR/92, pp.123~140, Nov.1996
- (8)西村正弘、他、「Evaporation Release Behavior of Volatile Fission Products (iodine, cesium and tellurium) from Liquid Sodium pool to Inert Cover Gas」、IWGFR/92, pp.141~159, Nov.1996
- (9)宮木和美、他、「Development of In-Vessel Source Term Analysis Code, TRACER」、IWGFR/92, pp.161~168, Nov.1996
- (10)廣沢孝志、他、「FP放出挙動試験装置の開発」、日本原子力学会「1996年春の年会」、J62
- (11)中桐俊男、他、「Vaporization Release Behavior of Volatile Fission Products from Liquid Sodium Pool to the Inert Cover Gas, Development and 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

【発表予定】

なし。

【民間の研究の現状と動向】

- ・電力においてナトリウム中の気泡に含まれる放射性物質の挙動に関する実験研究が実施されている⁽¹⁾。

【参考文献】

- (1) O. Miyake, et al. : Proc. IABA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996.

【海外の研究の現状と動向】

- ・印国では、IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research)において、ナトリウムプール燃焼時のCsの放出挙動について実験研究が行われており、FTBR炉用のCsエアロゾル捕集用RVC(Reticulated Vitreous Carbon)トラップの開発も行われている⁽¹⁾。
- ・独国では、FZKにおいて、ナトリウムプール燃焼時のナトリウム-コンクリート反応についての実験研究がFAUNA試験装置を用いて行われている⁽¹⁾。
- ・露国では、BN-600、BR-10及びBOR-600炉で、破損燃料ピンからのFP及び燃料物質の放出挙動及び一次冷却系内での分布に関する実験研究が行われている⁽¹⁾。

【参考文献】

- (1) O. Miyake, et al. : Proc. IABA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996.

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成3年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 〔氏名〕 大戸 敏弘 〔連絡先〕 ☎ 3 1 1 - 1 3 9 3 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4 0 0 2 ☎ 0 2 9 - 2 6 7 - 4 1 4 1		Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, OEC Toshihiro Odo 4002 Narita, Oarai-machi, Higashi- ibaraki-gun, Ibaraki-ken 311-1393 JAPAN	
キーワード key word	燃料破損検出 fuel failure detection	破損燃料位置検出 failed fuel detection and location	タグガス 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	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 （名古屋大学大学院工学研究科、東京大学大学院工学系研究科） 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) 青山卓史, 「燃料破損時のプラント操作最適化に関する研究 -破損燃料検出法の精度と信頼性の向上-」, 平成9年第7回もんじゅ技術報告会資料, PNC TN2100 97-002, 総数 10件 1997年12月 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 破損燃料を精度良く高信頼性で短時間に同定し得る破損燃料検出法を確立するとともに、燃料破損時の高速増殖炉プラントの運転手法の最適化を図ることによって、プラント運転における安全性と信頼性を向上させる。				
【研究内容（概要）】 イ. 「常陽」における燃料破損模擬試験、通常運転時のFFD特性試験データ及びRTCB (Run to 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クターバルブ法についても、 SHIPPING法の性能評価データを基にした研究を行う。なお、評価に当たっては炉内試験に加えて、必要に応じて炉外試験の実施も検討する。 ロ. イ. の成果を基に、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までのプラントの運転手法を検討しプラントの安全性、信頼性の観点からの最適化を図る。				

【使用主要施設】

- (1) 高速実験炉「常陽」
型式：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型
熱出力：100 MW
- (2) 東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 高速中性子原炉「弥生」
- (3) 東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 レーザー共鳴イオン化質量分析システム

【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、FFD/FFDLの検出感度及び応答評価ならびにFP除去回収装置の性能評価により、短時間に高信頼度で破損燃料を同定できる破損燃料検出システムを確立できる。また、燃料破損発生時から破損燃料の取出し、貯蔵・保管までの原子炉及び関連するプラント設備の運転法を確立できる。

【進捗状況】

- イ. タグガスを用いたFFDL法の精度と信頼性を向上させるため、「常陽」の通常運転時に炉内でタグガスの放出実験を行い、タグガス放射化核種に着目した検出システムの有効性を実証した。また、カバーガスパーズ試験を実施し、希ガスの炉内挙動を評価した。さらに、東大「弥生」炉の標準照射場における校正照射により、タグガスの放射化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・調整して基本性能を評価し、希ガスFP中の安定Xe同位体組成比を分析して燃焼度を推定することによる破損燃料の同定法を検討した。現在、「常陽」のタグガス放出実験時に採取したカバーガスの分析を行っている。
- ロ. カバーガスの強制パーズによる炉容器内の希ガスFP濃度の低減効果を評価した。また、燃料破損時のプラント運転手法の確立及びFPの炉内挙動評価を目的とした燃料カラム部破損模擬試験(その2)をMK-Ⅲ炉心の初期において実施する計画の検討を行った。

【今後の予定(平成10年度以降の計画)】

- イ. 放射化タグガスやレーザーを用いた高性能燃料破損検出法の開発を行うとともに、燃焼に伴うタグガスや希ガスFPの同位体組成比変化の予測精度を向上させ、破損燃料同定技術の高度化を図る。
- ロ. 燃料カラム部破損模擬試験をMK-Ⅲ炉心で実施する準備を進め、FP除去回収装置や SHIPPING 法 FDL 装置等の燃料破損対応設備の整備・機能確認を行うとともに、燃料破損発生から破損燃料の同定、取り出し、貯蔵・保管までのプラント運転手法を検討する。

【その他 今後の発展性等】

東大「弥生」炉でのタグガス校正照射試験による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核種の中性子断面積データの精度向上に反映される。

【研究成果】

イ. 燃料破損時の希ガスFPの挙動を評価するため、「常陽」第32サイクル運転中に炉容器内のカバーガスパージ試験を行い、カバーガス中の放射性希ガスの挙動の測定とシミュレーションを行った。(1)、(7)、(8)、(9)、(10)

また、レーザーを用いたFFDLの開発として、RIMSを用いたカバーガス分析により、破損燃料の燃焼度を測定して破損燃料を推定する手法を検討した。さらに、「常陽」のタグガス放出実験時に採取したカバーガスの分析を進めている。(11)、(12)、(13)

(1) 「常陽」第29～32サイクルにおいて、数ccのタグガス(Xe、Kr)を運転中のMK-II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線モニタ(OLGM)により測定した。第32サイクルでは、タグガス放出後に清浄Arガスでカバーガスをパージ(排出)し、放射性希ガスの放射能濃度の時間変化をOLGMで測定した。これについて、以下に示すNa中及びカバーガス中における生成・消滅のバランス式によりシミュレーションを行い、希ガスの移行挙動を評価した。

$$(ナトリウム中) \frac{dN_1}{dt} = S - (\lambda_d + \lambda_i) N_1$$

$$(カバーガス中) \frac{dN_2}{dt} = \lambda_d N_1 - (\lambda_p + \lambda_i) N_2$$

- N₁, N₂: ナトリウム中およびカバーガス中の希ガス核種の原子数 (atom)
- λ_d: ナトリウムからカバーガスへの移行定数 (1/s)
- λ_p: カバーガスパージ (排出) による減衰定数 (1/s)
- λ_i: 崩壊定数 (1/s)
- S: 希ガス核種の生成率 (放出率) (1/s)

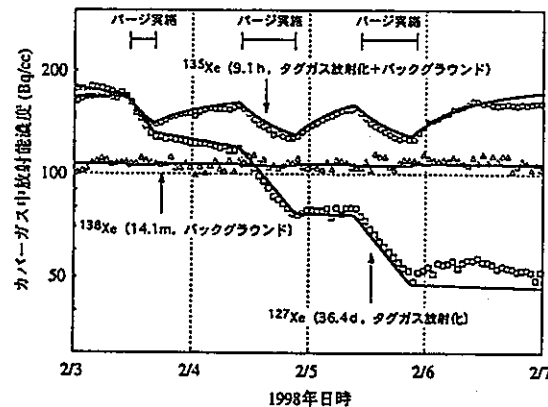
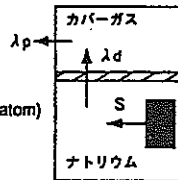


図1 放射性希ガスの挙動評価

この結果、図1に示すように、実測データを約10%以内の誤差で模擬できることを確認した。また、カバーガス法による燃料破損検知の上で重要なパラメータであるNaからカバーガスへの移行定数(λ_d)は約2×10⁻⁴/sであり、過去に実施したU-NiのFPソース試験における評価値と一致した。

これより、破損部からの放出以降の希ガスFPの移行挙動については、FPソース試験において検証した評価方法により良く模擬できることが確認できた。

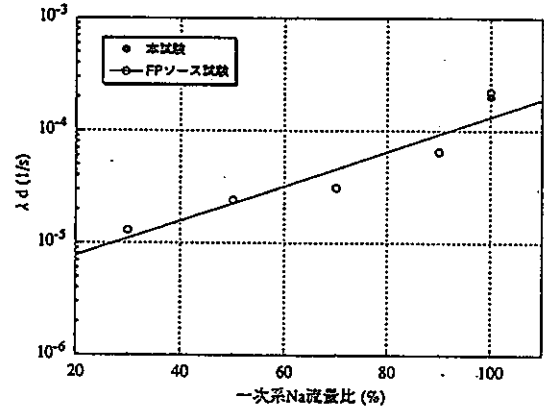


図2 Naからカバーガスへの移行定数(λ_d)の評価

(2) 燃料破損時にカバーガスに放出されるFP内のXe同位体をRIMSで分析し、放射性と非放射性のXeの比から破損燃料の燃焼度を求めて破損燃料を推定する手法の検討を行うため、「常陽」炉心燃料1ピンが破損した場合にカバーガス中に放出される希ガスFP濃度の予測計算を行った。

RIMSによるXeガスの検出限界は標準天然Xeガスの分析結果より~10¹²原子/ccであるので、表1の予測計算結果から¹³³Xeに対する各安定同位体の比をとることにより、破損した燃料の燃焼度を、約30%の燃焼度の差(1万MWd/t程度の燃料の場合では約3千MWd/tの差)を区別して推定できることがわかった。

これより、RIMSによるカバーガス分析法を適用すれば、破損燃料の候補を

表1 燃料破損時におけるカバーガス中のXe濃度

核種	カバーガス中濃度 (原子/cc)			133Xeに対する比		
	1万MWd/t	3万MWd/t	6万MWd/t	1万MWd/t	3万MWd/t	6万MWd/t
¹³¹ Xe	1.2×10 ¹³	3.8×10 ¹³	7.6×10 ¹³	3.5	11.5	25.3
¹³² Xe	1.8×10 ¹³	5.5×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	5.3	16.7	36.7
¹³³ Xe	3.4×10 ¹²	3.3×10 ¹²	3.0×10 ¹²	1	1	1
¹³⁴ Xe	2.8×10 ¹³	8.3×10 ¹³	1.6×10 ¹⁴	8.2	25.2	53.3
¹³⁶ Xe	2.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	1.4×10 ¹⁴	7.4	22.7	46.7

評価条件: 「常陽」炉心燃料1ピン分のFPガスがカバーガス(6.5m³)に放出核種生成量は「ORIGEN2」で計算

絞り込むことにより、同定までの時間が短縮できる見通しを得た。また、本手法はセクターバルブ法にも適用でき、従来の遅発中性子検出装置にRIMSを組み合わせるにより、破損燃料の同定の信頼性を向上できることがわかった。

現在、RIMSにより「常陽」のタグガス放出時に採取したカバーガスの分析を進めており、Xeガス分析に最適となるようなシステムの調整や希ガスコールドトラップを利用した検出感度向上策を検討している。

- ロ. カバーガスのパージによる希ガスFP除去性能を把握するため、「常陽」第32サイクル運転時に実施したカバーガスパージ試験による希ガスの移行挙動の評価結果から、希ガスの除去効率を評価した。その結果、この強制パージ手法を用いて、約4 l/minの清浄Arガス注入を2.4日間行うことにより、カバーガス中の放射能濃度を約1桁低減できることがわかった。これにより、燃料破損時の希ガスFPの除去・回収に係るプラント運転を確立するための検討に資するデータが得られた。^{(9)・(10)}

【参考文献】

- (1) 渡辺賢一, 井口哲夫, 山根義宏, 河原林順, 「共鳴レーザーアブレーションを用いた極微量核変換生成物検出法の開発(2)」, 日本原子力学会「1997年秋の年会」予稿集, C28, 1997年10月
- (2) M. Nakazawa, T. Iguchi, et al., "Standard neutron fields and researches on advanced nuclear measurement technique," Progress in Nuclear Energy, Vol.32, No.1/2, P.25-41 (Spetial Issue: Fast Neutron Reactor YAYOI and Related Nuclear Engineering Researches of the University of Tokyo - A Comprehensive Review) 1998年
- (3) 渡辺賢一, 井口哲夫, 山根義宏, 河原林順, 「共鳴レーザーアブレーションを用いた極微量核変換生成物検出法の開発(3)」, 日本原子力学会「1998年春の年会」予稿集, C7, 1998年3月

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 住野公造, 青山卓史, 長井秋則, 「燃料破損時の運転手法最適化に関する研究-炉内カバーガス中の希ガスFP回収試験」, PNC TN9410 96-216, 1996年7月
- (3) 青山卓史, 伊藤主税, 鈴木惣十, 「「常陽」における放射化タグガスによるFFDLの開発」, 日本原子力学会「1998年秋の年会」予稿集, B58, p.273, 1996年9月
- (4) 青山卓史, 鈴木惣十, 「高速実験炉「常陽」の計測技術」, PNC TN9420 96-058, 1996年10月
- (5) T. AOYAMA and S. SUZUKI, "Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides Using Fast Neutron Spectrum Fields," 1996年核データ研究会報文集, JAERI-Conf 97-005, 1997年3月
- (6) 青山卓史, 「原子炉施設の放射線計測-高速実験炉での応用」, 放射線, Vol.23, No.3, p.17-41, 応用物理学会放射線分科会, 1997年7月
- (7) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター実験炉部, 「特集「常陽」20周年」, 動燃技報, No.104, 1997年12月
- (8) 揃 政敏, 片岡 一, 宮川俊一, 「高速実験炉「常陽」におけるオンライン計装照射技術」, 日本原子力学会誌, Vol.40, No.2, p.124-134, 1998年2月
- (9) 青山卓史, 伊藤主税, 「放射化タグガスによる高速炉用FFDLの開発(その2)」, 日本原子力学会「1998年春の年会」予稿集, F6, p.218, 1998年3月

【発表予定】

- (10) 伊藤主税, 青山卓史, 「カバーガス中の微量Xe測定によるMARICO破断検知」, JNC公開レポート

【民間の研究の現状と動向】

実証炉での採用が予定されているセレクトバルブ法 FFDL の開発が進められており、これまでに、要素機器のナトリウム中試験を実施し、各々の高温化及び小型化開発を終了した。また、高感度化開発として、セレクトバルブユニットナトリウム回路部のナトリウム中試験により、ナトリウム回路部全体の実機条件化での性能把握、耐久性確認等を行った。

今後は、ガス回路の作動確認試験とサンプリング配管の性能確認試験を行うとともに、ナトリウム回路とガス回路を組み合わせたナトリウム中全体モデル試験を実施して総合的な性能を確認し、実機設計に反映させる予定である。

【参考文献】

- (1) T. Inagaki, Y. Watanabe, et al., "The Design of Seismic Isolated Demonstration FBR Plant," The 4th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-4,) New Orleans, U.S.A (1996)
- (2) T. Inagaki, M. Ueta, et al., "Development of the Demonstration Fast Breeder Reactor in Japan," Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97,) Yokohama, Japan (1997)

【海外の研究の現状と動向】

フランスのフェニックスでは、従来、カバーガス法 FFD 装置の検出器の 1 つに、 γ 線クロマトグラフ（検出部に NaI シンチレーションカウンタを用いたクロマトグラフ装置）を用いてきた。しかし、本設備の老朽化対策と高感度化を目的として、高純度 Ge 半導体検出器を用いたカバーガス計測システムを導入する計画を進めており、既に、本検出器の設置ラインの準備を終了している。現在は、検出器システムの具体的な構成、バックグラウンドの低減方法、核種の定量方法等の検討を行っている。

【参考文献】

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕大洗工学センター O-Arai Engineering Center 照射施設運転管理センター Irradiation Center 実験炉部臨界工学試験室 Experimental Reactor Division Criticality Engineering Section 〔氏名〕相原 永史 Nagafumi Aihara 〔連絡先〕☎311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-266-4141			
キーワード	未臨界度	核燃料	重水臨界実験装置(DCA)	
key word	subcriticality	nuclear fuel	DCA	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)：中性子計測データの計算機直接入力に関する研究 (九州大学) 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：位置検出型比例計数管を用いた未臨界度測定法の研究 (名古屋大学)			
主要レポート名等	(1)PNC TN9410 97-093 羽様：ミハルゾ法による未臨界度測定(Ⅱ) 総数13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】 未臨界度の解析手法の開発と未臨界度測定技術の開発を行い、未臨界度モニターを開発することによって、高速炉燃料の再処理施設等、核燃料取扱施設や核燃料輸送設備の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全に係る設計の合理化に資する。				
【研究内容(概要)】 イ. 未臨界度解析手法の開発 従来ほとんど検討されていない深い未臨界度について、炉物理的な定義と計算方法を検討する。 ロ. 未臨界度測定技術の開発 未臨界度測定試験施設を用いて、ウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水減速体系について未臨界度測定実験を実施するとともに測定手法を確立する。 ハ. 未臨界度モニターの開発 ロ. で検証された未臨界度測定手法を用いた未臨界度モニターを開発する。				
【使用主要施設】 重水臨界実験装置(DCA)				

【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- 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、及びミハルゾ法測定値を詳細評価するためのインポートンス計算手法を検討した。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

A T R燃料試験体を用いて未臨界度測定実験を実施し、ミハルゾ法については測定条件（中性子バックグラウンドレベル、検出器配置）が測定結果に与える影響を定量的に把握した。また、2本の検出器による測定手法並びに時間相関測定手法をミハルゾ法に適用し、実験によりその妥当性を評価した。ファインマン- α 法については、検出器の不感時間補正手法、階差フィルター適用の妥当性を確認し、測定対象の適用範囲を拡大することができた。

高速炉再処理施設を想定した常陽MK-I燃料を使用したF B R燃料試験体を製作し、未臨界度測定実験を開始した。

ハ. 未臨界度モニターの開発

モニター用のデータ収集装置として測定データの計算機直接取り込みによる測定システムを開発し、基本性能を確認した。性能の向上として複数系統の信号が処理できるように機能を拡張した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 未臨界度解析手法の開発では、ミハルゾ法、ファインマン- α 法の測定結果の評価に必要なパラメータの計算手法を改善し、実験により検証する。

ロ. 未臨界度測定技術の開発では、常陽MK-I燃料を使用したF B R燃料試験体を装荷した体系でミハルゾ法、ファインマン- α 法の測定能力の評価を行う。時間相関測定手法によるミハルゾ法について詳細に評価し、周波数相関測定手法と併せて測定性能を評価する。

ハ. 未臨界度モニターの開発では、測定データの計算機直接取り込みによる測定システムの試験を継続する。

【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- 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、SCALE コードシステムを利用した評価プログラムを作成し、DCA未臨界度測定炉心で試験体領域の減速材が存在する場合としない場合の体系で検証した(表-1)。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

ミハルゾ法については、2本の検出器による測定手法を検討し、測定結果の検出器配置依存性をCf線源検出器と中性子検出器の位置関係から予測できることが確認できた(図-1)。また、ファインマン- α 法の測定原理でもある時間相関測定手法をミハルゾ法に適用し、従来の周波数相関測定手法と同じ実効増倍率の測定結果がより精度よく得られることを確認した(図-2)。

ファインマン- α 法については、中性子計数率の増加に伴う検出器不感時間の簡易補正手法を実験解析に適用し、有効性を確認した。また、階差フィルター(時系列データに差分処理を行い低周波数成分を除去するフィルター)をデータ解析プログラムに適用し、遅発中性子の影響を除去することができることを確認した(図-3)。

ハ. 未臨界度モニターの開発

測定データの計算機直接取り込みによる測定システムを複数系統の信号を処理できるように機能拡張し、即発中性子減衰定数の測定によって基本性能を確認した(表-2)。

表-1 β/ℓ の計算値と測定値の比較

試験体領域の減速材	測定値*	計算値	C/E
あり	29.3 \pm 0.5	28.8	0.983
なし	28.5 \pm 0.4	28.4	0.996

*measured by BFNA method at criticality

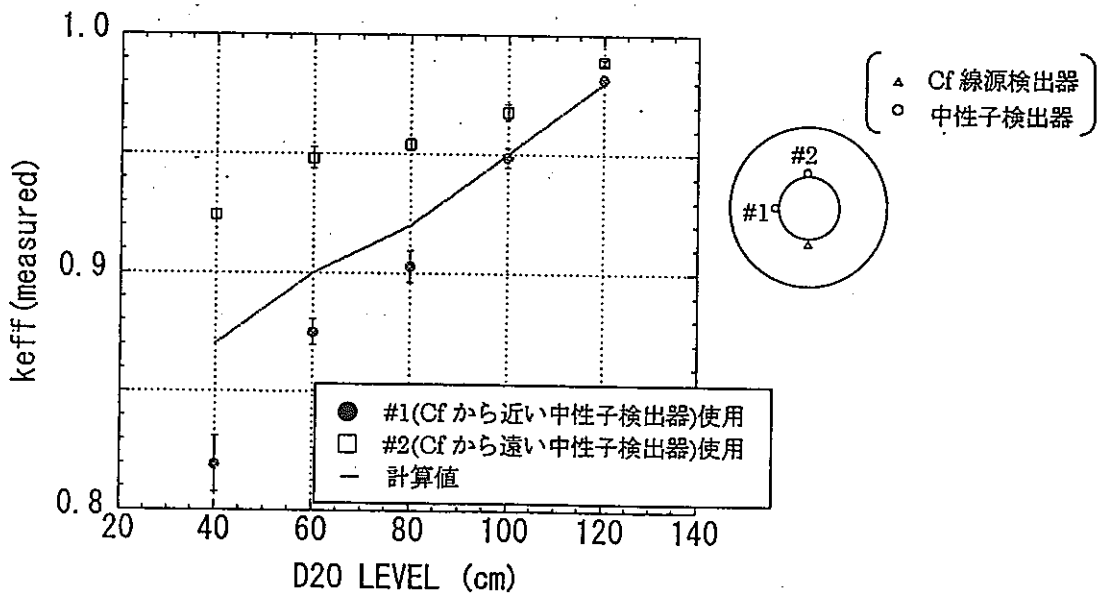


図1 2本の検出器による測定結果

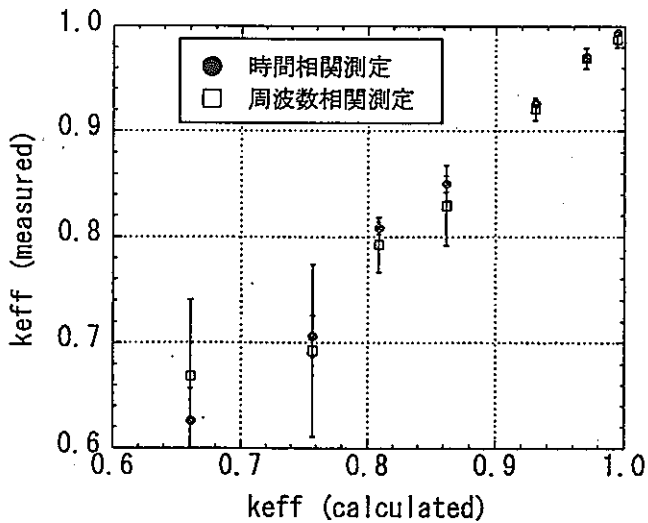


図2 時間相関測定と周波数相関測定による測定結果

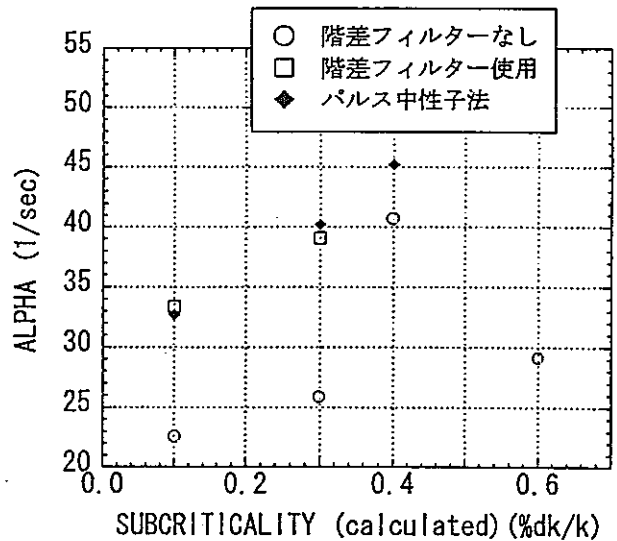


図3 階差フィルターの効果

表-2 複数系統入力による性能評価結果

測定システム	複数系統入力		単系統入力
検出器# (種類)	検出器#1 (1" BF3)	検出器#2 (1/2" He-3)	検出器#1 (1" BF3)
即発中性子減衰定数	86±8	78±12	74±7

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2)大谷、「DCA 炉雑音データのウェーブレット解析」 PNC TN9410 96-127
- (3)相原 他、「DCA 未臨界度測定体系の炉心特性」動燃技報 No. 99 1996
- (4)大谷、「ウェーブレット解析による臨界近接の検知法の開発」 PNC TN9410 96-173
- (5)吉田、「DCA 燃料貯蔵棚の安全評価」 PNC TN9410 96-249
- (6)毛利、「「常陽」MK-I燃料試験体を装荷したDCA 2 領域炉心の核特性評価」PNC TN9410 96-293
- (7)羽様、「DCA 未臨界度測定試験体系の運転システムとその応用」平成 8年度弥生研究会
- (8)大谷、「臨界近接警報の為に中性子雑音ウェーブレット解析」1996年日本原子力学会春の年会 A21
- (9)羽様、「DCA 未臨界度測定試験体系の炉心基本特性」 PNC TN9410 97-088
- (10)毛利、「ファインマン- α 法における階差フィルターの適用」 PNC TN9410 97-095
- (11)羽様、「高バックグラウンド下でのミハルゾ法による未臨界度測定」1997年日本原子力学会春の年会 E4
- (12)毛利、「ファインマン- α 法における階差フィルターの適用」1998年日本原子力学会春の年会 G40
- (13)羽様、「2本の検出器によるミハルゾ法測定」1998年原子力学会春の年会 G41

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

大学、民間企業、原研において未臨界度モニターに関する様々な手法が検討されているが、いずれも基礎研究の段階である。DCAで着目している2つの手法については以下の通りである。

ミハルゾ法

測定装置のCf線源検出器が特殊なため日本で実験できる施設は現在DCAだけである。

計算による検出器配置依存性の検討等については、大学、民間でも行われている。

ファインマン- α 法

大学において近大炉、KUCAを利用し、測定手法やデータ処理手法の改善に関する研究が行われている。

【参考文献】

- (1) D. Ito et al., "Simulation of the subcriticality determination methods for spent fuel cask systems based on the Cf-252 Source-Driven Neutron Noise Analysis and the Neutron Source Multiplication Method." in ICNC' 95, Albuquerque, USA(1995).
- (2) I. Mitsuhashi et al., "Subcriticality inferring methods in every steps of spent fuel loading," in ICNC' 95, Albuquerque, USA(1995).
- (3) K. Hashimoto et al., "Experimental investigations of dead-time effect on feynman- α method," Ann. Nucl. Energy, 23, 1099(1995).
- (4) K. Hashimoto et al., "Variance-to-mean method generalized by linear difference filter technique," Ann. Nucl. Energy, 25, 639(1998).
- (5) T. Misawa et al., "Study on reactivity measurement by the Feynman- α method," in Int. Conf. on the Physics of Reactors, Mito(1996).

【海外の研究の現状と動向】

未臨界度モニターに関する研究としてはミハルゾ法、ファインマン- α 法が行われている。

ミハルゾ法

米国でORNLのミハルゾらのグループが様々な体系で実験を実施している。

未臨界度評価式の理論について過去に多数の関連論文が発表されている。現在は、直接の測定値スペクトル比をモンテカルロコードによりシミュレーションして評価する方法が検討されている。未臨界度モニターとしての実用化には至っていない。

ファインマン- α 法

データ評価式の詳細研究やファインマン- α 法に類似した手法の検討が行われている。

【参考文献】

- (1) J. T. Mihalczo et al., "New processor for subcritical fissile system measurements for nuclear criticality safety," Trans. Am. Nucl. Soc., 78, 178(1998).
- (2) E. P. Ficaro et al., "A Monte Carlo code for simulating Cf-Source-Driven Noise Measurements to determine subcriticality," Nucl. Sci. Eng., 117, 158(1994).
- (3) Wallerbos E. J. M. and Hoogenboom J. E., "Experimental demonstration of the finite measurement time effect on the Feynman- α technique," Ann. Nucl. Energy, 25, 1253(1998).
- (4) G. P. Estes et al., "Subcritical multiplication determination studies," in ICNC' 95, Albuquerque, USA(1995).

