

安全研究成果の概要

(平成8年度 - 動力炉分野)

1997年11月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

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

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation) 1996

1997年12月

安全研究成果の概要（平成8年度－動力炉分野）

編集：安全部安全研究課

要 旨

平成8年度の事業団における安全研究は、平成8年3月に作成した安全研究基本計画（平成8～12年度）に基づき実施してきた。

本報告書は、動力炉分野（新型転換炉及び高速増殖炉分野の全課題並びに、耐震及び確率論的安全評価分野のうち動力炉関連の課題）について、5ヶ年計画の最初の年度である平成8年度の研究成果を安全研究基本計画の全体概要と併せて整理したものである。

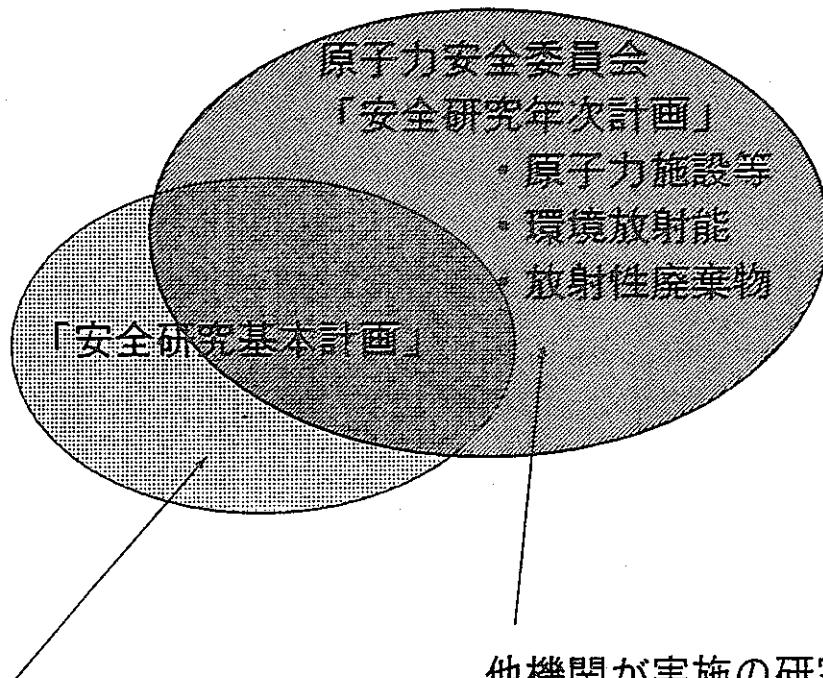
目 次

1. 安全研究基本計画の概要	1
2. 動力炉分野の安全研究の目的と課題	7
3. 平成8年度安全研究成果調査票リスト	13
4. 平成8年度安全研究成果調査票	17

1. 安全研究基本計画の概要

動力炉・核燃料開発事業団における安全研究

動力炉・核燃料開発事業団（以下、事業団と称す）における安全研究は、原子力安全委員会の「安全研究年次計画」と整合を図りながら事業団の自主研究を加えた5ヶ年の「安全研究基本計画」に従い実施しています。



事業団の自主研究

他機関が実施の研究

- ・日本原子力研究所
- ・放射線医学総合研究所
- ・工業技術院計量研究所
- ・船舶技術研究所
- ・大学
- 等

安全研究基本計画

安全研究の基本方針

事業団が所有する施設の設計、建設、運転および管理を通じて得た経験ならびにプロジェクトの開発や関連する研究を通して蓄積された技術を背景に以下を目的として安全研究を実施しています。

目的

1. 施設の安全性の向上による原子力に対する国民の信頼性の増進
2. 安全技術の高度化及び体系化による民間への円滑な技術移転及び技術協力
3. 設計裕度及び評価基準等の適切化による原子力の信頼性、経済性の向上
4. 成果の統合化による指針・基準類の整備等、原子力安全規制への貢献

実施における留意事項

1. 研究計画の明確化と成果の積極的な公表
2. ニーズを踏まえた安全研究の効率的実施
3. 総合的なレビューによる成果の質の向上
4. 研究成果の効果的な反映

安全研究推進体制

研究計画、研究成果については事業団内の下記の体制で横断的検討、評価を行い、目的を的確に把握し、効率的に推進しています。

中央安全委員会・安全研究専門部会 → 安全研究成果発表会

(毎年)

- ・東海(含施設安全管理活動)
- ・大洗

A T R 分科会

F B R 分科会

核燃料施設分科会

耐震分科会

確率論分科会

環境分科会

廃棄物分科会

研究成果は、関連の分科会で評価・検討するとともに「成果発表会」では事業団外の専門家の意見も得て、質の向上を図ることとしています。

安全研究基本計画

安全研究計画

原子力安全委員会の「安全研究年次計画」の研究分野と対応させて「安全研究基本計画」の研究分野を分類しています。

(原子力安全委員会)

「安全研究年次計画」

(平成8年度～平成12年度)

原子力施設等

(原子力施設等安全研究専門部会)

水炉

全件数／動燃

12 / -

高速増殖炉

↔ 24 / 22

核燃料施設

↔ 36 / 17

放射性物質の輸送

3 / -

耐震等

↔ 14 / 1

確率論的安全評価等

↔ 19 / 5

環境放射能

↔ 141 / 8

(環境放射能安全研究専門部会)

放射性廃棄物

↔ 37 / 20

(放射性廃棄物安全規制専門部会) (注) 数字は研究課題の件数を示す

(事業団)

「安全研究基本計画」

(平成8年度～平成12年度)

ATR

5

高速増殖炉

27

核燃料施設

21

耐震

1

確率論的安全評価

7

環境放射能

8

廃棄物処分

20

安全研究基本計画

2. 動力炉分野の安全研究の目的と課題

新型転換炉安全研究の目的

- 原型炉「ふげん」の運転実績の着実な積み重ねにより、一層の信頼性向上および安全規制に対する支援に資することを目的とする。
- 軽水炉の研究成果を広く活用し、新型転換炉特有の燃料及び事故時プラント挙動に関する研究を行う。

安全研究課題 (平成8年度～平成12年度)

運転安全性の向上に関する研究

- 圧力管経年変化予測手法の高度化
- アイソレーション管理支援システムの高度化
- 「ふげん」のアクシデントマネージメントに関する研究

通常運転時及び設計基準事象に関する研究

- 高燃焼時における燃料の健全性及びふるまいに関する研究
- 反応度事故条件下における照射済新型転換炉MOX燃料の破損挙動に関する研究

確率論的安全評価

- 「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価
- 「ふげん」への確率論的安全評価の適用

新型転換炉に関する安全研究

高速炉安全研究の目的

- 「常陽」、「もんじゅ」の安全性、信頼性の向上。
- 高速炉の実用化に備え、高速炉の特徴を考慮した固有の安全技術体系を確立することによる安全基準、指針および安全審査における判断材料の整備ならびに安全性向上。
- 高速炉の実用化に向けた理解しやすい安全論理（安全設計・評価に対する基本的考え方）の確立。

高速炉安全研究の進め方

実験炉「常陽」の知見

- 運転・保守経験の蓄積
- 燃料健全性、照射実績の蓄積
- 受動的安全機能の実証試験
(SASS, GEM, ATWS試験)

原型炉「もんじゅ」の知見

- 運転安全の実績の積み重ね
- Na漏洩事故の原因究明と再発防止対策の具体化

安全設計・評価方針の検討

- 安全研究成果の総合化
- P S Aの応用
- 安全評価の考え方の整理

国際協力の活用

- 計算機科学の活用

大型炉内安全性試験施設計画

- 炉心損傷時の再臨界排除方策の具体化
- 高速炉の多目的利用
- 燃料安全性の向上

「常陽」「もんじゅ」の安全性、信頼性の向上

実用化段階における高速炉の安全確保

- 固有の安全技術体系の確立
- 理解しやすい安全論理の確立

高速増殖炉に関する安全研究

高速炉安全研究課題
(平成8年度～平成12年度)

運転安全性の向上に関する研究

- 「常陽」・「もんじゅ」の運転保守支援システムの開発
- 燃料破損時運転手法最適化
- 線源の評価および抑制技術
- 機器配管の寿命予測評価法
- 水、蒸気系のスクラム信頼性

安全設計・評価方針の策定に関する研究

- 安全設計、評価の信頼性確保
- 安全評価事象想定と評価条件
- 「もんじゅ」安全性評価コードの裕度

事故防止及び緩和に関する研究

- 反応度係数評価
- 高燃焼度炉心の安全性評価
- 定常条件における燃料破損限界
 - ・LBBの評価手法
 - ・受動的安全特性の強化
 - ・「常陽」を用いた安全特性試験の実施

事故評価に関する研究

- 燃料集合体内での異常拡大の防止
- 過渡時燃料破損限界
- 自然循環による崩壊熱除去
- 過渡伝熱流動現象特性評価
- ナトリウム燃焼
- ナトリウム-水反応

CDA及びシビアアクシデントに関する研究

- 炉心損傷時の事象推移評価
- 事故後炉内融体挙動
- 格納施設の安全裕度とソースターム

確率論的安全評価

- 信頼性評価手法
- 原子炉停止時PSA
- 機器・システムの地震時損傷度評価手法
- 炉心損傷事故過程の評価手法
- Living PSAシステム開発
- シミュレータを活用した運転安全性向上
- 確率論的安全評価の実施

耐震

- 原子力施設の免震構造
(高速炉機器)

FBR安全性炉内試験施設の開発整備に関する研究

- 炉内安全性試験課題
- 炉内安全性試験施設

高速増殖炉に関する安全研究

3. 平成8年度安全研究成果調査票リスト

平成8年度安全研究成果調査票リスト（動力炉分野）

〔新型転換炉：全5件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

1- 1 圧力管経年変化予測手法の高度化	22
1- 2 アイソレーション管理支援システムの高度化	26
1- 3 「ふげん」のアクシデントマネージメントに関する研究	30
2- 1 高燃焼時における燃料の健全性及びふるまいに関する研究	34
2- 2 反応度事故条件下における照射済新型転換炉MOX燃料 の破損挙動に関する研究	38

〔高速増殖炉：全27件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

1- 1 「常陽」の運転・保守支援システム開発に関する研究	46
1- 2 「もんじゅ」の運転保守支援システム開発に関する研究	50
1- 3 教育訓練支援システムの開発研究と訓練データの収集・ 分析に関する研究	54
○1- 4 放射性線源挙動の評価と抑制技術の開発に関する研究	56
○1- 5 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	60
○1- 6 機器配管の寿命予測評価法の研究	64
1- 7 水・蒸気系のスクラム信頼性に関する研究	68
○2- 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	72
○2- 2 安全評価事象の想定と評価条件に関する研究	76
2- 3 「もんじゅ」安全性評価コードの裕度評価	80
○3- 1 炉心反応度の評価に関する研究	82
○3- 2 高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究	86
○3- 3 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	90
○3- 4 LBBの評価手法に関する研究	94
○3- 5 受動的安全特性の強化に関する研究	98
○3- 6 「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する 研究	102
○4- 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	106

○4- 2 燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究	110
○4- 3 自然循環除熱に関する研究	114
○4- 4 過渡伝熱流動現象評価に関する研究	118
○4- 5 ナトリウム燃焼に関する研究	124
○4- 6 ナトリウム－水反応に関する研究	128
○5- 1 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	132
○5- 2 炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究	136
○5- 3 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究	140
○6- 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	144
○6- 2 炉内安全性試験施設に関する検討	148

[耐震：全 1件] ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1 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）	156
--	-----

[確率論的安全評価等：全 5件] ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1 「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価	164
○1- 2 高速増殖炉の P S A 手法の改良と信頼性データの整備	168
2- 1 「ふげん」への確率論的安全評価の適用	172
○2- 2 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施	176
2- 3 Living P S A システムの開発整備	180

4. 平成8年度安全研究成果調査票

新型 転換炉 分野

研究分野	「水炉の安全性に関する研究（新型転換炉）」			分類番号 1-1-
研究課題名 (Title)	圧力管経年変化予測手法の高度化 Development of Evaluation Method for Pressure Tube Life		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 新型転換炉ふげん発電所 技術課 〔氏 名〕 中井浩三 〔連絡先〕 〒914 福井県敦賀市明神町 3 番地 ☎0770-26-1221			Fugen Nuclear Power Station Technical Section Kouzou Nakai 3 MYOUJIN-CHO, TURUGA-SHI, FUKUI, JAPAN
キーワード	圧力管	監視試験片	破壊靭性値	
key word	pressure tube	surveillance specimen	fracture toughness	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	総数 0 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
<p>【研究目的】 「ふげん」において、圧力管経年変化に関するデータを更に蓄積し、それらを利用して圧力管の経年変化予測手法の高度化を行い、安全性の向上に資する。 </p>				
<p>【研究内容（概要）】 イ. 圧力管経年変化データの拡充と予測精度の向上 「ふげん」の運転に伴い、圧力管監視試験片等の経年変化データを蓄積し、圧力管の寿命評価の精度を向上させる。 </p>				
<p>【使用主要施設】 新型転換炉ふげん発電所 </p>				

【成果の活用方法】

新型転換炉の重要機器（第1種容器）である圧力管の経年変化を予測し、圧力管の耐用年数及び余寿命を評価することにより、圧力管型炉の安全性の向上に活用できる。

【進捗状況】

イ、第12回定期検査時に圧力管監視試験片の第4回目の取り出しを行い、平成8年度に照射後試験を実施して圧力管の経年変化に関するデータを収集するとともに、この結果に基づき圧力管の健全性の評価を行い、圧力管に異常のないことを確認した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

今後においても、圧力管監視試験片の照射後試験データ等を収集し、圧力管の耐用年数及び余寿命を評価精度の向上を図る。

【その他 今後の発展性等】

なし。

研究成果】

「ふげん」の監視試験片の照射後試験は、第12回定期検査時における取出が第4回の取出となる。

この第4回取出の監視試験片の照射後試験結果と過去3回の照射後試験結果は次のとおりであり、圧力管の材料特性は設計範囲を満足しており、その健全性が確認されている。

- (1) 引張り強さは照射初期に約20~30%増加し、伸びはやや低下しているが、その後変化はない。
- (2) 破壊革性値は照射初期に低下しているが、照射が進むにつれて低下割合は小さくなっている、室温及び「ふげん」の運転温度である約300°Cでの革性値は、第3回取出以降むしろ増加傾向を示している。
- (3) 水素吸収量及び腐食量についても「ふげん」設計式に対して十分余裕を持っており、良好な結果を得ている。

第4回取出までの試験結果から、「ふげん」の圧力管の材料特性の変化は、設計において設定した制限値及び設計式に対して十分余裕をもって推移しており、今後長期間の運転を継続した場合においても、安全性に問題が生ずることはないと考えられる。

圧力管の健全性については、監視試験片以外に圧力管モニタリングによっても確認している。

このモニタリングの結果、圧力管のクリープ量の実測値は、設計評価式による予測値とよく一致していることが確認されている。

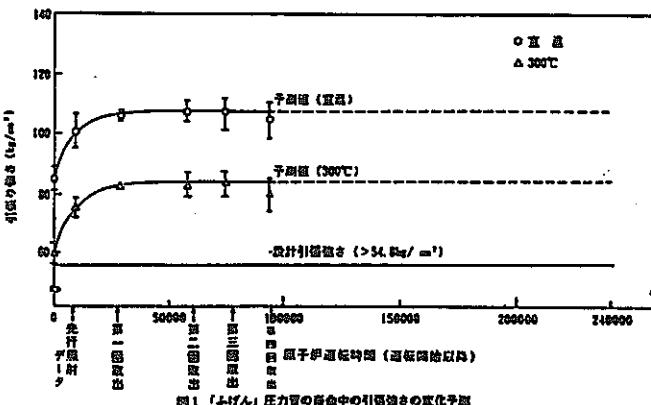


図1 「ふげん」圧力管の荷重中の引張り強さの変化予測

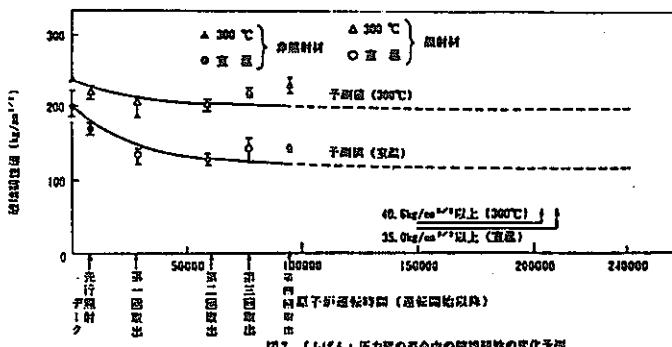


図2 「ふげん」圧力管の荷重中の破壊革性値の変化予測

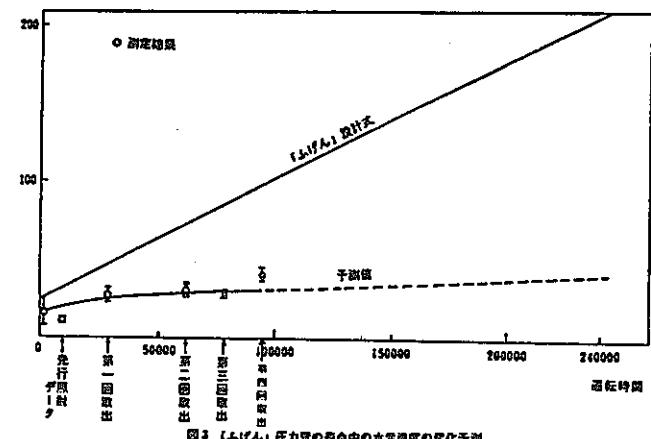


図3 「ふげん」圧力管の荷重中の水素吸収量の変化予測

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	「水炉の安全性に関する研究（新型転換炉）」			事業団管理番号 1-2
研究課題名 (Title)	アイソレーション管理システムの高度化 (Development of Isolation Support System)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画のみ新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 6 年度 ～ 平成 年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] ふげん発電所 保修課 Fugen P.S Maintenance Section</p> <p>[氏 名] 磯村 和利 Kazutoshi Isomura</p> <p>[連絡先] 〒914 福井県敦賀市明神町3 番地 Zip Code:914 3 Myojin-cyo, Tsuruga-shi, Fukui-ken, ☎ 0770-26-1221</p>			
キーワード	ふげん	アイソレーション	支援システム	ヒューマンエラー
key word	Fugen	isolation	support system	human error
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>総数 0 件</p> <p>（その他レポート等については研究成果欄参照）</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>「ふげん」の「アイソレーション管理システム」を現在までの運用経験を反映するとともに、最新の計算機技術を利用してシステムの高度化を進め、ヒューマンエラー防止、運転・保守の信頼性向上及びアイソレーション管理業務のより一層の合理化に資する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. アイソレーションの妥当性確認</p> <p>作業管理の一環として実施されるアイソレーション管理における人身事故、プラントの事故・故障を低減する目的として、アイソレーション管理内容の間違の有無を計算機システム内にて確認し、不具合の発生を未然に防止する機能の検討・開発を進める。</p> <p>ロ. アイソレーション計画・実施手順の自動化</p> <p>ヒューマンエラー防止及び業務の合理化に資するため、作業対象機器の選定や必要なアイソレーション計画、実施手順等を自動計画するシステムの検討・開発を進める。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>新型転換炉ふげん発電所</p>				