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕東海事業所 安全管理部 Ichiro Nojiri 安全工学グループ Safety Engineering Group 〔氏名〕野尻 一郎 Health and Safety Division, Tokai Works 〔連絡先〕☎319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki ☎029-282-1111 319-1194 Tei 029-282-1111				
キーワード	臨界安全	核燃料施設	臨界安全データ	未臨界度	中性子雑音解析
key word	criticality Safety	nuclear fuel cycle facility	criticality safety data	subcriticality	neutron noise analysis
関連する 共同研究 実証試験等	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) Shimizu, Validation of CSAS25 and MCNP4 for MOX homogeneous system and calculation of criticality safety data for MOX facilities, ANS Topical Meeting 1997 <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>				
【研究目的】 MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、施設の臨界安全設計における安全性の向上及び施設運転における臨界安全性の向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 臨界安全解析手法の高度化整備 臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行うとともに、実プラント体系について検討計算を行い、従来手法における安全裕度の定量化を行う。 ロ. 臨界安全データの整備 実プラント体系に近い臨界安全データの集積を行う。また、マイナーアクチニド核種についての臨界安全データの整備を行う。 ハ. 臨界安全監視システムの開発 臨界事故を未然に検知するための監視システムの開発・評価を行う。					
【使用主要施設】 DCA					

【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、MOX 使用済燃料の解析を行った。
- ロ. 臨界安全データの整備については、アスファルト固化処理施設の事故対応等のため、必要な体制が確保できなかったことから、実施できなかった。
- ハ. 大洗工学センターのDCA において測定した炉雑音データについて、適応デジタルフィルタアルゴリズムを用いてパラメータ推定の検討を行い、このアルゴリズムの適用性について検討した。

【今後の予定（平成10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】

【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 4A「MOX 使用済燃料」は、MOX 燃料ピンセル体系において、3種類のMOX 組成の初期燃料について、それぞれの使用済燃料の燃焼度クレジットを検討するものである。それぞれのMOX 組成は、CaseA としてUO₂ 使用済燃料を再処理することによって回収されるプルトニウム組成、CaseB として解体核兵器から得られるプルトニウム組成、及びCaseC としてMOX 使用済燃料から回収されるプルトニウム組成である。計算体系はPWR 燃料ピンセルの無限配列で、燃焼度は20, 40, 60GWd/tHM の3ケースが提案された。計算は、各燃焼度に対して、冷却年数、FP核種のモデル化、アクチニド核種のモデル化をパラメータとして、新燃料も含めて合計63ケースが提案された。この提案された計算をSCALE コードシステムの臨界安全解析モジュールを用いて行った。計算結果の一覧を表1に示す。これらの解析により、MOX 使用済燃料の燃焼度クレジットの基本的な傾向として、FP核種、アクチニド核種等の中性子増倍率への寄与に関する知見が得られた。

表1 MOX 使用済燃料臨界ベンチマーク解析結果一覧

MOX Case	Cooling Time [year]	Fission Products	Actinides	Neutron Multiplication Factor [keff +-or- STD]				20C / Fre.	40G / Fre.	60G / Fre.
				Fresh	20 GWd/tHM	40 GWd/tHM	60 GWd/tHM			
A	1	Yes	Major	1.2966 ± 0.0008	1.1790 ± 0.0007	1.1100 ± 0.0007	1.0535 ± 0.0007	0.909	0.856	0.813
			Major		1.2397 ± 0.0008	1.2041 ± 0.0007	1.1742 ± 0.0008	0.956	0.929	0.906
			All		1.2405 ± 0.0008	1.2041 ± 0.0008	1.1814 ± 0.0008	0.957	0.929	0.911
	5	Yes	Major		1.1329 ± 0.0008	1.0537 ± 0.0007	0.9906 ± 0.0006	0.874	0.813	0.764
			Major		1.1978 ± 0.0007	1.1535 ± 0.0007	1.1200 ± 0.0007	0.924	0.890	0.864
			All		1.1973 ± 0.0008	1.1560 ± 0.0007	1.1292 ± 0.0007	0.923	0.892	0.871
B	1	Yes	Major	1.4163 ± 0.0007	1.2232 ± 0.0007	1.1116 ± 0.0008	1.0337 ± 0.0007	0.864	0.785	0.730
			Major		1.2937 ± 0.0007	1.2166 ± 0.0007	1.1682 ± 0.0007	0.913	0.859	0.825
			All		1.2935 ± 0.0008	1.2177 ± 0.0008	1.1708 ± 0.0008	0.913	0.860	0.827
	5	Yes	Major		1.1975 ± 0.0008	1.0644 ± 0.0007	0.9715 ± 0.0007	0.845	0.752	0.686
			Major		1.2710 ± 0.0007	1.1780 ± 0.0007	1.1205 ± 0.0007	0.897	0.832	0.791
			All		1.2705 ± 0.0008	1.1777 ± 0.0007	1.1240 ± 0.0007	0.897	0.832	0.794
C	1	Yes	Major	1.1922 ± 0.0008	1.1092 ± 0.0007	1.0566 ± 0.0008	1.0293 ± 0.0008	0.930	0.895	0.863
			All		1.1079 ± 0.0007	1.0723 ± 0.0007	1.0428 ± 0.0007	0.929	0.899	0.875
			Major		1.1623 ± 0.0008	1.1479 ± 0.0007	1.1358 ± 0.0007	0.975	0.963	0.953
	5	Yes	Major		1.1613 ± 0.0008	1.1528 ± 0.0008	1.1499 ± 0.0007	0.974	0.967	0.965
			Major		1.0565 ± 0.0007	1.0053 ± 0.0007	0.9643 ± 0.0007	0.886	0.843	0.809
			All		1.0570 ± 0.0007	1.0132 ± 0.0007	0.9787 ± 0.0007	0.887	0.850	0.821
		No	Major		1.1111 ± 0.0007	1.0916 ± 0.0007	1.0798 ± 0.0007	0.932	0.916	0.906
			All		1.1116 ± 0.0007	1.0985 ± 0.0009	1.0957 ± 0.0007	0.932	0.921	0.919

ハ. 前年度の研究から自己回帰移動平均(ARMA)モデル同定の結果を冗長的に監視するのに非常に有効であると認識された適応デジタルフィルタ(ADF)について、このフィルタによって同定されるシステムの伝達関数とARMAモデルとの関係を明らかにするとともに、定常時系列データ及び非定常時系列データを用いて未臨界度推定を行い、ADF の適用性及び今後の課題について検討した。この結果、ADF によるシステム同定が修正係数に大きく依存することがわかった。また、推定されたパラメータから得られる未臨界度は定常及び非定常のいずれの時系列データに対しても統計的変動が逐次型ARMA同定アルゴリズムと比べて大きくなるものの、推定結果を平滑化する2次的なアルゴリズムを付加することにより統計的変動を小さくできることが示された。さらに、ADF に移動平均による平滑化を導入することにより、ADF アルゴリズムによるARMA同定が十分未臨界度推定法として有効であることが示された。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) Nojiri, Calculational Study for Criticality Safety of Fissionable Actinides, GLOBAL'97

【民間の研究の現状と動向】

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

臨界安全における燃焼度クレジットについては、米国、イギリス、フランスを中心に実験、解析が単独または共同で行われている。

【参考文献】

- (1) M. C. Brady et. al., Findings of an International Study on Burnup Credit, PHYSOR 96

研究分野	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"/> 現行年次計画の新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間			平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 東海事業所 安全管理部 Ichiro Nojiri 安全工学グループ Safety Engineering Group (氏名) 野尻 一郎 Health and Safety Division, Tokai Works (連絡先) ☎ 319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki ☎ 029-282-1111 319-1194 Tel 029-282-1111				
キーワード	中性子	線量評価	遮へい設計	スカイシャイン	核燃料施設
key word	neutron	dose evaluation	shielding design	skyshine	nuclear fuel cycle facility
関連する 共同研究 実証試験等	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)				
主要レポート名等	清水 他、ワークステーション用中性子・ガンマ線遮蔽計算コードシステムNPSS-Wの開発 PNC TN8410 98-022 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】 MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、中性子遮へい設計における安全性の向上及び中性子被ばく低減化による運転安全性の向上並びに中性子線量評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 被ばく線量計算手法の高度化 高次化プルトニウム燃料等から放出される中性子の強度を精度良く計算するための核データ等の拡充及び遮へい計算コードの高度化整備を行う。 ロ. 中性子遮へい材の開発 施設における使用条件を踏まえた実用的な中性子遮へい材の開発・評価を行う。 ハ. 中性子線量の測定・評価 測定・評価手法の高度化及び施設内外の測定・評価並びに中性子線量データベースの作成を行う。					
【使用主要施設】					

【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】

- ・ MOX取扱施設を対象とした中性子線量評価コードシステムNPSSの適用検討として、MOX燃料集合体貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン評価について、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP4Aとの比較計算を行った。
- 1. アスファルト固化処理施設の事故対応等のため、必要な体制が確保できなかったことから、予定していた研究が実施できなかった。
- ・ 中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための検討として、パルス状中性子源を用いて中性子スカイシャインを測定するために必要なターゲットを製作するとともに、予備測定試験を行った。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

- ・ 引き続き、MOX取扱施設を対象としたNPSSの適用検討を行うとともに、3次元体系で詳細な解析を行うためのコードの導入・整備を行う。
- ・ 新たな中性子遮へい材について、計算解析による評価により検討を行う。
- ・ パルス状中性子源を用いた手法により、中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための測定試験を実施する。

【その他 今後の発展性等】

【研究成果】

イ. NPSSのスカイシャイン評価モジュールのCAL2（天井からの漏洩フラックス計算：2次元SnコードDOT、空気中のフラックス計算：DOT）とMCNP4Aを用いて、MOX燃料集合体貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン線量の比較計算を行った。ライブラリは、NPSSが内蔵のPSL-50、MCNP4AがENDF/B-V及びPhotoxを用いた。計算モデルは、NPSSでは集合体を燃料と被覆材の均質混合モデルとし、MCNP4Aでは燃料要素及び集合体配列を詳細に模擬した。なお、MCNP4Aの計算では分散低減法としてインポートランスサンプリングを使用した。計算結果の例として、それぞれのコードによるスカイシャイン線量率の全線量当量率を図1に示す。これから、NPSS（CAL2）がMCNP4Aに対して安全側の結果を与えることが示された。一般にSn計算コードは3次元モンテカルロコードに対して、そのモデル化等の近似により安全側の評価をされるといわれており、今回の計算により、MOX燃料集合体貯蔵施設のスカイシャイン評価モデルにおいてもこのことが確認できた。

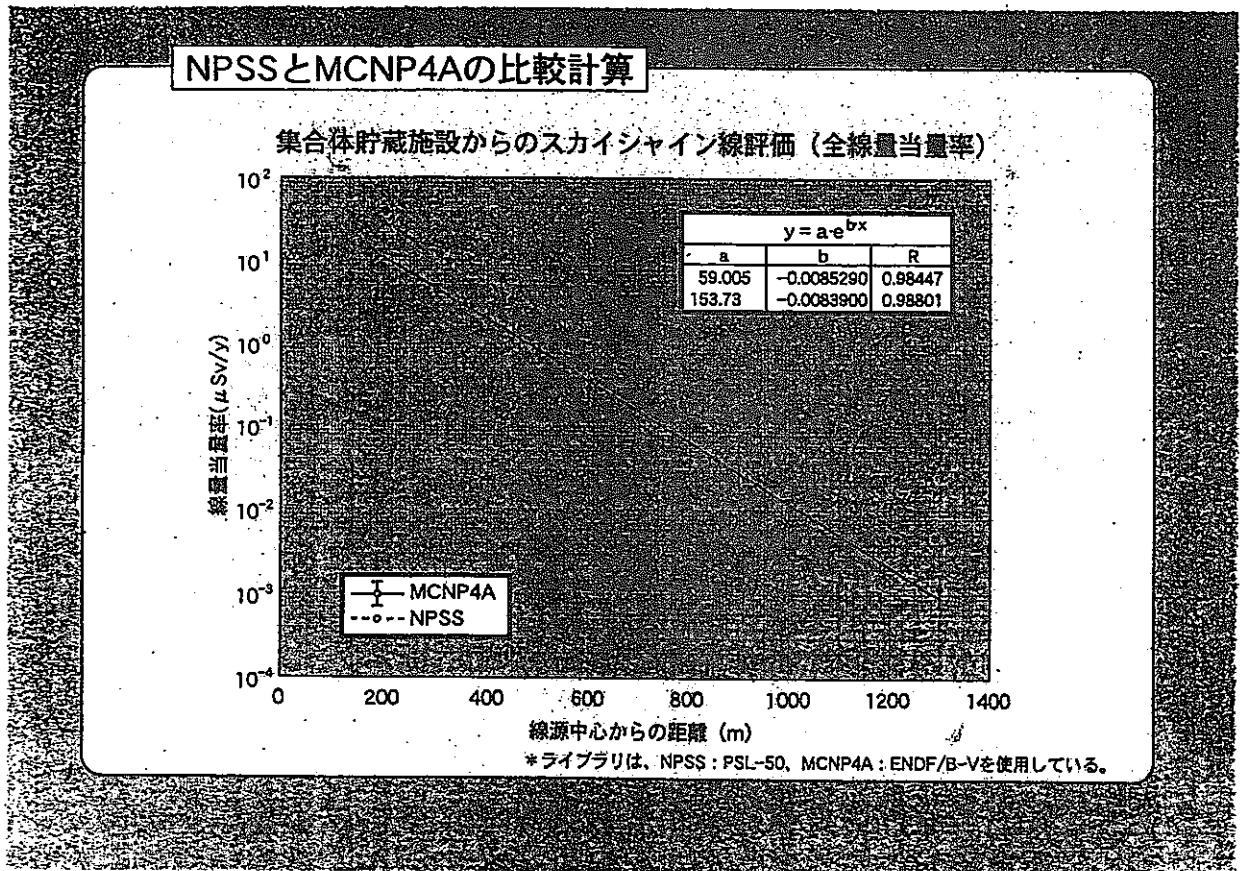
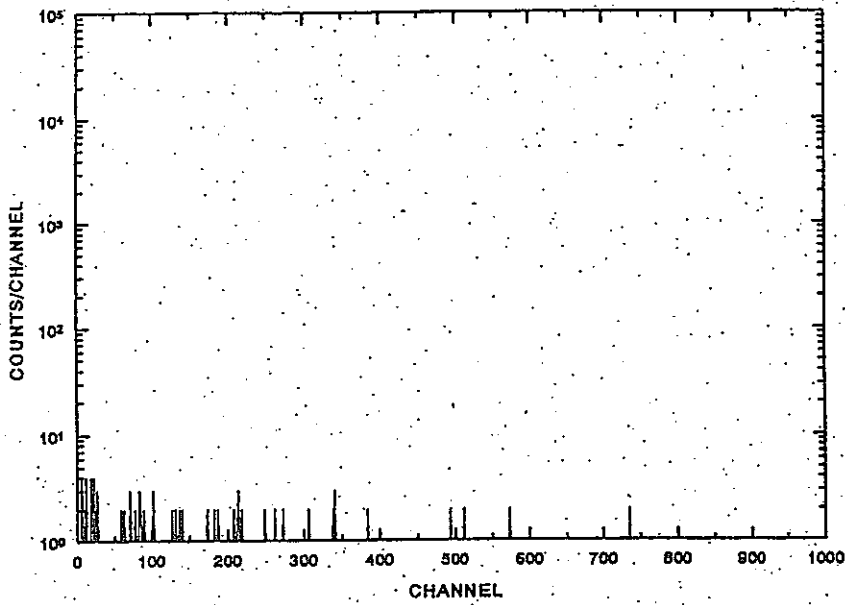
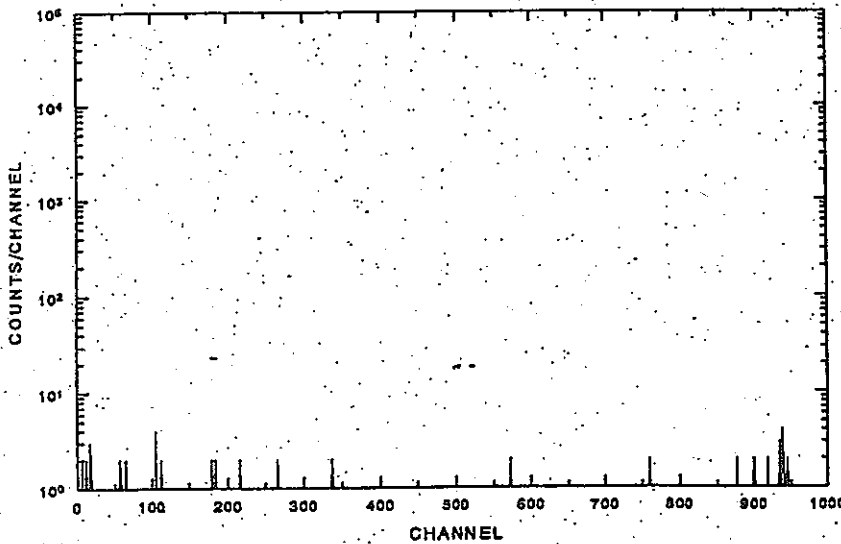


図1 NPSSとMCNPのスカイシャイン比較計算結果例

ハ. 直線電子線加速器（ライナック）を用いてパルス状中性子源を発生させるためのターゲットを製作し、予備測定として、ライナック施設の制御室及び玄関において中性子到来時間分布測定を行うとともに、実験室内において全中性子カウント数とレムカウンタ出力の比較を行った。製作したターゲットは、鉛ターゲットで、ライナックからの電子線との（ γ , n）反応により中性子を発生させるものである。中性子到来時間分布測定ではバックグラウンドとライナックからの中性子の強度を比較した。この結果、図2に示すようにライナックからの中性子とバックグラウンドに有意な差が確認でき、パルス中性子源を用いることにより、中性子スカイシャインを測定できる見通しを得た。全中性子カウント数とレムカウンタ出力の比較結果から、その関係がほぼ比例関係にあることが確認された。



MB22504.CHN
 POINT : LINAC 玄関内側
 SCAN COUNT : 12000
 TOTAL COUNT : 293



MB22505.CHN
 POINT : LINAC 玄関内側
 BackGround (LINAC 運転停止)
 SCAN COUNT : 12027
 TOTAL COUNT : 209

図 2 ライナックからの中性子とバックグラウンドの測定結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

【参考文献】

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 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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕東海事業所 安全管理部 安全工学グループ 〔氏名〕野尻 一郎 〔連絡先〕☎ 319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 ☎ 029-282-1111		Ichiro Nojiri Safety Engineering Group Health and Safety Division, Tokai Works 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-1194 Tel 029-282-1111		
キーワード	示差走査熱量計	新溶媒	放射線劣化溶媒	アジ化水素酸	目詰まり係数
key word	SC-DSC	CMPO	Radiolytic solvent	Hydrazoic Acid	Plugging Factor
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)：なし 実証試験名(実施機関)：なし 委託研究名(実施機関)：微量生成物のプロセス内挙動に関する研究(埼玉大)				
主要レポート名等	(1)佐藤 他「加速速度熱量計(ARC)によるTRUEX 溶媒と硝酸との発熱 総数 4件 反応の熱分析」PNC TN8414 97-336 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理技術の高度化研究の中で使用が検討されている抽出剤(CMPO等)などの化学物質の硝酸系における安全性(安定性)に係る研究及びプロセス中で生成する可能性のある不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る研究、並びに万一の異常時における放射性物質の挙動やソースタームを把握するための火災時のエアロゾル挙動等に関する研究を行い、施設の安全性の向上、安全評価手法の充実に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 溶媒等の安全性確認試験 CMPO等の新溶媒(劣化溶媒も含む)の硝酸との発熱反応について、断熱系及び圧力開放系で発熱量の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。 ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査 溶媒劣化生成物やアジ化水素酸などの不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、プロセス内挙動評価コードの整備を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。 ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析 異常時(特に火災時)における放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドで試験するとともに、評価コードを整備する。					
【使用主要施設】 安全管理部 安全工学グループ 安全工学実験室					

【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】

今年度はアスファルト固化処理施設火災・爆発事故の原因究明試験の実施のため、計画どおりに進捗できなかった。

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、解析を実施した。また、CMPOを含む混合有機溶媒に ^{60}Co γ 線を照射することにより放射線劣化溶媒を調製し、密封非断熱系のSC-DSCを用いて、劣化溶媒と硝酸との発熱特性の測定を行った。

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。また、その結果を踏まえてアジ化水素酸のプロセス内挙動評価コードの整備を実施した。

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HBPAフィルタの目詰まり係数に関する予備試験を行った。

【今後の予定 (平成10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

CMPO等の新溶媒（劣化溶媒も含む）の硝酸との発熱反応について、安全操作範囲をさらに確認するために、CMPO等を含む混合有機溶媒に γ 線を照射することにより調製した放射線劣化溶媒と硝酸との発熱反応に関する熱分析を密封非断熱系である密封セル示差走査熱量計（SC-DSC）を用いて実施した。

放射線劣化溶媒の調製は、TBP、CMPO、n-ドデカン、30%TBP-nドデカン混合溶媒及び0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒について、 ^{60}Co の γ 線を $5.0 \times 10^3 \text{ C/kg}$ 照射することにより行った。主要成分についてガスクロマトグラフィー（FID 検出器使用）による定量分析を実施した（表1）。本試験の照射条件及び分析条件では、主要成分の減少は認められなかった。

調製した放射線劣化溶媒と硝酸との発熱反応を密封非断熱系である密封セル示差走査熱量計（SC-DSC）を用いて測定した。試料は溶媒と10M 硝酸（0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン混合溶媒については7M硝酸）を接触させ、平衡にした後の溶媒相だけを分離した試料（単相系試料）を使用した。未劣化の溶媒と劣化した溶媒を用いて調製した0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン-7M 硝酸単相系試料のDSC曲線を図1、2に示す。発熱開始温度は未劣化試料については146℃、劣化試料についても146℃であり、ほとんど差がなかった。発熱量は未劣化試料については、低温側の反応で345J/g- 試料、高温側の反応で196J/g- 試料であった。また、劣化試料については、低温側の反応で366J/g- 試料、高温側の反応で206J/g- 試料であり、劣化試料のほうが微小ではあるが発熱量が増加する傾向が見られた（測定値は3回測定の平均値）。このことは、反応速度自体の変化はないが、何か発熱量を大きくするような物質が生成している可能性があることを示唆している。また、未劣化試料では248℃にピークを持つ微小な発熱が見られたが、劣化した試料では見られず、熱分析からは明らかに物性の変化が見られた。

試料名		nドデカン(g/L)	TBP(g/L)	CMPO(g/L)
TBP	照射前	—	891	—
	照射後	—	904	—
nドデカン	照射前	779	—	—
	照射後	756	—	—
30%TBP-nドデカン 混合溶媒	照射前	544	315	—
	照射後	534	309	—
0.2M CMPO-1.0M TBP- nドデカン混合溶媒	照射前	494	305	71.0
	照射後	508	279	70.0

表1. 放射線劣化溶媒の主要成分の定量分析結果

【研究成果】

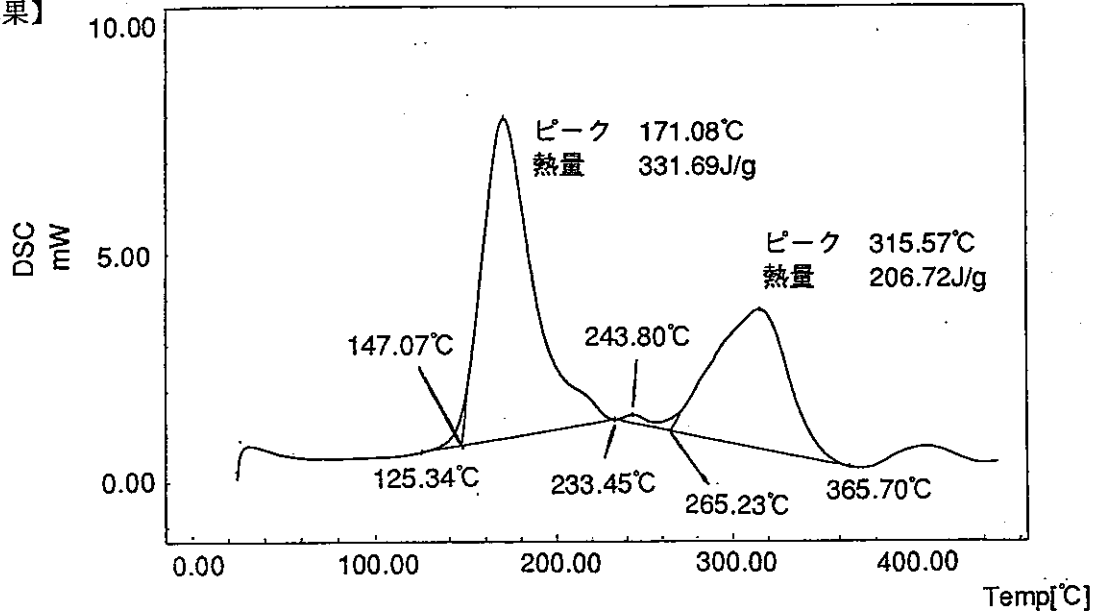


図 1. 0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン-7M 硝酸
単相系 (未劣化試料) のDSC 曲線

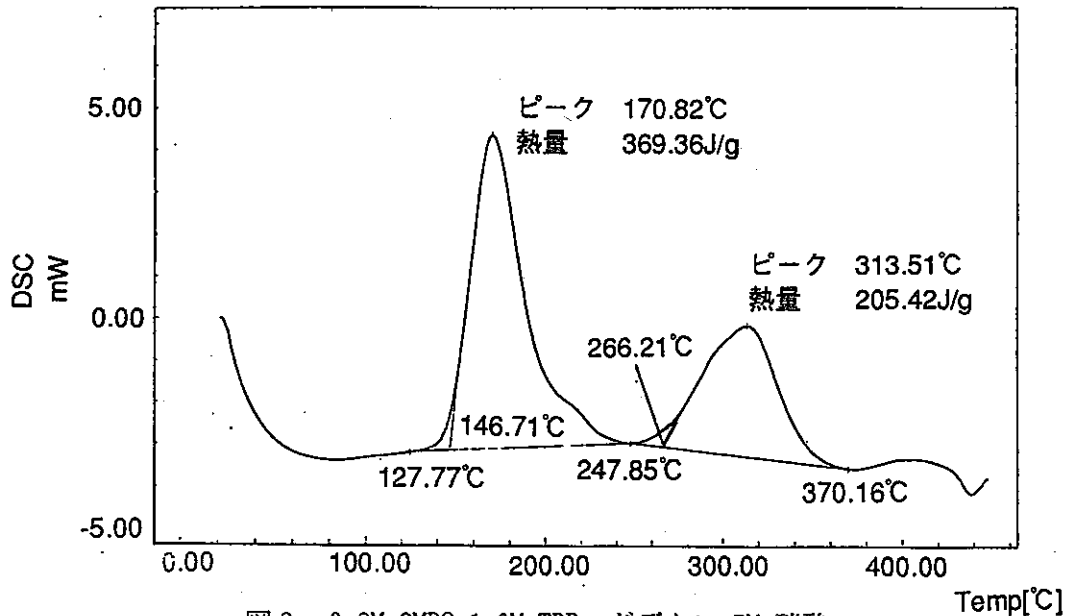


図 2. 0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン-7M 硝酸
単相系 (劣化試料) のDSC 曲線

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を行った。また、パラメータの調査結果をふまえてアジ化水素酸のプロセス内挙動評価コードの整備を実施した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) 蛭町 他「平成 8 年度安全研究成果発表会資料 (核燃料サイクル分野)」PNC TN1100 96-008

(3) 蛭町 他「グローブボックスを用いた区画内火災試験における換気系の応答(2)」PNC TN8410 96-158
日本原子力学会1996年秋の大会

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

イ. 溶媒の安全性確認試験

当該関連試験について調査した結果、溶媒としてTBP等を用いた安全性確認試験が実施されている。また、当該試験で対象としたCMPOの混合溶媒に関する火災・爆発に係る安全評価等に必要な研究は行われていない。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

当該関連研究について調査した結果、再処理プロセス内のマイナー成分、特にNp、Tc及びZrを対象とした抽出シミュレーションが開発されている。また、当該研究で対象としたアジ化水素酸の数値シミュレーションに関する調査は行われていない。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

当該関連試験について調査した結果、苛酷条件でのHEPAフィルタの性能試験が行われている。また、当該試験で対象としたグローブボックス換気系での異常時の閉じ込め等に係る試験は実施されていない。

【参考文献】

- イ. 小池 他、原研、「再処理施設における溶媒と硝酸の熱分解反応に関する安全性実証試験」、JEARI-Tech 95-005 (1995)
- ロ. 館盛、原研、「EXTRA・M：再処理ピュレックス工程（ミキサセトラ）解析用過渡計算コードシステム」、JEARI 1331 (1994)
- ハ. 大同特殊鋼株式会社、「昭和57年度 再処理施設排気フィルタ苛酷時安全性実証試験に関する事業研究成果報告書」、昭和57年3月

【海外の研究の現状と動向】

イ. 溶媒の安全性確認試験

当該関連試験について調査した結果、溶媒としてTBP等を用いた安全性確認試験が実施され、新溶媒としてCMPOの加水分解及び放射線分解についての試験が行われている。また、当該試験で対象としたCMPOの混合溶媒に関する火災・爆発に係る安全評価等に必要な研究は行われていない。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

当該関連研究について調査した結果、再処理施設におけるアジ化水素による爆発事故防止のための安全基準が米国では設定されており、KfKのWAK再処理プラントにおけるアジ化水素酸のマスフロー試験が行われている。また、当該研究で対象としたアジ化水素酸の数値シミュレーションに関する調査は行われていない。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

当該関連試験について調査した結果、当該試験で対象としたグローブボックス換気系での異常時の閉じ込め等に係る試験は実施されていない。

【参考文献】

- イ. (1) Fauske & Associates, "Tributyl Phosphate-Nitric Acid Reaction and Vent Requirement", FAI/94-68 (1994)
- (2) K. L. Nash et al., "Hydrolytic and Radiolytic Degradation of $O\phi D(iB)CMPO$: Continuing Studies", Separation Science and Technology, 23(12&13), p1355 (1988)
- ロ. (1) E. K. Dukes et al., "Formation of Hydrazoic Acid from Hydrazine in Nitric Acid Solutions", USAEC-REPORT DP-728 (1962)
- (2) D. Ertel et al., "The Behavior of Hydrazoic Acid in PUREX Process Solutions under Safety Aspects", Safety of the Nuclear Fuel Cycle, Edited by K. Ebert et al., VHC Verlagsgesellschaft, Germany.