【成果の活用方法】

「アイソレーションの妥当性確認」、「アイソレーション計画・実施手順の自動化」等の検討・開発結果（機能）を、既存のアイソレーション管理支援システムに組み込みシステムの高度化を図って行く計画である。

【進捗状況】

イ. アイソレーションの妥当性確認

アイソレーションの妥当性確認手法の調査・検討及び確認の基となるデータベース構築の検討を計画したが、本年度は未実施である。

ロ. アイソレーション計画・実施手順の自動化

自動化に必要な機能の概念検討を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

本研究は「ふげん」の今後の運転計画により見直しを必要とする。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. アイソレーションの妥当性確認

アイソレーションの妥当性確認手法の調査・検討及び確認の基となるデータベース構築の検討を計画したが、本年度は未実施のため成果は無い。

ロ. アイソレーション計画・実施手順の自動化

アイソレーション計画・実施手順の自動化に必要な機能の検討を実施中である。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	水炉の安全性に関する研究			分類番号 1-3	
研究課題名 (Title)	「ふげん」のアクシデントマネージメント に関する研究 Study on Accident Management of the Fugen Nuclear power station		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 「ふげん」発電所 P S R グループ 〔氏 名〕 北端 琢也 〔連絡先〕 〒 914 福井県敦賀市明神町 3 番地 ☎ 0770-26-1221		PSR Group FUGEN NUCLEAR POWER STATION TAKUYA KITABATA ZIP CODE 914 3MYOJIN-CHO, TSURUGA-SHI, FUKUI, JAPAN TEL. +81 770-26-1221		
キーワード key word	アクシデントマ ネージメント AM	シビアアクシデ ント SA	確率論的安全評 価 PSA	緊急時操作手順 EOP	新型転換炉 ATR
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) M. Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA' 96, (1996), Parkcity, Utah 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】	新型転換炉の多重故障事故時の炉心損傷挙動及びソースターム挙動を評価する手法を整備する。また、「ふげん」で設計を越える事象が発生した場合に、炉心を冷却しつつ格納容器の健全性を確保するためのアクシデントマネージメントの検討を行い、代表事例についての評価を行うことにより、運転、保守等に反映する。				
【研究内容（概要）】	<p>イ. 事象推移評価手法に関する研究 シビアアクシデント時の炉心内熱水力挙動を評価できるようにするため、新型転換炉に特徴的な事象進展をする部分についての実験及び評価解析手法の開発・整備を行う。</p> <p>ロ. ソースターム解析手法に関する研究 国際協力により得られるデータを利用して、新型転換炉の燃料から放出されるソースターム挙動を評価する手法を整備する。</p> <p>ハ. アクシデントマネージメントの研究 イ、ロ及びPSAによって摘出されたアクシデントマネージメントとしての運転操作の変更や緩和設備の追加によって、事故進展挙動がどのように改善されるか、代表事例について評価を行う。フェーズIについては、「ふげん」を対象にして行ったレベル1 PSAを用いて、アクシデントマネージメントの改良を行う。フェーズIIについては、「ふげん」を対象にして行ったレベル2 PSAの結果及び事例評価の結果を用いて、アクシデントマネージメントの検討及び改良作業を行う。</p>				
【使用主要施設】	新型転換炉ふげん発電所（重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉 热出力557MW, 発電機出力165MW）				

【成果の活用方法】

新型転換炉「ふげん」発電所のシビアアクシデント研究及びPSAの結果から摘出されたアクシデントマネージメント策を出し、プラントの運転・保守へ反映させ、「ふげん」の合理的な安全性の向上に資する。

【進捗状況】**イ. 事象推移評価手法に関する研究**

輻射による崩壊熱除去特性実験、カランドリアタンク内蒸気爆発模擬実験及び溶融燃料の圧力管内における浸食実験を実施した。

ロ. ソースターム解析手法に関する研究

CONTAINコードによる国際標準問題解析、及びMOX燃料のFP放出試験解析を行った。

ハ. アクシデントマネージメントの研究

- (1) フェーズⅠ EOPにおける『格納容器制御』手順に関わる検討と手順に必要なプラント応答解析を実施した。
- (2) 「ふげん」EOPの訓練が可能な装置を開発するための基本設計を実施した。
- (3) PSA結果から設備変更も含めたAM策を摘出した。
- (4) シビアアクシデント総合評価コードを開発し、新型転換炉特有な事象を模擬できることを確認した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】**平成9年度：**

圧力管ジェットアタック試験、カランドリアタンク内蒸気爆発試験及びBTF107試験についてのFP挙動解析を行う。

PSA及びシビアアクシデント研究等の成果を基にEOPを整備し、教育及び訓練を実施する。

また、「ふげん」で開発したシビアアクシデント総合評価コードを活用し、レベル2 PSAにおけるソースターム評価、フェーズⅡ EOPの整備・運用を効率的に行う。さらに、平成7年度の停止時炉心損傷頻度評価をもとに停止時AM策の検討を行う。

平成10年度：

平成9年度に引き続きフェーズⅡ AM策の摘出・整備を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

イ. 事象推移評価手法に関する研究

(1) ATR 燃料の輻射による崩壊熱除去試験

平成 7 年度に実施した試験結果より、輻射率等のデータを解析コードに反映し、重水冷却系のみによる燃料冷却性についてより正確な解析が可能となった。⁽²⁾

(2) カランドリアタンク内蒸気爆発模擬実験

平成 7 年度に実施した 6 分の 1 スケールのカランドリアタンク内に火薬を用いて爆発させ、カランドリアタンクの健全性を評価する試験結果を AUTODYN コードを用いて解析により再現することができた。また、実規模の圧力管破断実験解析にこの手法を適用し、カランドリアタンク内に発生する衝撃的な圧力及びタンクの変形挙動について計算することができた。

(3) 模擬溶融燃料のカランドリア管熱浸食及びカランドリア構造物内挙動試験

平成 7 年度実施に実施した加圧された圧力管・カランドリア管体系における溶融燃料落下試験結果を解析し、構造物に及ぼす熱的影響について熱伝達率等のデータを得た。

ロ. ソースターム解析手法に関する研究

(1) CONTAIN コードを用いた国際標準問題(ISP-29)解析

国際標準問題は小口径破断事故模擬実験を解析し、実験結果及び他の評価者による解析結果を比較するものである。解析の結果、格納容器内圧上昇等に違いが見られ原因としては解析における初期条件として格納容器からの放熱等が実験の条件と異なるためと考えられる。

(2) MOX 燃料の FP 放出試験解析

BTF-107 試験（カナダ、チョークリバー研究所の Blowdown Test Facility で実施されたプローダウン試験）について RELAP-5 コードを用いて熱流動解析を行い、FP挙動解析のための熱流動に関する解析条件を得ることができた。

ハ. アクシデントマネージメントの研究

(1) 微候ベースの緊急時操作手順（EOP）の整備

フェーズ I EOP における炉心損傷前の格納容器制御手順としてレベル 1 PSA で摘出された事象のうち、格納容器内圧上昇、蒸気放出プール水温上昇にとって最も厳しいと考えられる以下の事象の解析及び評価を行い、その結果を運転操作に反映した。

①大 LOCA + 健全ループ蒸気ドラム逃し安全弁吹き止まり失敗（格納容器内圧上昇）

②両ループ蒸気ドラム逃し安全弁吹き止まり失敗（格納容器内圧上昇）

③過渡事象 + 両ループ RCIC 熱交換弁開放による減圧（HPCI、RCIC、RHR 故障）（SRP 水温上昇）

解析の結果、格納容器内圧上昇の解析について、設計基準を越えないことを確認した。フェーズ II EOP 作業として、先行炉における緊急時操作手順（フェーズ II EOP）の整備状況調査及びフェーズ II EOP を検討するための解析条件等の整備を行った。

(2) PSA 結果に基づいた AM 策の摘出

レベル 1 PSA 結果⁽¹⁾からフェーズ I AM 策として、① ECCS 軸冷却設備を自活冷却型に改造することによる ECCS ポンプの信頼性向上、② 自動重水ダンプ信号の拡張による ATWS 発生頻度の低減等の有効性を確認した。（図 1 参照）

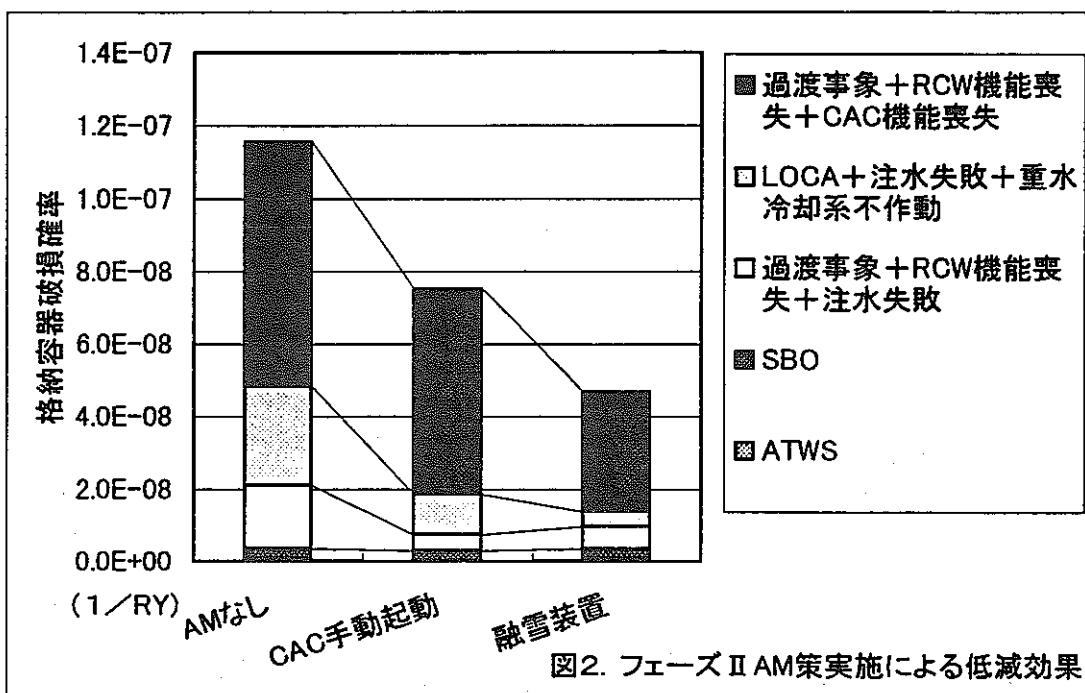
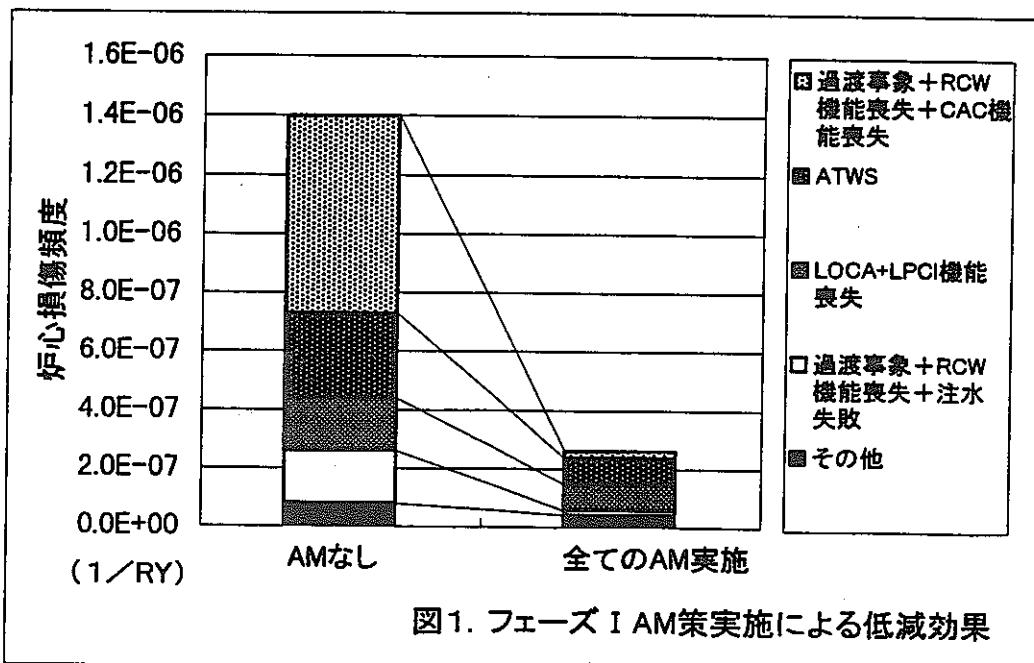
また、レベル 2 PSA 結果から格納容器破損確率において支配的な事故シーケンスである過渡事象発生時原子炉補機冷却系及び格納容器空気再循環系の同時故障による崩壊熱除去失敗に伴う冷却材及び重水の蒸発による格納容器加圧破損に対し、格納容器空気再循環系の手動起動、融雪装置による冷却が有效であることを確認した。（図 2 参照）

さらに、停止時 PSA 結果から「ふげん」における停止時炉心損傷頻度が最も高くなる一次系耐圧試験時の過加圧事象において隔離冷却系熱交換器バイパス弁自動開が有効であることを確認した。

(3) シビアアクシデント総合評価コードの開発

フェーズ II AM 策の評価用ツールとして炉心溶融から格納容器破損までを一貫して解析できる総合評価コードを開発した。従来のシビアアクシデント評価では、冷却材放出挙動、燃料温度挙動、溶融貫通挙動等の事象毎に別々のコードで解析を行っていたが、本コードは解析評価だけでなく、シビアアクシデントシミュレーターとして緊急時操作支援に貢献することができる。

【研究成果】



【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) H. Mochizuki, et al, "Heat Removal Characteristics from a 36-rod Fuel Bundle in a Tube by Radiative Heat Transfer during LOCAs without Emergency Coolant Injection", NURETH-8, (1997), Kyoto

【発表予定】

なし。

研究分野	水炉の安全性に関する研究（新型転換炉）			分類番号 事業団管理番号 2-1
研究課題名 (Title)	高燃焼時における燃料の健全性及びふるまいに関する研究 (Study on the Integrity and the Behavior of the Fuel under High Burn-up)	継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成8年度 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団 技術開発推進部 炉心・燃料設計室</p> <p>[氏 名] 林 秀行</p> <p>[連絡先] 〒319-11 茨城県東海村村松4-33 ☎029-282-1111</p>			H. Hayashi Nuclear Fuel Design Section Technology Development Coordination Division Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation Tokai, Ibaraki, 319-11, Japan Tel:029-282-1111
キーワード key word	ATR「ふげん」 ATR "Fugen"	MOX燃料 MOX fuel	高燃焼度燃料 high burn-up fuel	54本型燃料集合体 54 fuel rods assembly
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>1) S.Uematsu, 1997 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, 'Development of High Burn-up MOX fuel for ATR', ANS Topical Meeting(March 2-6, 1997) 総数 2件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】 高燃焼時の新型転換炉MOX燃料の健全性を確認するとともに、そのふるまいを解明することにより、新型転換炉における高燃焼度MOX燃料利用技術を確立する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 「ふげん」での高燃焼度燃料照射試験 高燃焼度MOX燃料集合体を「ふげん」に装荷し、集合体燃焼度約20GWd/t、約40GWd/t及び約55GWd/tまでの照射試験を実施して、高燃焼度MOX燃料の特性及び健全性の確認を行う。</p> <p>ロ. 燃料挙動解析コードの整備 高燃焼時におけるMOX燃料のFPガス放出及びPCMI（ペレット-被覆管機械的相互作用）等を評価できる燃料挙動解析コードを整備し、照射後試験データによりコードの妥当性を確認する。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATR原型炉「ふげん」 ・ 大洗工学センター 燃料・材料開発部(FMF) 				

【成果の活用方法】

熱中性子炉用MOX燃料の経済性の向上を図るために、「ふげん」炉においては、軽水炉と比肩しうる高燃焼度MOX燃料の開発を進めている。本研究では、54本クラスタ型の高燃焼度燃料を「ふげん」に装荷して照射し、熱中性子炉用MOX燃料の高燃焼度領域における挙動を把握するとともに、集合体規模での高燃焼度における健全性について実証することである。本燃料の基本的な設計の考え方及び燃料設計手法は、今後の軽水炉におけるMOX燃料設計へ反映できる。

【進捗状況】

イ. 「ふげん」照射用54本燃料集合体（集合体最高燃焼度50,000Mwd/t）を開発した。本燃料の設計上の主な特徴は、従来の28本型（20,000Mwd/t）及び36本型（40,000Mwd/t）燃料に比べ更に燃料棒の細径化及び多数本化を行ったこと、また、燃料集合体の中央に太径のスペーサ支持管を配置する構造としたことである。

平成8年度からの本研究においては、現在までに得られている模擬燃料集合体を用いた各種炉外試験（限界熱流束、耐久特性、流動特性、強度、耐震、振動）及び原子炉内照射中における炉心・燃料設計計算結果を基に、安全設計の観点から「ふげん」照射における燃料の健全性を確認した。

ロ. 一方、本燃料（高燃焼度燃料）の燃料設計評価方法においては、軽水炉の設計評価方法の動向も踏まえ、これまでのATR燃料に適用してきた決定論的燃料設計手法を変更し、統計的燃料設計手法を採用することとした。燃料設計には種々の設計コードを使用しており、その中心となる燃料棒照射挙動解析コード「FEMA XI-ATR」を開発した。本コードは照射中における熱的・機械的挙動を精度良く予測するためにMOX燃料特有の燃料物性モデル及び照射挙動モデルを組み込んでおり、「ふげん」実測データを含めた種々の照射試験データ（燃料温度、FPガス放出率等）を用いて検証を行った結果、実測値と計算値は良い一致を示した。

以上に示した炉心・燃料設計及び新燃料設計手法を基にして「ふげん」照射用54本燃料集合体の設置変更許可申請に係わる安全審査の準備を完了した。

【今後の予定】

平成9年7月30日の科学技術庁の動燃改革検討委員会の最終報告書により「ふげん」は、適切な過渡期間をおいて運転を停止することとなったため、照射用54本燃料集合体の「ふげん」照射試験計画は中止せざるを得ない事となった。したがって、平成9年度に、現在までの研究のまとめを行い、平成10年度からの本研究は中止するものとする。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

1. 高燃焼度MOX燃料集合体の設計

照射用54本燃料集合体は、今までの燃料製造実績、「ふげん」における照射実績、各種炉外試験、軽水炉MOX燃料仕様及び炉心・燃料設計計算結果を基に設計されたものであり、詳細な安全評価（燃料温度、燃料棒内圧、被覆管応力、熱水力特性等）により、本燃料の照射中（集合体最高燃焼度55,000MWd/t）における燃料の健全性を確認した。

本燃料集合体の構造図を図1に示す。また、燃料中心溶融評価結果を図2に示す。

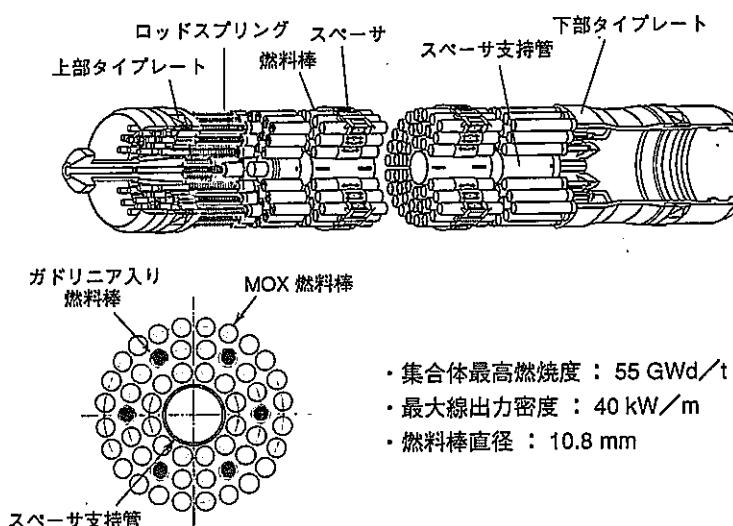


図1 54本型燃料集合体構造図

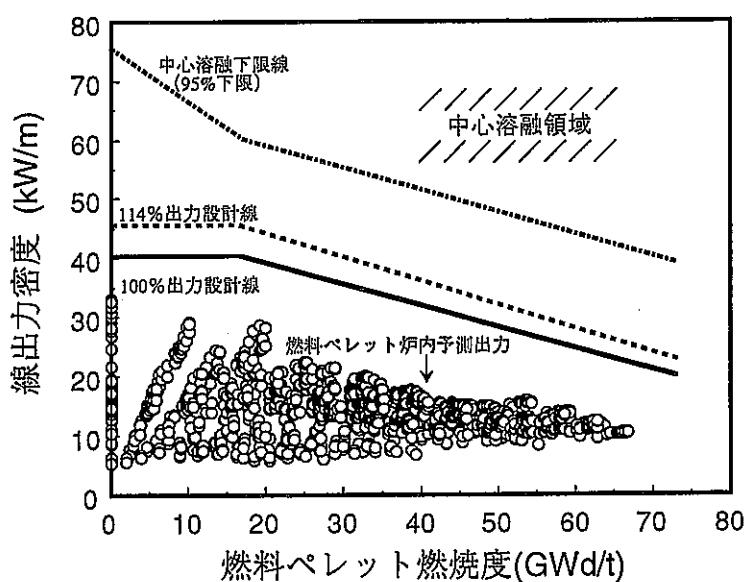


図2 燃料ペレット中心溶融開始出力評価結果

2. 高燃焼度MOX燃料の設計手法の開発（設計コードの開発）

統計的評価手法を採用したATR燃料の燃料設計においては、MOX燃料要素の熱的・機械的挙動を精度良く予測する必要がある。「FEMAXI-ATR」コードは、MOX燃料要素の照射挙動を解析できるように理論的データ及び「ふげん」等の照射試験データを基にMOX燃料特有の燃料物性モデル及び燃料照射挙動モデルを組み込んでいる。図3に物性モデルの例としてFPガス放出モデルを示す。また、本コードは種々の実測データにより要素燃焼度約60Gwd/tの範囲まで検証されており、実測値とコードによる計算値は良い一致を示した。図4に燃料棒内圧の検証結果例を示す。また、表1に本コードの検証データベースを示す。

表1 FEMAXI-ATRコードの検証データの内訳

検証項目	燃料要素本数	データ範囲				データベース
		ギャップ (mm)	ペレット 密度 および Pu富化度	He封入圧 (kg/cm ² ·s)	要素平均 燃焼度 (Gwd/t)	
燃料中心 温度	5	0.18 ~ 0.31	93~95 (%T.D.) 4.5~7.6 (wt%)	1.0 ~ 2.96	≤45	≤41 (熱電対 位置)
FPガス 放出率	77	0.09 ~ 0.33	92~96 (%T.D.) 0.7~9.6 (wt%)	1.0 ~ 21.0	≤62	≤55
燃料要素 内圧	69	0.09 ~ 0.33	92~96 (%T.D.) 0.7~9.6 (wt%)	1.0 ~ 21.0	≤62	≤55
Heガス 量	53	0.12 ~ 0.33	92~96 (%T.D.) 0.7~9.6 (wt%)	1.0 ~ 21.0	≤62	≤55
燃料被覆 管外径変 化	40	0.09 ~ 0.30	92~96 (%T.D.) 0.7~3.3 (wt%)	1.0 ~ 21.0	≤56	≤55

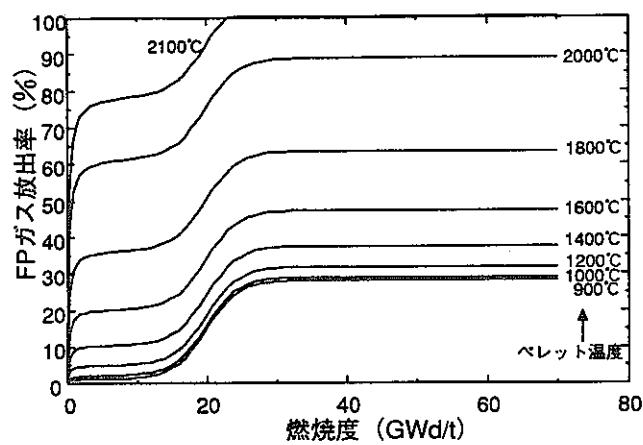
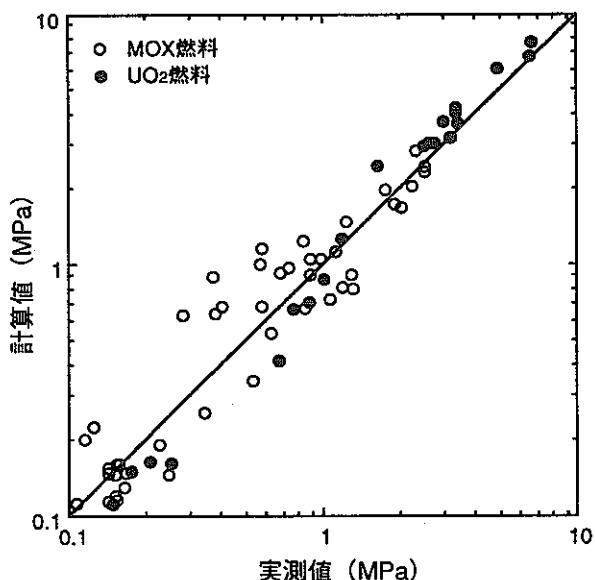
図3 FPガス放出率の温度依存性
及び燃焼度依存性

図4 燃料要素内圧の実測値と計算値の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

2) 小貫徳彦ら 日本国際原子力学会1996年秋の大会(E60) 热中性子炉用MOX燃料棒照射挙動解析コード「FEMAXI-ATR」の過渡時の検証

【発表予定】なし

研究分野	水炉の安全性に関する研究（新型転換炉）		分類番号 事業団管理番号 2-2
研究課題名 (Title)	反応度事故条件下における照射済MOX燃料の破損挙動に関する研究 (Research on Failure Behavior of Irradiated MOX Fuels under Reactivity-initiated Accident Condition)	継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成3年度 平成11年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 動力炉・核燃料開発事業団 技術開発推進部 炉心・燃料設計室</p> <p>【氏 名】 林 秀行</p> <p>【連絡先】 〒319-11 茨城県東海村村松4-33 ☎029-282-1111</p> <p>H. Hayashi Nuclear Fuel Design Section Technology Development Coordination Division Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation Tokai, Ibaraki, 319-11, Japan Tel:029-282-1111</p>		
キーワード	反応度事故	MOX燃料	破損挙動
key word	reactivity-initiated accident	MOX fuel	failure behavior
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：NSRRによるATR 照射済混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究（日本原子力研究所）</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>		
主要レポート名等	<p>1)菊池圭一, 笹島栄夫ら 原子力学会1997年春の年会要旨集 NSRRにおける照射済ATR MOX燃料のパルス照射試験(1)-試験計画-</p> <p style="text-align: right;">総数 2件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>		
<p>【研究目的】 燃焼の進んだMOX燃料の反応度事故条件下における破損挙動を実験的に解明することにより、安全基準等の整備に資する。</p>			
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 照射済新型転換炉MOX燃料を供試燃料とし、NSRRを用いて反応度事故を模擬したパルス出力での照射試験を行い、燃焼度が進んだ新型転換炉MOX燃料の燃料破損しきい値の評価、燃料破損形態・破損機構の解明及び照射済軽水炉UO₂燃料との比較検討を行う。 なお、本研究は原研との共同研究（「NSRRによるATR 照射済混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究」）として進めている。</p>			
<p>【使用主要施設】 原子炉安全性研究炉（NSRR）：濃縮ウラン燃料水素化ジルコニウム減速非均質型原子炉で、工学的安全性を研究するために設置された原子炉。原子炉出力：最大130MW・S(单一パルス運転時) 投入発熱量：最大200cal/g MOX。初臨界日は、昭和50年 6月30日。</p>			

【成果の活用方法】

照射済MOX燃料の反応度事故条件下における破損しきい値、破損挙動を調べ、既に得られている未照射MOX燃料及び照射済軽水炉UO₂燃料のデータと併せて比較検討を行うことにより、MOX燃料の反応度事故に関する安全基準の整備に資する。

【進捗状況】

1. 目標発熱量及び照射後試験項目等について検討し、試験計画を決定した（平成3年度に終了）。投入可能な発熱量が、残存フィッサイル量から最大約170cal/g MOXであること、及び、照射済軽水炉UO₂燃料の破損しきい値が、燃焼度20GWd/tにおいて約150cal/gUO₂程度であると考えられることから、目標発熱量を100cal/gMOX、120cal/gMOX、150cal/gMOXと3段階に上げて行くこととした。

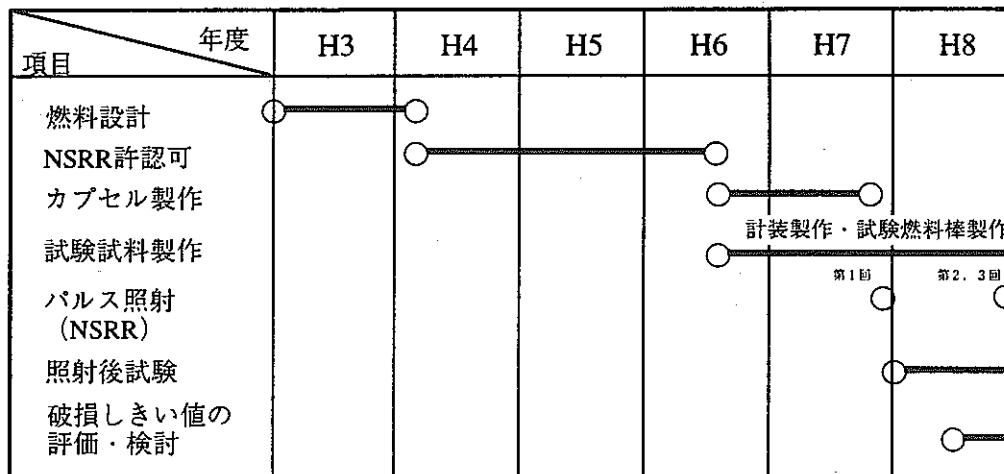
NSRRにおいてパルス照射試験を行う試験燃料棒の諸仕様、照射カプセルの諸仕様について、検討し決定した（平成4年度に終了）。

照射カプセルについては、仕様の検討及び製作を実施した（平成7年度に終了）。

なお、本パルス照射試験をNSRRで実施するため、NSRRの設置変更許可申請及び照射カプセルの設工認申請を行い、それぞれ許可及び認可を取得した（平成6年度に終了）。照射カプセル（外カプセル及び内カプセル）については、科技庁の使用前検査を受験し合格した（平成7年度に終了）。また、NSRRにおいて第1回のパルス照射試験を実施し、目標発熱量である100cal/gMOXを達成したと推定されている（予備解析値）がこの条件下で燃料破損の無いことを確認した（平成7年度に終了）。

本年度は、試験燃料棒及び試験燃料棒に取り付ける燃料棒内圧計や被覆管温度計等の計装機器の製作を行った。また、第2、3回のパルス照射試験を実施し、それぞれ、目標発熱量である120cal/gMOX、150 cal/gMOXを達成したと推定されている（予備解析値）が、この条件下で燃料破損の無いことを確認した。現在、これらの試験燃料棒のパルス照射後の各種検査を実施し、照射挙動を解析・評価するためのデータ採取を行っている。これまで、第1回のパルス照射試験燃料棒のPIE結果の一部が入手されており、被覆管外形変化等燃料棒に変形は生じておらず、追加FPガス放出率も約17%程度（予備解析値）であることを確認した。

なお、NSRRにおいてパルス照射試験に供された試験燃料棒を原研東海から動燃大洗へ輸送するための輸送容器の設計変更申請に先立ち、熱解析及び遮蔽解析等の安全解析を実施し（平成7年度に終了）、輸送容器の設計変更申請を行った。



【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- ・隨時、試験燃料棒を製作し、NSRRにおけるパルス照射試験を実施する。
- ・パルス照射後に、燃料破損しきい値の評価、燃料破損形態・破損機構の解明をするための各種照射後試験を実施する。
- ・炉内計装データ及び各種照射後試験データを基に、燃料破損しきい値、燃料破損形態及び破損機構を評価・検討する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

1. 試験燃料製作

試験燃料棒に関しては、渦電流探傷試験やアスキャニング等の非破壊試験を実施し異常が無いことを確認した後、短尺化加工して製作した。燃料スタック長さは、遮蔽解析の結果、NSRR施設の放射線強度の制限から、取り扱える燃料ペレット個数の上限は9個であることから、約120mmと決定した。また、燃料棒内の封入ガス組成は、燃料-被覆管ギャップ熱伝達率の観点から、定常照射後の燃料棒内ガス組成を模擬することとしたが、ガス組成分析の結果、燃料-被覆管ギャップ熱伝達率に影響を与えるFPガスの割合が初期封入及び生成したHeガスに対し2%以下であること、及び燃料棒内圧が初期封入内圧と大差がないことから、純Heガスを0.3MPa封入することとした。パルス照射試験時の燃料挙動データを取得するため、燃料棒内圧計・燃料棒伸び計・被覆管温度計等の計装機器を製作し、試験燃料棒に取り付けた。図1に試験燃料棒の概略図を示す。

2. パルス照射試験

第2回及び第3回のパルス照射試験に先立ち、パルス照射試験前後の燃料棒形状変化等、燃料棒破損挙動を検討するため、パルス照射試験前の試験燃料棒諸データ（燃料棒外径プロファイル、X線透過試験、渦電流探傷試験等）の採取を実施した。