研究分野	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 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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No)	[所属] 東海事業所 プルトニウム燃料センター [氏名] 伊藤 正徳 [連絡先] ㊦319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ㊫029-282-1111		Tokai Fuel Center, Tokai Works Masanori Ito ㊦319-11 4-33 Muramatu, Tokai, Naka Ibaraki		
キーワード	グローブボック ス	閉じ込め	グローブ	材料	改良
key word	glove box	containment	glove	material	improvement
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
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】					
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、ビニルバッグ等の構造、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、ビニルバッグ等のグローブボックス付帯機器の閉じ込め機能を、その機械強度、耐放射線特性等を評価することにより検討・把握し、構造、材質等の改良により、より優れた閉じ込め性能を備えるための研究を行う。					
【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：
アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、グローブボックス解体作業が実施できなかったため、解体作業の一環（工程から分離したグローブボックスをもれなし容器法によって確認）として行う予定であった本試験ができなかった。
- ロ. グローブボックス付帯機器の研究：
アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、施設の運転を停止したため進捗なし。

【今後の予定（平成10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ロンガス測定法あるいはもれなし容器法等で測定し評価する。
- ロ. グローブボックス付帯機器の研究：
①グローブ用材料の改良，開発を継続するとともに，試作品の実使用試験を行い機械的強度耐放射線特性を持ったグローブの開発を作っていく。
②ビニル（PVC）に代わるバッグ用素材の開発を行っていく。
③グローブボックス用パッキング等の長期使用後の機械的強度試験を行い，パッキング等の劣化度を評価する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. グローブボックスの閉じ込め性能

アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、グローブボックス解体作業が実施できなかったため進捗なし。

ロ. グローブボックス付帯機器の研究

アスファルト固化処理施設のトラブルに伴う安全性総点検等により、施設の運転を停止したため進捗なし。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

文献調査の結果、本テーマと類似する研究は実施されていない。

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

文献調査の結果、本テーマと類似する研究は実施されていない。

【参考文献】

研究分野	核燃料施設等			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			継続 状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続
	Study on Safety Handling Technology of MOX Powder				<input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構			研究 期間	平成8年度 ↓ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	プルトニウム燃料センター 製造加工部 技 術開発室		Plutonium Fuel Center, Tokai Works, PNC	
	[氏名]	山口 俊弘		Toshihiro Yamaguchi	
	[連絡先]	〒319-1194 ☎029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33		〒319-1194 4-33 Muramatu, Tokai, Naka, Ibaraki	
キーワード Key word	MOX粉末	水分	湿度	臨界管理	
	Mixed Oxide Powder	moisture	humidity	criticality control	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	なし			
	実証試験名 (実施機関)	なし			
	委託研究名 (実施機関)	なし			
主要レポート名称 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】 MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を把握・整備し、MOX粉末の粒径、吸湿性等の基礎データを測定・整備することにより、MOX粉末取扱い設備の安全設計データを充実させる。 また、MOX粉末取扱い設備の内、粉末飛散防止設備等の性能評価研究を行う。					
【研究内容（概要）】 イ. MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び、評価を行う。 ロ. MOX粉末について粒径、密度等の物性データ及び吸湿性、熱特性に関する基礎データを測定、整備する。 ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の性能評価を行うとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための遮へい体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。					

【使用主要施設】

プルトニウム燃料第一開発室，同第二開発室，同第三開発室，プルトニウム転換技術開発施設等

【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
 - ・ASp事故の影響により施設の操業並びに試験研究を停止したため、今年度は進捗していない。
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・整備
 - ・ASp事故の影響により施設の操業並びに試験研究を停止したため、今年度は進捗していない。
- ハ. 粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
 - ・ASp事故の影響により施設の操業並びに試験研究を停止したため、今年度は進捗していない。

【今後の予定（平成10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データの充実に努める。
- 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
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・整備
- ハ. 粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究

Asp事故の影響により施設の操業等を停止したため、今年度の研究は、進展なし。

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】
なし

【発表予定】
なし

【民間の研究の現状と動向】

- (1) MOX粉末のグローブボックス設備から排気系への移行挙動についての民間の研究報告はない。ただし、MOX加工施設を建設する際の環境影響評価等には重要なデータと成り得る。
- (2) MOX粉末の基礎データは、国内民間の研究報告にはない。ウラン酸化物についての研究報告は過去に多数有り。海外も含め似た様なデータは多数あるため、これらから類推することは可能であるが、マイクロ波加熱法で製造されたMOX粉末などそのもののデータは皆無である。
- (3) 飛散防止設備の性能評価に関する研究報告は、各燃料施設関係では皆無。ただし、機械学会には昔から多く存在する（ただし、MOX粉末等は対象にしていない。）
遮蔽材の研究報告は、一般技術として多数存在する。ただし、グローブボックスやMOX粉末を対象とした様な研究報告は余りない。

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

- (1) 国内民間の研究の現状と同様、排気系への移行挙動についての研究報告はない。
- (2) プルトニウム酸化物やウラン酸化物に関する研究報告は多数存在するが、MOX粉末の基礎データは状態図等を除いて極めて少ない。
- (3) 飛散防止設備の性能評価に関する研究報告は、国内民間の研究の現状と同様皆無である。遮蔽材の研究報告も、一般技術としては多数存在するが、グローブボックスやMOX粉末を対象とした様な研究報告は余りなかった。
ただし、近年、米国での核兵器解体Puを利用したMOX加工施設の設計が盛んに成りつつある中で、米国からグローブボックスやMOX粉末を対象とした遮蔽に関する研究報告が少しづつ出始めている。

【参考文献】

- (3)-1 Shielding Issues in a Plutonium Storage Facility. POSTON D I, HOUTS M G, PERRY R T
(LANL) Trans American Nuclear Society (USA) 77, 319-320('97)
- (3)-2 Effect of Compositional Variation in Plutonium on Process Shielding Design. BROWN T H
(LANL) Trans American Nuclear Society (USA) 77, 320-322('97)

研究分野	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の研究 Studies of Explosion Characteristics of Hydrogen Mixed Gas	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 本年次計画で終了 <input type="checkbox"/> 次期年次計画に継続
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 } 平成9年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel. No.)	(所属) サイクル機構 東海事業所 プルトニウム燃料センター (氏名) 三島 毅 (連絡先) 〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111		Tokai Fuel Center Tokai works, JNC T. Mishima 〒319-1112 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki	
キーワード	水素ガス	爆発	爆発範囲	爆発圧力
key word	hydrogen gas	explosion	explosion range	explosion pressure
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関) : 実証試験名(実施機関) : 委託研究名(実施機関) : 水素混合ガスの安全性に関する研究(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へ)			
【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)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)】 イ. 混合ガスの爆発限界の確認 水素, 窒素, 酸素の3成分系混合ガスの, 低水素濃度領域について, 火花着火法等により, 爆発の有無を観察し, 爆発限界ガス組成を明らかにする。 ロ. 混合ガスの爆発挙動の確認 低水素濃度領域において, 水素混合ガスの爆発試験を行い, 爆発による圧力上昇, 温度上昇等を観察・測定し, 爆発挙動を明らかにする。				

【使用主要施設】

社団法人 産業安全技術協会

【進捗状況（平成8年度～平成9年度）】

項 目	平成8年度	平成9年度	平成10年度	平成11年度
イ) 混合ガスの爆発限界の確認	予備試験 ○	○	詳細試験 ○	
ロ) 混合ガスの爆発挙動の確認	予備試験 ○	○	詳細試験 ○	

【成果の達成レベル】

イ) 混合ガスの爆発限界の確認

水素-空気-窒素及び水素-空気-アルゴンの3成分系において、低水素濃度領域に重点を置き、混合ガス組成をパラメータに爆発試験を行い、爆発範囲について所期の成果を得た。

ロ) 混合ガスの爆発挙動の確認

低水素濃度領域において、爆発圧力、流れの有無による爆発範囲に与える影響、爆発時の温度上昇を調べ、混合ガスの爆発挙動について所期の成果を得た。

【成果の活用方法及び利用実績】

本研究で得られた知見を水素混合ガスを用いるMOX燃料製造用電気炉の設計に反映させることにより、その爆発圧力に耐える炉体の設計の合理化等に資することが可能と考える。また、爆発事故評価を行う際にも、合理的な評価に貢献できると考える。

【今後の予定（平成13年度～17年度の計画）】

本研究は平成9年度をもって終了した。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

(1) 水素爆発下限界の確認

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、爆発下限界濃度は伝ば方向によって異なることを確認した。上方伝ばの下限界が低い理由は、上方伝ばでは燃焼した水素分子が熱膨張を起こし、上方に移動し、爆発の伝ばがこの移動に加わって上方に伝わり燃焼が伝わり易くなるためである。

安全性の観点からは、最もシビアな値を与える上方伝ばのデータをとって爆発下限界は4.0%とするのが妥当である。

(2) 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲の測定

水素-空気混合ガスに不活性ガスとして窒素及びアルゴンを添加し、この3成分系の爆発範囲を測定した。その結果を三角図に表し、各限界濃度を求めた。

不活性ガスとしての窒素及びアルゴンを比較した場合、比熱の大きい方が3成分系の爆発範囲を縮小させることから、アルゴンよりも窒素のほうが爆発範囲が狭くなり、爆発濃度範囲の面からは不活性ガスとしては窒素の方が有利である。

(3) 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発圧力の測定

上記の爆発範囲における爆発圧力等圧線を作図した。爆発下限界では初圧が大気圧の場合、不活性ガスが窒素の場合、水素濃度約9%、アルゴンの場合、水素濃度約7%で爆発圧力2.0 kg/cm²Gとなり、これ以下の水素濃度では爆発圧力が極端に低くなった。この理由は、水素が部分燃焼する特性によるものものであり、特に水素5%以下では0.5 kg/cm²G以下の小さい圧力上昇しか見られない。

(4) 水素-空気2成分系の爆発下限界のガス流動による影響の検討

水平伝ば及び下方伝ばの場合は、平均流速0.8 m/s付近まで、ガスの流動によって下限界水素濃度は低下するが、流速がそれ以上大きくなると、逆に下限水素濃度が徐々に上昇する傾向を示すことを確認した。ただし、爆発下限界水素濃度が、上方伝ばの爆発下限界の4%を下回ることはなかった。一方、上方伝ばの場合はガスの流動によって下限界は低下することなく、むしろ僅かに上昇傾向を示すことを確認した。

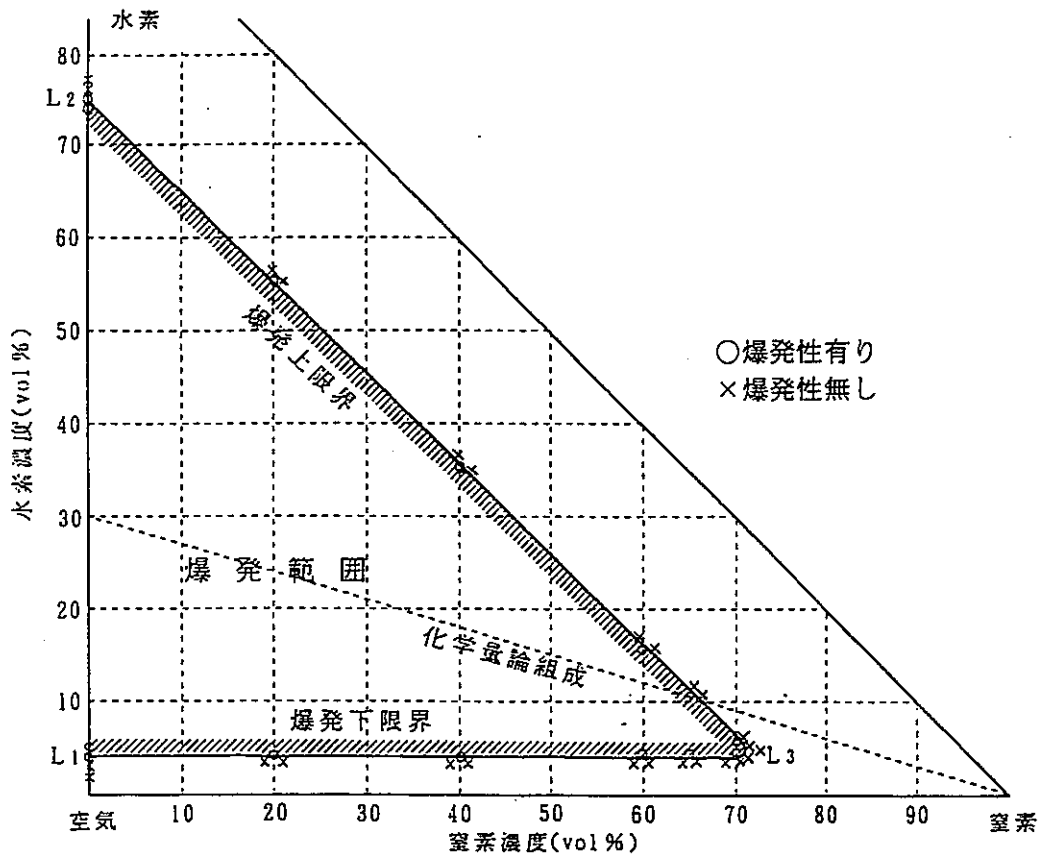
(5) 爆ごう特性の検討

水素-空気の爆ごうについて、文献調査を行い、水素濃度が10%以下ではどのような条件下でも起こらないことを確認した。また、爆ごう限界を試験により測定した結果、水素-空気系の爆ごう範囲としては17~56%のデータを得た。また、水素-空気-窒素の3成分系の爆ごう範囲の推定図を作成した。

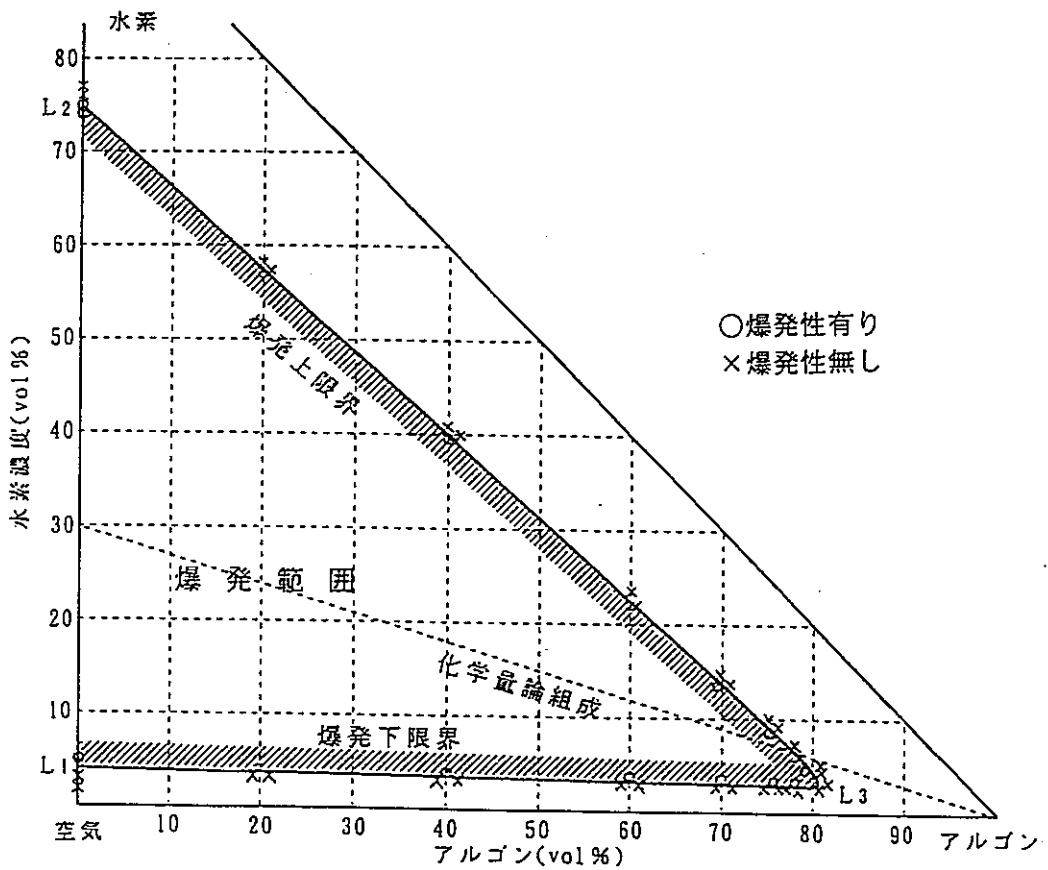
(6) まとめ

MOX施設では低濃度水素混合ガスを使用しているが、この研究成果から5%水素-95%窒素混合ガスを使用する場合はいかなる条件下においても爆発は起こらないことが判明した。従って、この条件下では混合ガスの供給側において水素濃度上昇を防止できれば、電気炉側の爆発防止対策は不要であるとも言える。

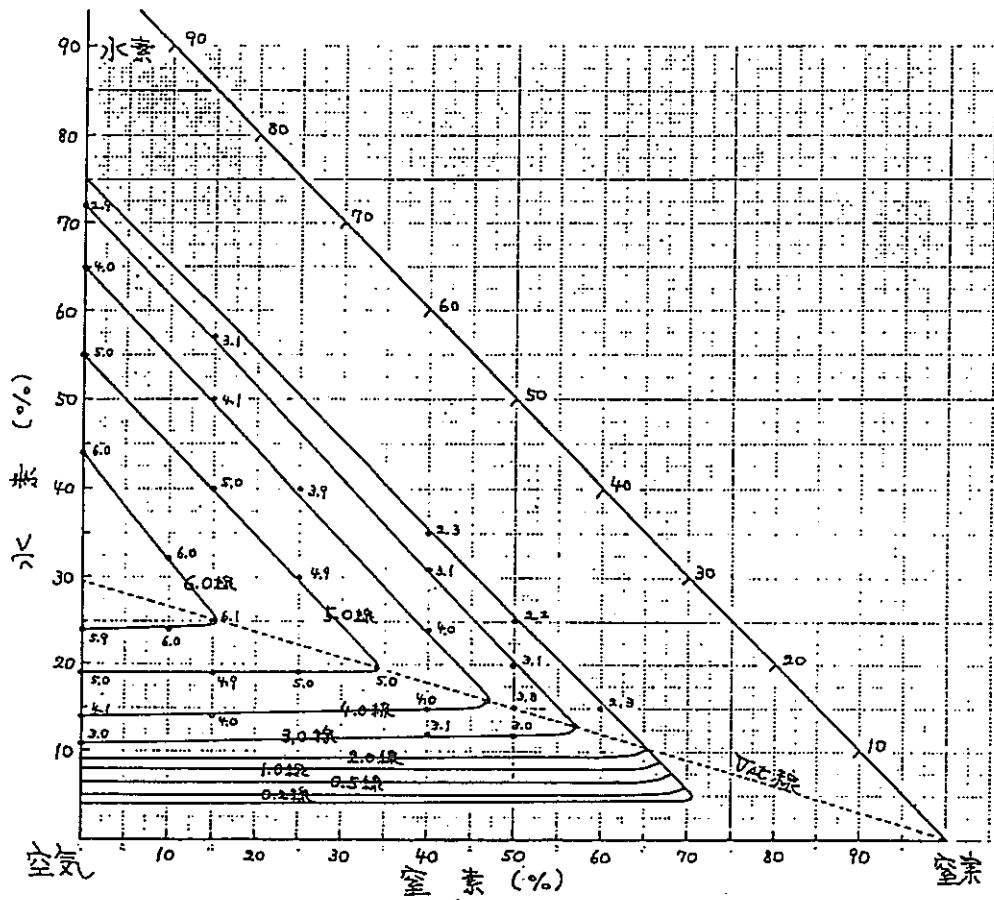
また、低水素濃度領域での爆発圧力の測定確認により、8%水素-92%窒素混合ガスを使用する場合は当該組成ガスが空気と混合する小さな領域で爆発領域に入ることとなるが、低濃度水素での爆発圧力は強力な破壊力を伴うものではなく、電気炉の構造設計で合理的に対応できる範囲である。また、事故評価のシナリオも合理化できる可能性が大きいと考えられる。



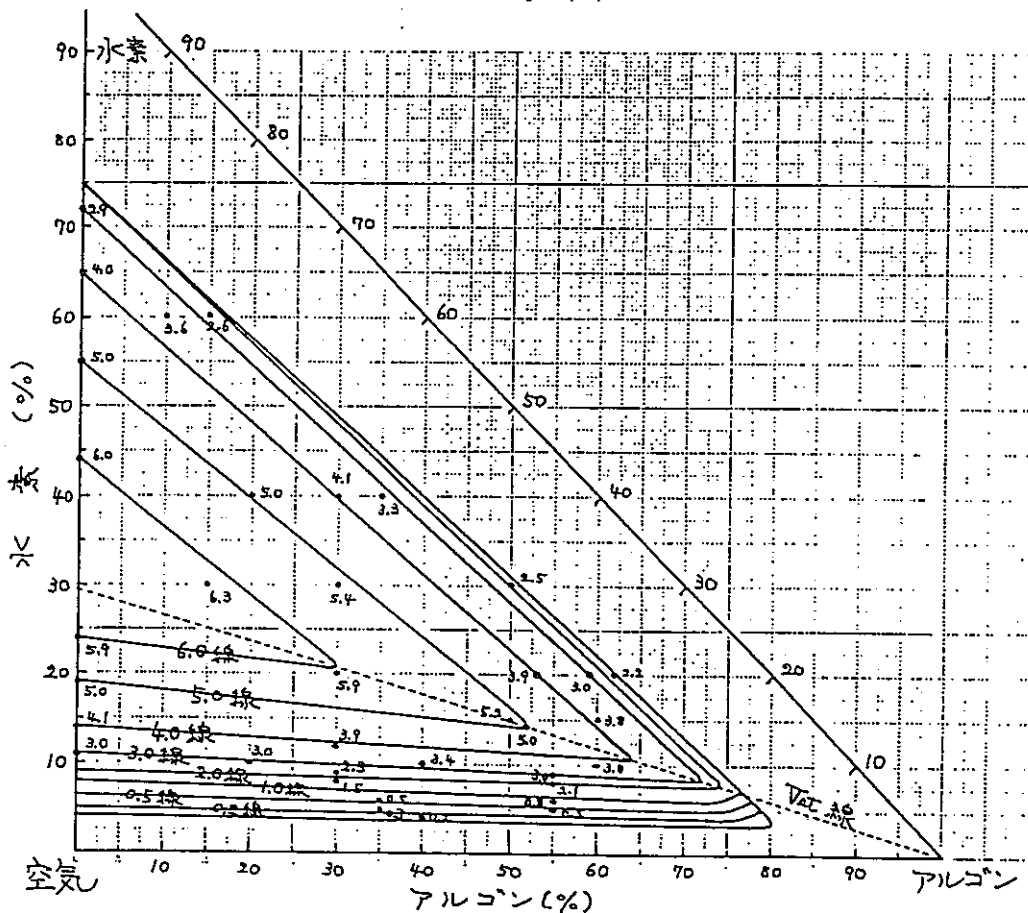
水素-空気-窒素 3 成分系の爆発範囲 (常温, 常圧)



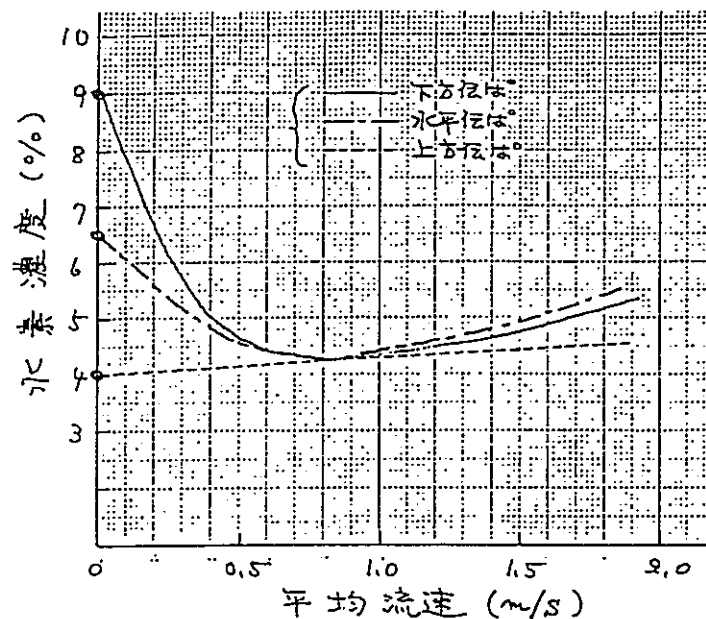
水素-空気-アルゴン 3 成分系の爆発範囲 (常温, 常圧)



水素-空気-窒素系の爆発圧力等圧線 ($\text{kg/cm}^2\text{G}$)



水素-空気-アルゴン系の爆発圧力等圧線 ($\text{kg/cm}^2\text{G}$)



各火炎伝ば方向の下限界に及ぼす
ガス流動の影響

水素-空気系の爆こう下限界の試験結果
(大気圧, 23℃)

水素濃度 (vol%)	爆こう速度 (m/s)	爆こう成立 の有無
14.9	-	×
15.6	-	×
16.0	-	×
16.5	-	×
17.1	1.340	○
17.4	1.420	○
18.0	1.490	○
19.2	1.570	○

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】
なし

【発表予定】
なし

【民間の研究の現状と動向】

化学安全工学の分野に属する問題であり、国立研究機関、大学での研究例はあるが、民間の研究はほとんど行われていない。

【参考文献】

- 柳生 昭三「ガスおよび蒸気の爆発限界」安全工学協会, 1977
調査未実施
柳生 昭三他「不活性ガス添加における爆発限界酸素濃度」安全工学 Vol.25.No.4,1986

【海外の研究の現状と動向】

炉のシビアアクシデント研究の分野で水素爆発はテーマの1つとされており、いくつかの文献があるが、核燃料施設関係での研究例は見あたらない。

【参考文献】

- 1) Ignitability of Hydrogen/Oxygen/Diluent Mixtures in the Presence of Hot Surfaces.
R. K. Kumar and G. W. Koroll, Nuclear Safety Vol.36, No.1 1995
- 2) A theoretical and experimental study on the hydrogen vented deflagration.
Marco Nicola Carassi and Fabio, Fineschi Nuclear Engineering and Design 145, 1993

【研究評価（自己評価）】

評価項目	チェック欄	補足説明欄
<p>1. 当初予定していた成果が得られたか。 (成果の達成レベル)</p>	<p><input type="checkbox"/> 予定以上の成果が得られた</p> <p><input checked="" type="checkbox"/> 予定どおりの成果が得られた</p> <p><input type="checkbox"/> 予定どおりの成果が得られなかった</p>	<p>水素混合ガスの爆発挙動について、特に下限領域における爆発の特異性があり、その爆発圧力は極めて低いことが判明した。その上で水素-空気-不活性ガスの3成分系における爆発圧力を明らかにし、爆発挙動を明らかにした。</p>
<p>2. 成果が有効に反映されるか。 (成果の活用方策)</p>	<p><input type="checkbox"/> 指針・基準類の整備に反映できる</p> <p><input checked="" type="checkbox"/> 安全性の向上に反映できる</p> <p><input type="checkbox"/> 国際基準・協力等へ貢献できる</p> <p><input type="checkbox"/> その他</p> <p>(上段は複数回答可)</p>	<p>MOX施設で使用している低濃度水素混合ガスを使用する電気炉の設計において、爆発圧力を考慮した構造設計が可能である。</p> <p>また、事故評価シナリオを作成する場合においても有効なデータとして活用できる。</p>
<p>3. 研究は年次計画どおり進捗したか。</p>	<p><input checked="" type="checkbox"/> 計画どおり進捗した</p> <p><input type="checkbox"/> 計画どおりに進捗しなかった</p> <p><input type="checkbox"/> 外的条件の変化に対応した</p>	<p>当初計画予定より目的を達成したため計画を見直した。</p>
<p>4. 自由評価欄</p>		

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕東海事業所 安全管理部 安全管理工学グループ Ichiro Nojiri Safety Engineering Group 〔氏名〕野尻 一郎 Health and Safety Division, Tokai Works 〔連絡先〕☎ 319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki ☎ 029-282-1111 319-1194 Tel 029-282-1111				
キーワード	静的安全	ヒートパイプ	フェニックス	伝熱	循環流量
key word	static safety	heat pipe	PHEONICS code	heat transfer	circulation flow
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)：なし 実証試験名(実施機関)：なし 委託研究名(実施機関)：なし				
主要レポート名等	(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 TN 8412 97-040 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】 再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射性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有しない静的除去システムのフィジビリティスタディとその応用研究を行い、安全設計技術の高度化及び今後建設する施設の安全性、信頼性の更なる向上に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 静的熱除去システムのフィジビリティスタディ 高レベル廃液貯槽を模擬した受熱水槽、分離型熱サイフォン式ヒートパイプ及び放熱水槽からなる除熱性能試験装置を製作し、ヒートパイプ、作動流体等の条件をパラメータにして、伝熱特性などの試験を行う。また、熱流体解析コードを基本にして、除熱システムの除熱性能評価コードの整備を行うとともに、高レベル廃液貯槽等への適用について検討・評価する。 ロ. 静的水素除去システムのフィジビリティスタディ 白金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 安全管理工学グループ 安全管理工学実験室					

【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
- ・汎用熱流体解析コードPHEONICSを用いて、分離型熱サイフォン式ヒートパイプの除熱性能評価手法の検討を行った。
 - ・除熱性能基礎試験装置で行った試験結果と計算結果の比較検討を行った。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
- アスファルト固化処理施設火災・爆発事故の原因究明試験実施のため、本試験は進捗しなかった。

【今後の予定（平成10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て、加熱槽温度及び作動流体量をパラメータとした除熱性能確認試験を継続する。
 - ・除熱性能評価コードを整備する。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
- ・水素-酸素再結合触媒の劣化特性及び耐久性試験を継続し、最適な触媒を選択する。
 - ・水素除去性能評価コードの整備と検証を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する、放射線分解水素や崩壊熱の除去については、強制排気系や冷却系といった動力を必要とする動的機器が設置され、通常時及び事故時の対策がとられ十分な信頼性を実証している。しかし、万一、全電源喪失等が発生し排気系や冷却系が停止した場合、廃液の温度上昇や水素濃度が上昇する可能性がある。このため、動力を必要としない、静的原理に基づく水素除去システム及び熱除去システムの研究を実施している。

イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ

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(図1)を対象に、汎用熱流体解析コードPHEONICSを用いた除熱評価方法の検討及び解析結果と試験結果との比較検討を実施した。

汎用熱流体解析コードPHEONICSを用いた除熱評価方法の検討では、昨年度に実施したヒートパイプの管壁温度を一定としていた計算方法を、加熱槽水の温度を一定とする方法に改良した。その際、加熱槽水からヒートパイプ管壁への伝熱係数を設定し、図2、3に示す4種類の飽和沸騰伝熱式を用いて計算を行った。

加熱槽温度を60℃、冷却槽温度を30℃に固定し、作動流体の注入量を変化させた場合の除熱性能では、伝熱量は界面位置にほぼ比例して増加した。Stephan-Abdelsalamの式及び西川-藤田の式、Monstinskiiでの計算ではほぼ同様の値を示したが、井村等の式では約1.5~2倍の値を示した(図2)。また、循環流の計算結果でも同様の結果が得られた。

加熱槽温度を60℃、界面位置を100%に固定し、加熱槽温度を変化させた場合でも同様に、伝熱量は、加熱槽温度が増加するにつれて大きくなり、その増加率の割合も加熱槽温度が増加するにつれて大きくなる傾向を示した。この場合でも、井村等の式は他の式の約1.5~3倍の値を示した(図3)。

除熱性能試験結果と解析結果との比較では、試験条件として、加熱槽温度60℃、冷却槽温度25℃、加熱ヒートパイプの界面位置75%とし、伝熱量及び作動流体の循環流量、加熱槽ヒートパイプの管壁温度の計算値と実験値とを比較した。

実験値と計算値の伝熱量の比較を図4に示す。伝熱量の計算では、井村等の式を除いた3式は、ほぼ同様の結果を示した。実験値は、計算値の約1.7倍になった。ただし、伝熱量の計算値は、加熱槽水からヒートパイプ管壁への伝熱係数の取り方によって異なるので、設定した伝熱係数の値を大きくすることにより実験値に近づくと考えられる。また、加熱槽温度及び界面位置をパラメータとした試験を実施していく予定である。

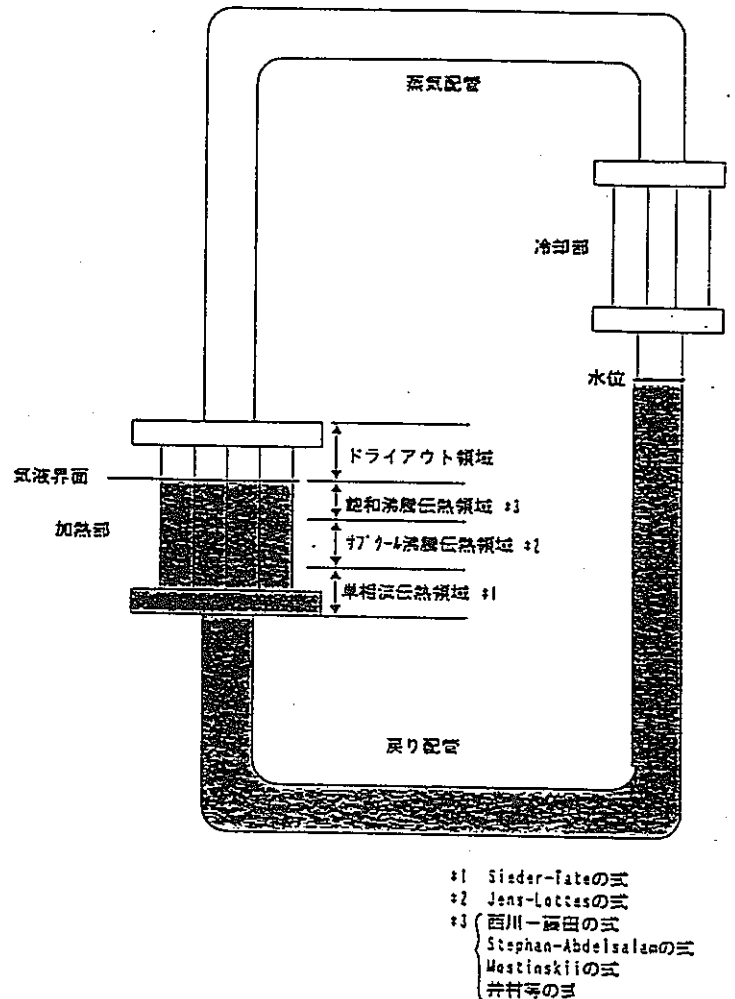


図1 計算体系のモデル

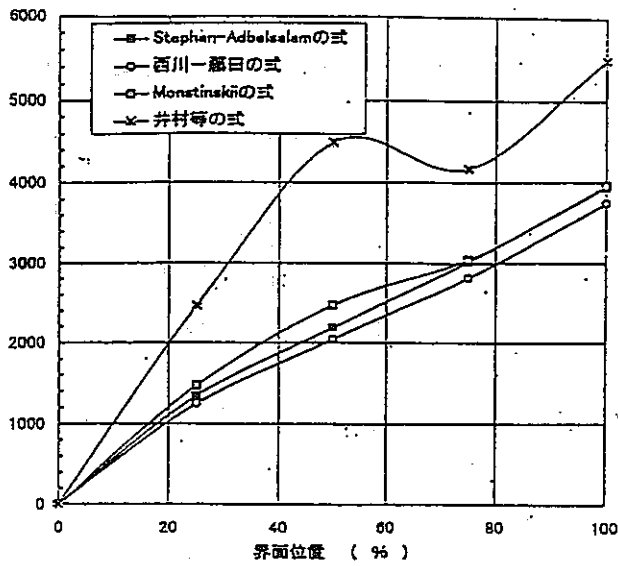


図 2 界面位置による伝熱量変化の比較
(伝熱量は平均値)