NSRRにおいて第2回及び第3回のパルス照射試験を実施した。図2に代表例として、発熱量150cal/gMOXを投入した時の出力の経時変化を示す。図2に示すような出力の経時変化から、発熱量は120及び150cal/gMOX程度と推定され、この条件下で燃料破損の無いことを確認した。今回試験を実施した試験燃料棒は、ライナーなしZry-2被覆管燃料棒であり、燃料棒平均燃焼度は約21.0GWD/tである。燃料棒に取付けた炉内計装から、今回の反応度投入による燃料状態の変化は、発熱量150cal/gMOXの時が最大であり、被覆管温度約690°C、被覆管軸方向伸び約0.34mm、燃料スタック伸び約1.8mm、燃料棒内圧上昇約1.9MPa冷却水温度上昇約35°C程度であることを確認した。これらの計装データの内、図3に被覆管軸方向伸びデータを示す。図4にピーク燃料エンタルピと被覆管伸びの関係を、軽水炉UO₂燃料と比較して示す。今回の反応度投入による被覆管伸び量は、PWR及びBWR UO₂燃料と比較して低い値となっている。これは、本パルス照射試験燃料にペレット-被覆管ギャップ(P/Cギャップ)が存在しているのに対し、PWR UO₂燃料では、外圧により被覆管がクリープ変形し、P/Cギャップが完全に閉塞していること、BWR UO₂燃料では初期P/Cギャップが本パルス照射試験燃料より狭いために、試験前のP/Cギャップが狭かったことが影響しているものと考えられる。なお、図5に今回の試験データを他のUO₂燃料等のパルス照射試験データと比較して示す。今後更に、3回のパルス照射試験を実施し、最終的な発熱量を170cal/gMOX程度まで上昇させて、反応度投入時の燃料挙動や燃料破損しきい値のデータを取得する予定である。

なお、パルス照射試験後の試験燃料棒は、動燃大洗のPIE施設で照射後試験を実施する計画であり、原研東海-動燃大洗間を輸送される。このため、輸送容器の設計変更申請を予定しており、輸送容器の熱及び遮蔽解析等の安全解析を実施し、輸送容器の設計変更申請を行った。

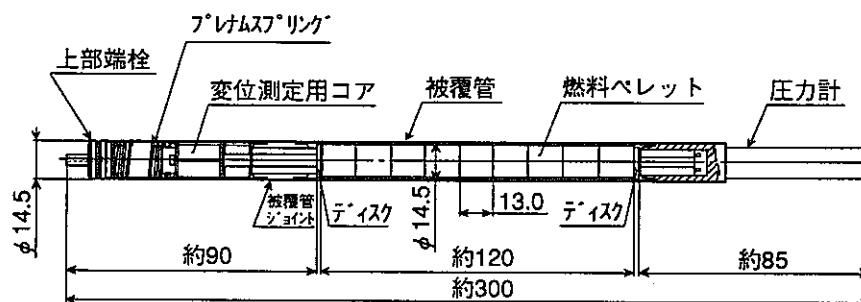


図1 試験燃料棒概略図

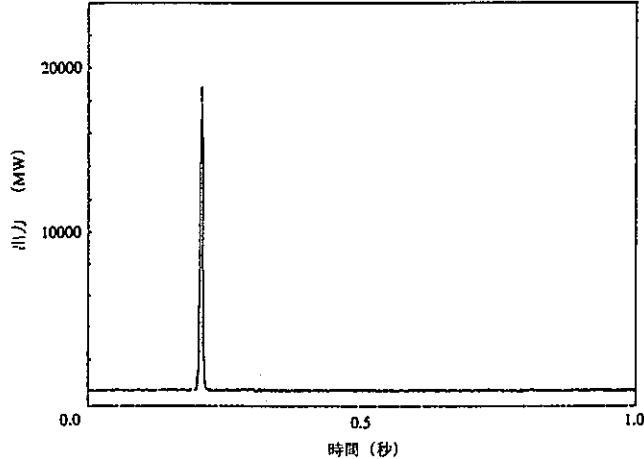


図2 反応度投入時の出力の経時変化

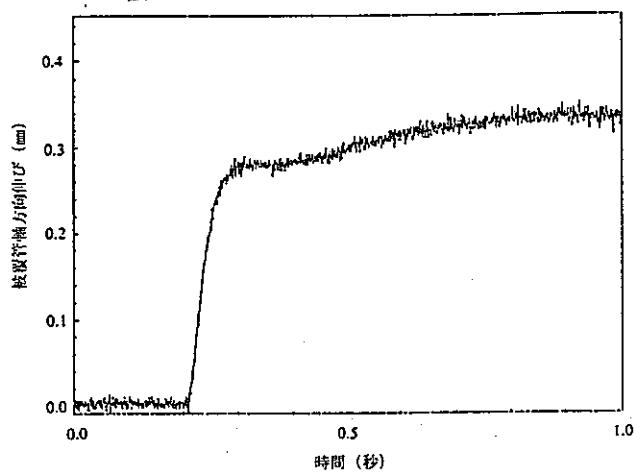


図3 反応度投入時の被覆管軸方向伸びの経時変化

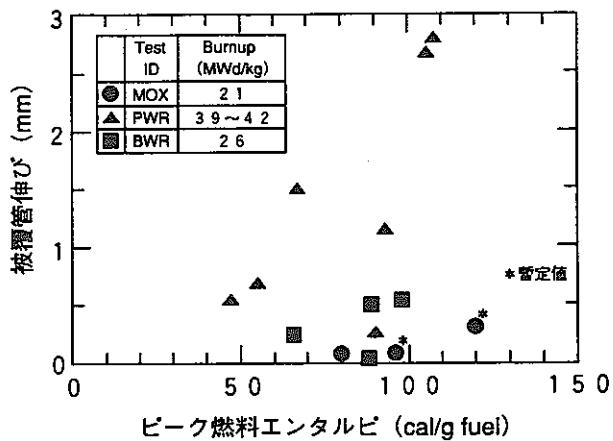


図4 ピーク燃料エンタルピと被覆管伸びの関係

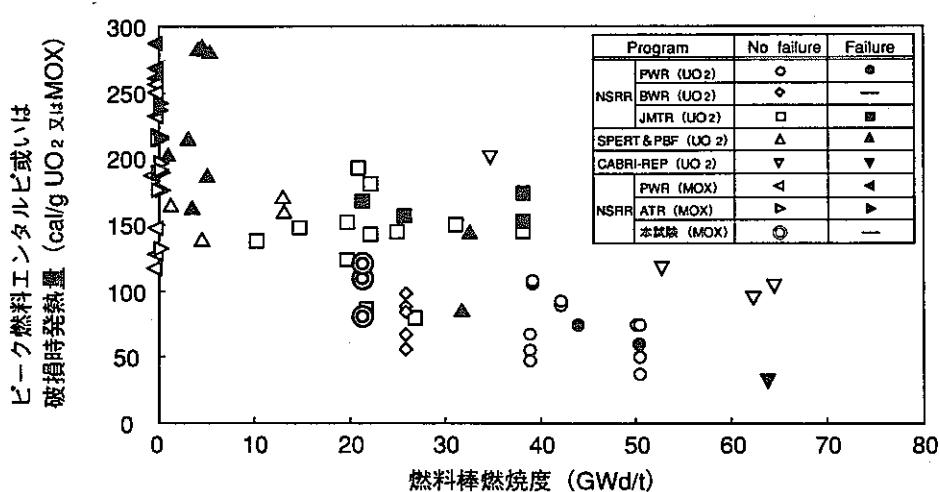


図5 照射済燃料の破損発生に及ぼす燃焼度の影響

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- 2) 笹島栄夫、菊池圭一ら「NSRRにおける照射済ATR MOX 燃料のパルス照射試験(2)パルス照射試験及び照射後試験」、日本原子力学会1997年春の年会要旨集H62, P425, 1997

【発表予定】
なし

高速増殖炉分野

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				事業団管理番号 1-1
研究課題名 (Title)	運転・保守支援システム開発に関する研究 (Development of Operation and Maintenance Assistant System)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター O-arai Engineering Center 実験炉部原子炉第一課 Experimental Reactor Division Operation Section</p> <p>[氏 名] 大久保 利行 Toshiyuki Okubo</p> <p>[連絡先] 〒331-15 4002 Narita, Oarai-machi, 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 Ibaraki-ken, 311-15 JAPAN ☎ 029-267-4141(内線2640) (Tel. 029-267-4141)</p>				
キーワード	異常時運転支援システム	運転管理システム	データ処理装置	機器異常監視システム	高速炉機器信頼性データベース
key word	JOYCAT	JOYPET	JOYDAS	MEDUSA	CORDS
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p style="text-align: right;">総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>「常陽」を対象とし原子炉プラント異常時における運転操作支援システム及び保守作業や運転工程を管理する運転管理支援システムについての高度化を図るとともに、保守実績データベース拡充し、その分析結果を基に保守管理基準の見直しと保守管理手法を構築・整備することによって保守管理の高度化を図り、高速炉プラントの運転信頼性の向上と稼働率向上に資する。</p> <p>また、PSA研究に供するための信頼性データの収集・整備(CORDS)を行う。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>異常時運転支援システム (JOYCAT)、運転管理システム (JOYPET) 及びデータ処理装置 (JOYDAS)について実機運用データの蓄積を通してシステムの高度化を図る。</p> <p>また、設備・機器に関する保守データの収集を拡充し、それを多角的に評価・検討することによって「常陽」の保守管理基準を整備するとともに、設備・機器の異常や故障モードの分類を行い、それに応じた設備診断方式を検討・調査し、その選択基準を策定する。併せて、これに関する診断システムの開発、並びに保守管理手法の整備を行う。</p> <p>これと並行して PSA研究に供するための機器信頼性データの収集・整備を行う。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>高速実験炉 「常陽」</p>					

【成果の活用方法】

運転支援システムとして開発したJOYCAT、JOYPET及びJOYDASを活用し、プラント異常時における措置操作とプラント状態監視に係る運転支援、並びに運転管理業務に係る支援を行い、ヒューマンエラーの防止に資する。

また、保守支援システムの開発については、得られた成果を保守管理手法の構築と予防保全基準の策定に資し、高速炉プラントの運転信頼性の向上と稼働率の向上に反映するとともに、機器信頼性データを収集・整備して高速炉のPSA研究に資する。

なお、本研究から得られた成果は、「もんじゅ」の運転、保守に反映する。

【進捗状況】

運転支援システムとして既に実機運用に供しているJOYCAT、JOYPETについては、第11回定期点検及び第30サイクル定格運転における実機運用データを新たに取得しデータベース化した。また、JOYDASについては、プラント監視機能やプラント特性試験の支援機能、並びにプラント状態予測機能などを充実させたシステムへの更新を進めており、平成10年度よりこれらの機能を盛り込んだプラント状態監視を運用する予定である。

保守支援システムについては、機器異常監視システム（MEDUSA）について予熱窒素ガス系と非常用ディーゼル発電機設備を新たに監視対象設備として追加整備し、プラント設備・機器の予防保全診断システムの開発に向けたシステムの拡充を図った。また、保守データのデータベース化については、これまで蓄積してきた約3,300件の保守情報を整理し活用した。この他、信頼性データベースの収集・整備では1995年度の信頼性データをCORDSに提供した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

運転支援システムについては、実機での運用を継続してデータベースを拡充し、これらのデータを基にシステムの高度化を図り、後続炉における運転支援システムに反映させる。

保守支援システムについては、MEDUSAの本格的実機運用を開始して運用データを蓄積するとともに、更に監視対象の拡充を進める。また、設備・機器に関する保守データの拡充を継続して進め「常陽」の保守管理基準の整備に反映させる他、PSA研究に供するための機器信頼性データの収集・整備を継続して実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

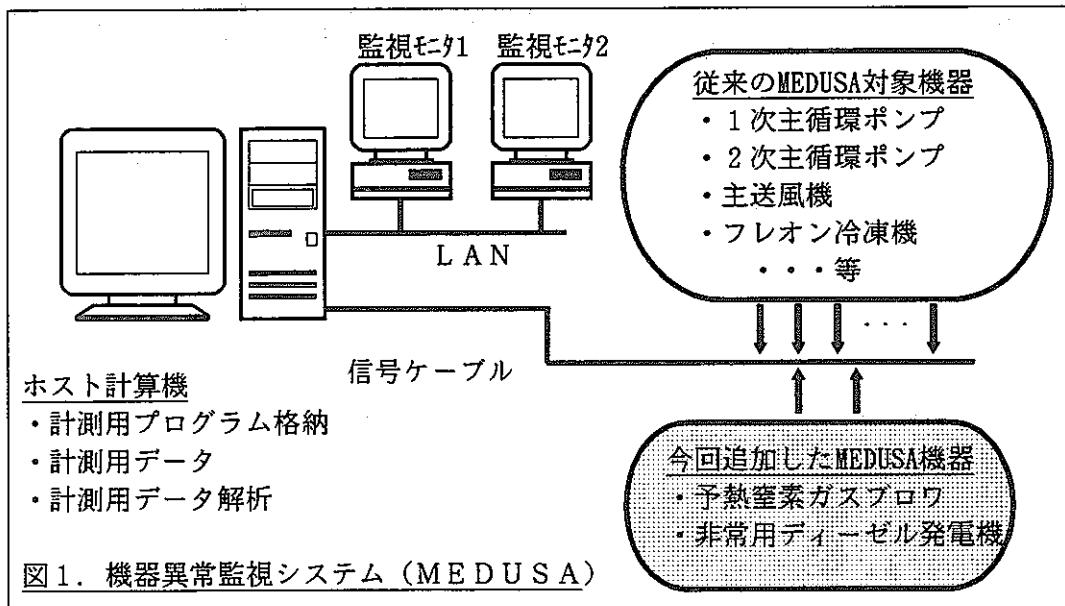
JOYCATについては、第30サイクル定格運転における実機運用データを新たに取得し、データベースに追加整備した。JOYPETに関しては、第11回定期点検における運転管理業務を主とした実機運用データを新たに蓄積し、特に昨年度開発を終了した「作業可否判定機能」についてデータベースの拡充を図ることができた。また、JOYDASについては、プラント監視機能やプラント特性試験支援機能、並びにプラント状態予測機能を充実させたシステム更新を進めており、これまでに得られたシステムの運用経験を整備してJOYDASの製作設計に反映させた。

保守支援システムについては、MEDUSAについて、原子炉容器等を予熱保持する予熱窒素ガス系プロアの増速機及びモータ並びに非常用ディーゼル発電機設備のディーゼル機関、過給機及び発電機を新たに監視対象機器として追加し、予防保全対象機器の拡充を図った。これにより、「常陽」における設備機器の異常兆候を早期に検出し、より着実なプラントの予防保全活動を展開することができた。なお、今回の追加整備により監視対象は28設備となり、監視点は約280点となった（図1参照）。

また、MEDUSAの可搬型として開発した簡易型異常監視システムについては、オフラインでの振動データ解析と整備を継続している。

設備機器全般の故障に係る保守データに関しては、120件を新たにデータベースに登録し、累積データ数は約3,300件に達した。現在、データの分析・評価作業を継続して進める一方で、これまでに得られたデータを保守情報として活用している。

高速炉機器信頼性データベース(CORDS)では、今年度はPhase XVI(1995年度)として、機器の仕様及び設計情報等からなる工学データ152件と、故障モード、故障原因情報等からなる故障データ11件と、機器の運転時間及び原子炉施設の稼働率等からなる運転データ4件を提供した。1975年度から1995年度までの機器設置時間の累積値は 7.61×10^8 機器・時間となり、工学データの累積数は5,155件、故障データは409件となった。これらのデータはPSA研究、安全設計評価方針の検討等に活用される。



【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

動燃技報 (No. 104)

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			事業団管理番号 1-2
研究課題名 (Title)	「もんじゅ」の運転保守支援システム開発に関する研究 Development of Operation and Maintenance Support System		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術開発部ガバ制御工学室 〔氏 名〕 遠藤 昭 〔連絡先〕 ☎919-12 福井県敦賀市白木2-1 ☎(0770)39-1031		Advanced Control Engineering Section Technology Development Division Monju Construction Office AKIRA ENDOU 2-1, Shiraki, Tsuruga Fukui, ☎919-12 JAPAN ☎(0770)39-1031	
キーワード key word	もんじゅ MONJU	運転信頼性 operational reliability	原子炉運転・保守 reactor operation and maintenance	データベース data base
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
<p>【研究目的】 FBRプラントの運転員及び保守員が運転保守業務の遂行において必要とする情報をタイムリーに与えて、運転員及び保守員の意志決定を支援することにより、FBR運転の信頼性及び安全性の向上を図る。</p>				
<p>【研究内容（概要）】 FBRプラントの運転・保守において運転員及び保守員が必要とする情報の種類、質、量等を同定し、それらを運転員及び保守員に理解しやすい形態で与える方策を研究し、観測可能な信号から必要な情報を生成し提示する技術、及び意志決定支援技術を開発する。その結果に基づいて運転保守支援システムを試作し、シミュレータ等を用いて評価する。</p>				
<p>【使用主要施設】 高速増殖原型炉 もんじゅ</p>				

【成果の活用方法】

本研究の成果は、もんじゅの運転・保守支援システムの構築に反映するとともに運転信頼性、安全性の向上に資するものである。また、本成果は、FBRプラントの運転・保守支援システム技術として、実証炉以降のFBR開発の基本技術となるものである。

【進捗状況】

平成8年度より本研究を開始した。本年度は、運転・保守業務の管理・運用方法の分析、「常陽」及び「もんじゅ」の運転経験、試運転結果を分析し情報の種類の抽出を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 平成9～10年度：運転員、保守員の思考過程分析に基づき、平成8年度同定した情報の提示方法に関する技術開発を行う。
- ロ. 平成10～11年度：運転員、保守員の思考過程、意志決定過程を分析し、意志決定支援に供する情報の加工、提示方法の策定、システム化検討を実施する。
- ハ. 平成12年度：前年度までの情報提示、意志決定支援技術開発に基づきプロトタイプ支援システムの試作、機能評価を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

大規模複雑システムの代表である原子炉プラントは、膨大な設備機器を有しており、プラントの運転及び設備機器の保守・点検をより安全に信頼性を高めて実施するには、この膨大な設備の機器仕様、運転・保守履歴等の情報や運転操作に必要な情報をデータベース化し運転員、保守員が必要とする時にはいつでも、それらを彼らの思考にマッチングした形で迅速に提示することが要求されている。この要件を実現するために、今年度は、運転員、保守員が必要とする情報について検討を行った。

(1) 検討の方法

検討にあたっては、プラントで必要とされる支援機能の検討、運転・保守業務の管理・運用方法の分析、「常陽」及び「もんじゅ」の運転経験、試運転結果を分析し、情報の種類の抽出を行った。また、抽出した情報について、情報のソース、内容、量等について検討した。

(2) 検討の結果

① プラント運用管理及び保守管理に必要な情報

プラント運用管理及び保守管理に必要とされる情報及びそれを用いた支援機能を図1に示す。

以下に図1に示した主要情報について説明する。

イ. 図面情報データ

図面情報として配管系統図（約350枚）、機器配置図（約80枚）、単線結線図（約300枚）を選定した。これらの情報は、単一情報としても重要なものであるが他の各種情報のインターフェース、リンクエージにも必要となる情報である。

ロ. 機器データ

設備情報の基本となる機器に関するデータとして、機器仕様、予備品、設定値の機器データ（約30,000機器）を選定した。

ハ. 運転保守履歴データ

運転保守関連の情報として作業票（約1,000件／年）、保修票（約150件／年）、点検結果、運転日誌（1件／日）、運転データ、機器動作記録等の情報を選定した。

二. 作業管理データ

作業に係わる情報として試験・点検条件、工程情報、試験情報等を選定した。

ホ. プラント操作データ

プラント操作に係わる情報として隔離操作データ、隔離ルール情報を選定した。

② 運転操作に必要な情報

以上その他に、運転員が運転操作を実施する際に参考としている、あるいは知りたいと考えている情報について検討し、以下を抽出した。

- ・警報設定値
- ・運転基準値、制限値
- ・過去の運転経験（類似事象における対応操作の成功例、失敗例）
- ・プロセス変数間の相関（含ダイナミック相関）
- ・操作感度
- ・臨時運転制限（通常と異なるプラント運用が必要なとき）
- ・保修依頼発行状況
- ・プラント隔離状態
- ・運転マニュアル、手順等記憶に頼る部分の呈示

上記で抽出した情報については、その情報の内容について分析、検討を行った。以下に機器情報を例にその結果について記載する。

機器情報は、単一情報としても有用であるが、機器の運転状況、保守履歴、点検結果等多数の情報と連携、関連することから、これらとの関連づけも考慮しデータの内容を検討した。データは、機器共通の内容と機器別にその特有事項として必要となるデータに区分しデータの内容を検討している。

【研究成果】

(3) 考察

今年度実施した運転・保守に関する業務、運用方法の分析、これまでのプラント運転経験に基づく情報の同定により、プラントで必要となる情報を抽出、選定することができた。また、選定した各情報を検討し、情報の内容、情報量、情報ソースを明らかにすることが出来た。

これらの結果は、次年度以降計画している情報の提示技術、意志決定支援技術の基本データベース、基本ソースとして、活用していく。

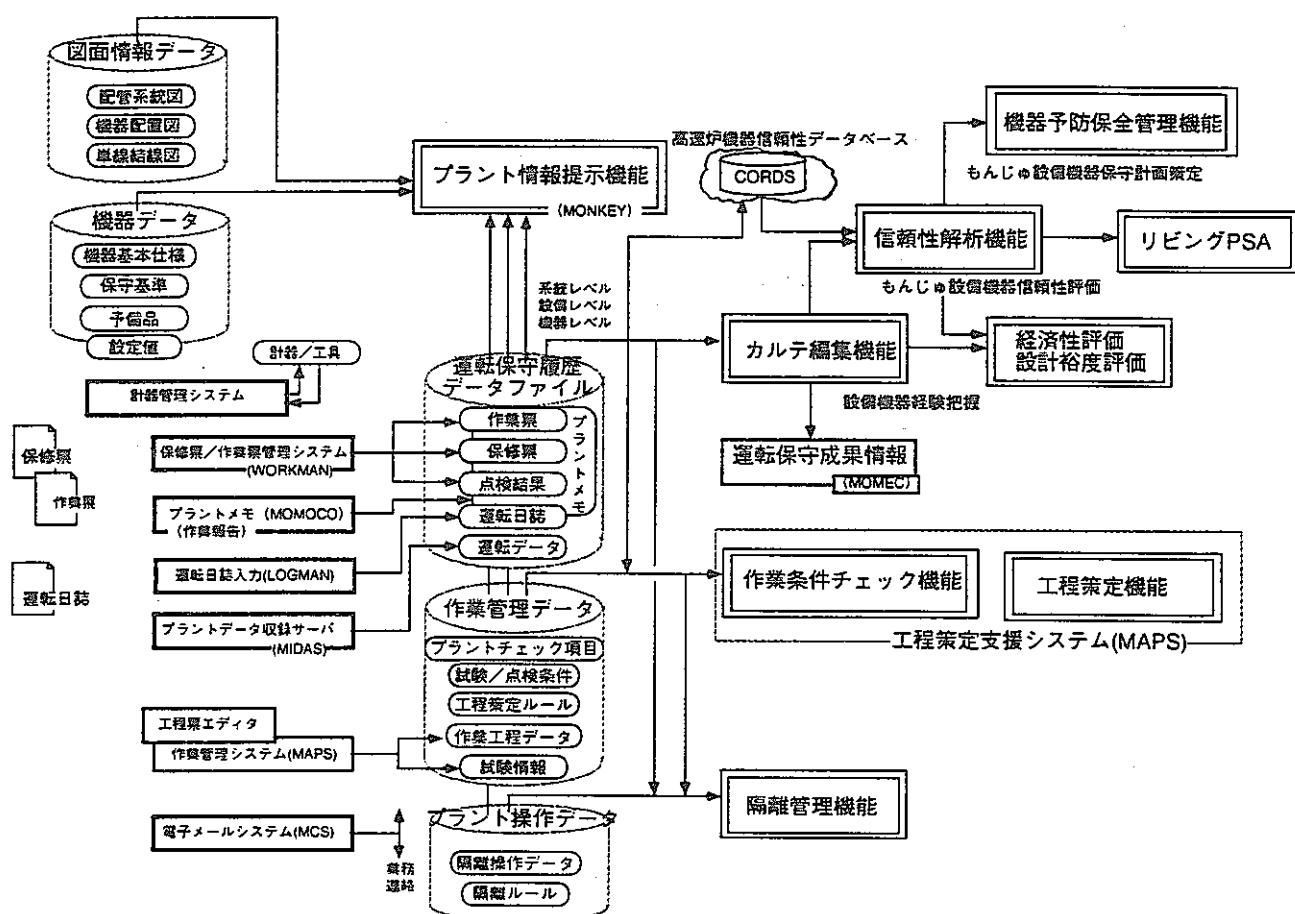


図1. プラント運用管理、保守管理に必要な情報と管理機能

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			事業団管理番号 1-3	
研究課題名 (Title)	教育訓練支援システムの開発研究と訓練データの収集・分析に関する研究 (Development of an Education Support System and Research for Collection, Analysis Methods of the Training Data)		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第一課</p> <p>[氏 名] 井上 和彦 [連絡先] ⑨19-12 福井県敦賀市白木2丁目1番地 ☎ 0770-39-1031</p> <p>Monju Construction Office Operations Engineering Section Kazuhiko Inoue ⑨19-12 2-1, Shiraki, Tsuruga, Fukui</p>				
キーワード	教育	訓練データ	可視化	緊急	シミュレータ
key word	education	training data	visualization	emergency	simulator
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>総数 0件</p> <p>（その他レポート等については研究成果欄参照）</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>「もんじゅ」シミュレータ「MARS」を活用して、教育訓練支援システムの開発・検証、及びシミュレータ訓練を通して得られる訓練データの収集・分析評価を行い、これらの結果を運転員教育手法に反映することにより、もんじゅの運転安全性向上に資する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 教育訓練支援システムの開発</p> <p>シミュレータ訓練時の訓練効果の一層の向上とプラントのより深い理解から得られる安全運転技術の向上を目的としてシミュレータに接続した現場操作支援システム、プラント可視化システムの開発を進め、今後、プラント可視化システムの可視化範囲の拡大、緊急時CAIシステムの開発を行う。また、プラント可視化システムの炉心部パラメータの模擬精度向上、緊急時CAIシステムのシミュレーション部の精度向上を目的として、EWS（エンジニアリングワークステーション）ベースの炉心専用ミニシミュレータの開発を行う。</p> <p>ロ. シミュレータ訓練データの収集・分析評価</p> <p>シミュレータ訓練データの収集・分析評価手法を整備し、計画的に実施しているシミュレータ訓練時に採取する画像、音声データの分析評価を行い、順次この結果を運転員教育手法等に反映する。</p>					

【使用主要施設】

もんじゅシミュレータ「MARS」

【成果の活用方法】

本研究で得られる成果に基づき、緊急時の模擬を可能とするFBRシミュレータを開発する。これにより、軽水炉運転員と同等のシミュレータ訓練の実施が可能となる。

【進捗状況】

平成8年度は、もんじゅナトリウム事故対応を優先とした。

平成8年度については、シミュレータ訓練を通じて運転員訓練データ及び収集方法の検討を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】**イ. 教育訓練支援システムの開発**

可視化範囲の拡大

緊急時CAIシステムの開発

炉心設計ミニシミュレータの開発

ロ. シミュレータ訓練データの収集・分析評価

データ収集方法の検討

データ分析評価方法の検討

データ収集

【その他 今後の発展性等】

無し

【研究成果】

無し

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

無し

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-4-1
研究課題名 (Title)	放射性線源挙動の評価と抑制技術の開発に関する研究 (Study on Radioactive Materials Behaviour and Reduction)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] もんじゅ建設所 技術開発部 プラント技術評価グループ</p> <p>[氏 名] 渡士克巳 [連絡先] 〒919-12 福井県敦賀市白木 2 丁目 1 ☎0770(39)1031</p>			Plant Technology Development Gr., Technology Development Division, Monju Construction Office Watashi Katsumi
キーワード	放射性腐食生成物 corrosion product	トリチウム tritium	核分裂生成物 fission product	被ばく低減 radiation dose reduction
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>[1] 動力炉・核燃料開発事業団 高速増殖炉もんじゅ建設所、「40%出力試験における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について」（第4報告書），pp4-29～4-31，1996年9月</p> <p style="text-align: right;">総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
【研究目的】	高速増殖炉プラントのナトリウム冷却系統等のプラント内における放射性腐食生成物(CP), トリチウム, 核分裂生成物(FP)等の放射性線源の評価法の高度化を図るとともに, 抑制技術を開発し, 保修時の被ばく及び放射性廃棄物の低減に資する。			
【研究内容（概要）】	<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RTC(B(Run to Cladding Breach)試験による検証を行なうとともに、「もんじゅ」体系適用のための改良整備を行なう。</p> <p>ハ. 線源抑制技術の開発：線源挙動評価を基に、線源の低減及び移行過程における捕獲等の要素技術の開発を行い、CP、トリチウム、FPの抑制技術の適切化を図る。要素技術としては、CP抑制として、(1)被覆管材料の最適化(組織、加工度)による溶出量低減、(2)CPトラップ(ゲッター、磁気フィルター)による除去、トリチウムの抑制として、(3)コールドトラッピング法と2次系CTの除染・再生・廃棄、(4)ベント型制御棒トリチウムホールドアップ機構、FP抑制として、(4)セシウムトラップ(非晶質カーボン)による除去のそれぞれについて研究開発を行なう。</p>			
【使用主要施設】	高速増殖原型炉「もんじゅ」：ナトリウム・ウラン混合酸化物燃料ナトリウム 冷却高速中性子炉 714 MW _{th} 高速実験炉「常陽」：同上型式 100 MW _{th}			

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

特になし。

【研究成果】

(1) 光ファイバ検出器によるCP線量率分布測定法の高精度化 [2][3]

前年度までに、「常陽」1次冷却系配管機器周りのCPによる γ 線量当量率分布を測定するため、シンチレーション光ファイバ(PSF)の適用を行い、 γ 線量率の精密な連続分布測定を可能とした(詳細はH3~H7年度成果報告書調査票参照)。

(2) 高速炉CP線源評価システムの構築

高速増殖原型炉「もんじゅ」を対象として、高速炉CP線源評価システムの構築に着手した。これは、高速炉CP挙動解析評価技術の保存(VB技術への適用等)及びプラント運転管理技術への適用化(利用性の向上)を目的にするもので、高速炉1次冷却系統内のCP線源分布とこれに基づく線量当量率分布の計算(入力データ作成、実行、保存)、及び結果の分析や可視化を容易且つ統合的に実施するためのものである。本システムの概念図を図1に示したが、システムはネットワーク上のワークステーション(EWS)上で構築し、情報処理技術に関する高度な専門知識を必要としないエンドユーザにも利用可能なものとする。図2には本システムによる結果可視化のイメージ例として、1次冷却系室内機器(IHX)周りの線量当量率マップ(等高分布図)等値面)を示した。これまでに、システムの概念設計、解析コード(PSYCHE, QAD-CGGP2など)のEWSへの移植、プリプロセッサの機能設計を終了した。H9年度にはプリ/ポストプロセッサを作製し、また解析コードとCADソフトや可視化ツール及び各種アプリケーションソフトなどのシステム統合化を行い、プロトタイプの構築を完成させる予定である。