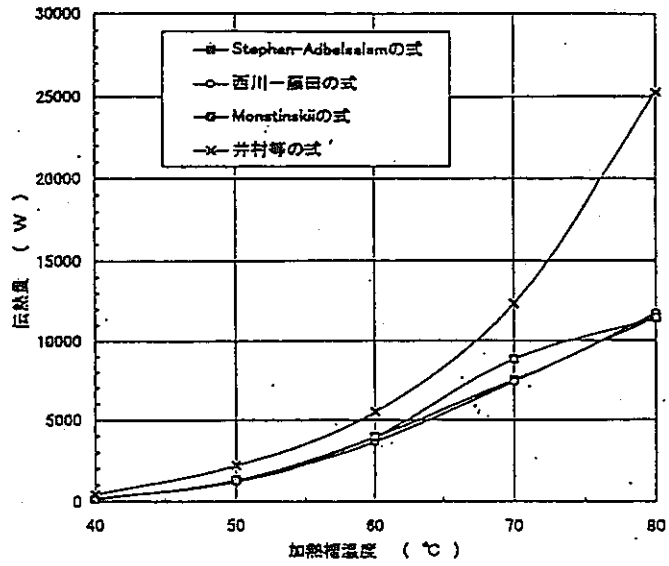


図 3 加熱槽温度による伝熱量変化の比較
(伝熱量は平均値)

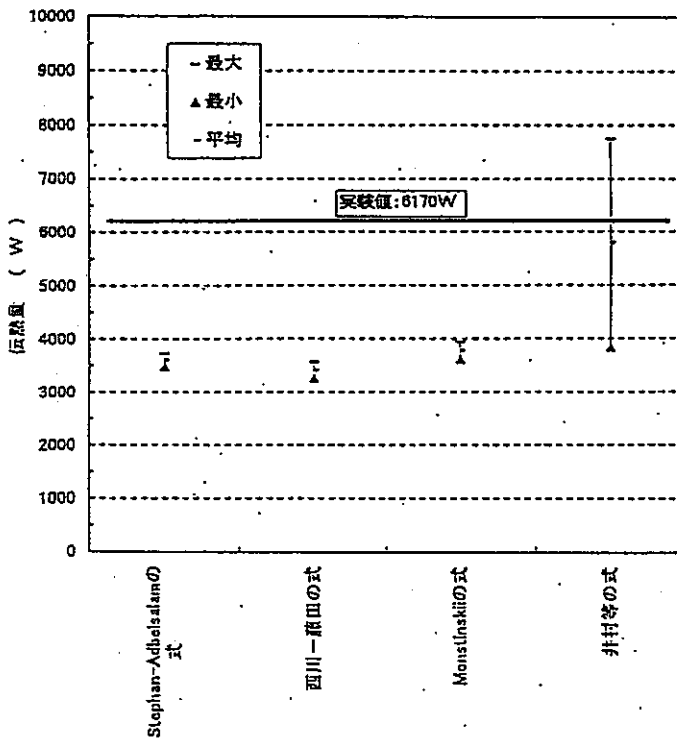


図 4 PHOENICSコードによる伝熱量の計算値
と実験値の比較

レポート、学会誌・国際会議への発表論文等]

発表予定]

【民間の研究の現状と動向】

- イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
 静的な原子炉崩壊熱除去に関する基礎研究として分離型ヒートパイプによる崩壊熱除去システムの検討がなされているがHAWの熱除去に関する研究は見当たらなかった。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
 当該関連研究について調査した結果、静的水素除去システムに関する研究は見当たらなかった。

【参考文献】

- イ. 石井貴之 他：東海大、大橋一孝：富士電機「分離型ヒートパイプによる崩壊熱除去システムの可能性の検討」（日本原子力学会「1998春の年会」H53）

【海外の研究の現状と動向】

- イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
 独バックスドルフ再処理プラントの安全設計で濃縮したF、P溶液の貯蔵容器の冷却システムとして外部からのエネルギー供給又は人的操作が無くとも運転可能で、温度差によって発生する比重差を利用して稼働する「Passive cooling system」があるがヒートパイプを用いた研究は見当たらなかった。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
 米国DOAで実施されている触媒試験計画の中で、TMI-2号炉心デブリキャニスタ及びTMI-2事故で生じた核分裂生成物で汚染した冷却水を処理した水没式デミネライザ装置のゼオライト充填容器内で発生する水素を触媒で除去するシステムが採用されているがHAWタンクへの応用研究は見当たらなかった。

【参考文献】

- イ. 「SAFETY DESIGN OF THE WACKERSDORF REPROCESSING PLANT」
 Dr. R. Gasteiger, INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR FUEL REPROCESSING AND WASTE MANAGEMENT RECOD 87
- ロ. (1) "CATALYST TESTS FOR HYDROGEN CONTROL IN CANISTERS OF WET RADIOACTIVE WASTE"
 GENDO62, J. O. Henrie, B. D. Bullough, D. J. Flesher Rockwell Hanford Operations(1987. 8)
- (2) "Hydrogen Control in the Handling, Shipping and Storage of Wet Radioactive Waste"
 RHO-WM-EV-9-P-Rev. 1, James O. Henrie, Dann J. Flesher, Rockwell Hanford Operations(1986. 8)
- (3) "Evaluation of Special Safety issues Associated with Handling the Tree Mail Island Unit 2 Core Debris", James O. Henrie, John N. Appel GENDO51(1986. 6)
- (4) "Submerged Demineralizer System Vessel Shipment Report"
 GENDO35, Geoffrey J. Quinn, JAMES O. Henrie, Jess Greenborg(1984. 6)

研究分野	核燃料施設等				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				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
	Study for Advance In-Service Inspection Technology				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 ↓ 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	再処理センター 施設管理部 施設保全第一課		Facility Maintenance Section Tokai Reprocessing Center	
	[氏名]	伊波 慎一		Shinichi Inami	
	[連絡先]	〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33		4-33 Muramatsu Tokai-mura Naka-gun Ibaraki Japan	
キーワード Key word	再処理施設	供用期間中検査	非破壊検査	検査技術	診断
	reprocessing plant	in-service inspection	non-destructive inspection	inspection technology	diagnosis
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等					
(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高放射線環境下に設置されているセル内機器等を対象とした多機能型セル内点検装置の開発を行い、施設の健全性確認に係る点検技術の向上を図り、再処理施設の安定運転に資する。					
【研究内容(概要)】 新検査システムの開発として、遠隔・非接触(リモートセンシング)技術に着目して、検査センサの選定(赤外線等)さらにセンサの基礎試験を実施し、検査項目・検査範囲・セル内への適用性を確認し検査センサの可能性を見極める。					

【使用主要施設】
実規模開発試験室

【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】
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、昨年度実施したセンサ選定に係る検討結果を踏まえ、赤外線センサによる模擬条件下での適用性研究として詰まりを想定した試験の準備を実施した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】
平成9年度の成果を踏まえ、詰まりを想定した模擬試験を実施する。

【その他、今後の発展性等】
なし

【研究成果】

再処理施設等核燃料施設における施設の健全性を確認するための遠隔・非接触（リモートセンシング）技術に着目し、核燃料施設の運転・管理を行ううえで重要である健全性確認としてスラッジ等の機器内や配管内での堆積による詰まりを推定する遠隔・非破壊検査技術について調査した結果を踏まえ、本年は、赤外線センサを用いた模擬条件下での適用性研究を行うための詰まりを想定した試験準備を行った。

この試験準備として、試験設備並びに模擬試験体の製作を行った。試験設備は、小規模プロセス配管試験装置として、再処理施設の配管等の詰まり発生部に赤外線センサで捉える温度変化を与えることが可能と考えられる加熱蒸気を取り込めるような蒸気ループに模擬試験体を組み込める構造のものとした。この蒸気ループでは、流量と圧力をパラメータとし、その閉塞部の温度変化を確認できるものとした。

一方、模擬試験体は、配管内に堆積したスラッジ等を想定したものとして製作した。この試験体は、スラッジによる自己発熱を模擬し、その発熱をセンサで確認できるかを評価できるよう堆積部にヒータを内蔵させ、試験できるものとした。

図-1 に小規模プロセス配管試験装置概要を、図-2 に模擬試験体概要を示す。

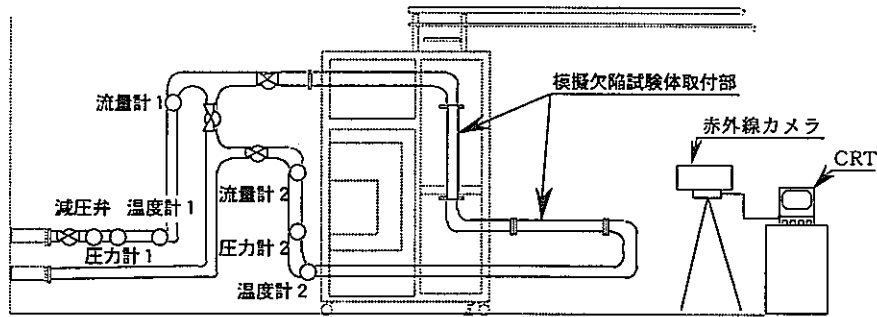


図-1 小規模プロセス配管試験装置

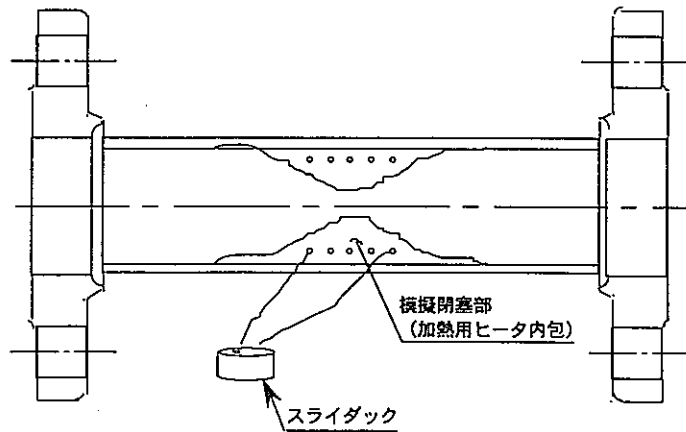


図-2 模擬欠陥試験体（閉塞）概要図

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】
なし

【発表予定】
なし

【民間の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果、原子力発電を対象としたものが中心で、その検査手法としては、レーザ超音波や超音波探傷が挙げられている。また、当該研究で対象とした赤外線センサを用いた配管内での堆積による詰まりを推定する検査への利用研究は見当たらなかった。

【参考文献】

- (1) 島田道男, 吉井徳則: 船舶技研「レーザ-超音波による原子力構造部材の信頼性評価技術に関する研究」(国立機関原子力試験研究成果報告書 VOL. 33 1994)
- (2) 浅井卓: 三菱重工業, 浜田彰一: 三菱重工業 神戸造船所, 大道武生: 三菱重工業 高砂研「原子力用ロボット 現状と最近の動向」(原子力工業 VOL. 37, NO. 8 1991)

【海外の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果、海外においても同様原子力発電を対象とした研究が進められ、超音波法やAE法が挙げられている。また、当該研究で対象とした赤外線センサを用いた配管内での堆積による詰まりを推定する検査への利用研究は見当たらなかった。

【参考文献】

- (1) BOUTARD J-L (CEA) 「原子力のための非破壊検査 CEAにおける研究開発」(Rev Gen Nucl. VOL. 1994 NO. 5)
- (2) MURGATROYD R A (UKAEA) 「英国における原子力用構成要素のNDTプログラム」(Nucl Eur. VOL. 5 NO. 1 1985)

研究分野	核燃料施設等				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				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
	Studies on Radiation Resistance for Electrical Apparatus and Electronic Components				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度)) 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	環境保全センター 先進サイクル研究開発部 機器 開発グループ	Recycle Component Technology Group Waste Management and Fule		
	[氏名]	青嶋 厚	Atsushi Aoshima		
	[連絡先]	〒 319-1194 ☎ 029-282-1111 茨城県那珂郡東海村村松4-33		4-33 Muramatsu Takai-mura Naka-gun Ibaraki Japan	
キーワード Key word	耐放射線性	データベース	電気機器	電子部品	
	radiation resistant	data base	electrical apparatus	electronic components	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 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】

本研究では、半導体部品の放射線劣化を防止し、その寿命をのばす技術開発を行うものとして、平成8年度に電気・電子部品に係る長寿命化技術について検討し、SOI (Silicon on Insulator) プロセス技術による高信頼性ハイブリッドICを用いることで、その可能性を見出すこととして、耐放射線性マイクロコンピュータの基本設計を実施した。平成9年度は、基本設計の成果を踏まえ、実環境での評価を目標とする耐放射線性マイクロコンピュータモデル試作のための設計を行った。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

平成9年度の成果としてまとめた耐放射線性マイクロコンピュータモデルの試作を実施する。その後、照射試験を行う計画である。

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

再処理施設等核燃料施設のセル内は、高放射線環境であることから、一般産業界で使用されている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、耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計の成果を踏まえ、実環境での評価を目標としたマイクロコンピュータモデルの設計を実施した。

この設計では、耐放射線性マイクロコンピュータを適用した「耐放射性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置」に係るシステム設計を行った。この設計に適用する耐放射線性マイクロコンピュータ（以下「耐放射性マイコン」という）は、集積線量10E7radを越えた状態にあっても機能することを目標としたものを組み込むこととした。

このシステムは、①γ線を検出し、電気信号に変換する検出器系②電気信号を波高分析する耐放射性マイコン系③波高分析されたスペクトルデータを表示、記録するスペクトルデータモニタ系の構成とした。

このシステムには、自己異常を外部へ知らせるものとして、CPU内部で発生したエラー信号を外部に出力し耐放射性マイコンの異常を検知する機能、外部からのリセット信号及び内部で発生する信号によりCPUの暴走を復帰する機能等のフェイルセーフ機能を備えたものとした。

このシステム設計の結果、耐放射性マイコンを用いることでデータ処理がセル内で行え、大幅なケーブル数削減が可能となった。このことにより、処理後のデータをセル外へ伝送するシステム設計を行い、ケーブルレス化への見通しを得ることができた。また、本システム設計の成果により試作・試験を行うことで電気・電子機器の長寿命化への可能性について具体的評価が可能と考える。

なお、耐放射性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置の概念を図-1に示す。

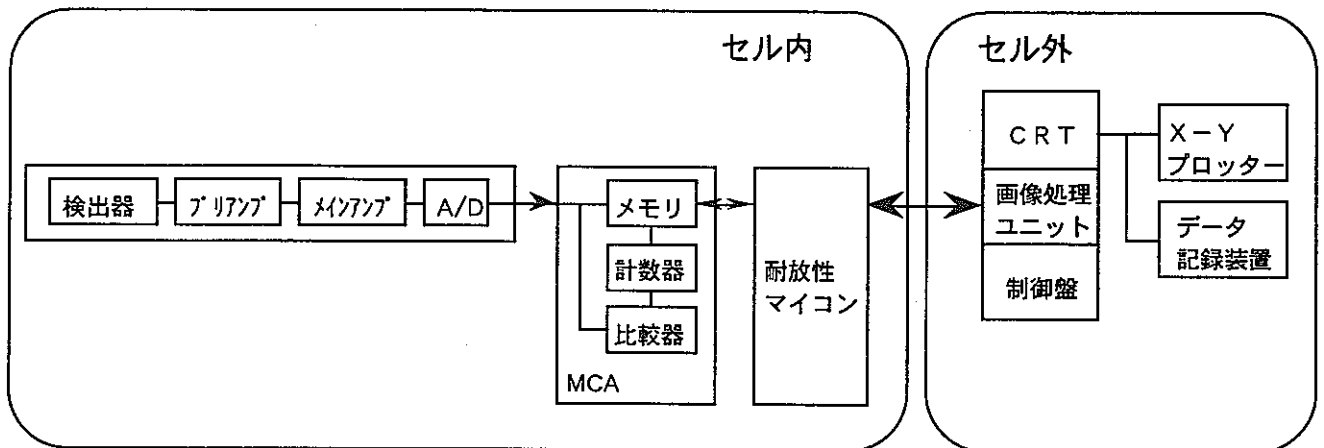


図-1 耐放射性マイコン内蔵型γ線スペクトル測定装置概念図

【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

【民間の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果、ICレベルでの電子部品に係る長寿命化技術としての耐放射線性部品の研究は、ほとんどが宇宙用（ $10^5 \sim 10^6$ radレベルを目標）として実施されており、当該開発対象である再処理施設等核燃料施設用は見当たらなかった。

【参考文献】

- (1) 松田 純夫：宇宙開発事業団「宇宙開発と耐放射線性材料」
（放射線と産業 No.66 1995）
- (2) 森田 洋右：日本原子力研究所「宇宙半導体素子の耐放射線性研究」
（放射線と産業 No.52 1991）

【海外の研究の現状と動向】

当該関連研究について調査した結果、ICレベルでの電子部品に係る長寿命化技術としての耐放射線性部品の研究で 10^6 radを満足するものが開発されきている。また、近年海外での関連研究のほとんどが、宇宙用として実施されており、当該開発で対象とする耐放射線性に係る研究は、見当たらなかった。

【参考文献】

- (1) Ashok k. Sharma : N A S A 「EVALUATION OF HIGH PERFORMANCE CONVERS UNDER LOW-DOSE RATE TOTAL IONIZING DOSE (TID) TESTING FOR NASA PROGRAMS」
（IEEE Transaction on Nuclear Science ,1998）
- (2) 久保山 智司：高信頼性部品(株)「半導体デバイスの低線量率照射試験技術と宇宙機器への適用」
（放射線と産業 No.68 1995）

研究分野	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 checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画の新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 東海事業所 安全管理部 放射線管理第二課 Reprocessing Radiation Control Section Environment and Safety Division Tokai Works 〔氏名〕 宮部 賢次郎 Kenjiro MIYABE 〔連絡先〕 ☎ 319-1112 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Muramatsu 4-33 Tokai-mura Naka-gun Ibaraki-ken ☎ 029-282-1111			
キーワード	エキスパートシステム	放射線監視	放射線作業管理	
key word	expert system	radiation monitoring	radiological work management	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	(1) 石田ら 再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究 (平成8年度報告) 89頁 1998年発行 PNC TN 8410 98-061 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】 再処理施設の放射線監視・管理に伴い、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】

開発したエキスパートシステムを東海 再処理工場の放射線管理の実務に運用し、評価・解析する。
また、最終的には商業ベースの再処理施設の放射線管理に反映する。

【進捗状況】

イ. 放射線監視支援システムの開発

定置式モニタ及び排気モニタによる放射線監視について、システムとして迅速かつ的確に支援するために必要な知識・経験等のデータを整理・分類した。また、システム構築に必要な作業状況、過去の履歴、放射線管理員の基本行動等の項目を抽出することによって、具体的な推論方法について案（研究成果 図-1参照）を整理することができた。

ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発

放射線作業計画時における「線量当量の推定」の助言・指導業務の全体像を明確化し、システム構築に必要な作業場所の線量当量率・作業時間等の情報項目の抽出・システム化の概念設計を行った。また、抽出した項目について熟練者の知識・経験データを収集し、作業内容・作業場所等の項目で分類した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

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について、現在の監視業務における問題点、支援システム概念等を継続して検討した。また、過去2年間のモニタ指示値変動履歴及び要因を調査し、放射線異常、工程運転作業、特殊放射線作業およびその他の項目に分類し、データベース化するとともに、これらの変動時に係る熟練放管員の処置・対応について検討した。その結果、変動要因に不可欠な情報として、①作業情報②作業箇所とモニタの配置③建屋の空気流線④過去の変動パターン⑤放管員の行動等の項目を抽出し、具体的な推論方法案について(図-1参照)整理することができた。

排気モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムについては、施設の作業工程の実施状況によって大きく変動が観測されるクリプトンモニタを対象に概念設計を実施した。

まず、予め得られる作業工程実施予定、作業実施前後の連絡等から予測される指示値変動パターンを、作業工程ごとに設定する。この指示値変動パターンを処理燃料、処理時間等の条件に併せて加工、表示する。これを実際の指示値変動と比較することで異常傾向を早期に検知する。さらに、作成した指示値変動パターンを、実際の作業工程の進捗状況にあわせて随時再構成することによって予測精度を高度化する。以下にその支援機能の概略を示す。

(1) 支援機能

- ①警報吹鳴予備告知機能 : 警報吹鳴レベルに到達する前に、変動の異常傾向を検知し告知する機能。
- ②排気モニタ故障検知機能 : 多重化モニタ相互の指示値変動を比較し機器異常を識別する機能。
- ③モニタ指示値変動追跡機能 : 工程作業に伴う指示値変動を工程運転予定から予め推定し、実測値と推定値に差が生じた場合、放管員に告知する機能。
- ④変動要因関連情報収集機能 : 異常が検知された際、関連するモニタ等の情報を提供するためのインタフェース。

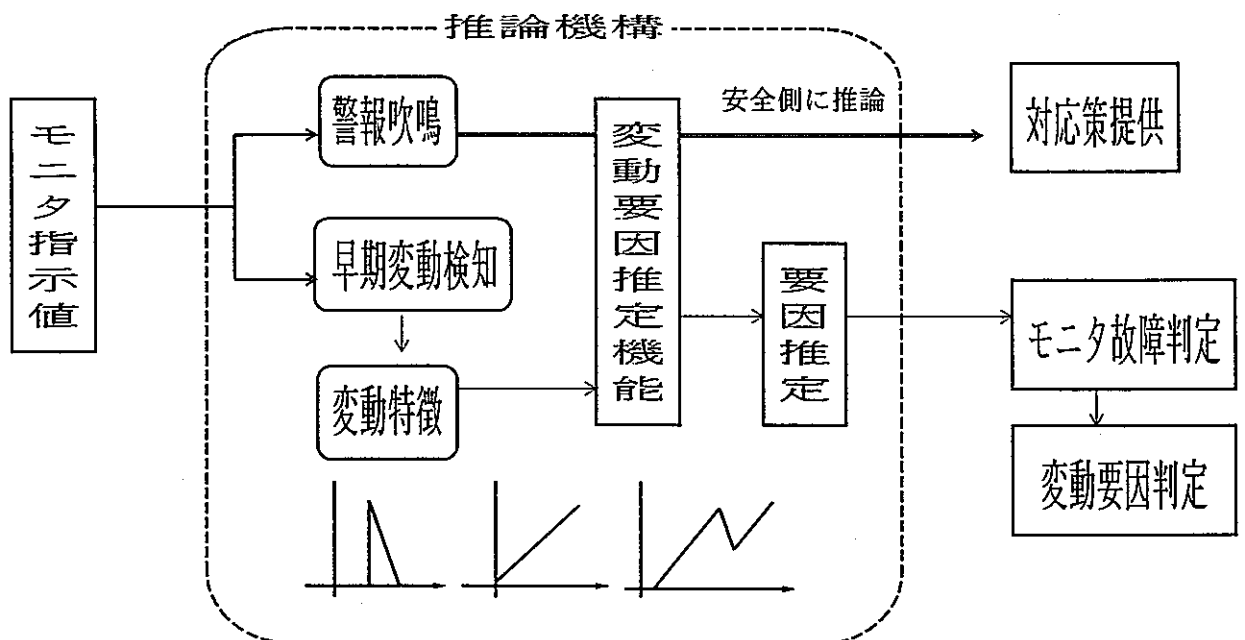


図 - 1 定置式モニタ監視システム概念図

【研究成果】

ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発

(1) データ収集・分類

作業計画受付時の「線量当量の推定」に対する助言・指導業務についてシステムを構築・運用していくには、どのような知識・経験データが必要であるかを検討し、立会記録シートを整備した。本シートをもとに、作業報告書から「線量当量の推定」に必要な減衰率や安全係数等のデータを収集した。また、立会記録シート整備後（平成9年度8月以降）の作業についても本データ収集を実施した。これらのデータを作業や作業場所等で分類し、作表・グラフ化してデータ分析を開始した（本データ収集・分類・評価については、平成10年度も継続する）。

(2) 概念設計

① 業務分析

現業務内容とその問題点を再確認した。

- ・線量当量推定には線量当量率や減衰率等の多くの要素が複雑に絡み合っており、適切に指導するには多くの経験が必要となる。
- ・初級者は、熟練者の指導なしでは推定線量当量値の妥当性を容易に判断できない。
- ・多くの作業実績の中から適切なものを検索し、反映させることが困難である。

② 構築機能の検討

業務分析結果をもとに、構築する主要機能を検討し、以下の通りとした。

- ・線量当量の推定シミュレーション・妥当性評価の支援機能
初級者でも作業計画や過去の経験実績データ等をもとに、容易に被ばく推定値をシミュレーションしたり、評価する機能。
- ・参照情報検索支援機能
推定値をシミュレーションしながら、多くの作業実績の中から適切な過去データや基準値等を検索し、参照する機能。
- ・実績情報管理支援機能
一度使用したデータを蓄積し、その中から適切な過去データを参照情報として検索し、提供する。また、シミュレーション機能にも反映させる機能。

③ 操作性の検討

操作手順と構築におけるポイント事項を検討した。

- (手順)
- ・作業件名や作業場所等の作業情報を設定する。
 - ・事前モニタリング結果を入力する。
 - ・過去の作業実績を検索し、参照する。
 - ・検索した情報をもとに、計画値を確認し、妥当性を判断する。
 - ・結果は自動登録され、次回以降の助言・指導に反映させる。
- (ポイント)
- ・誰でも容易に操作できる。
 - ・作業担当者に対し、初級者でも線量当量推定の助言を容易にできる。
 - ・各種経験値・知識データの反映・追加が可能である。
 - ・作業担当課でも本システムを使用し、作業計画作成時にこれまでに比べ、容易に線量当量を推定できる。

【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。

【民間の研究の現状と動向】

支援システム、エキスパートシステムとしての手法的な技術は、1990年頃から特に新しいものは開発されていない（根本的な技術は変わらない）。その反面、計算機の性能（処理速度等）については、著しい進歩がみられる。

現在の支援システムの多くは、原子炉施設等における運転支援、故障診断（監視→異常検知→原因判定→対応指示）、マニュアルの電子化であり、再処理施設に係る支援システムについては、開発されていない。

【参考文献】

- ・ 第32回保健物理学会 研究発表会 要旨集 (1997)
- ・ 三菱電機技報 Vol. 60 No. 9 (1986) / Vol. 63 No. 7 (1989)
- ・ 日立評論 Vol. 70 No. 8 (1989)
- ・ 東芝レビュー 41 巻 11 号 (1986) / 42 巻 5号 (1987) / 44 巻 10 号 (1988)

【海外の研究の現状と動向】**【参考文献】**

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 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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 東海事業所 Waste Technology Development Group 環境保全・研究開発センター Waste Management Division Waste Management and Fuel Cycle Research Center 環境保全部 Tokai Works 技術開発グループ Tokai Works [氏名] 須藤 収 Osamu SUTOU [連絡先] ☎ 319-1194 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1194 JAPAN ☎ 029-282-1111 Call.029-282-1111				
キーワード	高レベル廃棄物	ガラス固化	減容	分離	電解法
key word	high-level liquid waste	vitrification	volume reduction	separation	electrolysis
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関) : なし 実証試験名(実施機関) : なし 委託研究名(実施機関) : なし				
主要レポート名等	(1)花本行生 他, 電解法による高レベル廃液からのPd, Ru 分離試験, 日本原子力学会「1997年春の年会」 (2)YONEYA MASAYUKI et al, "SEPARATION OF PALLADIUM AND RUTHENIUM FROM HIGH-LEVEL LIQUID WASTES(HLLW) BY ELECTROLYSIS", Global'97 (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、管理負担の軽減に資する。					
【研究内容(概要)】 基礎試験により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応等を解明するとともに、最適な分離・固化条件を求めるための試験を実施する。 プロセス試験により、元素分離、分離物の固化、高減容固化の要素技術を統合化し、プロセス特性を調べる。 固化体特性評価により、分離物固化体、高減容固化を対象に各種固化材料を試験し特性を評価する。またプロセス試験で作成した固化体の特性を評価する。					
【使用主要施設】 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、水に溶解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、熔融メルト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、ガラス熔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。

・電解法による白金族元素分離試験

白金族の分離について、模擬高レベル廃液から電解法により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。(平成8年度分の成果)

今年度は、電解法による白金族の回収率について、廃液側の減少量からの分離率の評価では無く、回収した量を評価することにより、実質的な回収率を求めるとともに、回収物に含まれる不純物を評価した。その結果パラジウムは99%、ルテニウムは94%回収され、またパラジウムに含まれた不純物(Te, Se, Ru, Mo)が測定された。

【今後の予定(平成10年度以降の計画)】

高レベル廃液から廃棄物含有量を制限する核種を分離して減容化する本技術は、分離した核種の廃棄体化も必要となり、全体での減容率は通常のガラス固化体に比べ1/2程度であり、減容化としての誘因が十分とは言えない。また高減容プロセスを評価するための基礎試験データはほぼ収集できたため、平成10年度に研究成果をとりまとめ、本研究テーマを終了する予定である。

【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鋼板の厚さ測定、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。近年注目されているフロンや有害物質に対し放射線源を利用した放射線分解についても研究が成されている。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電解法による白金族元素分離において、RuとPdを資源として回収できる可能性を検討する為、模擬高レベル廃液を使ってRuとPdを分離して詳細な回収率及び収支の測定を行なった。またPdに関しては回収純度を評価するため回収側に含まれる元素を分析し、同伴して回収される元素の知見を得た。

前年度の基礎試験結果から分離性能に影響する電流密度、電位、攪拌空気量、電解温度について最適な設定条件を設定し図1及び図2に示す装置を用いて電解を行なった。試験はPdを分離した後、同じ試験液のRuを分離し回収率を求めた。Ruに関しては分離後の揮発したRuを回収した吸収液（回収側）と模擬廃液及び試験容器の内壁と陰極の元素分析を行ない、同じくPdに関しては分離後の電極に回収された析出物（回収側）と模擬廃液の元素分析を行なった。

その結果Ruは94.1% 吸収液に回収され、内壁と電極に3.5%残留しRuの収支は97.6%であった。模擬廃液中のPdは電極の析出物に99% 回収され主にTe, Se, Ru, Mo が同伴しており、回収物中のPd純度は91%であった（図3参照）。試験後の模擬廃液の元素変化率を図4～6に示す。この結果からRu及びPdはそれぞれ吸収液と電極で回収することは十分可能であるが、Ruは分離の際、ガス(RuO₄)の形態になるため吸着性が高く吸収液までのロスが多い、またPdは資源として利用するには数段の精製が必要と考えられる。

高レベル廃棄物高減容処理に関する安全研究として今年度までの研究成果により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応及び分離固化条件、分離物固化体、高減容固化体の特性に関する基礎的なデータを収集することが出来た。

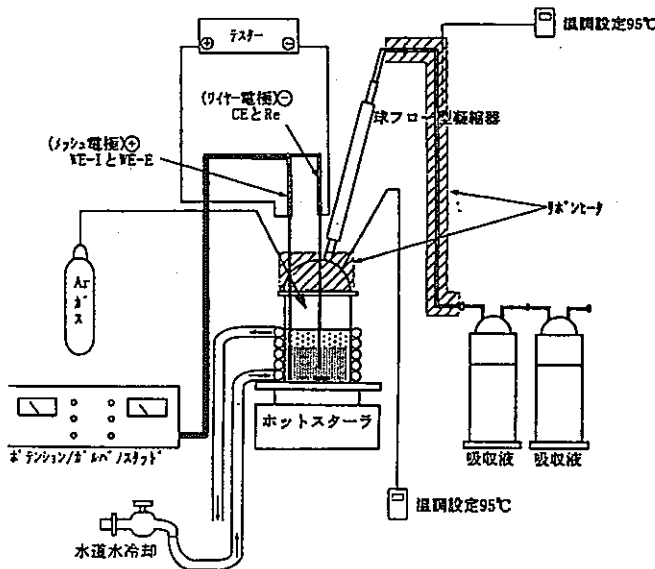


図1 Ru分離試験装置

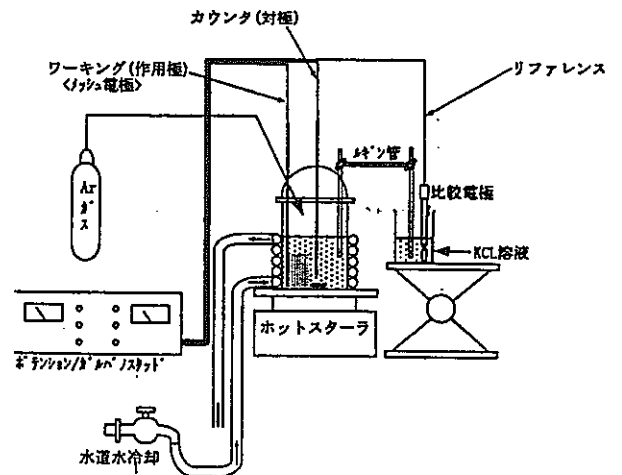


図2 Pd分離試験装置

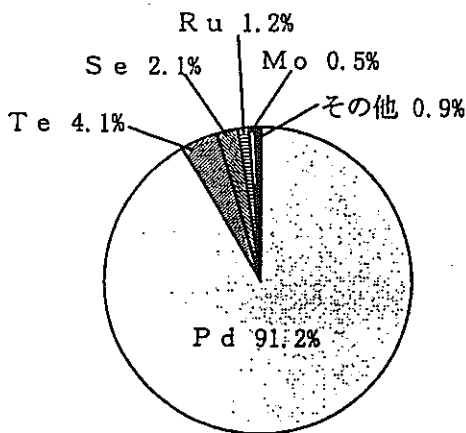


図3 電極析出物の構成率

【研究成果】

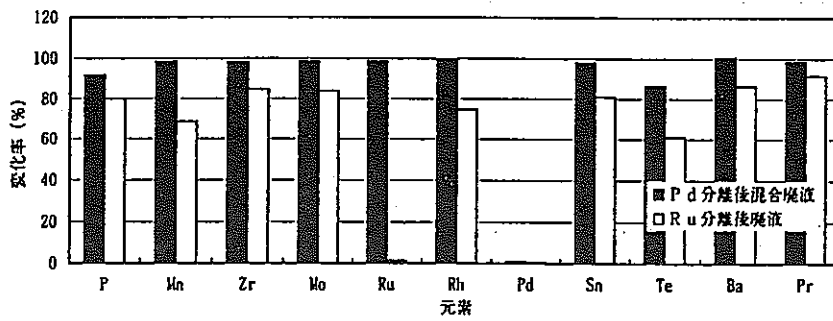


図4 模擬廃液からのRu, Pd分離後の元素変化率(主に変化の有った元素)

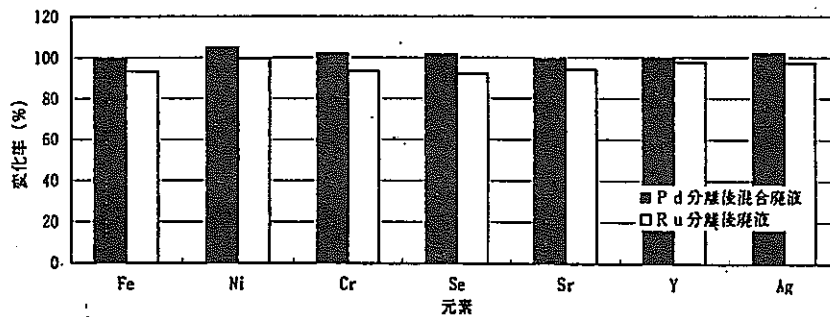


図5 模擬廃液からのRu, Pd分離後の元素変化率(変化の少なかった元素)

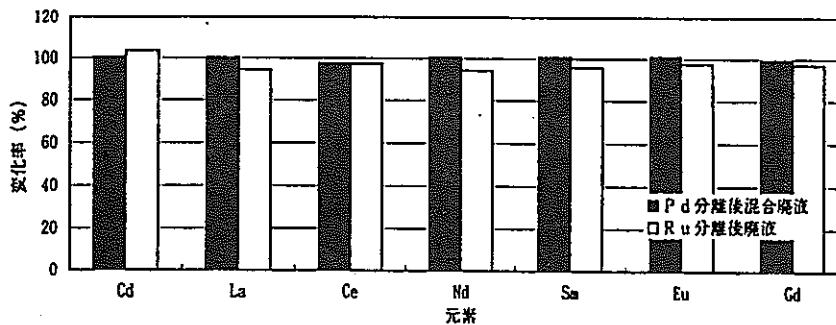


図6 模擬廃液からのRu, Pd分離後の元素変化率(変化の少なかった元素)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

3)米谷雅之 他, 「高レベル廃液からの電解法による白金族元素分離試験」, PNC PN8410 93-243

4)米谷雅之 他, 「高レベル廃液からの電解法による白金族元素分離試験(Ⅱ)」, PNC PN8410 97-080

【発表予定】なし

【民間の研究の現状と動向】

近年の報告では発熱元素の分離技術として、これまで吸着体としてゼオライトを用いた分離検討が行われていたが、現在ではフェロシアン化物のCsに対する高い選択性を利用して、フェロシアン化物をシリカゲルに担持した吸着剤の検討が行われている⁽¹⁾⁽²⁾。また3,4級ベンズイミダゾール官能基を持つアニオン交換樹脂を用いて、Sr, Nbを含む硝酸溶液中の白金族元素の分離報告がされている⁽³⁾。白金族分離に関しては数年前まで水銀電極によるRh, Ru, Pdの回収⁽⁴⁾、不溶解残渣からの鉛による有用金属の抽出法⁽⁵⁾など報告がなされていたが、白金族の有効利用の観点にたった研究開発は、コスト面での成立性が未だに立証されていないこともあり以前より減少している。

【参考文献】

- (1)谷原紘一(九工研)他, セシウム分離用レドックス型複合イオン交換体, 日本原子力学会「1998春の年会」
- (2)木村仁宣(東北大)他, 不溶性フェロシアン化物担持シリカゲルの調整およびCsのイオン交換特性, 日本原子力学会「1998春の年会」
- (3)Wei Yuezho(産創研)他, イオン交換法による模擬廃液からの白金族元素の分離回収, 日本原子力学会「1998春の年会」
- (4)明珍宗孝, 有用金属回収・利用技術検討会 平成5年度報告書 水銀電極電解法によるRh, Pdの回収(石川島播磨重工業(株)), PNC PN8100 94-004
- (5)明珍宗孝, 有用金属回収・利用技術検討会 平成5年度報告書 不溶解残渣からの有用金属回収技術開発(住友金属鉱山(株)), PNC PN8100 94-004

【海外の研究の現状と動向】

減容に係わる分離技術のうち、発熱元素の分離技術に関しては現在も活発に技術検討が行われている。新しいイオン交換体として、米国のハンフォードサイトなどの強アルカリ性廃液に対し、チタン酸塩の吸着剤がSr, Cに対し高い吸着性が確認された⁽¹⁾⁽²⁾とともに、大規模な製造が可能なることを確認した。同じくチタン酸アンチモンを主体とする無機イオン錯体で、軍事施設から発生する低放射性廃液やスラッジの高酸条件中のSr²⁺分離を報告している⁽³⁾。抽出法ではアイダホ化学処理プラントの酸性核廃棄物から、ジシクロヘキサノ-18-クラウン-6(DCH18C6)を含む有機溶媒を用いたSrの抽出回収プロセスが報告されている⁽⁴⁾⁽⁵⁾。酸濃度の調整に用いる脱硝技術として、硝酸とシュウ酸を同時に用いる事により従来より水素の発生量を軽減できる報告があった⁽⁶⁾。白金族元素の分離についての報告は見られなかった。

【参考文献】

- (1)DOSCH R G, Crystalline Silicotitanates-New Ion Exchanger for Selective Removal of Cesium and Strontium From Radwastes, US DOE Rep, SAND-96-1929, p18, (1996)
- (2)DEFILIPPI I, Scale-up and testing of a novel ion exchanger for strontium, Sep Sci Technol, Vol. 32, No. 1/4, pp93-113, (1997)
- (3)NENOFF T M, Highly Selective Inorganic Crystalline Ion Exchange Material for Sr²⁺ in Acidic Solutions, Environ Sci Technol, Vol. 30, No. 12, pp3630-3633, (1996)
- (4)LAW J D, Development and Testing of a SREX Flowsheet for the Partitioning of Strontium and Lead from Simulated ICP Sodium-Bearing Waste, US DOE Rep, INEL-96-0437, p29, (1996)
- (5)DRAYE M A, Recovery Process of Strontium from Acidic Nuclear Waste Streams, Sep Sci Technol, Vol. 32, No. 10, pp1725-1737, (1997)
- (6)HSU C-L W, Combined use of formic acids to reduce hydrogen emissions during the treatment of high-level radioactive waste, Nucl Technol, Vol. 116, No. 3, pp360-365, (1996)

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 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)	核燃料サイクル機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address and Tel. No)	[所 属] 東海事業所 環境保全・ 研究開発センター 処分 研究部 処分材料研究グループ [氏 名] 河村 和廣 [連絡先] ① 319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111 Materials Research Group Waste Isolation Research Division Waste Management and Fuel Cycle Research Center Tokai Works kazuhiko KAWAMURA 4-33 Muramatsu Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1194 JAPAN Call. 029-282-1111				
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	共同研究名 (実施機関) : なし 実証試験名 (実施機関) : なし 委託研究名 (実施機関) : ヨウ素廃棄物の処理・処分に関する研究 (Ⅲ) (埼玉大学)				
主要レポート名等	(1)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 1997年秋の大会予稿集, 785(1997). 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】 ^{129}I 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認し、放射性廃棄物処理・処分の安全性向上に資する。					
【研究内容 (概要)】 再処理施設から発生する廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な 廃棄体化技術を調査・検討し、模擬廃棄物を用いた廃棄体化試験を行い処理条件の最適化を図るとともに、 得られた廃棄体のヨウ素浸出抑制機能等に関する特性評価試験を行う。					
【使用主要施設】 工学試験棟					

【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ための定量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剤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及び水熱固化試験ともに、地層の還元性環境における固化体からのヨウ素浸出挙動を調べた。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

①銅マトリックス固化方法検討

現在の固化方法は、圧力媒体にArガスを用いるHIP（熱間静水圧加圧）法による処理を行っている。今後は、圧力媒体に耐熱グリースを用いる液圧HIP法、一軸圧縮によるホットプレス法の三種類の固化方法から固化体を作製し、銅マトリックス固化に最適な方法を検討する。

②銅マトリックスについて、9年度に引き続きHIP法により作製された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】

特になし。

【研究成果】

・銅マトリックス固化試験

地層の還元性環境における固化体からのヨウ素浸出挙動を調べるため、雰囲気制御グローブボックスを用い、還元性の地下水を模擬した環境で浸出試験を実施した。

試験方法は、模擬廃ヨウ素吸着剤（銀ゼオライト(AgX) または銀シリカゲル(AgS)）と純銅粉末を体積比で50:50vol%に混合し、純銅カプセルに充てん、脱気密閉してHIP 処理を行った。HIP 処理により作製された固化体の減容係数は1.33になる。

固化体を 1cm角に切断し、表面をエメリー#800により湿式研磨し、(写真) 表面積を外形寸法から計算した。蒸留水をAr雰囲気グローブボックス内でArガスバブリングにより24h 脱気した後、降水系高pH型モデル地下水(次ページの水熱固化試験の表2参照)に相当する成分を試薬により添加し、模擬地下水を作製。還元剤として鉄粉を各試料に10g 添加し、PFA 容器に固化体の表面積 S_{Am}^2 に応じて模擬地下水の体積 V_{mm}^3 を $SA/V=0.01mm^2/mm^3$ になるように調整し封入。試料の比較を行うためにブランクとして、固化体を入れずに還元剤10g と模擬地下水 $60cm^3$ をPFA 容器に入れて封入した。グローブボックス内に設置した恒温槽を $50^{\circ}C$ に設定し、容器を1d~28d恒温槽内で保管した。

pH及びEh(図1)を測定した結果、日数の経過とともに増加がみられたが、Ehの還元性は保たれ、ブランク液との有意な差は認められなかった。また、液中へのヨウ素浸出挙動をMCC-1法を用いて確認した結果を(図2)に示す。AgX, AgS とともに数日以降の浸出量はほぼ一定となり、ほとんどヨウ素が浸出しないようになった。固化体表面の吸着剤が模擬地下水と直接接触しているために初期段階で液中に浸出したが、銅に閉じ込められている内部の吸着剤からは移行してはいないと思われる。浸出液中の銅を分析した結果、ブランク液とかわらない値を示した。この結果から、銅マトリックスの強い耐食性を示す事がわかった。

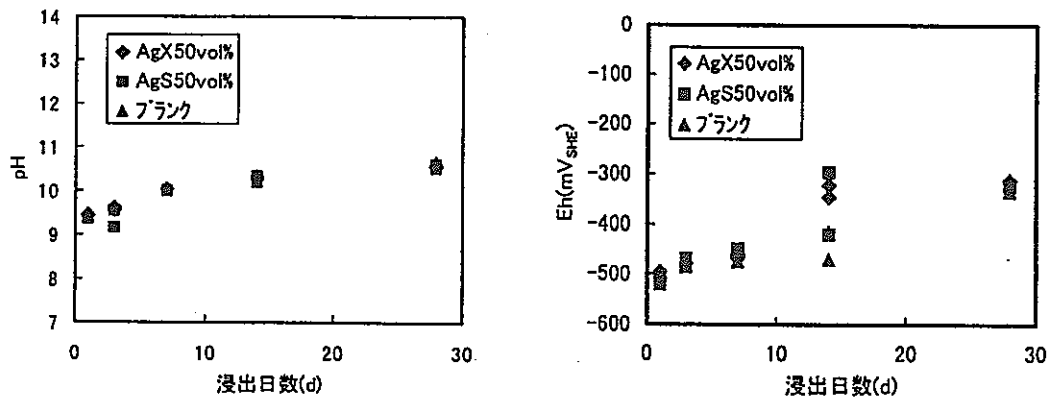
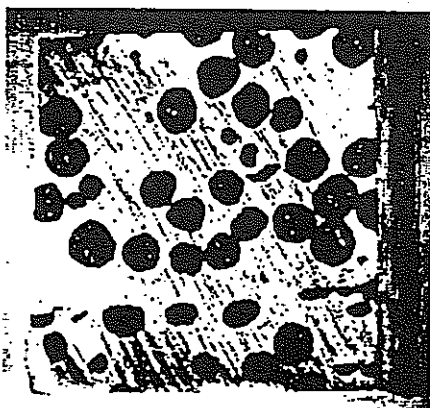


図1 pH 及びEhの経時変化



AgX50%固化体写真

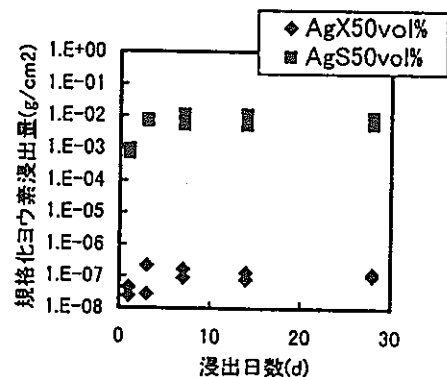


図2 ヨウ素浸出量経時変化

・水熱固化試験

銅マトリックス固化試験と同様に地層の還元性環境における固化体からのヨウ素浸出挙動を調べるため、雰囲気制御グローブボックスを用い、還元性の地下水を模擬した環境で浸出試験を実施した。模擬廃ヨウ素吸着剤(AgX, AgS)40gに純水を20g 添加し、30mmΦの固化体を作製する小型水熱固化装置で、固化体を作製した。固化条件はAgX で温度350℃、圧力100MPa、AgS で温度350℃、圧力50MPa で固化処理を行った。水熱処理による固化体の 減容係数はAgX で2.59、AgS で1.69ある。

浸出試験実施前に、予備試験として固化体作製時及び固化体切断時のヨウ素の純水への移行があると考えられたため、吸着剤と水熱固化体を10wt% チオ硫酸ナトリウム溶液に抽出し、ヨウ素濃度をICP 発光分光分析法により分析し、ヨウ素の純水への移行を調べた。その結果を表 1に示す。AgX 固化体は、固化体上部に比べ固化体下部のヨウ素濃度の値が高くなっている。このことより物理吸着していたI₂が、水熱処理中に下部に移行したとみられる。AgS 固化体は水熱処理時の移行はほとんどない様にみえる。

浸出試験の方法は銅マトリックス固化試験と同じ方法で行った。(異なる点は、切断した水熱固化体は研磨しなかったことで、他は同じ。) 浸出試験に用いた模擬地下水とモデル地下水を(表2)に示す。

pH及びEhを測定した結果、Ehの還元性は保たれたが、ブランク液とは異なる挙動を示した。AgX 固化体は銀イオンが鉄粉により還元され析出し、ブランク液のpHとは異なる挙動を示した。また、銅マトリックス固化試験同様、液中へのヨウ素浸出挙動をMCC-1 法を用いて確認した結果を(図3)に示す。値のバラツキは切断した固化体に細かいひびがあったため、影響したと思われる。AgX, AgS 共に数日以降の浸出量はほぼ一定となり、ほとんどヨウ素が浸出しないようになった。

表1 固化体のヨウ素濃度分析結果

AgS	廃ヨウ素吸着剤	固化体上部	固化体中央部	固化体中央部(湿式切断)	固化体下部	固化体平均値
サンプル1	8.88E+01	9.29E+01	8.80E+01	7.41E+01	9.17E+01	9.09E+01
サンプル2	9.07E+01	9.64E+01	9.01E+01	7.89E+01	9.73E+01	9.46E+01
サンプル3	8.96E+01	9.75E+01	9.71E+01	6.97E+01	8.78E+01	9.41E+01
平均値	8.97E+01	9.56E+01	9.17E+01	7.42E+01	9.23E+01	9.32E+01

AgX	廃ヨウ素吸着剤	固化体上部	固化体中央部	固化体中央部(湿式切断)	固化体下部	固化体平均値
サンプル1	1.25E+02	1.01E+02	1.13E+02	1.17E+02	1.20E+02	1.11E+02
サンプル2	1.30E+02	1.25E+02	1.16E+02	1.21E+02	1.27E+02	1.23E+02
サンプル3	1.32E+02	1.15E+02	1.36E+02	1.15E+02	1.29E+02	1.27E+02
平均値	1.29E+02	1.14E+02	1.22E+02	1.18E+02	1.25E+02	1.20E+02

表2 降水系高pH型モデル地下水と作製した模擬地下水

	降水系高pH型モデル地下水 (イオン濃度はmol/l)	試験で使った模擬地下水 (イオンは添加した試薬とその濃度(g/dm ³))
pH	8.7	9.4
Eh(mV _{sce})	-280	-508(Fe粉10g/試料)
SO ₄ ²⁻	1.3 × 10 ⁻⁴	Na ₂ SO ₄ :0.028
HCO ₃ ⁻	6.6 × 10 ⁻³	NaHCO ₃ :0.55
CO ₃ ²⁻	2.3 × 10 ⁻⁴	Na ₂ CO ₃ :0.024, CaCO ₃ :3.4 × 10 ⁻⁴
Na ⁺	7.2 × 10 ⁻³	(上記試薬にて調整)
Ca ²⁺	3.8 × 10 ⁻⁵	(上記試薬にて調整)
SiO ₂	1.8 × 10 ⁻⁴	SiO ₂ :0.011

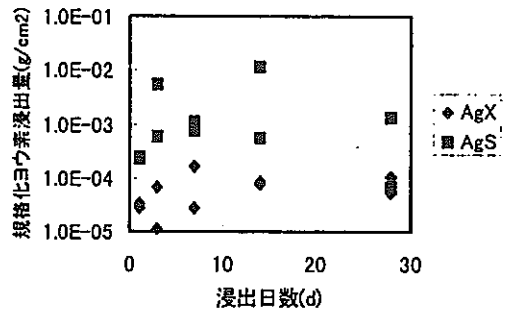


図3 ヨウ素浸出量の経時変化

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

日本原子力学会1999年春の年会にて口頭発表予定

【民間の研究の現状と動向】

水熱固化技術は高知大学で地層環境下における水熱現象を再現するための研究が進められており、これを原子力施設で発生する各種廃棄物の固化への適用可否について、民間企業（三井造船等）で研究されている

日本原燃(株)では、下北再処理工場で、 $\beta\gamma$ 系可燃物の焼却灰の固化及び廃溶媒の乾留分解物の固化に水熱固化技術の採用を予定している。水熱固化技術の廃ヨウ素フィルタ固化への適用については民間企業での研究は行われていない。

HIP 固化技術は一般産業で粉体の加圧焼結、各種材料の拡散接合等に広く使われている。銅HIP 固化技術は、この高密度固化体の製作技術を応用し、地層環境下で極めて安定な銅を固化媒体とすることにより、ヨウ素吸着剤に吸着したヨウ素を長期間閉じ込めることができることを期待したものである。固化媒体に銅を用いたHIP 法による廃ヨウ素吸着剤の固化については、原子力関連への適用実績は見当たらないが、ホウケイ酸ガラスまたはCAS ガラスを固化媒体としたHP法による廃ヨウ素吸着剤の固化を東京電力と神戸製鋼所が共同で研究を行った実績がある。

【参考文献】

- (1) 久保田雄, 他三井造船株式会社”低放射性廃棄物の水熱固化技術開発—固体系廃棄物の水熱固化基礎試験—” PNC ZJ133 85-09, 1985
- (2) 吉田充宏 他”放射性固体廃棄物の水熱固化試験(II) 銀ゼオライトおよびシリカゲルの固化試験”(社)日本原子力学会「昭61分科会」予稿集, 1986
- (3) 小松史朗 他”廃銀吸着剤のHIP 法による固化処理の試行”日本原子力学会「1993年春の年会」予稿集, 1986
- (4) 栗本宜孝 他”放射性よう素の固定化技術の開発(5) HIP 法による放射性よう素の固定化”日本原子力学会「1997年秋の大会」予行集, 1997

【海外の研究の現状と動向】

海外では水熱固化技術及び銅HIP 固化技術の原子力関連への適用、実績は見当たらない。

【参考文献】

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 東海事業所再処理センター Technology Development Section, 技術部技術開発課 Technology Co-ordination Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works Akira MAKI [氏名] 榎 彰 [連絡先] ☎ 319-1194 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				
キーワード	低レベル廃液	除染	減容	共沈	ろ過
key word	low level liquid waste	removal	reduction	coprecipitation	filtration
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : なし 実証試験名 (実施機関) : なし 委託研究名 (実施機関) : なし				
主要レポート名等	(1)小林 師、飯島和毅他「再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究」動燃技報 83-88 96 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】 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。					
【研究内容 (概要)】 再処理施設から発生する各種低レベル放射性廃液中に含まれる放射性核種を選択的に分離・除去し、大幅な減容を図り、処分時の環境への負担を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。					
【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（低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF））への技術導入。

【進捗状況】

平成8年度までに実施した試験結果から、低レベル放射性廃液中で複雑な錯化合物を形成するルテニウムの除去は①ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム等を用いた共沈法、②活性炭に亜鉛を電着させた亜鉛電着活性炭を用いた吸着除去法が有効であることがわかった。

そこで、①については共沈に対する妨害物質である亜硝酸イオン、炭酸イオンの除去について、②については溶液中のルテニウムの直接的な分析方法についての検討を行った。

【今後の予定（平成10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の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亜鉛電着活性炭の基本的な吸着性能を得るためのコールド基礎試験を実施する。

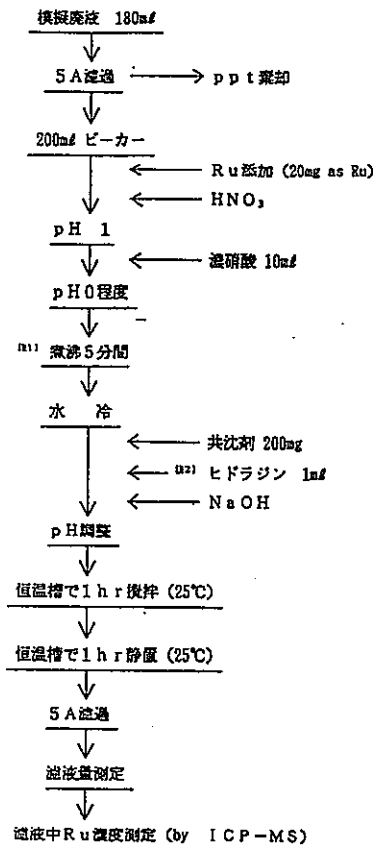
【その他 今後の発展性等】

特になし。

【研究成果】

① 低レベル放射性廃液にはNaNO₂:45g/ℓ、NaNO₃:259g/ℓ、Na₂CO₃:106g/ℓ、NaOH:40g/ℓと高濃度の塩が含まれている。そこで、これら共存塩の影響について調査することとした。NaNO₂:45g/ℓ、NaNO₃:259g/ℓ、Na₂CO₃:106g/ℓの各水溶液を作製し、これにK₂[Ru(NO₂)₄(OH)(NO)]を添加し、Gdによる共沈試験を実施した。その結果、GdによるRu共沈ではNaNO₂、Na₂CO₃が妨害することが確認された。これら共存塩はpHを2とした時点で、Na₂CO₃はCO₂として、NaNO₂はNO₂として分解するが、脱ガスが不十分でこれらが完全に除去されず、液中に残存していたものと推定される。従って、CO₃²⁻根及びNO₂⁻根を完全に除去することが必要と考えられる。特にNaNO₂は硝酸酸性として十分な脱ガスを実施した場合でも分解除去がかなり困難であることが確認された。

上記の試験結果に基づいて、NaNO₂及びNa₂CO₃の分解方法について検討した。低レベル放射性廃液はpH 14であり、共存元素のうち、Fe等の水酸化物を生成するものは大部分が沈殿しており、実際の核種除去プロセスでも、これの沈殿物のろ過を行った後に脱ガス及びFe共沈を行っている。そこで、廃液はまずろ過を行い、そのろ液にRuを添加した試験液についてNaNO₂及びNa₂CO₃の完全な除去を行って共沈を行うこととした。Na₂CO₃についてはpHを酸性とし、加熱を行うことによってCO₂へと分解できるものと考えられたが、NaNO₂はNa₂CO₃と比較して安定であり、前述のように酸性下での脱ガスのみでは分解が困難である。NaNO₂の分解方法としてはヒドラジンにより分解することとした。その結果、NaNO₂及びNa₂CO₃を完全に除去することによって、Ruの共沈率を向上させることが可能となった。しかし、K₂[Ru(NO₂)₄(OH)(NO)]を対象としたGd共沈試験ではその他の共沈剤と比較して十分な性能が得られなかった。また、Feに関してはK₂[Ru(NO₂)₄(OH)(NO)]を共沈可能であり、これまでの共沈試験とは相反する結果となった。これらの現象はこの試験フローにおける硝酸添加、煮沸、ヒドラジン添加等の操作により、K₂[Ru(NO₂)₄(OH)(NO)]の形態がGdに共沈されずらく、Feで共沈されやすい形態に変化していることも考えられる。



¹¹¹ 攪拌しながら煮沸し、NO₂ガス、CO₂ガスを十分に追い出す。
¹¹² 激しく反応し発泡するため攪拌しながらゆっくり添加する。

模擬廃液系でのRu共沈試験 (ヒドラジン添加法)

Ru形態	共沈剤種類 及び濃度 (μg/ℓ)	pH	濾液中Ru 濃度測定値 (μg/ℓ)	除染係数
Ru(NO)(NO ₂) ₃	Gd 1000	11	4.4	23
	Fe 1000	8	12.4	8
	Y 1000	11	2.7	37
	Zr 1000	8	3.6	28
K ₂ [Ru(NO ₂) ₄ (OH)(NO)]	Gd 1000	8	16.4	6
	Fe 1000	6	1.5	67
	Y 1000	8	3.0	33
	Zr 1000	6	0.9	111

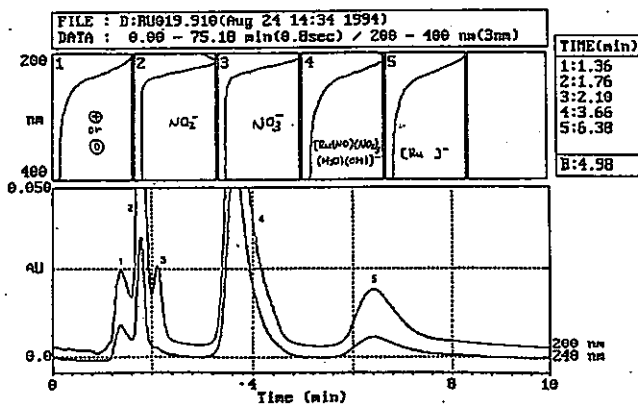
② 低レベル放射性廃液中のRu錯体の形態が亜鉛電着活性炭の吸着機構と密接に関連すると考え、Ru錯体の直接的な分析方法の開発を行った。分析にはHPLCを用いたが、通常のLCでは各成分毎の標準溶液を調製しそのクロマトグラムをもとに保持時間の違いで定性を行い、ピークの高さや面積より定量を行う。しかし本法では液中で形態が変化する $K_2[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]$ を対象としているため、以下の考え方に基づいてRu錯体の同定を行った。