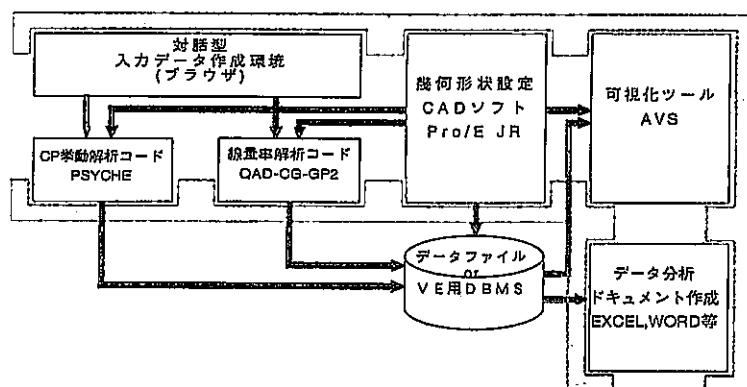


図1 高速炉CP線源評価システム概念図

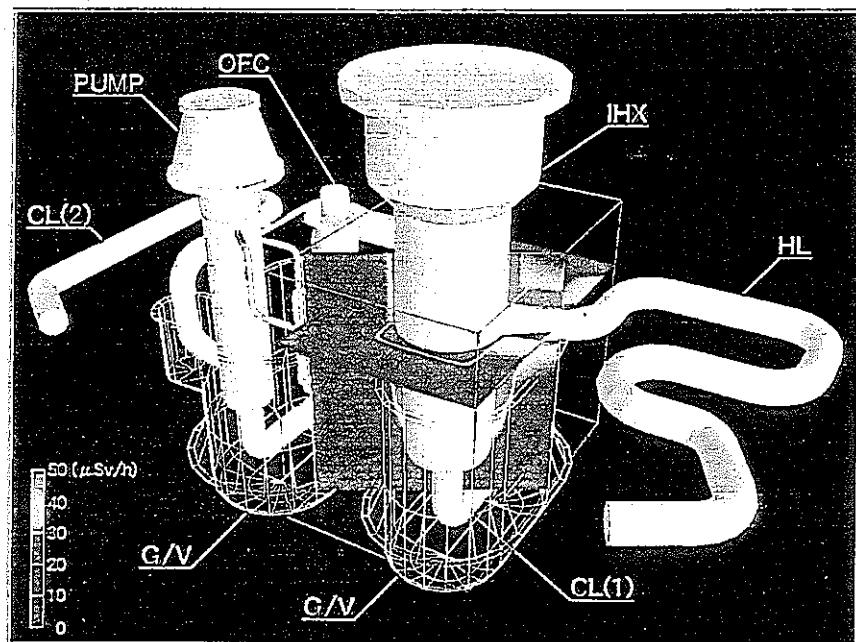


図2 線量当量率等高分布図可視化例

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

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

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

(4) トリチウム挙動解析コード(TTT)の改良整備

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

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

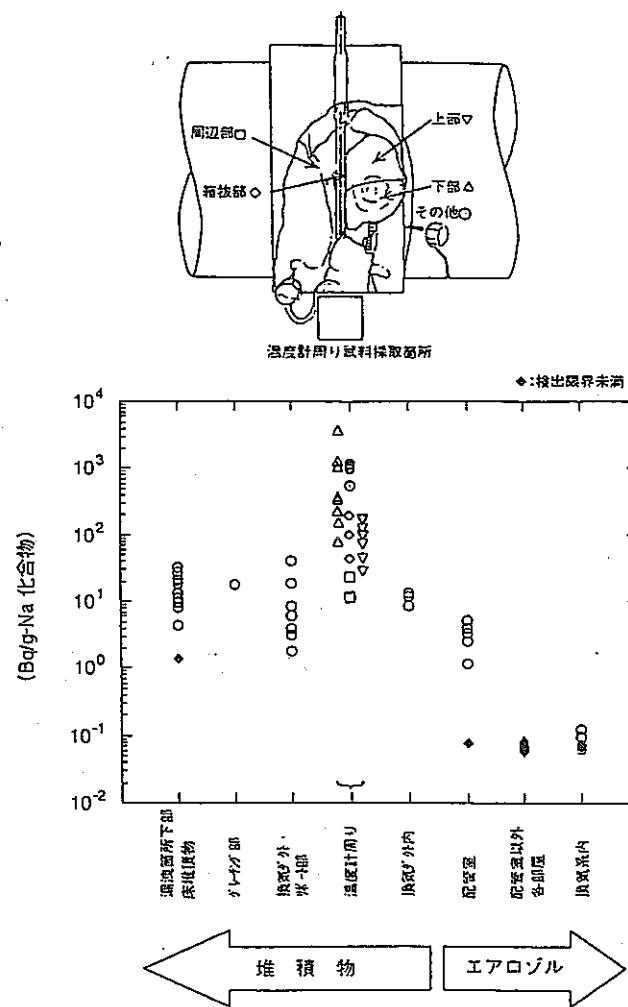


図3 ナトリウム化合物中のトリチウム濃度

【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

【発表予定】

なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-15-1
研究課題名 (Title)	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究 (Study on Optimization of FFD/FFDL System and RTCB Plant Operation)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成3年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 実験炉部 技術課</p> <p>[氏 名] 鈴木 惣十</p> <p>[連絡先] ⑤ 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, OEC Soju SUZUKI 4002 Narita, Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken 311-13 JAPAN</p>			
キーワード	燃料破損検出	破損燃料位置検出	タガガス	レーザー共鳴イオン化質量分析法
key word	fuel failure detection	failed fuel detection and location	tag gas	resonance ionization mass spectrometry
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：レーザーを用いた高速炉の燃料破損検出法に関する研究 (東京大学大学院工学系研究科、名古屋大学工学部原子核工学科)</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：弥生炉の標準照射場を用いたH A F M等の校正照射 (名古屋大学工学部原子核工学科)</p>			
主要レポート名等	(1) 住野公造, 青山卓史, 長井秋則, 「燃料破損時の運転手法最適化に関する研究－炉内カバーガス中の希ガスF P回収試験」 PNC TN9410 96-216, 1996年7月			総数 10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】	破損燃料を精度良く高信頼性で短時間に同定し得る破損燃料検出法を確立するとともに、燃料破損時の高速増殖炉プラントの運転手法の最適化を図ることによって、プラント運転における安全性と信頼性向上させる。			
【研究内容（概要）】	<p>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レクターバルブ法についても、シッピング法の性能評価データを基にした研究を行う。なお、評価に当たっては炉内試験に加えて、必要に応じて炉外試験の実施も検討する。</p> <p>ロ. イ. の成果を基に、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までのプラントの運転手法を検討し、プラントの安全性、信頼性の観点からの最適化を図る。</p>			

【使用主要施設】

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

【成果の活用方法】

「常陽」で実施した燃料破損模擬試験による燃料破損時のFPの移行挙動の把握、FFD/FFDLの検出感度および応答評価ならびにFP除去回収装置の性能評価により、短時間に高信頼度で破損燃料を同定できる破損燃料検出システムを確立できる。また、燃料破損発生時から破損燃料の取出し、貯蔵・保管までの原子炉および関連するプラント設備の運転法を確立できる。

【進捗状況】

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

レーザーによるFFDL法の開発として、レーザー共鳴イオン化質量分析システム（RIMS）をXeガス検出用に整備・調整し、本手法の原理を確認するとともに、検出感度、S/N比等の基本性能について評価した。また、RIMSの検証のため、「常陽」のタグガス放出実験時に1次カバーガスをサンプリングし、分析用試料を採取した（平成9年度分析予定）。

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 燃料カラム部破損模擬試験や限界照射（RTC）試験により炉内FPガス挙動データを拡充し、燃料破損検出技術の高度化を図る。また、放射化タグガスやレーザーを用いた高性能破損燃料同定法を開発するとともに、燃焼に伴うタグガスや希ガスFPの同位体組成比変化の予測精度を向上させる。

ロ. イ. の成果およびFP除去回収装置の機能確認や燃料破損に係る原子炉ならびにプラント関連設備の操作手順の検討結果に基づき、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵・保管までの高速炉プラントの運転法の最適化を図る。

【その他 今後の発展性等】

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

また、レーザーを用いた共鳴イオン化分析法は、環境有害物質の高感度モニタリング、同位体分離技術や共鳴レーザーアブレーションによる固体試料中の極微量元素分析技術に適用される。

【研究成果】

イ. 放射化タグガスによる高速炉の破損燃料同定法（FFDL）を開発するため、「常陽」第30サイクル運転中に炉内でタグガスの放出実験を行い、1次カバーガス中の希ガスFP検出システムの有効性を検証し、放出モードによる希ガス核種の移行挙動の違いについて評価した。また、東大「弥生」炉の標準照射場でタグガスの較正照射（平成7～8年度）を行い、燃焼計算の予測精度を評価した。^{(3), (6), (8)}

さらに、レーザーを用いたFFDL法の開発として、東大原施に設置されているレーザー共鳴イオン化質量分析システム（RIMS）をXeガス検出用に整備・調整し、本手法の原理を確認するとともに、検出感度、S/N比等の基本性能を評価した。^{(2), (4)}

(1) 「常陽」において数ccのタグガス（Xe, Kr）を運転中の炉心から放出させ、カバーガス中に移行した極微量のタグガスの放射能濃度をオンラインγ線モニタ（OLGM）にて測定した。図1に示すように、この実験による合計8回のタグガス放出（放出キャップセルは4個）をOLGMによりS/N比100以上で感度良く検知できた。各放出事象ごとの信号推移から、放出モードには、(1)最初の信号上昇の後も信号が微増する緩やかな放出モード、(2)最初の信号ピークの後直ちに減衰する短時間放出モードがあり、これらがγ線計測による信号挙動から推定できることがわかった。

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

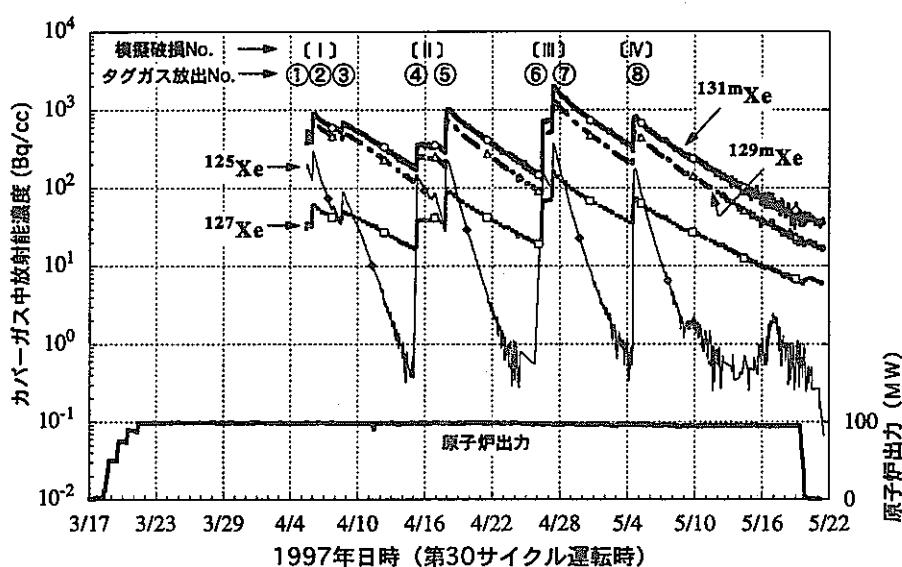


図1 「常陽」における放射化タグガスの検出結果

表1 「弥生」炉の標準照射場で較正照射したタグガス放射化量のC/E

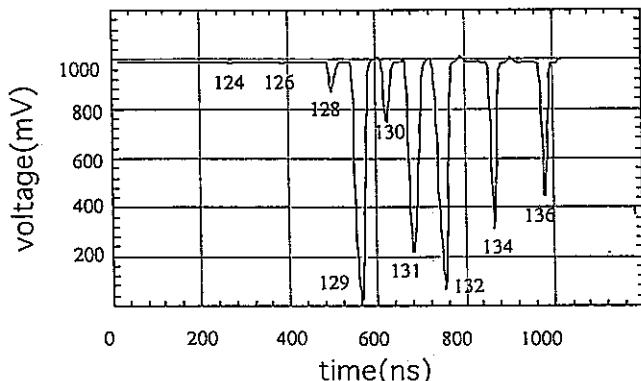
全中性子照射量 (0.65～1.4) × 10 ¹⁶ n/cm ²	
放射化核種	C/E
⁷⁸ Kr	0.93～1.1
¹²⁵ Xe	2.5～3.2
¹²⁷ Xe	2.0～2.8
¹³³ Xe	1.1～1.3
¹³⁵ Xe	1.4～1.6

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

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

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

表2 各FFDL法の性能比較



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

検出法	検出感度 [個/有感体積]	S/N比	時間遅れ
RIMS	56.3	270~	0.1~10sec
プレビシテータ法	~ 10^8	5~10	数~数10min
遅発中性子法	~ 10^{12}	5	~30sec
β 、 γ 線測定	~ 10^{13}	2	~0

他のFFDL法との性能比較

- ・イオン化室を100cm³と設計するとRIMSの検出感度は 5.3×10^9 [個/有感体積]となる
- ・RIMSの利点としてFFDとFFLが同時にできる

図2 天然組成Xeガスの質量スペクトル

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 井口哲夫, 「放射線センシングの発展と将来展望」 V. 放射線センシングと先端技術の融合, 3. レーザーによる放射能検出, 日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 9, p. 727-729, 1996年9月
- (3) 青山卓史, 伊藤主税, 鈴木惣十, 「「常陽」における放射化タグガスによるFFDLの開発」日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集, B58, p. 273, 1996年9月
- (4) 佐藤 泰, 門藤健司, 杉山完二郎, 井口哲夫, 中沢正治, 「共鳴イオン化質量分析法を用いた破損燃料検出システムの開発」, 日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集, B60, p. 275, 1996年9月
- (5) 青山卓史, 鈴木惣十, 「高速実験炉「常陽」の計測技術」, PNC TN9420 96-058, 1996年10月
- (6) T. AOYAMA and S. SUZUKI, "Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides Using Fast Neutron Spectrum Fields," 1996年核データ研究会報文集 JAERI-Conf 97-005 1997年3月
- (7) 渡辺賢一, 井口哲夫, 山根義宏, 河原林順, 佐藤 泰, 「共鳴レーザー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(1)」, 日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集, B22, p. 68, 1997年3月
- (8) 青山卓史, 「原子炉施設の放射線計測－高速実験炉での応用」, 放射線, Vol. 23, No. 3, p. 17-41, 応用物理学会放射線分科会, 1997年7月

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-5-1	
研究課題名 (Title)	機器・配管の寿命予測評価法の研究 Life Prediction Methods of Fast Reactor Components and Piping		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 基盤技術開発部 構造・材料技術開発室 Structure and Material Research Section, Advanced Technology Division 〔氏 名〕 和田 雄作 (Wada Yusaku) 〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 動燃大洗工学センター OEC, PNC, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi Ibaraki-gun ☎ 029-247-0361 Ibaraki-pref., Japan				
キーワード key word	構造・材料 structural material	経年化 aging	微視的損傷 microscopic damage	非破壊検査 nondestructive examination	寿命評価 life prediction
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：電気化学的非破壊検出法を用いたクリープ疲労累積損傷の評価法に関する研究（東北大大学）				
主要レポート名等	(1) 川崎：高周波超音波による粒界キャビティの検出、材料学会、第34回高温強度シンポジウム(1996) (2) 浅山ほか：材質劣化を考慮したモデルによるステンレス鋼溶接部の長時間クリープ疲労強度評価、材料、第46巻、第1号pp65-69, (1997) (3) 笠原ほか：溶接継手のひずみ集中モデルと溶接構造物クリープ疲労評価への適用、機械学会論文集A編、63巻、506頁、(1997) 総数 15 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】 高速増殖炉の機器・配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び評価法の整備を図る。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. データベースの整備・拡充 高速増殖炉機器・配管の主要構造材料であるSUS304鋼及びSUS316FR鋼、並びに蒸気発生器用候補材料である2 1/4Cr-1 Mo鋼、SUS321鋼及び改良9 Cr-1 Mo鋼について、材料の経年化及び寿命予測の観点から材料データの整備・拡充を行う。</p> <p>ロ. 評価手法の整備 使用環境や負荷形態並びに材料の破損機構、劣化機構を考慮した上で、破損限界に関するクライテリアの適性化を図るとともに、プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の検討・整備を行う。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>[大気中材料試験装置] 負荷容量5～10ton、最高使用温度800℃、[ナトリウム中材料試験装置] 負荷容量10ton、最高使用温度700℃、[小型熱過度試験装置] 高温ループ400～600℃、低温ループ200～400℃、[構造物強度確性試験施設] 高温ループ450～650℃、低温ループ250～450℃、[走査型電子顕微鏡] 電子銃: LaB6、加速電圧30kV、[透過型電子顕微鏡] 電子銃: 電界放射型、加速電圧200kV</p>					

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

イ. データベースの整備・拡充

(1) ミクロ損傷観察データベース

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

(2) 材料データベース

- 316FR 及びMod. 9Cr-1Mo 鋼の引張、クリープ、疲労等の強度特性を整理しデータベースとして整備した。

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

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

(2) 損傷計測技術の開発

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. データベースの整備・拡充

- ミクロ損傷観察データベースに関しては、構造物の損傷機構を解明するための損傷因子の定量化に必要な観察データを取得していく。

- ナトリウム化合物中における材料の腐食特性データを取得し、減肉速度評価及び高温化学反応現象の評価法策定に必要なデータベースを整備する。

ロ. 評価手法の整備

- クリープ疲労損傷機構を解明するため、損傷組織を定量化する手法を整備する。
- ナトリウム化合物中における材料の減肉速度評価及び高温化学反応現象の評価法を整備する。
- 流体と構造の熱的相互作用に関する評価法を整備する。
- 熱過渡の繰返しを受ける構造物の損傷状態を非破壊的に検出する手法を整備する。

【その他 今後の発展性等】

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

【研究成果】

イ. データベースの整備・拡充

(1) ミクロ損傷観察データベース

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

(2) 材料データベース

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

ロ. 評価手法の整備

(1) 損傷機構の解明

a. 母材部損傷機構のモデル化

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

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

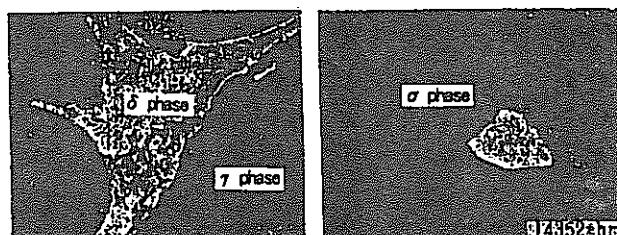


図1 溶接継手の微視的損傷観察結果

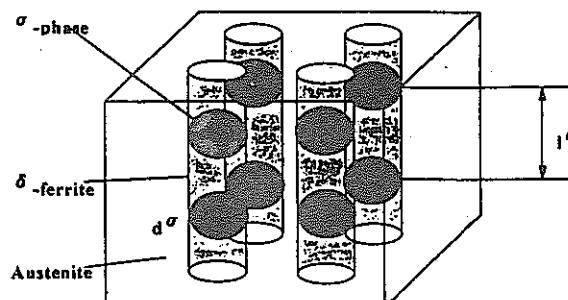


図2 溶接継手の微視的応力・ひずみ集中モデル

(2) 損傷計測技術の開発

a. 非破壊検査による損傷計測技術の開発

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

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

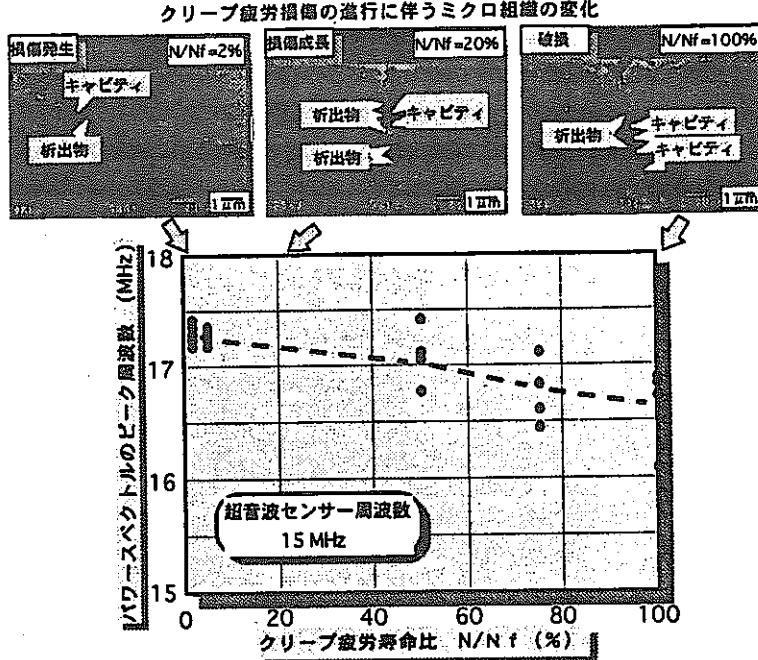


図3 クリープ疲労損傷の進行に伴う超音波信号周波数の変化

b. プラント負荷履歴評価法の開発

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (4) 川崎：ミクロ損傷の非破壊検出法の開発 - 超音波検出システムによるクリープ疲労損傷検出試験-、PNC TN9410 96-288、(1996)
- (5) 阪本ほか：バルクハウゼンノイズ法を用いたSUS304のNa接液面フェライト層の検出、材料学会、第34、回高温強度シンポジウム、(1996)
- (6) M.Kikuchi et al.: Creep-Fatigue Test on LMFBR Structure with Weldment in Flowing Sodium at Thermal Transient Test Facility, SEM, Proc. 8th Int. Congress on Experimental Mechanics, P114, (1996)
- (7) 阪本ほか：ミクロ損傷の非破壊検出法の開発- バルクハウゼンノイズ法によるフェライト量検出試験-、PNC TN9410 96-287、(1996)
- (8) 庄子ほか：電気化学的非破壊検出法を用いたクリープ疲労累積損傷の評価法に関する研究、PNC TJ9601 96-003、(1996)
- (9) 岸ほか：振動・き裂発生・進展モニタリングに関する基礎研究、PNC TJ9602 97-001、(1997)
- (10) S.Felix : Simulation of Tension Tests using Plastic and Viscoplastic Rheological Models Coupled to a Damage Theory, Fourth Int. Conf. on Localised Damage 96, (1996)
- (11) Y.Wada et al. : Creep-Fatigue Evaluation on Butt Welded Joints of Type 304ss, IAEA/IWGFR, Tech. Committee(1997)
- (12) Y.Wada et al. : Creep-Fatigue Evaluation Method for Modified 9Cr-1Mo Steel, IAEA/IWGFR, Tech. Committee(1997)
- (13) 笠原ほか：ニューラルネットワークによるGreen関数予測を用いた過渡熱応力高速計算法、機械学会、計算力学講演会、No. 96-25, (1996)
- (14) 川崎ほか：円筒構造物試験データを用いたクリープ疲労評価法の検討、原学会、春の年会(1997) ほか
- (15) 川崎ほか：円筒構造物試験データを用いた熱過渡強度評価法の検討、PNC TN9410 96-294 ほか