(a) ニトロシル基は安定であり、この部位は変化しない。

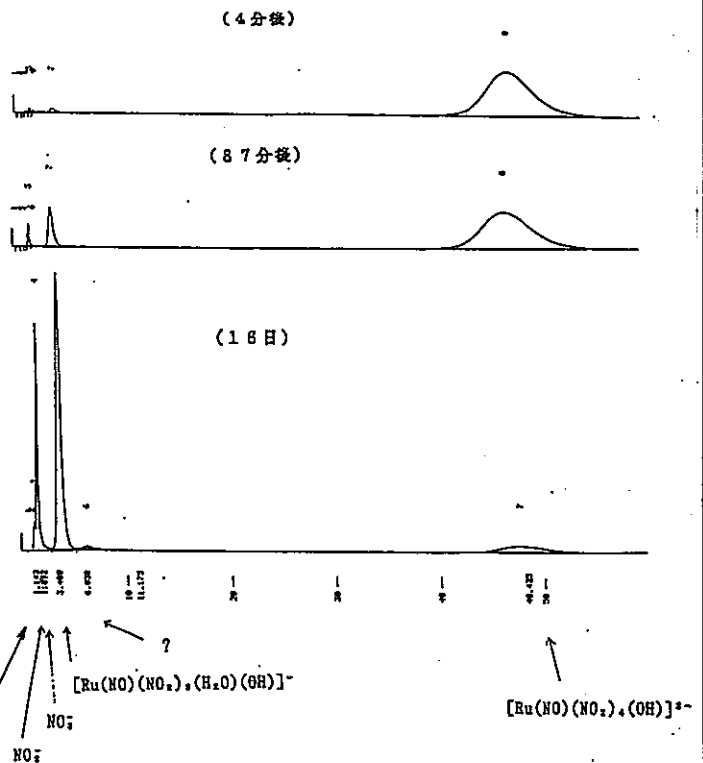
(b) $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]^{2-}$ 及び $[Ru(NO_2)_3(H_2O)(OH)(NO)]^-$ は強酸性であり、OH基が H^+ を引きつけて H_2O にならない。

また、 $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]^{2-}$ が純水に溶存すると、Ru錯体の $-NO_2$ が水分子と交換する反応が逐次起こるはずであるから、 $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]$ 塩を純水溶解すると、時間が経つにつれて錯体に変化すると予想される。その結果、 $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]$ 塩を純水に溶解し、放置時間を変えて得られるクロマトグラムの変化により各錯体の同定が可能となる。また、溶解したRu塩の量と溶解直後のピークより $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]^{2-}$ の検量線を引くことができ、さらにその減少量より次の錯体の $[Ru(NO_2)_3(H_2O)(OH)(NO)]^-$ の検量線を引くことができる。他の錯体についても、LCから分画採取された流出液中のRu濃度を分析して、そのRu錯体の検量線を引くことができると考えた。

分析試験の結果、 $[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]^{2-}$ 、 $[Ru(NO_2)_3(H_2O)(OH)(NO)]^-$ 及び $[Ru(NO_2)_2(H_2O)_2(OH)(NO)]$ の分析が可能となった。また、 $K_2[Ru(NO_2)_4(OH)(NO)]$ を純水、0.01Mの $HClO_4$ 又は0.01Mの $NaOH$ に溶解しそれぞれの溶液の中でRu錯体がどのように経時変化するかを調べた。その結果、pHが低いほど配位子交換反応が早く、特に0.01Mの $HClO_4$ に溶解したRu錯体の配位子交換反応は純水溶解、0.01Mの $NaOH$ 溶解と比べ、約2桁早いことがわかった。



多波長検出器で得たクロマトグラム (200~400nm)



$K_2[Ru(NO)(NO_2)_4(OH)]$ を純水溶解した液のクロマトグラム

【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】

日本原子力学会1998年秋の大会

【民間の研究の現状と動向】

共沈剤と限外ろ過膜を用いた不純物除去技術は、多くの廃棄物処理（リサイクル）施設や上水処理施設で活用されている。原子力分野では共沈剤と限外ろ過膜を用いた方法により、高除染を追求した技術開発は実施されていないが、原子力発電所等の排水処理で高い除染性能は求めているものの、限外ろ過膜を用いた実績（ふげん等）がある。

【参考文献】

塚本裕一 他「新型転換炉ふげん発電所における放射性廃棄物処理技術」動燃技報 No.77

【海外の研究の現状と動向】

海外では英国のBNFLにおける限外ろ過プラント（EARP）がLWTF液処理系プロセスと相似している。EARPは限外ろ過プラントとして1994年にホット運転を開始しており、現在まで順調に運転が続けられている。処理能力はLWTFの凡そ100倍に相当し、対象廃液は異なるものの、基本的にはLWTFの液処理系プロセスと同じ操作、設備を有している。原子力施設からの放出廃液の放射性物質の種類及び量に対する考え方が、我が国と英国と違うこともあり、EARPではルテニウムの除染性能は高くない。しかし、変動する廃液組成に対し、フレキシブルに対応すべき廃液プラントとして手本をすることが多い。

【参考文献】

"FLUID HANDLING" BNFL 1991 (BNFL製作の液処理系プロセスのパンフレット)

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel. No)	[所属] 東海事業所 環境保全・研究 Waste Technology Dev. Group, 開発センター 環境保全部 Waste Management Division, 技術開発グループ Waste Management and Fuel Cycle Research Center [氏名] 須藤 収 Osamu SUTOU [連絡先] ☎319-1194 4-33 Muramatsu Tokai-mura, Naka-gun, 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki, 319-1194 TEL:+81-29-282-1111 ☎029-282-1111			
キーワード	TRU廃棄物	非破壊測定	パッシブγ測定	アクティブ中性子測定
key word	tru waste	non-destructive assay	passive γ assay	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)黒木他 「アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発」 動燃技報 No.103 総数 2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、廃棄物の区分管理に向けた判断基準の策定に資する。				
【研究内容(概要)】 イ. 中性子線測定法 標準試料による測定試験を実施し、検出感度、測定精度への影響を補正する手法の確立を図る。さらに、廃棄物中の中性子挙動を把握するため、計算コードを用いた解析を実施する。 ロ. γ線測定法 標準試料及び実廃棄物等を用いた測定試験を実施し、精度の向上を図る。				
【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】

本年度は、アスファルト及びピット問題の応援作業に人員が充てられたため、予定通りの進捗及び成果を得られなかった。今年度実施した主な作業は、

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が原子力施設で発生する廃棄物のうち、中性子減速・吸収作用を有する物質（水素含有率が高い物質及び中性子吸収断面積が大きい物質：塩化ビニル、ガラス等）以外の物については、一応の区分目安値である1 GBq/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実施した。

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実施し、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10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を取得する技術の開発

なお、平成10年度は、ピット問題及び安全性総点検関連業務が中心になることから、中性子挙動計算を主に行う予定である。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

イ. 中性子線測定法

廃棄物内の中性子挙動の把握に用いる計算コードとして、3次元モンテカルロ計算コードの適用性を、中性子線測定の再現計算を種々廃棄物について行い実測値と比較することにより評価した。

その結果、廃棄物の水素含有量が小さい場合、計算値は実測値の±30%以内の値となり、3次元モンテカルロ計算コードが、水素含有量の小さい廃棄物の中性子挙動の把握に適用できることを確認した。

また、廃棄物の水素含有量が大きい場合、計算値は、実測値の数倍の値となり、水素含有量の大きい廃棄物の中性子挙動の把握に適用するには、計算モデルや核データ等の詳細な検討が必要となることが分かった。

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、核種組成分析コード（FRAM, MGA）を使用した、核種組成分析試験の実施し、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。

その結果、廃棄物マトリクスの密度が0.0 ~ 0.5g/cm³の範囲では、分析精度への影響がないことを確認した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) "Development of Non-Destructive Assay Technique for TRU Nuclide in Waste by Active Neutron Method" Kazuya Usui.

19th ANNUAL SYMPOSIUM on Safeguards and Nuclear Material Management [1997.5]

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

日本国内の技術開発の現状としては、主にアメリカ及びイギリスで開発された技術の後追い及び応用技術の開発が主体となっている。

非破壊測定に使用される装置としては、パッシブ γ 法、アクティブ γ 法、パッシブ中性子法及びアクティブ中性子法があるが、これら装置の開発は日本国内メーカーでは、三菱重工、東芝、石川島播磨重工等が、原子力研究機関と合同で開発している。

現在、パッシブ γ 法、パッシブ中性子法及びアクティブ中性子法を使用した測定装置は技術的にほぼ確立しているが、浅地層処分の目安値である1.1GBq/tレベルの測定を行うためには、測定廃棄物の種類及び形態を考慮する必要がある。

これらの情報を得るために、 γ 線を利用したコンピュータトモグラフィ (CT) を利用した測定技術の開発が進められている。これら得られた情報は、測定の補正等のため、シミュレーション計算に利用されている。

【参考文献】

- ・ 鈴置他「アクティブ中性子法を用いた廃棄物中の超ウラン核種の分析システム」
International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management (1991)
- ・ 前田他「TRU廃棄物測定装置」
石川島播磨技報 Vol.34, Mo.1 (1994)
- ・ 春山他「TRU廃棄物の非破壊測定に関する研究」
日本原子力研究所JAERI-Conf 96-13 (1996)

【海外の研究の現状と動向】

海外における研究開発としては、均質・均一廃棄物についてはほぼ良好な結果を得ているが、不均質・不均一な廃棄物については、測定精度を向上させるためにその詳細情報が必要となっており、その測定法としての γ 線及びX線を用いたCT法の開発に主眼が置かれている傾向にある。

また、中性子を使用した測定において、水素含有率が高い廃棄物については精度の著しい低下が見受けられるため、照射中性子のエネルギー低減化等の改良が研究されている。

【参考文献】

- ・ G.P. Roberson et al, "Nondestructive Assay of TRU Waste Using Gamma-Ray Active and Passive Computed Tomography", US DOE Rep. CONF-951091 73-84 (1995)
- ・ H.E. Martz et al, "Application of Gamma-Ray Active and Passive Computed Tomography to Non-destructively Assay TRU Waste"
- ・ G.P. Roberson et al, "Characterization of Mixed Waste Sorting and Inspection Using Non-Intrusive Methods", US DOE Rep. UCRL-ID-119298 (1994)
- ・ R.T. Bernardi, "Multimodality Characterization of Nuclear Waste Drums Using Emerging Techniques for Nondestructive Examination and Assay", US DOE Rep. CONF-930873 (1993)
- ・ P.M. Rinard et al, "Techniques for improving shuffler assay results for 55-gallon waste drums" Annual Meeting Processing and Institution of Nuclear Material Management. Vol23 (1994)

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 東海事業所 再処理センター Facility Maintenance Section 施設管理部 施設保全第一課 Tokai Reprocessing Center [氏名] 伊波 慎一 Shinich Inami [連絡先] ☎319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-252-1111				
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	共同研究名(実施機関) : 実証試験名(実施機関) : 委託研究名(実施機関) : ヨウ素除去技術高度化開発研究(Ⅲ)(財産業創造研究所)				
主要レポート名等	(1)動燃 伊波、野上、楨、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 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】 再処理施設のオフガス処理系へのNOx回収システムの組み込み等により、ヨウ素除去の効率化を図る。					
【研究内容(概要)】 イ. 銀添疎水性吸着材を実オフガスで性能確認を行うとともに基礎研究の課題である耐久性向上を図る。 ロ. ヨウ素除去システムにおいて、ゼオライトを用いたNOx回収システムを組み合わせたヨウ素除去の複合システムについて開発を行う。					
【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ろ材の選定及び運転条件へ反映
再処理施設等からの放射性ヨウ素放出量の低減化に反映

【進捗状況】

- イ. 銀添疎水性吸着材の開発については、これまでの開発成果のまとめを実施した。
- ロ. ヨウ素除去システムの開発については、予定していた実オフガスによる各種吸着材比較試験は、再処理工場の運転スケジュールの都合により、次年度以降に延期した。

【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。
また、現在再処理工場で保管されている使用済ヨウ素フィルタの健全性確認について検討を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

イ. 銀添疎水性吸着材 (AgP) は、疎水性であるため湿度による劣化が少なく、また、担体に有機物であるスチレン・ジビニルベンゼン (SDB) を使用しているため、加熱による減容化が可能である。そこで、AgPの実用化に向けた開発のまとめを実施した。

- (1) AgPの開発では、製造方法、減容方法、吸着性能といった基本特性の評価を行い、添着銀の違いによる2通りの製造方法を確立するとともに、減容化についても初期体積の28%まで減容できることが示された。また、水蒸気(湿度)の有無で吸着特性に変化が見られないことから、AgPは湿度に対して安定であることが示された。(図1, 2参照)
- (2) 実オフガスを用いたヨウ素吸着試験では、AgPのヨウ素吸着性能は、既存のヨウ素フィルタのろ材であるAgXと同等であることが確認された。
- (3) 蓄熱試験の結果、NO_xに曝す前処理を行ったAgPは雰囲気温度100℃では安定だが、120℃に保持すると急激な発熱反応を示し、耐NO_x性に問題があることが明らかとなった。さらに、吸着材担体のNO_x雰囲気中での熱分解量と細孔体積の関係から、AgPの耐NO_x性は担体の細孔構造に起因することが示された。(図3, 4参照)。なお、この発熱現象はAgPに特有のものであり、現在実用化されているAgX, AgZ, AgS等では類似の現象は発生しない。

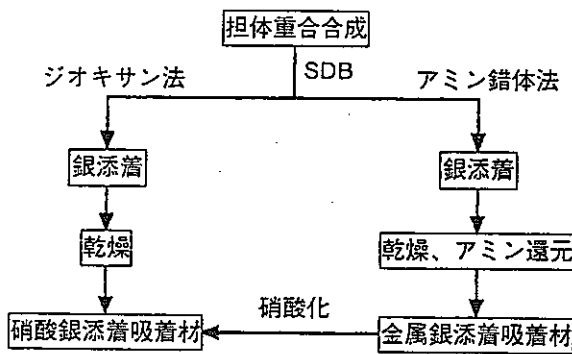


図1 AgPの製造方法

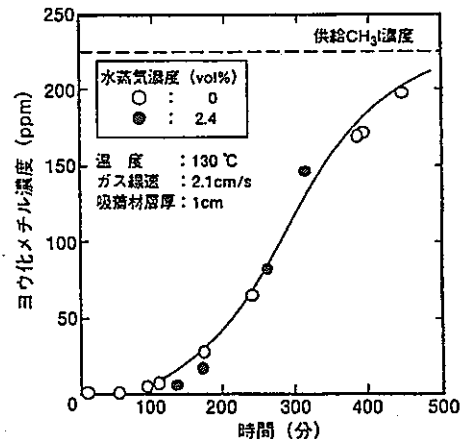


図2 AgPのヨウ化メチル破過特性(水蒸気の影響)

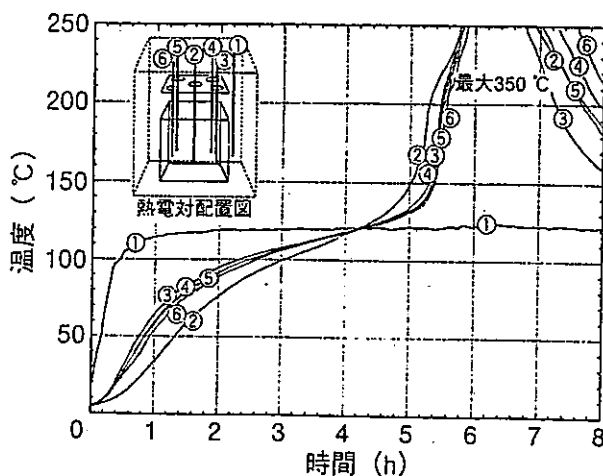


図3 前処理済吸着材の蓄熱試験(雰囲気温度120℃)

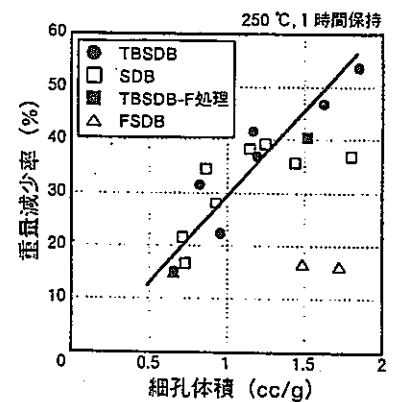


図4 担体の耐NO_x性と細孔体積の関係

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】
なし。

【発表予定】
なし。

【民間の研究の現状と動向】

ヨウ素吸着材の一種である硝酸銀添着シリカゲル (A g S) について、ヨウ素吸着性能の評価が行われている。

【参考文献】

- ・「Removal of Iodine from Simulated Reprocessing off-gas Streams by Silver Adsorbent.」
S.Mukohara(Japan Nuclear Fuel Ltd.), Y.Kondo and T.Fukasawa(Hitachi Ltd.) RECOD94 1994

【海外の研究の現状と動向】

再処理施設で使用した、使用済み硝酸銀添着シリカゲルから、I129を分離し、安定なXe130に変換する研究が行われている。

【参考文献】

- ・「Separation of Iodine from AC6120 Adsorber Material for Transmutation.」
G.Modolo and R.Odoj(Institute for Safety Research and Reactor Technology, Germany)
GLOBAL95 1995

【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

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。

H9年度は、開発運転については、アスファルト固化処理施設の事故の影響で延期となったが、高圧ガス保安法に基づく貯槽開放検査・保安検査及び安全対策工事を実施した。

また、H4年度の開発運転終了後に確認されたクリプトン精留系における「粉末状物質」の付着について、粉末の分析を実施した結果、当初、圧縮機の潤滑油が放射線の影響で分解・生成したものである可能性が極めて高かったことから、実験確認したが検証できなかった。このためH9年度に再度分析方法を検討し実施した結果、「イソシアン酸」が粉末の主成分であることが判明した。

ロ. 固定化技術開発

アスファルト固化処理施設の事故に伴い、ホット試験設備での試験を延期した。

ホット試験設備で使用するイオン注入固定化装置2基を新たに製作し、H9.10.22をもって、使用前検査を全て終了した。

コールド装置による開発では、大型容器での特性確認試験を実施した。

【今後の予定（平成10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及び高圧ガス保安法に基づく保安検査等を実施する。その後、再処理工場の運転再開に合わせて、原子炉等規制法に基づく運転中の定期検査を受検するために、定期検査運転を実施する。

なお、運転中の定期検査項目は以下のとおり。

- ① 線量当量率の確認検査
- ② 空気中の放射線物質濃度の確認検査
- ③ 放射性物質表面密度の確認検査

ロ. 固定化技術開発

再処理工場の運転再開に合わせて、実ガスを使っての固定化試験を実施する。

コールド試験は大型容器での連続注入試験等を実施し、注入性能を確認する。

【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

開発運転は、アスファルト固化処理施設事故の影響で中止となった。

高圧ガス保安法に基づく貯槽開放検査・保安検査の実施、安全対策としての建屋防水塗装工事、質量分析計やユーティリティ設備配管等の更新を実施した。

施設の安全運転及び異常時の対応要領の充実を図るため、運転要領書の見直し・改定を開始した。

また、クリプトン精留系に発生する粉末について分析した結果、主成分はイソシアン酸重合物であることが判明するとともに、反応器において化学反応が生じ、最終的にクリプトン精留系における放射線の影響によって粉末が生成した、というシナリオを想定することができた。

ロ. 固定化技術開発

標準型容器とスッパッタ部分面積比で約3倍拡大した大型容器を用いて、電圧及び注入速度を変化させた時の電圧をパラメータに注入速度及び注入効率を測定し、これらの結果から標準型容器との比較など注入特性を評価した。

標準容器と大型容器の仕様を表-1に、各電圧での代表的な注入速度と注入効率での標準型容器との比較を表-2に示す。

表-1 標準容器と大型容器仕様

注入容器	標準型容器	大型容器
ターゲット電極 (Ni/Y)	12cmφ×20cm	16cmφ×43cm
ガスリフト電極	18cmφ×23cm (内径)	21cmφ×46cm (内径)

表-2 各電圧での注入速度及び注入効率での比較

T電圧 (kV)	S電圧 (V)	注入速度 (cc/min)	大型容器 注入効率 (cc/kWh)	標準容器 注入効率 (cc/kWh)
-2.0	-325	5.0	81.3	61.0
		7.0	79.6	59.1
		10.5	71.8	—
-2.0	-375	7.0	81.4	52.0
		10.0	82.0	53.3
		14.0	74.3	—
-2.5	-375	11.7	79.4	57.8
		14.0	77.7	—
		16.0	73.0	—
-2.5	-425	16.0	80.5	—
		18.0	77.6	—
		20.0	72.7	—

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) S. Hayashi, S. Kamiya, S. Ikeda, Y. Nakanishi
Global '97

" Study on Immobilization Technology of Krypton Gas by Ion-Implantation
and Sputtering Process"
(October 5-10, '97 Yokohama)

【発表予定】

なし。

【民間の研究の現状と動向】

イ. クリプトン回収技術開発

動燃事業団では、液化蒸留法を開発しているが、日本原燃では、その他の回収技術についても調査を行っているようである。

ロ. 固定化技術開発

国内で、固定化の技術開発を行っているのは動燃事業団のみである。

【参考文献】

イ. クリプトン回収技術開発

特になし。

ロ. 固定化技術開発

特になし。

【海外の研究の現状と動向】

イ. クリプトン回収技術開発

海外の再処理（英国、仏国）においては、クリプトンは大気放出されている。

クリプトン回収に関する技術開発は、現状は実施されていないが、英国THORP では、環境問題から、回収技術の調査を実施しているようである。

ロ. 固定化技術開発

イオン注入固定化法によるクリプトンの固定化技術開発は、英国(Harwell), 米国(PNL), ドイツ(KfK)において実施されていた。各国とも1980年代で研究を終了している。

【参考文献】

イ. クリプトン回収技術開発

特になし。

ロ. 固定化技術開発

(1) AERE-R9341, (2) ABRE-R9688, (3) Nucl. Energy. Jun. 1982. vol. 21. No. 3

(4) PNL-SA-10536. UC-70, (5) PNL-SA-13239:DB86 007724, (6) Kerntechnik 54 (1989)No. 4

(7) 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference. 1985

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 施設 - [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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute			研究期間	平成8年度 ～平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先(Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 建設工務管理部 [氏名] 瓜生 満 [連絡先] ☎319-1112 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎(029)282-1111			Construction and Maintenance, Mituru Uryu, 4-33 Muramatu, Tokai-mura, Nakagun, Ibaraki-ken, 319-1112, Japan Tel (029)282-1111	
キーワード	免震	第四紀層地盤	上下地震動	機器上下免震	皿ばね
key word	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12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置いて、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)					

【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)

大型高速炉プラントへの3次元免震構造採用に関する安全評価の検討に資するとともに、設計技術指針に反映させる。(高速炉機器)

【進捗状況】

- イ. 第四紀層地盤の立地適合性を検討を行うため、平成8年度は、大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行い、結果を基に条件整理のため地盤構造モデルを作成した。平成9年度は、一般免震建物及び入力地震動の調査を行った。(核燃料施設)
- ロ. 上下地震動の増幅の影響に主眼を置いて、平成8年度は、解放基盤表面(-180m)と地表面に地震観測システムを設置した。平成9年度は、設置した地震観測システムによる地震観測を行い、震度Ⅳの地震動等を取得した。また、東海及び大洗における地震観測を継続し、東海29波、大洗22波を取得した。
- ハ. 機器及び配管類の耐震安全性を検討するため、平成8年度は、免震建物の上部構造と下部基礎版間を渡る配管(渡り配管)の解析モデルを作成した。平成9年度は、実大の渡り配管を製作し、振動台試験とシュミレーション解析評価を行った。
- ニ. 長周期成分を含む地震入力に対する免震効果の増強を目的として、上下免震に適用可能な鉛ダンパーを設計し、振動試験によってその効果を確認した。(高速炉機器)

【今後の予定(平成10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)
- ニ. より広範囲な地震条件に対して免震効果が得られるよう、低振動数免震要素の開発を行い、振動試験、解析によって、その成立性を確認する。(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する。(核燃料施設)

【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特性の調査が必要である。
 このため、第四紀層地盤に建設された一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を行った。表1に調査した例を示す。
 (核燃料施設)

表1 免震建物の地盤および入力地震動 (一例)

評定番号	建物名称 (竣工時期:年月)	地盤液化の有無* (地盤種別)**	入力地震動	地盤の非線形性の考慮	地盤の不整形性の考慮
M3	ハイテクR&Dセンター (1986-9)	無し [-]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 人工波 (2波)	考慮しない	考慮しない
M11	科学技術無機材料研究所無機動機 (1988-3)	無し [第2種地盤]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 観測波 (4波)	無し	無し
M9	渋谷清水第一ビル (1988-4)	無し [第2種地盤]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 人工波 (3波)	表層地盤のみ等価線形で考慮	考慮しない
M27	東京都老人総合研究所 (1980-3)	無し [第2種地盤]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 人工波 (2波)	考慮しない	考慮しない
M73	進坊ビル (1995-10)	無し [第2種地盤]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 人工波, 観測波 (各1波)	表層地盤のみ等価線形で考慮	考慮しない
M76	東洋信託銀行千葉ニュータウン本部ビル (1996-3)	無し [第2種地盤]	ELCENTRO 1940NS, HACHINOHE 1968NS, EW TAPT 1952EW, 人工波 (1波)	表層地盤のみ等価線形で考慮	考慮しない

注記 * : 地盤液化の有無は日本建築学会「建築基礎構造設計指針」の液化判定法 (FL法) による。
 **: 地盤種別は「昭和55年建設省告示1793号」による。

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置いて大洗工学センターに設置した第四紀層地震観測システムによる地震観測を行い水戸震度Ⅳの地震動を取得した。(図3, 4)
 また、東海・大洗における地震観測を継続し、平成9年度には、東海29波、大洗22波を取得した。
 水戸における震度Ⅲ以上の観測地震を表2に示す。(核燃料施設)

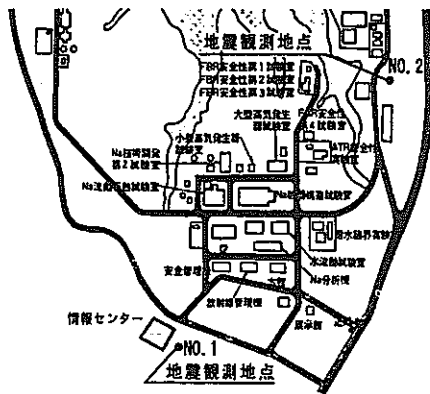


図1 大洗工学センター地震観測位置図

GL ±0m	ボーリング (No. 1)		ボーリング (No. 2)	
	地盤計	地盤計	地盤計	地盤計
	砂	砂	シルト質砂	砂
-2.0m	砂	砂	シルト質砂	砂
-4.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-6.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-8.0m	砂	砂	シルト質砂	シルト質砂
-10.0m	砂	砂	シルト質砂	シルト質砂
-12.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-14.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-16.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-18.0m	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂	シルト質砂
-20.0m	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩
-22.0m	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩
-24.0m	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩	砂質泥岩

図2 大洗工学センター地震計配置図

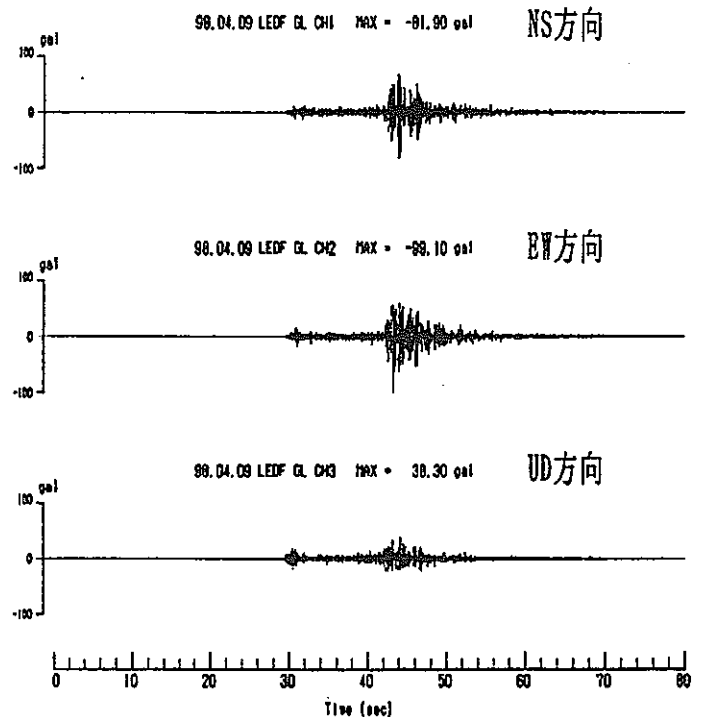


図3 地表面の地震波 (NO.2)

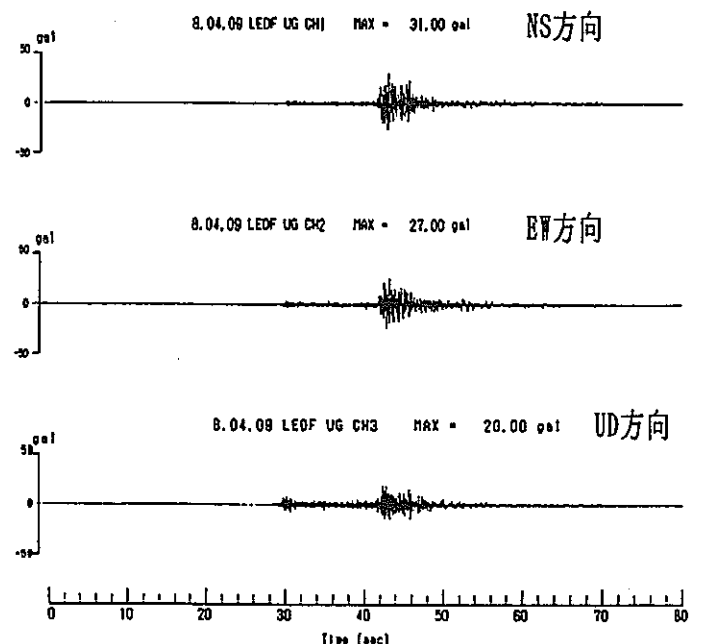


図4 深さ180mの地震波 (NO.2)

【研究成果】

表 2 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)			
97. 5. 12	福島県沖	140° 30	37° 10	60	5.7	Ⅲ	96.2
98. 3. 23	茨城県沖	141° 20	36° 40	40	5.4	Ⅲ	53.2
98. 4. 9	福島県沖	141° 00	36° 54	90	5.4	Ⅳ	62.3

ハ、機器及び配管等の耐震安全性の検討

実大の配管配置寸法に基づく渡り配管の振動台試験(図4)結果により地震時における耐震性を確証した。また、試験装置をモデル化したシュミレーション解析を行い、試験結果と比較評価(図5)を行った結果、渡り配管の解析手法及びモデルが妥当であることを確認した。(核燃料施設)

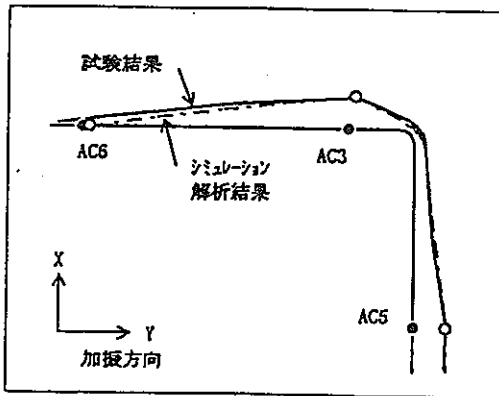


図 6 試験結果と解析結果の比較評価

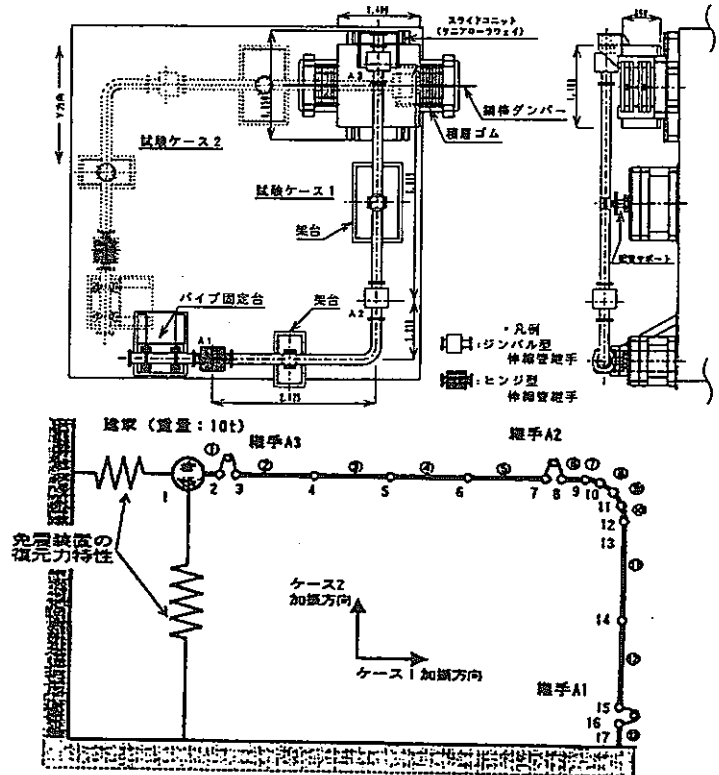


図 5 振動台試験概要図及び解析モデル図

ニ、機器上下免震の安全性の検討

上下免震の場合は応答変位が小さいことから、減衰能を発揮できるダンパーの設計が困難であったが、U字型の鉛ダンパーの適用によってこれを実現した。図7は振動試験の結果から得られたコモンデッキの地震応答から作成した応答スペクトルであるが、鉛ダンパーの適用によって、機器の振動数領域における応答低減が顕著であることが明らかとなった。(高速炉機器)

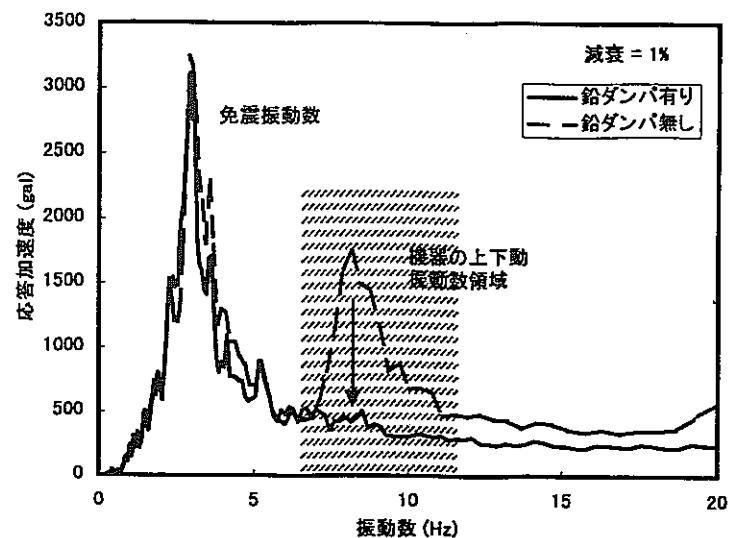


図 7 鉛ダンパーが免震効果に及ぼす効果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 瓜生 満他「高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その4・その5）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (4) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その2）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (5) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その1・その2）」
日本原子力学会1996年秋の年会要旨集
- (6) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その3～その5）」
日本原子力学会1997年春の年会要旨集
- (7) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その3・その4）」
1997年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (8) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その6～その8）」
日本原子力学会1997年秋の年会要旨集
- (9) 瓜生 満他「東海事業所免震構造設計入力地震動策定報告書」, PNC TN8410 97-124, 1997年5月
- (10) 瓜生 満他「再処理施設建物免震構造設計技術基準策定報告書」, PNC TN8410 97-286, 1997年10月

【発表予定】

- (11) 瓜生 満他「免震建物の渡り配管に設置する二重管継手の検討」
日本原子力学会1998年秋の年会要旨集
- (12) 瓜生 満他「免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究（その1・その2）」
解析) 日本建築学会大会学術講演梗概集, 1998年9月

【民間の研究の現状と動向】

免震設計は、一般建築の分野では一つの構造形式として定着しているが、発電用原子炉施設への免震設計の適用に関しては、その適用例がフランスおよび南アフリカに見られるものの、我国では原子炉建屋等重要度の高い施設への適用実績はない。我国における発電用原子炉施設への免震設計の適用研究は、電力共通研究等において調査検討がなされており、近年は免震設計適用による設計の合理化効果が見込まれる高速増殖炉の原子炉建屋への適用研究が鋭意行われてきた。(核燃料施設)

【参考文献】

社団法人日本電気協会 電気技術基準調査委員会；「免震構造設計技術に関する調査報告書」、原子力発電耐震設計特別調査委員会 調査報告書 Vol. 29 (1997)

【海外の研究の現状と動向】

海外での原子力施設の適用例を下表に示す。

世界各国での原子力施設の適用例

国	構造物・施設等
イギリス	核燃料製造工場
フランス	原子力発電所〔クルアス、ル・ペイラン〕
イラン	カルン川原子力発電所
南アフリカ	クーベルグ原子力発電所

なお、我国の原子力施設の適用に際しては、原子力安全審査指針等をクリアーする必要がある、海外での適用例があっても我国独自の研究が必要となる。

【参考文献】

- (1) R. I. Skinner、W. H. Robinson、G. H. McVerry、沢川島一彦・北川良和；「免震設計入門」、(1996)
- (2) 廣谷 勉：「南アフリカ共和国免震型原子力発電所（クーベルグ発電所）訪問記」、FAPIG 第133号 (1993)

確率論的安全評価等

研究分野	確率論的安全評価			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			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続
	Analysis and Evaluation of Operation Data of ATR plant				<input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構			研究期間	平成8年度 \n平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	定期安全レビューグループ		Periodic Safety Review Group	
	[氏名]	北端 琢也		Takuya Kitabata	
	[連絡先]	〒 914-8510 ☎ 0770-26-1221 福井県敦賀市明神町3		3, Myoujin-cho, Tsuruga-shi, Fukui, Japan	
キーワード Key word	信頼性評価	故障率	確率論的安全評価		
	reliability analysis	failure rates	prababilistic safety assessment		
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)	該当せず			
	実証試験名 (実施機関)	該当せず			
	委託研究名 (実施機関)	該当せず			
主要レポート名称 等 1 M.Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA'96, (1996), Parkcity,Utah (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 1 件					
【研究目的】 「ふげん」の運転を通じて得られる運転・保守の経験データを収集・整備し、データの分析・評価を行うことにより、軽水炉等の信頼性評価のためのデータの拡充及び手法の整備に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. データの収集・整備 「ふげん」における機器の稼働時間、故障履歴等信頼性に係る運転データを収集・整理し、データベースを充実させる。 ロ. データの分析・評価 整理されたデータベースを基にして、バルブやポンプ等の同種の機器について、仕様、使用環境、使用実績等の条件による故障の傾向、経年変化の傾向、故障確率等について分析・評価を行う。					

【使用主要施設】

新型転換炉ふげん発電所（重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉 熱出力557MW,発電機出力165MW）

【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や信頼性評価に活用できるように、運転・保守方法の最適化、合理化を図り、また、新型転換炉だけでなく、軽水炉等の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（プロトタイプ）の開発を引き続き行った。

【今後の予定（平成10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

ハ. 「ふげん」信頼性データ解析システムの開発を引き続き実施する。

【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9年度の450件の事象を追加し、平成10年4月現在で、17474件に達している。なお、機器運転時間数は、5.14E9時間、機器登録数は31,928、平均運転時間は1.62E5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（プロトタイプ）の開発を継続して行った（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。本システムの機能を用いて、系統グループ別の故障発生割合を示す（図2）。

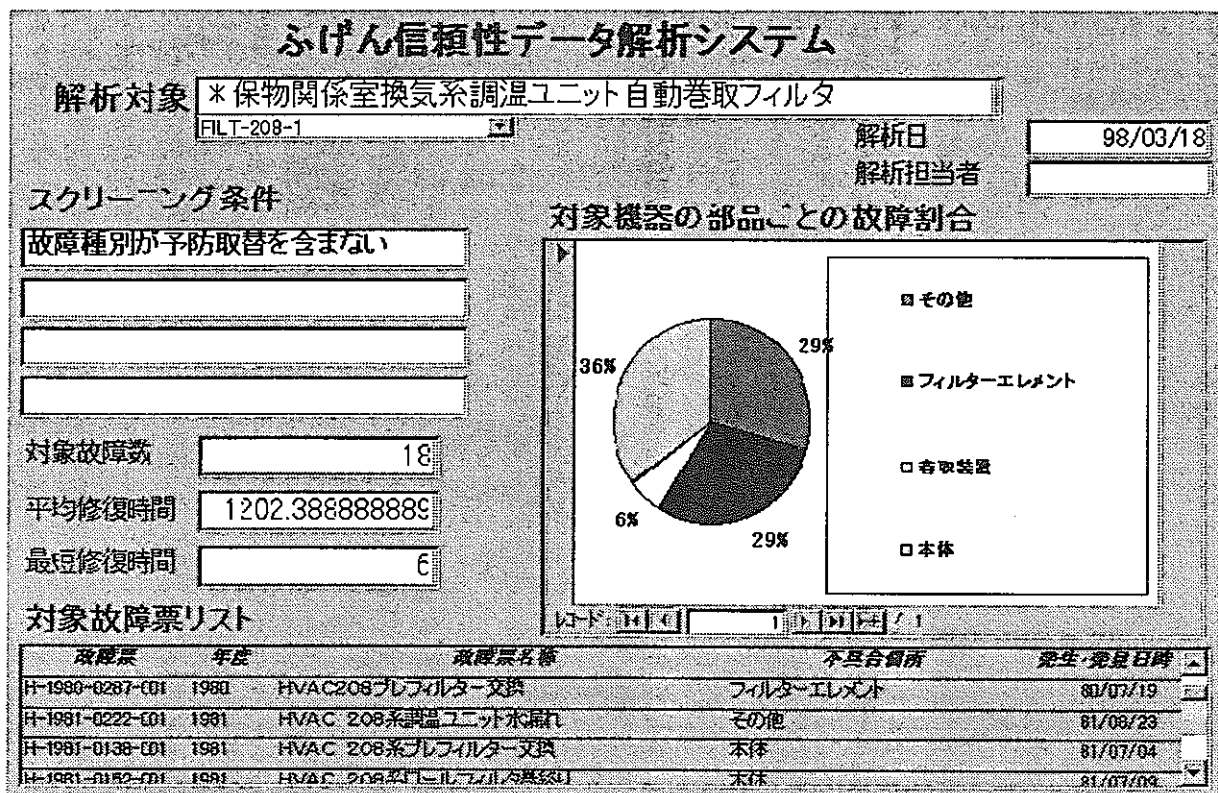


図1 「ふげん」信頼性データ解析システム解析結果

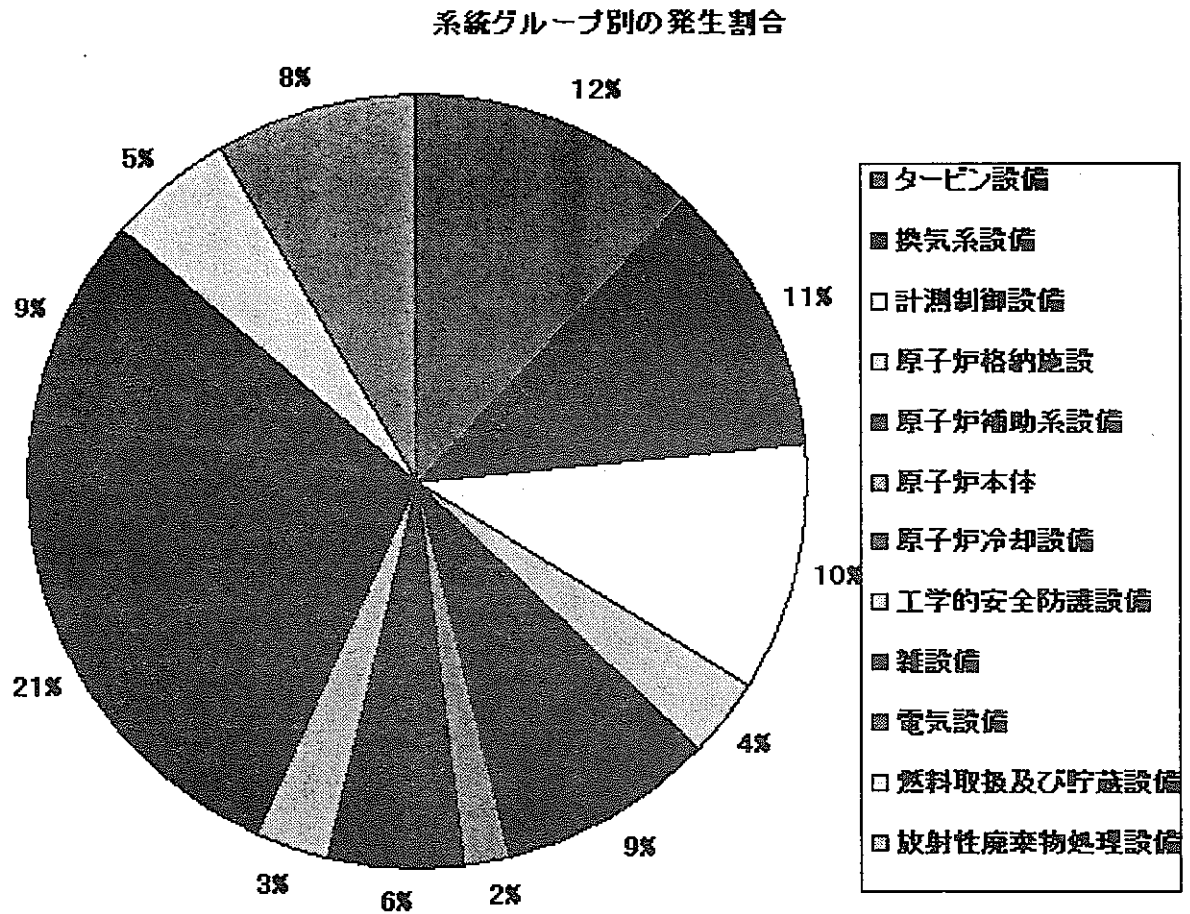


図2 系統グループ別の故障発生割合

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

2.井口他、「ふげん」における確率論的安全評価（1）－レベル1 P S A ・保守支援システムの信頼性データを反映した感度解析－、1998年春の年会、近畿大学

【発表予定】

なし

【民間の研究の現状と動向】

1. 日本科学技術研究所による「信頼性解析システム」：塩見 弘 中央大学教授ら信頼性工学の専門家達によりPC上で稼働する信頼性解析専用ソフトウェアであり、多彩なデータ解析及びグラフ描画機能を有する。
2. 財団法人鉄道総合技術研究所による信頼性解析支援システム：点検、故障、交換情報をもとに車両、機器について、解析ツール、AIエンジンを用い、耐久性の分析を行い、車両装備品の信頼性を高め、車両保守コストの低減を支援する。

以上のように、信頼性解析ツールは各分野で盛んに開発が行われている。「ふげん」においても、今後民間の研究開発に着目し、有用なデータベース及び解析ツールの開発を行っていく。

【参考文献】

1. インターネット情報 WWW.I-JUSE.CO.JP/CONTENTS/SUURI/RAS1.HTML
2. インターネット情報 WWW.RTRI.OR.JP/RD/GIJUTSU95/95G65.HTML

【海外の研究の現状と動向】

【参考文献】

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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕大洗工学センター システム技術開発部 リスク評価技術開発Gr NuclearSystem Safety Research Group, System Engineering Technology Division Hajime Niwa 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN 〔氏名〕丹羽 元 〔連絡先〕☎311-1393 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141				
キーワード	信頼性データ	故障率	共通原因故障	経年劣化	地震損傷度
key word	reliability data	failure rate	common cause failure	aging degradation	seismic fragility
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	(1)栗坂、「ナトリウム系電動弁の開閉失敗確率の統計的分析」PNC TN9410 98-078、1998 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】 高速増殖炉に特有な機器を中心に信頼性データを収集・整理するとともに、データの分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。					
【研究内容（概要）】 イ. 信頼性データの収集・整備 高速増殖原型炉「もんじゅ」、高速実験炉「常陽」及びナトリウム関連試験施設を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備する。 ロ. 信頼性評価手法の改良・整備 得られたデータ並びに国内外の文献データ等を基に機器の故障モード、故障率、経年変化、共通原因故障、人的過誤率等について分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。 ハ. 地震時損傷度評価手法の改良・整備 損傷度の評価精度の向上のため、構造応答解析手法の改良を実施し、非線型応答特性等を考慮するとともに、多くの機器への手法の適用拡大を図る。					
【使用主要施設】					

【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PSAの実施に当たって、これらのデータベースや信頼性評価手法を活用し、もって高速炉プラントに対する総合的安全評価の精度向上を図る。

【進捗状況】

イ. 高速実験炉「常陽」について平成9年度分（平成8および9年度運転実績）の機器信頼性データを収集・整備した。高速炉機器信頼性データベースシステム（CORDS）の整備を継続し、各種統計解析をインターネットを介して実行する機能を追加した。

ロ. CORDSに蓄積されているナトリウム系電動弁の運転・故障経験に基づいて、ダイヤモンド型故障（開失敗または閉失敗）の発生確率の①設置後の使用年数、および②直前のダイヤモンドからの経過時間についての傾向を定量的に分析した。

ハ. 非線型応答解析のモデル設定を実施した。

【今後の予定（平成10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、CORDSへデータを登録する。

ロ. CORDSデータベース等を活用して、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. 非線型応答解析モデルの見直しおよび動的解析で求める入力地震動の設定を行う。そして、非線型応答特性等を考慮した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、1996年度および1997年度の合計2年間の運転データを収集することにより約 7.7×10^7 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6件、機械式ポンプ1件、機械式制御装置1件、電気ヒーター2件、核計装を除く検出器2件、プラグング計1件、内燃機関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43件に上る。

データベース運用システムの整備については、新たなユーザーインターフェイスとして機器故障率の定量化や傾向分析等の各種統計解析をイントラネットを介して実行する機能を追加した。これによって、ユーザーインターフェイスの応答速度が向上したため、今後、もんじゅサイト等の遠隔地からの利用が期待される。

ロ. 待機機器のダイヤモンド型故障の発生確率(Q)は、一般に累積ハザード(H)を用いて $1 - \exp(-H)$ と表される。Hとはハザードレート(故障率)の積分であり、時間依存項と定数項(C)の和としてモデル化される。時間依存項の中に、機器設置以後の経過時間(t)についての経年劣化を表す項と直前のダイヤモンドからの経過時間(T)についての経年劣化を表す項の2種類をモデル化して、各々の項に対して線型経年劣化モデルを適用することによって時間依存項を表現した。時間依存の故障率 λ_s を、 $\lambda_s = \lambda + a t + A T$ と表す。ここで、 λ 、 a 、 A は定数である。そして、CORDSデータベースに登録されているナトリウム系の電動弁の開閉失敗モードの故障データに基づき、最尤法を用いてQを決定するためのパラメータC、 λ 、 a 、 A を定量化した。また、これらのパラメータについて尤度に比例した確率密度を想定して、パラメータの不確かさ分布の5%値または下限値および95%値を定量化した。⁽¹⁾

最尤法によるパラメータ推定結果を基に、ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率を設置後の使用時間と直前のダイヤモンドからの経過時間をパラメータとして計算した結果を図1に示す。また同図にはポアソン分布を想定した場合の故障率を用いて算出した故障確率を「故障率一定モデル」として示した。さらに、図2に各パラメータの値を95%値に置き換えた場合の故障確率曲線を示した。これらの図を分析することにより、次の結論が導かれた。ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率は、概ね「故障率一定モデル」で表されるとしてよい。ただし、図2によると、「故障率一定モデル」に対して、故障確率を有意に上回る結果となりうるCの不確かさの影響が大きいことに留意すべきである。また、詳細にみると、設置後15年以内のナトリウム系電動弁について、直前のダイヤモンドからの経過時間が1ヵ月～1年の場合、開閉失敗モードの故障確率は、使用年数とともに増大する傾向がある。さらに、同じ使用年数の場合、直前のダイヤモンドからの経過時間とともに比例的に故障確率は増大しているが、1年の近傍ではやや非線型的に増大する傾向がある。

本研究の成果は、弁の運用を信頼度と定量的に関係付けながら策定することが可能になったことを示している。例えば、一定の故障確率をプラント安全管理上の制限値として設定する場合を考える。弁の設置後の経過時間と故障確率の定量的な関係が既知であることから、制限値を満足するような弁のオーバーホールまたは交換時期を推定することができる。さらに、直前のダイヤモンドからの経過時間と故障確率の定量的な関係が既知であることから、弁の動作確認頻度をどの程度にするのが良いかが導かれる。このように、経年劣化モデルを用いて実機における弁の運転経験および故障経験データの分析の結果、ナトリウム弁について安全上の重要度に応じた信頼度が適切に確保される合理的な運転・保全方策を検討することが経験データに即してできるようになった。

ハ. 地震時の損傷度評価において、機器や構造物の塑性変形の効果は、線型な応答とエネルギーが等価となるように非線型エネルギー吸収係数を導入して考慮している。そこで動的な非線型応答解析を実施することにより、直接的に塑性変形効果を評価し、非線型エネルギー吸収係数の考え方と比較するために、解析モデル設定と予備解析を実施した。その結果、作成した解析モデルにより線型範囲内で解析をした結果、既に実施済みの線型解析結果と整合することを確認した。また、弾性限界を超えるレベルの入力地震動を用いた非線型応答解析により、支持構造の復元力特性の設定などが重要であることが示された。

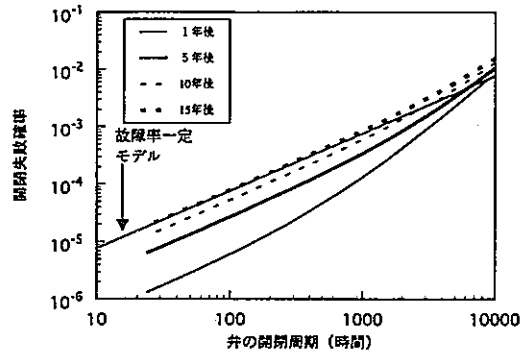
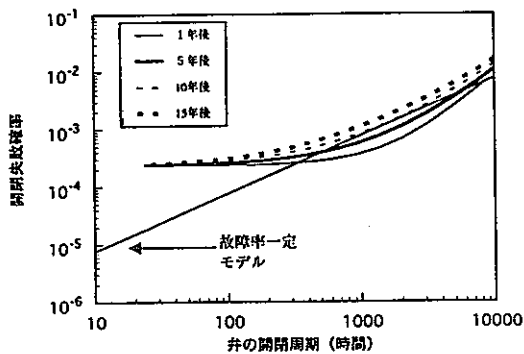
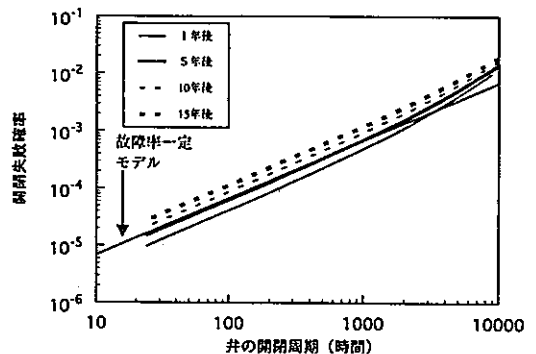


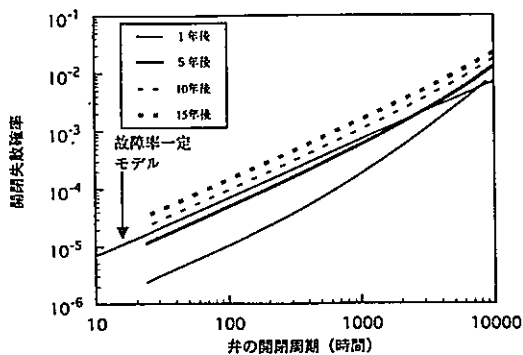
図1 ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率の経年変化を考慮した弁の開閉周期依存性 (最確値評価)



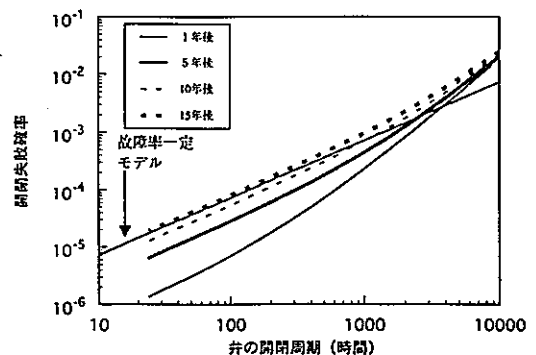
① C についての 95% 値評価



② λ についての 95% 値評価



③ a についての 95% 値評価



④ A についての 95% 値評価

図2 ナトリウム系電動弁の開閉失敗モードの故障確率の経年変化を考慮した弁の開閉周期依存性 (95% 値評価)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

国内軽水炉発電所についてみると、機器の故障率データの調査については、原安協が中心となって行っており(1)－(2)、故障確率評価における経年劣化の考慮については、電力、メーカーが線型経年劣化モデルを用いた評価の試みを行っている(3)－(4)。故障確率と待機時間の定量的な関係の分析は大変重要なテーマであるが、これまで行われていない。

地震PSAの解析評価手法は原子力機構(5)－(6)や日本原子力研究所(7)でも整備されている。手法の成熟につれて最近の技術的な関心は、最新の知見を反映して不確定要因を詳細に検討することにより、評価の確度を高めることにあると考えられる。地震ハザード曲線の不確定性(8)－(9)や、応答係数の感度(10)、地震PSAに対するヒューマンエラーモデルの感度(11)が検討されている。

【参考文献】

- (1) (財) 原子力安全研究協会、「PSA用故障率データに関する調査」、平成9年3月
- (2) Masajiro Sugawara, Mitsumasa Hirano and Shunsuke Kondo, "Investigation of domestic component failure rate data for PSA in Japan," 4th Japan-Korea Joint Workshop on Probabilistic Safety Assessment, Yokohama, October 9-10, 1997
- (3) Yoshiyuki Narumiya and Kazuo Sakai, "Application of PSA Technique to the PWR Plant," Probabilistic Safety Assessment and Management '96, Crete, Greece, June 24-28, 1996
- (4) Katsuya Kuroiwa, "Development of aging PSA methods for Japanese PWR plants," 4th Japan-Korea Joint Workshop on Probabilistic Safety Assessment, Yokohama, October 9-10, 1997
- (5) 小黒他、地震に係る確率論的安全性評価手法の整備(3)、解析モデル・変動因子が建屋の地震応答におよぼす影響評価, 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H1, pp.556 (1997)
- (6) 坂上他、地震に係る確率論的安全性評価手法の整備(3)、事故シーケンス解析手法の検討, 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H2, pp.557 (1997)
- (7) 渡辺他、地震PSAにおける相関性の考慮へのモンテカルロ法の適用(3), 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H3, pp.557 (1997)
- (8) 蛭沢他、確率論的地震危険度の不確実さ評価手法の開発と応用、, 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集H6, pp.561 (1997)
- (9) 近藤他、地震ハザードによる機器重要度への影響の検討, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38, pp.417 (1998)
- (10) 及川他、応答係数の見直しによる地震起因の炉心損傷頻度への感度解析, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38, pp.417 (1998)
- (11) 横林他、地震リスクに対するヒューマンエラーの影響に関する感度解析, 日本原子力学会「1998春の年会」予稿集I38, pp.417 (1998)

【海外の研究の現状と動向】

動燃が収集整備してきた高速炉に特有のナトリウム系機器の信頼性データベースは、米国との共同開発を経てその後独自に整備したものであり、PSAに活用できる高い品質のデータベースとしては世界一といえる。米国の軽水炉PSAの分野では機器の故障確率の評価において線型経年劣化モデルを用いた経年劣化効果の考慮が行われている。

地震PSAの評価手法についてはほぼ、標準的な手法が確立されている。現状では、それが世界各国の原子力施設のPSAに適用されつつある(例えば(1)－(2))。

【参考文献】

- (1) M. Vermaut, et al., Methodology and results of the seismic probabilistic safety assessment of Krsko Nuclear Power Plant, Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, (1998)
- (2) A. Gulpinar and A. Godoy, Seismic safety of nuclear power plant in eastern Europe, Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, (1998)

【成果の活用方法】

平成9年3月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の事故調査委員会の最終報告を受けて開始した東海再処理施設の安全性確認作業においては、HAZOP等を用いて系統的にシステム分析を行っている。この分析作業の実施において、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用されている。

【進捗状況】

1. 信頼性データの収集・整理

東海再処理工場において実施した保全のうち、機器仕様を登録した設備について、TORMASSへの保全履歴等を登録を行うとともに、機器毎の保全作業傾向等を集計するプログラムの改良を実施した。

2. 信頼性評価手法の拡充・整備

HAZOP支援システムの高度化のための検討として、HAZOP及びFT作成を自動的に行うための手法について検討し、この手法を再処理工程の一部に適用し、その有用性について検討した。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

1. 信頼性データの収集・整理

継続した保全履歴の登録を行うとともに、再処理工場設備の故障率算出等の機能拡充を図る。

2. 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】

【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10,600基、計装設備 5,770基、電気設備 1,270基、以上累計）を行い、実施した保全について再処理施設設備保管理システムTORMASS への定常的な保全履歴登録（機械設備85,000件、計装設備43,000件、電気設備5,800件、以上累計）を実施した。

また、登録した保全履歴等を基に、機器毎の保全作業傾向、及び保全作業実績等を集計するプログラムの改良を実施した。

ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備

(1) システム分析手法の拡充

実際のシステム分析においては、システムの入出力量のベクトル要素である流量、圧力、温度等のプロセス変数、あるいは状態変数の入出力についての情報が重要となり、また、装置故障等のユニットの内部事象と入出力変数の関係も明らかにする必要がある。このため、ユニットHAZOP の考え方をプロセス変数の入出力モデルとしてとらえ、入力変数、出力変数及び内部事象の関係を表現したデシジョンテーブルを各ユニットごとに作成することとし、その作成方法について検討した。続いて、作成したデシジョンテーブルを利用したHAZOP として、原因の解析及び影響の解析についてそれぞれ解析手順の検討を行った。さらに、デシジョンテーブルを利用したフォールトツリーの作成として、AND ゲート及びOR ゲートによる展開手順の検討を行った。