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			事業団管理番号 1 - 7
研究課題名 (Title)	水・蒸気系のスクラム信頼性に関する研究 Reliability analysis of Balance of Plant of MONJU		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 10 年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術開発部ガバ制御工学室</p> <p>[氏 名] 遠藤 昭 [連絡先] 〒919-12 福井県敦賀市白木 2-1 ☎(0770)39-1031</p> <p>Advanced Control Engineering Section Technology Development Division Monju Construction Office AKIRA ENDOU 2-1, Shiraki, Tsuruga Fukui, 〒919-12 JAPAN ☎(0770)39-1031</p>			
キーワード	もんじゅ	確率論的評価	信頼性	
key word	MONJU	probabilistic analysis	reliability	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p style="text-align: right;">総数 0 件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>FBR発電プラントの水・蒸気系の信頼性向上による運転安全性を確保するため、同系統設備機器の不具合に起因するプラントトリップを想定し、水・蒸気系の設計に基づいたシステム全系の信頼性を解析し、その結果から、プラント運転方法及び保守方策に反映する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 系統の信頼性評価</p> <p>水・蒸気系を構成する機器を組み合わせたシステムとしての信頼性解析をフォールトツリー解析手法を応用して実施する。この評価では、システム中における各機器の重要度、即ち、水・蒸気系のトリップ確率に対する各单品機器の故障発生率の寄与の割合を求める。</p> <p>ロ. 個別重要機器の故障分析</p> <p>上記イ. で求めた重要度の高い個別の機器を対象に、故障モードの分析を行い、当該機器がその不具合に起因する水・蒸気系のトリップを回避するのに十分な耐故障性を有するか否かチェックする。</p> <p>ハ. 対応策の策定</p> <p>運転上及び保守上の改善等の必要性が見い出された機器については、改善策を策定する。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>高速増殖原型炉 もんじゅ</p>				

【成果の活用方法】

本研究の成果は、水・蒸気系設備、機器の予備品の評価、点検要領の充足性評価に活用できるものであり、もんじゅの運転信頼性向上に寄与するものである。

また、本研究で得られる信頼性データは、実証炉以降のFBR開発の基本データとして、信頼性評価に資するものである。

【進捗状況】

平成8年度より本研究を開始した。本年度は、もんじゅ水・蒸気系における同系統機器の不具合に起因するプラントトリップを想定したフォールトツリー解析を実施し、水・蒸気系のトリップ確率に対する各单品機器の故障発生率の寄与割合を評価した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 平成9年度：平成8年度成果で求めた重要度の高い個別機器を対象とし、故障モードの分析・評価を実施する。
- ロ. 平成10年度：平成9年度までの検討結果を反映し、運転上及び保守上改善等の必要性が見いだされた機器については、改善策を策定する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

もんじゅの水・蒸気系の性能試験時において、同系統機器の不具合に起因するプラントトリップを想定し、水・蒸気系の設計に基づいたシステム全系の信頼性をフォールトツリーにより解析し（この解析を以下、FTAと呼ぶ）、水・蒸気系のトリップ確率に対する各单品機器の故障発生率の寄与割合を評価した。

(1) フォールトツリー解析 (FTA)

脱気器からタービン入口までの蒸気発生器まわり（起動バイパス系含む）を対象とし、頂上事象を「水・蒸気系異常に起因する原子炉スクラム」とし、その下位に現れる不具合事象を、弁故障、制御系故障、論理回路故障等計23個の中間事象として設定し、これに基づきFTAを行った。

表1にFTAの対象とする中間事象を示す。

また、図1にはフォールトツリーの例を示す。

(2) 解析結果

解析結果に基づき、原子炉スクラムへの中間事象別の寄与割合を整理した結果を図2に示す。主要な事象は以下の通りである。

① 起動時 : 1)給水系統ライン弁誤閉 (47%)

2)給水系統のドレン弁誤閉 (14%)

3)気水分離器からの熱回収系のライン弁誤閉 (12%)

② 出力運転時 : 1)主給水ポンプ保護回路誤動作 (24%)

2)給水系統のライン弁誤閉 (22%)

3)過熱機器入口の放出弁誤閉 (20%)

さらに、上記中間事象別寄与割合の結果をもとにFTAにより故障原因を分析した結果、原子炉スクラムに支配的となる水・蒸気系機器の異常としては以下の結果が得られた。

① 起動時 : 起動時においては、計装電源、制御電源故障によるフランクタンク圧力調整弁誤閉、および、給水止め弁入口ドレン弁（電動弁）、蒸発器入口ドレンバイパス弁（電動弁）の誤閉が支配的であった。

② 出力運転時 : 出力運転時においては、流量発信器故障、および、水位発信器による脱気器水位調節弁誤閉による主給水ポンプ保護回路作動が支配的となっている。

(3) 評価・考察

今年度の解析作業により、水・蒸気系のトリップ確率に対する各单品機器の故障の寄与割合を明らかにすることが出来た。

今回のFTAでは、故障率[†]、設定事象等を保守側の条件とし解析を行っており、今後、より現実的な評価を行っていく必要がある。また、次年度計画に示すように今年度成果をもとに重要度の高い個別の機器を対象に、故障モードの分析を行っていく予定である。

[†]1: 故障率データの出典 IEEE Std500-1984, WASH-1400, NUREG/CR1363, NUREG/CR4550

表1 FTAの対象とする中間事象

No.	中間事象	No.	中間事象
1	起動時蒸発器出口蒸気温度低論理回路誤動作	13	過熱器出入口のライン弁誤閉
2	蒸発器出口蒸気温度高論理回路誤動作	14	過熱器入口の放出弁誤閉
3	過熱器出口Na温度高論理回路誤動作	15	主蒸気配管の放出弁誤閉（タービンバイパス弁誤開閉含む）
4	給水温度低論理回路誤動作	16	主蒸気圧力制御系故障（主蒸気圧力上昇方向）
5	蒸発器給水流量低論理回路誤動作	17	主蒸気止弁誤閉
6	主給水ポンプ保護回路作動	18	気水分離器からの熱回収系のライン弁の誤閉（起動時）
7	蒸発器出口蒸気温度低論理回路誤動作	19	フランクタンク圧力制御系故障（圧力下降方向動作）（起動時）
8	給水／2次Na流量ミスマッチ論理回路誤動作	20	給水加熱器、脱気器内圧力制御系故障（圧力下降方向動作）（起動時）
9	給水系統のライン弁誤閉（給水流量制御系故障含む）	21	タービン抽気配管（給水加熱用）のライン弁の誤閉
10	給水系統のドレン弁誤閉	22	主給水ポンプタービン駆動蒸気ライン弁誤閉（給水調節弁差圧制御系故障含む）
11	給水調節弁故障（開方向動作）	23	主給水ポンプタービン蒸気加減弁故障（開方向動作）
12	給水ヘッド圧力調節弁故障（開方向動作）（起動時）		

【研究成果】

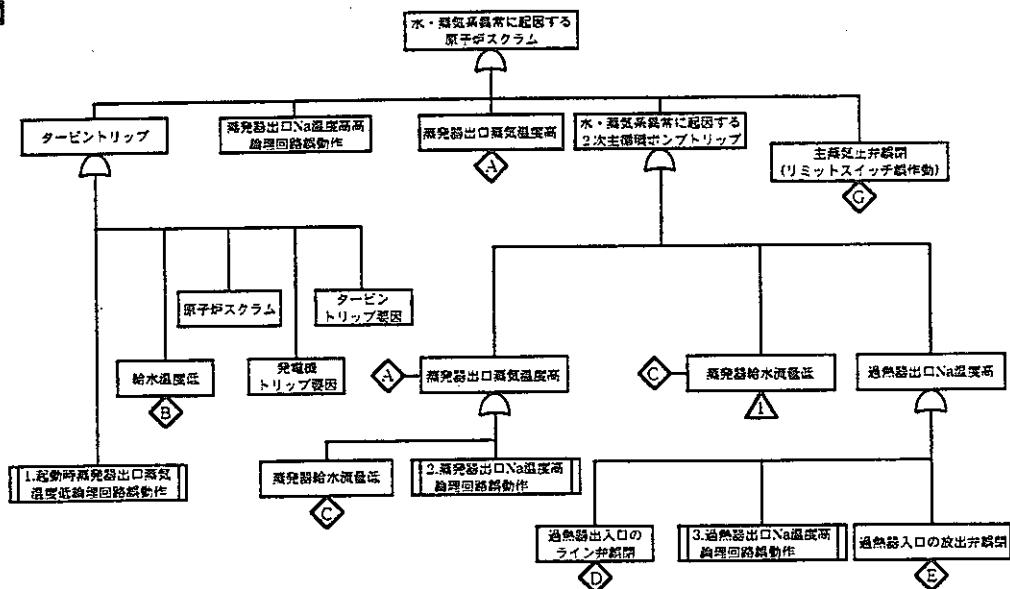


図1. 水・蒸気系異常に起因する原子炉スクラムのFTの例（□は中間事象を示す）

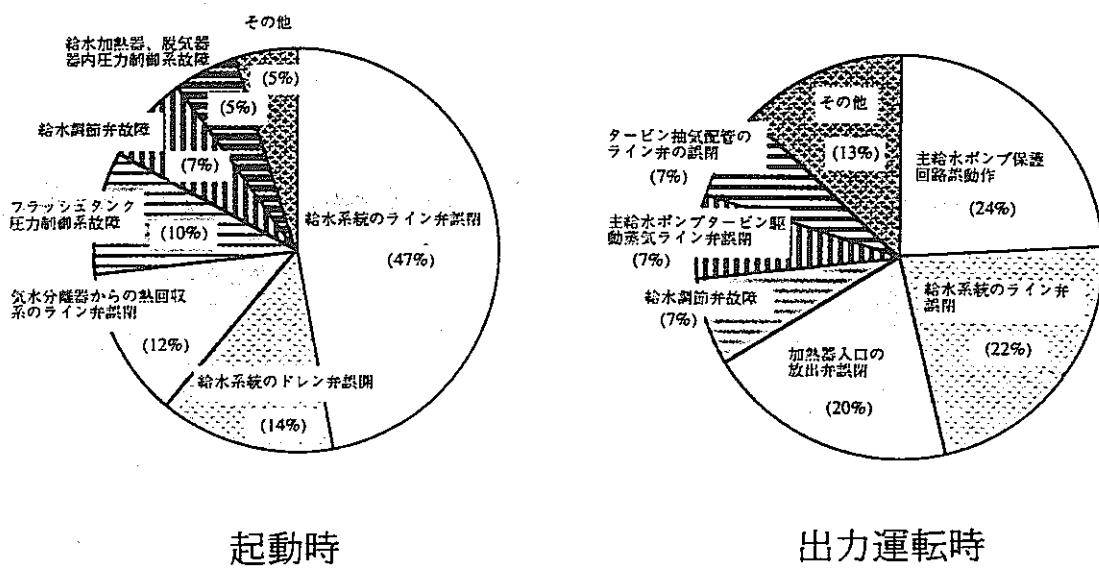


図2. 不具合発生確率（中間事象別の寄与割合）

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-1-1	
研究課題名 (Title)	安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究 (Study on rational achievement of reliability in safety design/evaluation)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室</p> <p>[氏 名] 丹羽 元</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p>			Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center Hajime NIWA 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN	
キーワード key word	安全設計・評価 safety design/evaluation	信頼性確保 reliability achievement	多重性 redundancy	多様性 diversity	要求条件 safety requirement
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>総数 0 件</p> <p>（その他レポート等については研究成果欄参照）</p>				

【研究目的】

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、多様性に関しての信頼性評価を行い、安全評価における単一故障の考え方や事象想定における多重故障の考え方について検討する。
- ハ. 受動的炉停止及び自然循環による崩壊熱除去に関する信頼性評価を行い、安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、常用系やインターロック等の信頼性評価を基に、信頼性確保上の役割について検討する。

【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、安全評価における单一故障の考え方、事象想定における多重故障の考え方について実証炉の安全設計・評価方針を検討するために活用できる。

【進捗状況】

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

ロ. 平成9年度より実施する。

ハ. 平成10年度より実施する。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. ディマンド型故障に関する信頼度評価モデルについて最新の知見を用いて考察し、自然循環による崩壊熱除去機能の信頼度を定量的に分析することにより、崩壊熱除去系の運用に関する要求条件を検討する。

ロ. 崩壊熱除去系について、様々な方式（強制循環と自然循環、ならびにD R A C S、P R A C S およびI R A C S）を対象としてサポート系を含めて使命時間をパラメトリックに変化させた信頼度評価を行う。その結果に基づいて短時間と長時間、動的機器と静的機器の「单一故障」のもつ信頼度上の意味を検討する。

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

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

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

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

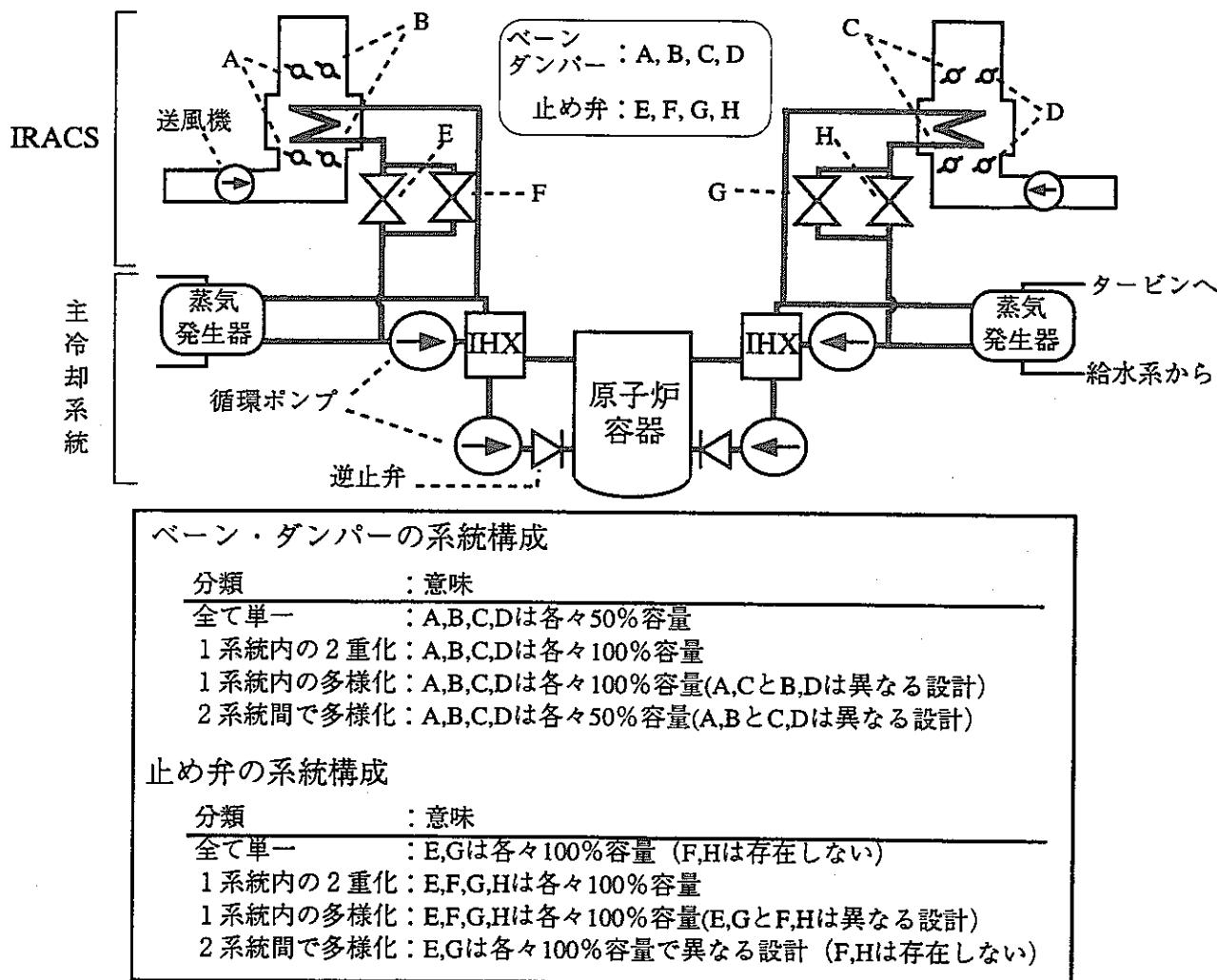


図1 中間補助炉心冷却系（IRACS）方式の原子炉冷却系の系統構成（2系統）

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

図3にIRACS方式の自然循環除熱2系統の非信頼度を示す。自然循環に必要な動的機器の電源は無停電電源2系統から給電されるものと想定した。また、水・蒸気系による蒸気発生器を介した強制循環除熱を崩壊熱除去のために使用できる場合も考慮して非信頼度の定量化を行った。無停電電源2系統の信頼度が十分高いため、系統の非信頼度は猶予時間の有無に依存しない結果となった。冷却材止め弁の系統間の多様化または、1系統に対して多様性を考慮した止め弁を2台設置することが自然循環除熱の信頼度の向上に有効である。さらに、弁の多重化・多様化に加えてペーンとダンパーの系統間の多様化を図ると、自然循環除熱のみによって崩壊熱除去機能の非信頼度を概ね 10^{-7} /要求以下に抑えることができる。また、水・蒸気系が使える場合には、弁、ペーン、ダンパーに多重化・多様化を図らなくても崩壊熱除去機能の非信頼度を 10^{-7} /要求以下に抑えることができる。これら非信頼度は点推定値であるが、不確かさ分布として対数正規分布を想定できる場合には、95%値として高々点推定値の4倍を見込めば良い。