これらの検討結果を基に、デシジョンテーブルの情報を知識ベースとして計算機に格納し、HAZOP 支援システムのプロトタイプとなるHAZOP 及びFT作成を行う解析モジュール（図1参照）を構築し、高放射線廃液貯槽冷却システム等の評価に適用し、その有用性について検討した。この結果から以下のことが明らかになった。

- ・配線部等の部位や、エアフィンクーラ等の機器に対する解析が実施でき、汎用性が向上した。
- ・待機系等の並列システムやループシステムについてもHAZOP, FT作成が可能である。

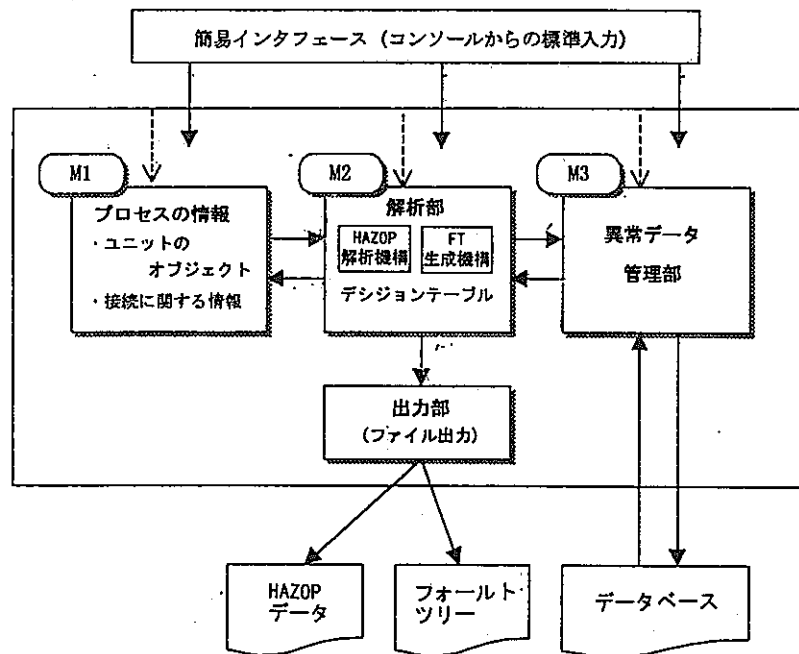


図1 構築した解析モジュールの構成

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

【参考文献】

研究分野	確率論的安全評価				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				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
	Application of PSA to an LMFBR Plant				
実施機関 (Organization)	核燃料サイクル開発機構				研究期間 平成8年度 } 平成12年度
	Japan Nuclear Cycle Development Institute				
研究者名、 所属及び 連絡先 (Name, Affiliation, address, and tel.No.)	[所属]	システム技術開発部 リスク評価技術開発Gr Nuclear System Safety Research Group			
	[氏名]	丹羽 元 Hajime NIWA			
	[連絡先]	〒 311-1393 ☎ 029-267-4141 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 4002 Narita,Oarai-machi,Ibaraki-ken,311-1393 JAPAN			
キーワード Key word	レベル-1 PSA	レベル-2 PSA	炉心損傷	リスク	外的事象
	level-1 PSA	level -2 PSA	core damage	risk	external event
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関)				
	実証試験名 (実施機関)				
	委託研究名 (実施機関)				
主要レポート名称 等 1 R. Nakai, A. Yamaguchi, "Study of rationalized safety design based on the seismic PSA for an LMFBR", Reli. Eng. & Sys. Safety (to be published) (その他レポート等については研究成果欄参照) 総数 3 件					
【研究目的】 大型の高速増殖炉モデルプラントを対象に確率論的安全評価を実施することにより、プラントのリスクプロファイルを把握し、安全基準、指針等の整備に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 事故シーケンスの抽出・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抽出し、発生確率の定量化を行う。 ロ. 炉心損傷過程及びソースタームの評価 支配的な炉心損傷事象推移の評価を実施するとともに、ソースタームについての評価を行い、これを基にリスク低減効果の大きな現象・方策に関する検討を行う。 ハ. 外的事象評価 大型高速増殖炉のシステムの特徴を踏まえて、長周期地震動に対する応答特性や損傷の相関、損傷モード等の検討と損傷度の定量化を実施し、これに基づき地震時システム解析を行う。 ニ. 主要なリスク因子の分析・整理 支配的事故シーケンス及び安全上重要な系統、機器等を抽出し、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。					

【使用主要施設】

【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

ロ. 炉心損傷過程及びソースタームの評価

大型炉の炉心安全性を考慮した設計の方向に沿い、キュリー点方式SASS及びGEMを設置した60万kWe炉心を対象として、ATWSの代表的事象と考えられるULOF事象のイベントツリーを作成し、事象推移に対する検討を行った。作成したイベントツリーについて、分岐確率の概括的な評価を行いシーケンス発生確率の評価を行った。

ハ. 外的事象評価

動的応答解析に基づく損傷の相関の検討を実施した。

ニ. 主要なリスク因子の分析・整理

進捗なし（イ.、ロ.、ハ.の成果を基に実施する）

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

イ. 事故シーケンスの抽出・定量化

受動的な安全機能を考慮したプラント過度応答解析結果を基に、受動的な安全機能の非信頼度を評価し炉心損傷発生頻度に対する低減効果を把握する。

ロ. 炉心損傷過程及びソースタームの評価

E/Tに沿って事象推移の解析を行い、E/Tに改訂を加えつつ定量評価を実施する。さらにE/Tの評価結果に基づいて主要なリスク支配因子と不確かさの要因を把握する。

ハ. 外的事象評価

損傷度の予備評価を実施する。

ニ. 主要なリスク因子の分析・整理

上記イ.、ロ.、ハ.の成果を基に分析、整理を実施する

【その他、今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 及びロ.

大型炉の炉心安全性を考慮した設計の方向に沿い、キュリー点方式自己作動型炉停止系（SASS）及びガス膨張機構（GEM）を設置した60万kWe炉心を対象として、ATWSの代表的事象と考えられるULOF事象のイベントツリー（E/T）を作成し、事象推移に対する検討と予備的なシーケンス発生確率の評価を行った。

電気出力60万kWeで炉心周辺部に1層分のGEM集合体、後備炉停止系にSASS制御棒集合体を設置した炉心に対する解析検討を行い、図1に示すULOF事象初期段階のE/Tを作成した。

GEM反応度のノミナル値は-1.5ドル程度と見積もられており、これは出力を静定させ得る負反応度である（シーケンスA）。しかし核計算の不確かさに起因して、 1σ 幅で0.5ドル程度の不確かさが存在する。GEM反応度を約-1ドル程度（ノミナル値+ 1σ ）とした場合、ポニーモータが起動されて15%程度の炉心流量が維持されれば、少なくとも10分程度の間は冷却材の沸騰には至らないことを解析により確認した。この10分間の間に運転員による原子炉手動トリップ操作に成功すれば冷却材の沸騰は回避される（B）。手動スクラム操作に失敗してもSASSがしかるべき時間内に落下すれば冷却材の沸騰は回避される（C）。ポニーモータの起動が無くとも、SASSの作動により冷却材の沸騰は回避される可能性がある（E）。SASSについては全数固着のようなことが無い限り遅延してでも何本かは落下すると考えてよく、その場合には沸騰の拡大によるボイド反応度の挿入とSASSによる負反応度投入との競合過程となるものと考えられる（D、F）。

GEM反応度が小さい場合には（GEMが設置されなかった場合も含む）、ポニーモータ起動前に冷却材の沸騰の可能性がある。しかしSASSが落下すれば冷却材の沸騰は回避される（G）。SASSの落下による負の反応度投入が十分ではない場合には、事象開始後20秒以前に冷却材の沸騰の可能性があるが、何体かのSASSの落下があれば沸騰開始時刻は遅延し、その後のポニーモータの起動の有無も影響して、沸騰の拡大によるボイド反応度の挿入とSASSによる負反応度投入との競合過程となるものと考えられる（H）。

以上のように、GEMとSASSが設置された炉心では、従来炉で想定したような単純なULOFの事象推移とはならず、これらによる負の反応度効果と沸騰による正のボイド反応度との競合過程が存在するものと考えられる。言い換えれば、この炉心においては従来型の早いULOF事象推移となる確率は極めて小さいであろうと考えられる。

上で説明したイベントツリーに対して分岐確率の概括的な評価を行い、シーケンス発生確率の予備的な評価を実施した。GEM反応度に対しては、平均値=-1.5ドル、 $1\sigma=0.5$ ドルの正規分布を仮定し、GEM反応度を約-1ドル程度とした場合の解析結果は、-1.5~-1ドル（+ 1σ ）までの範囲に適用可能（同様な結果となる）と想定し、GEM反応度が-1ドル（+ 1σ ）以上では、GEM反応度が0ドルの場合と同等であるものと仮定した。

ポニーモータ起動、原子炉手動トリップ操作については、動燃設計60万kWe大型高速炉プラントの炉停止系フォールトツリーモデルを用いてシーケンス発生頻度の評価に取り入れた。ポニーモータは主炉停止系または後備炉停止系のトリップ遮断器開信号により起動信号が発せられ、少なくとも10分間の冷却材沸騰を回避するためには3ループ全ての起動を必要とする。原子炉手動トリップ操作による炉停止機能のバックアップは、信号検出器等の故障には有効であるが、論理回路やトリップ遮断器自身の故障によるトリップ遮断器開失敗、および制御棒挿入失敗には無効である。運転員による原子炉手動トリップ操作の失敗確率は、猶予時間が10分程度ではあるものの、事故管理方策の1つとしてATWS事象発生に対応した異常時手順書が整備されなおかつ十分な訓練が行われるものとの想定に基づき、スキルベースの操作であるとし、5E-3の値を設定している。

現象の不確かさに起因するSASSの作動失敗確率は、平成8年度に実施した予備的な評価結果の値を利用した。SASSの機能は、後備炉停止系のトリップ遮断器開失敗をバックアップするものである。後備炉停止系のトリップ遮断器開失敗の重要度は、ポニーモータ起動や原子炉手動トリップ操作の成功・失敗によって変化することから、SASSの分岐確率も事故シーケンスに応じて異なった値となる。

以上の仮定、想定条件の基に導出された分岐確率、および冷却材沸騰に至るシーケンスの条件付き確率（ULOF発生時）を図1のイベントツリー中に記載した。GEMとSASSを併用した本炉心では、ULOF発生時であっても冷却材沸騰に至るシーケンスの割合を10-3のオーダーにまで低減できるとの見通しを得ることができた。また、本イベントツリーモデルを基に、GEM、SASSの各々についてリスク増加価値（対象とする安全設備の機能喪失確率=1とした場合の、冷却材沸騰シーケンスの条件付き確率の増加割合）を求めると、それぞれ約4、約56となる。予備的な評価ではあるものの、リスク低減に対してはSASSの貢献度がより大きい結果となっている。

今後は、ボイド反応度の挿入とSASSによる負反応度投入との競合過程を考慮した評価等のより詳細な事象推移の評価を進め、同時に本E/Tの分岐確率の再評価を行いつつ分析評価を実施し、主要なリスク支配因子と不確かさの要因を把握し、リスク低減に有効な方策や研究課題のランキング付けに利用可能な情報を整理していく予定である。

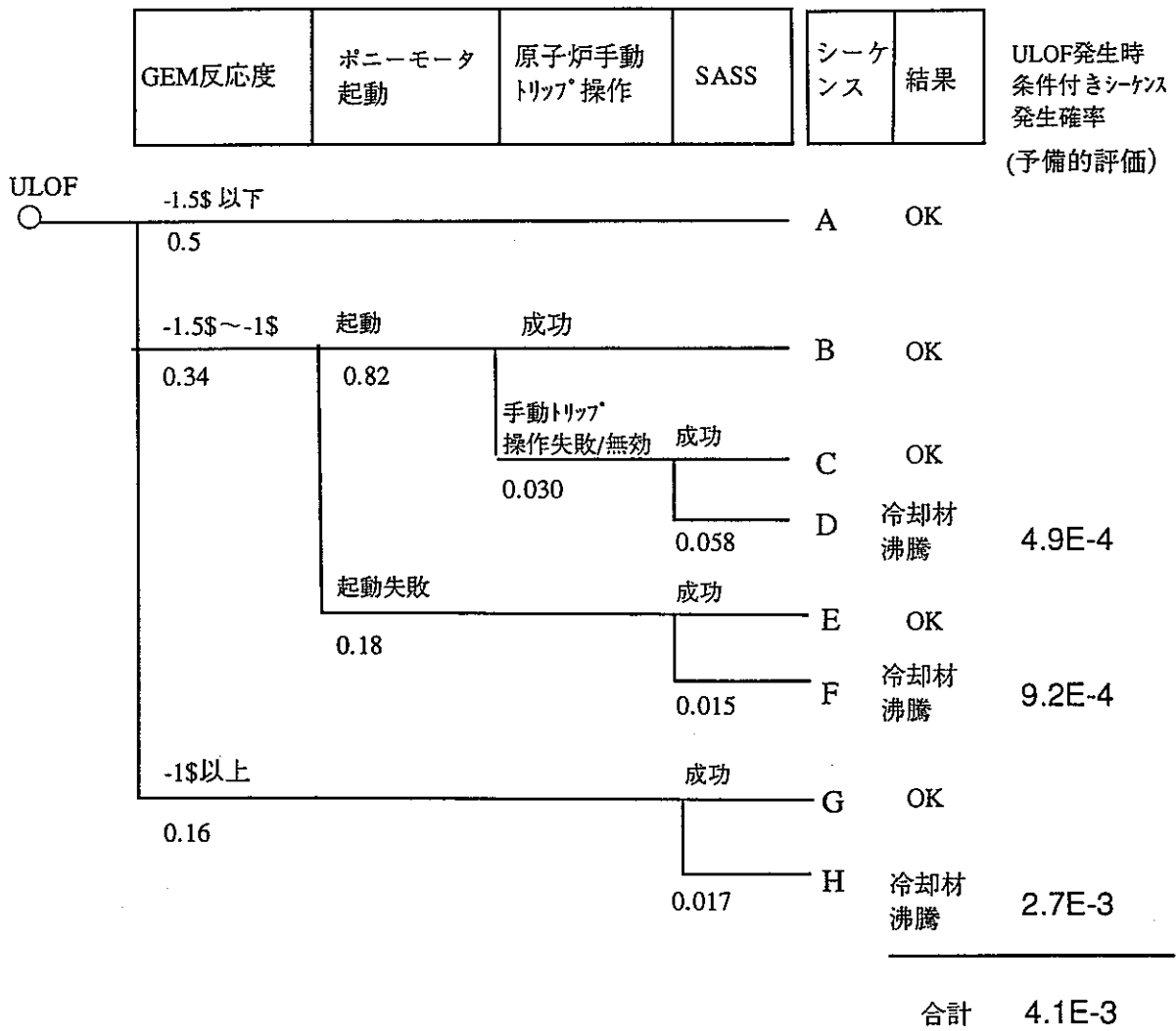


図1 大型炉ULOF事象初期段階のイベントツリー

【レポート、学会誌、国際会議への発表論文等】

2. 中井、「高速炉レベルー2 PSA簡易評価システムの開発」原子力学会1996年秋の大会
3. A. Yamaguchi, Seismic failure probability evaluation of redundant fast breeder reactor piping system by probabilistic structural response analysis, Nuclear Engineering Design 175, pp237-245 (1997)

【発表予定】

【民間の研究の現状と動向】

受動的安全性を考慮した高速炉プラントの確率論的安全評価 (PSA) 研究としては、概念設計段階のFBR実証炉プラントを対象としたレベル1 PSA適用研究が実施され、自己作動型炉停止機構 (SASS) の設置による炉心損傷発生頻度の低減効果が評価されている [1]。また、水平免震機構を備えた高速炉プラントを対象として地震PSAが実施され [2]、プラントの耐震安全性は免震装置の非線形特性と耐震裕度に支配されること等、耐震プラントとは異なる特徴が示されている。ソースタム関係では、電力において、1600MWtクラスの高速炉を対象としたULOF事故時のソースタム挙動の検討評価が進められている [3]。

【参考文献】

1. K. Okada, K. Tarutani, K. Shibata, M. Ueta, et al., "The Design of a backup reactor shutdown system of DFBR", IAEA-TECDOC-884, 1996.
2. 坂場他、「免震FBRプラントの地震時確率論的安全評価」、日本原子力学会「1997秋の大会」、1997
3. M. Fukasawa, et al., "R&D Needs for the Evaluation of Behaviors of Radioactive Materials of Large Scale FBRs," IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996

【海外の研究の現状と動向】

ロシアの高速炉プラントBN800に対して、許認可上の要請により設計段階でPSAが実施されている [1]。受動安全性を考慮した確率論的安全評価としては、主に次世代型軽水炉プラントを対象とした適用研究が行われている。米国の次世代型軽水炉AP600を対象としたPRA [2] では、感度解析により自然現象や計算モデル等の種々の要因に起因する不確かさの影響を考慮した保守的な成功基準を設定して、不確かさ幅を包絡するような炉心損傷発生頻度や早期大規模放出発生頻度を判断指標とする手法 [3] により、安全目標との適合性の比較等が行われている。地震PSAの評価手法については、ほぼ、標準的な手法が確立されており、これは米国、西欧、東欧、アジアの原子力発電所の地震安全評価に適用されている。これらはいずれも軽水炉を対象としたものである [4]。ソースタム関係では、仏においてカバーガスソースタムの考え方についての検討が進められている [5]。これは、ソースタム評価の指標として炉心崩壊時にカバーガスに移行する放射性物質の量を目安とする考え方である。また、EFR炉を対象としたCONTAIN/LMR コードによる解析も実施されている [6]。

【参考文献】

1. Yu. E. Bagdassrov, "Safety of fast neutron reactor power units under operation and design in Russia", Nucl. Eng. and Des., Vol. 173, 1997
2. T. Bueter, P. Stevenson, S. Sancaktar, et al., "Results of the AP600 advanced plant probabilistic risk assessment", PSA'96, Sep. - Oct. 1996
3. N. S. Saltos, A. El-bassioni, C. P. Tzanos, "A risk-based margins approach for passive system performance reliability analysis", IAEA-TECDOC-872, 1996
4. R. Campbell, et al., "Seismic re-evaluation of nuclear facilities worldwide: overview and status", Nucl. Eng. and Des., Vol. 182, 1998
5. F. Balard, and B. Carlucc, "Evaluation of the LMFBR cover gas source term and synthesis of the associated R&D," IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996
6. B. Carlucc, S. Dechelette, and F. Balard, "Radiological Release Analysis for the EFR Project" IAEA/IWGFR T/C Mtg. on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, 1996

研究分野	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)	核燃料サイクル開発機構 Japan Nuclear Cycle Development Institute	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
研究者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 東海事業所 安全管理部 Ichiro Nojiri 安全工学グループ Safety Engineering Group (氏名) 野尻 一郎 Health and Safety Division, Tokai Works (連絡先) ☎ 319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4-33 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki ☎ 029-282-1111 319-1194 Tel 029-282-1111				
キーワード	確率論的安全評価	核燃料施設	プルトニウム 転換工程	放出ツリー解析	水素爆発事象
key word	PSA	Nuclear Fuel Cycle Facility	MOX Conversion Process	Release Tree Analysis	Hydrogen Exp- losion 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 <div style="text-align: right;">総数 件</div> (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、MOX施設等の核燃料施設についてモデルプラントへのPSA適用研究を実施し、核燃料施設の安全性の確保・向上に資するとともに、指針等を整備する際のデータの提供に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 異常事象等のシーケンスの抽出・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。 ロ. 異常事象等推移解析及び放射性物質の移行評価 異常事象等の推移を解析・評価するための手法の開発・整備を行い、これらを用いて、モデルプラントにおける放射性物質の移行評価を行う。 ハ. 主要なリスク因子の分析・整理 事象発生確率、放射性物質放出リスクの結果等を用いて、主要なリスク因子について分析・整理する。					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

平成9年3月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の事故調査委員会の最終報告を受けて開始した東海再処理施設の安全性確認作業及び運転管理上の問題点の対応としての火災・爆発に対する安全対策の検討作業においては、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用している。

【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、プルトニウム転換工程の特徴的な機器である脱硝装置及び焙焼還元炉に着目して、それぞれ脱硝廃ガスの除染機器の機能低下及び焙焼還元炉での水素爆発を事故事象とし、レベル2 P S Aに相当する解析として放射性物質放リスクの定量化検討を行い、P S A手法の適用性について検討を行った。

【今後の予定（平成10年度以降の計画）】

ガラス固化処理工程について、レベル1 P S Aに相当する解析を行う。

【その他 今後の発展性等】

【研究成果】

(1) 脱硝廃ガスの除染機器の機能低下における放射性物質放リスクの定量化検討

① システムモデルの作成及び事象発生確率の定量化検討

東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設の脱硝工程における廃ガス処理工程を参考として、放射性エアロゾルの除去機能を有する機器である脱硝廃気凝縮器、洗浄塔及びHEPAフィルタの3つについて、機器の機能低下又は機能喪失の事象発生確率の定量化検討を行った。脱硝廃気凝縮器については冷却水循環ポンプの故障、洗浄塔については洗浄塔循環ポンプの故障、HEPAフィルタについては脱硝廃気凝縮器の機能喪失による高湿の脱硝廃ガスの流入による機能喪失をそれぞれ起因事象としてフォールトツリー解析を行い、事象発生確率として、冷却水循環停止については異常検知機能が正常な場合で約 2.4×10^{-2} /年、異常検知機能がすべて喪失した場合で約 1.1×10^{-6} /年、洗浄塔洗浄液循環停止については、約 7.1×10^{-4} /年を得た。

② 放出ツリーの作成並びにソース及びバリアモデルの作成

放出ツリーの作成においては、ソースとして脱硝装置、バリアとして脱硝廃気凝縮器、サイクロン式ミストセパレータ、洗浄塔、デミスタ、除湿器、加温器、及びHEPAフィルタを対象機器とした。ソースモデルは平常時の運転状態として脱硝装置内の溶液の沸騰状態とした。バリアモデルのうち脱硝廃気凝縮器、洗浄塔及びHEPAフィルタについては、正常状態と故障状態を想定し、その他の機器は正常状態のみを想定した。また、エアロゾルの移行モデルについては、ドイツのPSEプロジェクトにおいて開発されたモデルを参考として作成し、パラメータについては東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設のデータを参考に設定した。

③ 放射性物質放リスクの算出

放射性物質放リスクの算出は、脱硝廃気凝縮器の異常検知機能が正常な場合とすべて喪失した場合の2ケース、エアロゾルの粒子中央径が $5.0 \mu\text{m}$ 、 $12.0 \mu\text{m}$ 、 $30.0 \mu\text{m}$ の3種類で合計6ケースについて、STARコードを用いて行った。結果の例として、エアロゾル中央粒径 $5.0 \mu\text{m}$ におけるリスクを図1に示す。これらの結果から、エアロゾルの粒径が放出量にかなり影響すること、凝縮器の機能喪失による高湿ガスの流入によるHEPAフィルタの機能喪失が生じない限り、放射性物質の放リスクは平常時のリスクを下回ることが示された。

(2) 焙焼還元炉での水素爆発における放射性物質放リスクの定量化検討

① システムモデルの作成及び事象発生確率の定量化検討

焙焼還元炉での水素爆発の事象発生確率については、前年度の定量化検討の結果を用いた。加えて、運転終了後における水素爆発の発生の検討として、還元運転終了後の窒素ガスによる掃気失敗を起因事象としてフォールトツリー解析を行い、水素反応量が最大となる水素濃度29%での水素爆発の事象発生確率として、約 1.0×10^{-4} /年を得た。

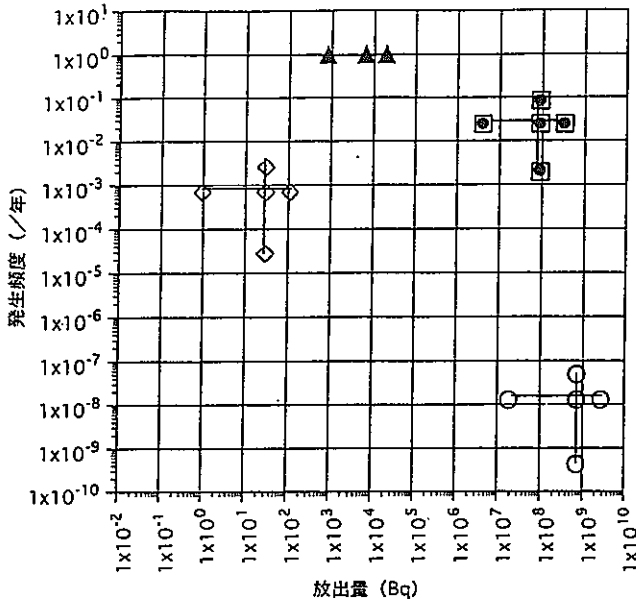
② 放出ツリーの作成並びにソース及びバリアモデルの作成

放出ツリーは、水素爆発時のバウンダリの破壊を考慮して、放出ルートを廃ガス系、グローブボックス廃気系、建屋換気系の3つのルートを想定し、事象が極めて短時間で収束することを考慮して、それぞれのルートについて作成した。

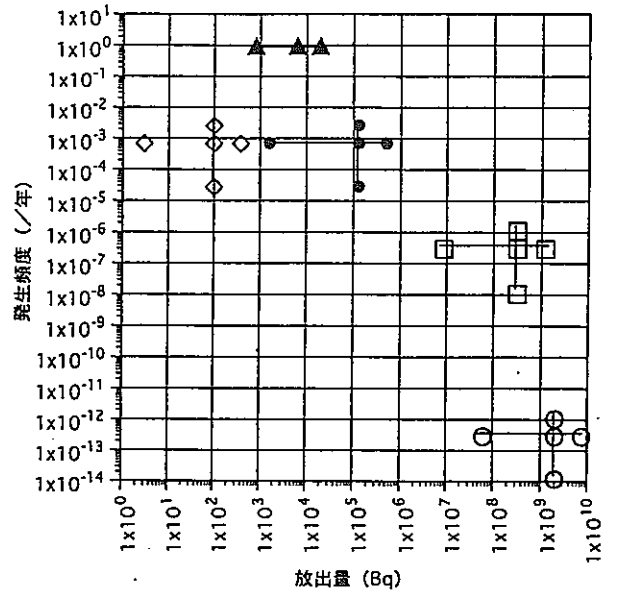
ソースモデルについては、EVENTコードによる解析を行い、爆発時に気中へ移行するMOX粉末の量を設定した。バリアモデルについては、EVENTコードの解析結果から、焙焼還元炉、グローブボックス及びフィルタの爆発による影響を評価した。EVENTの計算結果として29%水素爆発時の圧力変化を図2に示す。これより、運転中の水素爆発時（爆発下限の水素濃度4%）においては、炉内圧力の上昇がみられず、バリアはすべて健全に保たれることが示された。これに対して、運転停止後の水素爆発時（水素濃度29%）には、炉内圧力の上昇により、バリアの健全性が維持できない放出ルートがあることが示された。ただし、HEPAフィルタについてはいずれのルートにおいても健全性が維持できると判断された。

③ 放射性物質放リスクの算出

放射性物質放リスクの算出は、4%水素爆発時、29%水素爆発時での焙焼還元炉廃ガス系からの放出、グローブボックス排気系からの放出、建屋換気系からの放出の4つのケースについて行った。その結果を図3に示す。これより、4%水素爆発時のリスクは平常時に対して十分低いこと、29%水素爆発時には複数の放出ルートが生じるが、これらうち最もリスクが高いグローブボックス排気系からの放リスクが平常時に比べて1桁程度高くなることが示された。



脱硝廃気凝縮器異常検知機能が正常な場合



脱硝廃気凝縮器異常検知機能がすべて喪失した場合

図1 脱硝オフガス工程における放射性物質放出リスク (エアロゾル中央粒径 5.0 μm)

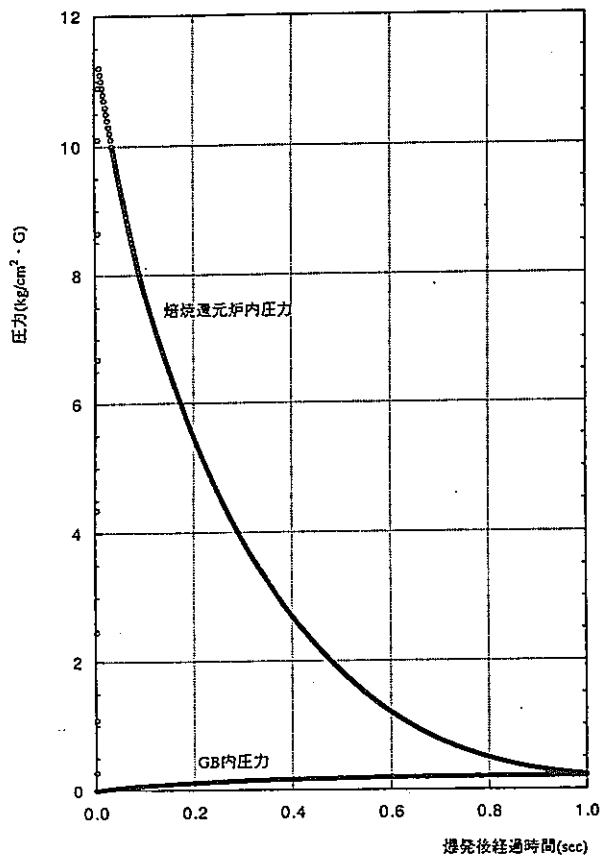
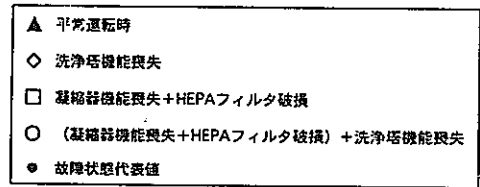


図2 29%水素爆発時の圧力変化

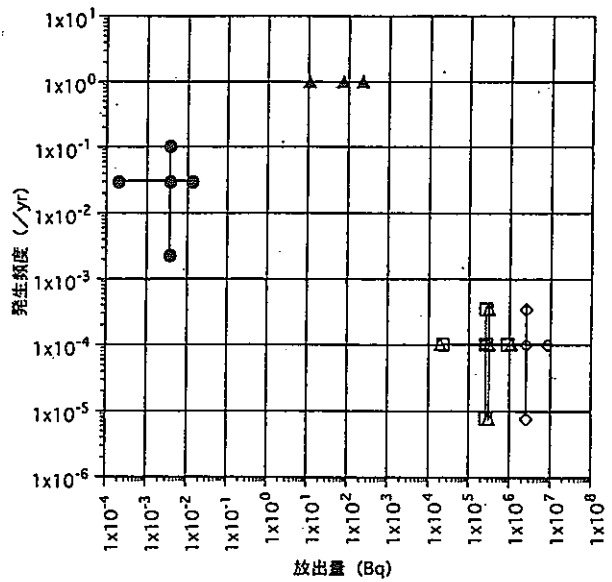
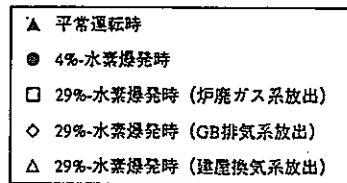


図3 焙焼還元炉の水素爆発時の放射性物質放出リスク



【民間の研究の現状と動向】

【参考文献】

【海外の研究の現状と動向】

【参考文献】