水・蒸気系をも考慮した自然循環除熱による崩壊熱除去機能の非信頼度を定量的に分析した結果、起因事象との従属性等を検討する余地が残されているものの、高速炉の崩壊熱除去系が一定の信頼度を達成するための安全設計上の主要な要求条件は抽出された。

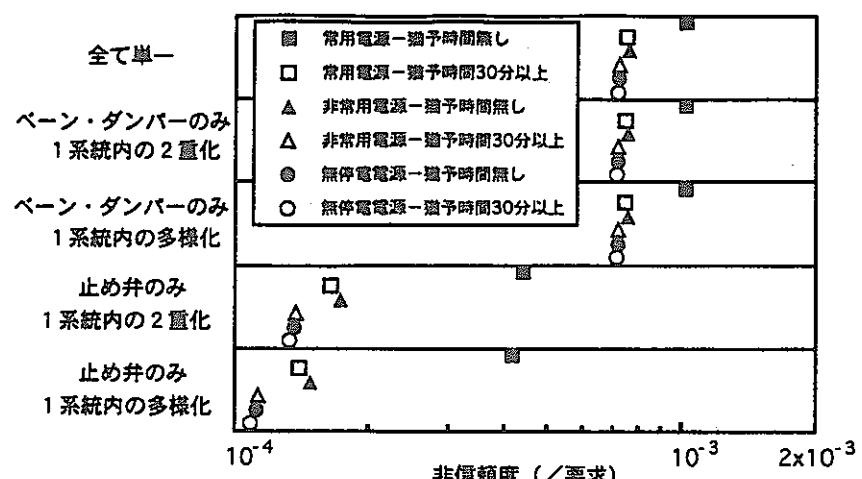


図2 IRACS方式の自然循環除熱1系統の非信頼度

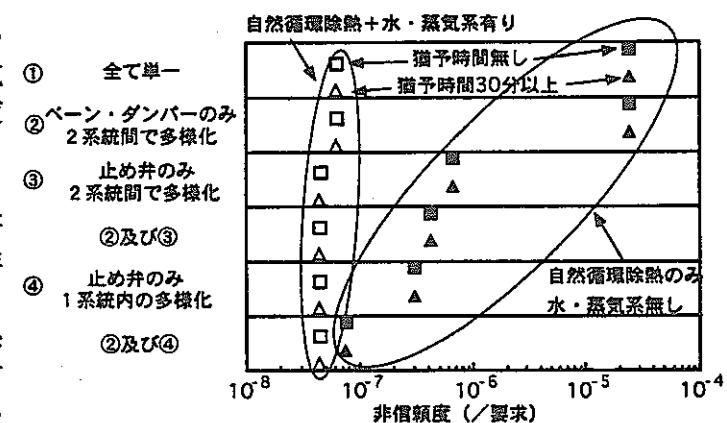


図3 IRACS方式の自然循環除熱2系統の非信頼度

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2 - 1 - 2
研究課題名 (Title)	安全評価事象の想定と評価条件に関する研究 A Study on selection of safety assessment events and conditions		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 大洗工学センター基盤技術開発部 リスク評価技術開発室 〔氏 名〕 丹羽 元 〔連絡先〕 ☎ 3111-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141		Oarai Engineering Center Advanced Technology Division/Nuclear System Safety and Reliability Research Section/Hajime Niwa 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, Japan	
キーワード key word	安全評価事象 safety assessment event	安全評価条件 conditions for safety assessment	炉心損傷事象 core disruptive accident	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	総数 0 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
<p>【研究目的】</p> <p>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。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>高速増殖炉の安全研究及び確率論的安全評価研究等で実施した試験及び解析の成果を基に、ナトリウムの化学反応にかかる事象、炉心局所事故、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。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>なし</p>				

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

- H 9 炉心損傷事故に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
- H10 炉心局部事故に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
- H11 Na燃焼に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。
- H12 Na－水反応（SG健全性）に関して、評価条件、判断基準等に関して取りまとめる。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

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

(1) 「付加的限界事象」

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

表1 「付加的限界事象」の事象区分等に関する修正案

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

(2) 炉心損傷事象評価に基づく知見の整理

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

キュリ一点式SASS、GEM（ガス膨張モジュール）の扱い

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

【研究成果】**UTOP（制御棒誤引き抜き時炉停止失敗）事象について**

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

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】**【発表予定】**

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-3-
研究課題名 (Title)	「もんじゅ」安全性評価コードの裕度評価 Evaluation of Safety Margins in the Codes Used for MONJU Safety Analysis		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術開発部 システム評価室 〔氏 名〕 森山 正敏 〔連絡先〕 ☎ 919-12 福井県敦賀市白木 2-1 ☎ 0770-39-1039				Monju Construction Office System Engineering Section Masatoshi Moriyama 919-12 2-1, Shiraki Tsuruga Fukui
キーワード key word	安全裕度 safety margin	安全解析コード analysis code	安全設計 safety design	安全評価 safety evaluation	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	総数 0 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】 「もんじゅ」プラントの通常運転及び異常運転状態に関する設計条件、評価条件、評価手法等について、運転データと比較し安全裕度の評価を行なうことにより、設計及び評価法の適正化を図る。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 設計法及び評価法の改良・整備 「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に使用したコードに基づき、試験条件及び運転状態を模擬できるコードを整備し、データ及び実績に基づく安全関連システムの最確運転状態を評価する。</p> <p>ロ. 裕度評価 過渡変化時の解析を通して変動幅を明らかにすることにより、「もんじゅ」の設計及び評価に含まれている裕度を定量化し、設計及び評価法の適正化について検討する。</p>					
【使用主要施設】 高速増殖原型炉もんじゅ					

【成果の活用方法】

実証炉以降のプラントの設計（安全設計を含む）及び評価。

【進捗状況】

もんじゅの2次冷却系ナトリウム漏えい事故の原因究明活動を全力で実施したため、当初予定していた成果は得られなかった。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成9年度は、もんじゅの安全総点検を実施するため、これを優先し、総点検作業の中で実施する予定である。

もんじゅの事故後の対応が終了し、運転状態の試験データが得られる目処が立つまで、計画の全体的なスライド等が必要である。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

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】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-2-1	
研究課題名 (Title)	炉心反応度の評価に関する研究 A Study on Evaluation of Core Reactivity		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室 [氏 名] 若林 利男 [連絡先] 〒 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>O-arai Engineering Center Core Physics Research Section Toshio Wakabayashi 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>				
キーワード key word	Doppler 反応度 Doppler reactivity	Naボイド反応度 sodium void reactivity	共分散 covariance	臨界実験 critical experiment	炉定数調整 cross-section adjustment
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）： 高速炉用共分散データの整備（原研）</p>				
主要レポート名等	<p>(1) M. Ishikawa: "Consistency Evaluation of JUPITER Experiment and Analysis for Large FBR Cores," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996) 総数 5 件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【研究目的】					
<p>大型の混合酸化物燃料炉心等の過渡時応答特性及び事故時安全評価において特に重要となる炉心反応度（ドップラー反応度、ナトリウムボイド反応度等）について、最新の炉物理研究の成果を反映して、予測精度を定量的に評価するとともに、その向上を図る。ここでは、初期炉心に加え、燃焼炉心も評価の対象とする。</p>					
【研究内容（概要）】					
<p>イ. 精度評価関連コードシステムの整備</p> <p>これまでに開発されてきた一般核特性に対する予測精度評価コードシステムを拡張して、炉心の燃焼が反応度予測精度に与える効果及び自己遮蔽因子の取り扱いが必要となるドップラー反応度を評価できる一貫したコードシステムを整備する。</p> <p>ロ. 精度評価関連データ群の整備</p> <p>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</p>					

解析誤差と併せて評価し、整備する。

ハ. 炉心反応度の現状予測精度の評価

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

二. 炉心反応度予測精度の向上

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

【使用主要施設】

ANL-Idahoのゼロ出力物理炉（ZPPR装置）
高速実験炉「常陽」

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

イ. 精度評価関連コードシステムの整備

ドップラー反応度の予測精度を評価するために、自己遮蔽因子の温度勾配に対するドップラー反応度の感度係数を計算する手法及びシステムを新たに開発した。

ロ. 精度評価関連データ群の整備

(1) 自己遮蔽因子の温度勾配の共分散の評価

共鳴パラメータの誤差から、自己遮蔽因子の温度勾配に対する誤差データ（共分散）を、高速炉で重要なU-238に対して評価した。

(2) ドップラー反応度のC/E値評価及び予備的な炉定数調整

JUPITER臨界実験のドップラー反応度のC/E値を、共鳴干渉効果補正を含んで評価し、予備的な炉定数調整を行って、その予測精度向上の可能性を検討した。

ハ. 平成9年度から実施。

二. 平成10年度から実施。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

とくになし。

【研究成果】

イ. 精度評価関連コードシステムの整備

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

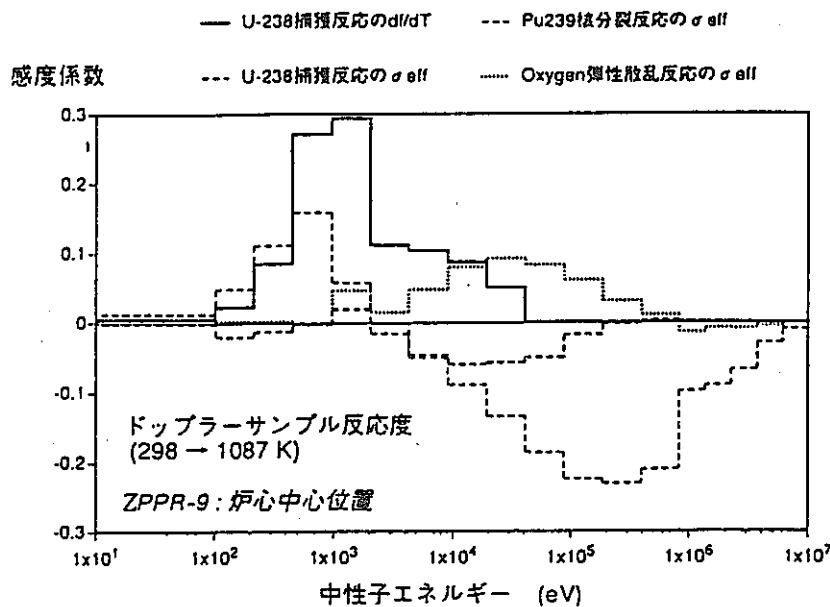


図1 ZPPR-9臨界実験のドップラー反応度の感度係数

ロ. 精度評価関連データ群の整備

(1) 自己遮蔽因子の温度勾配の誤差データ評価

ドップラー反応度の精度評価を行うためには、自己遮蔽因子の温度勾配の誤差データ（共分散）が必要となる。このため、JENDL-3.2のU-238捕獲反応を対象として、各分離共鳴レベル毎に、共鳴パラメータの自己遮蔽因子に対する感度係数を計算し、別途原研が評価した共鳴パラメータの誤差幅⁽¹⁾と統計処理することにより、自己遮蔽因子とその温度勾配の誤差を評価した。

(2) JUPITERドップラー反応度の評価と予備的な調整

JENDL-3.2ベースの最新炉定数及び最新解析手法を用いて、ZPPR-9炉心のドップラー反応度を評価した。各種補正後のC/E値は、約0.81と大きな過小評価となった。補正係数は、輸送・メッシュ補正が-3%、非対称セル補正が-7%、群縮約補正が+3%、共鳴干渉効果補正が+4%であり、解析手法にかなり敏感であることが分かった。⁽¹⁾⁽²⁾

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

【研究成果】

が、約7%のC/E値改善が見られたものの、調整後でもまだ約10%の過小評価となっており、改善の余地がある。このための方策として、JUPITER以外のドップラー反応度実験を解析し、比較検討して原因を究明する予定である。

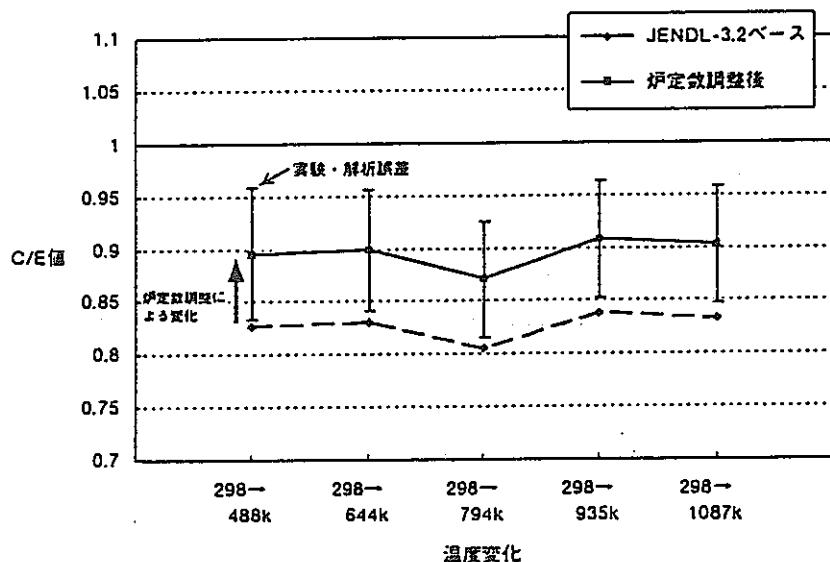


図2 ドップラー反応度の炉定数調整結果
(ZPPR-9炉心、JENDL-3.2ベース)

* 1) 中川庸雄、他：「 ^{56}Fe 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 及び ^{238}U 共鳴パラメータの誤差の推定」、JAERI-Research 97-035 (1997年5月)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 石川眞、杉野和輝、佐藤若英、三田敏男：「JUPITER臨界実験解析の整合性評価（I）～（IV）」、日本原子力学会1996年秋の大会、A40～A43（1996年9月）
- (3) K. Sugino, et al.: "A New Method of Treating Radial Leakage in Nodal SN Transport Calculation for Hexagonal Geometry," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)
- (4) J. K. Fletcher: "The Development of A Preprocessor of Generate Monte Carlo Code Input for Fast Reactor Core Analysis," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan (Sep. 1996)
- (5) P. J. Collins: "An Adjusted Cross Section Library for DFBR," PNC TN9410 97-034 (April. 1997)

【発表予定】

なし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-2-2	
研究課題名 (Title)	高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究 Study on Core Safety Evaluation of High Burnup Fast Reactor Core		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室 [氏 名] 若林 利男 [連絡先] 〒 311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>O-arai Engineering Center Core Physics Research Section Toshio Wakabayashi 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>				
キーワード 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) 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 9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					

【成果の活用方法】

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

高速炉でのPuやMA燃焼に関する安全性の観点からの検討結果は、高速炉利用の多様な可能性を示すために活用される。

【進捗状況】

イ. MA及びFPの核断面積の測定評価

(1) 高速エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

東大弥生炉においてBTB（バック・ツー・バック）検出器を用いて実施したAm-241及びAm-243の核分裂断面積測定結果の評価を行った。また、東北大加速器を用いてMA核種の微分核分裂断面積の測定を行った。

(2) 共鳴エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

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

(3) 高速エネルギー領域での希土類核種の捕獲断面積の測定評価

東京工業大学原子炉工学研究所の加速器を用いて、中性子エネルギー10～560KeV領域における希土類核種Nd-143及びNd-145の捕獲断面積を測定した。

(4) 高速エネルギー照射によるMA核種崩壊熱の測定評価

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

ロ. Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価

(1) Pu燃焼炉心の核特性評価

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

(2) MA燃焼及びFP消滅炉心の核特性評価

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. MA核種の核断面積の測定・評価

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

ロ. Pu及びMA燃焼炉心の核特性評価

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

【その他 今後の発展性等】

とくになし。

【研究成果】

イ. MA及びPPの核断面積の測定評価

(1) 高速エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価

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

(2) 共鳴エネルギー領域でのMA核分裂断面積の測定評価⁽⁸⁾

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

(3) 高速エネルギー領域での希土類核種の捕獲断面積の測定評価⁽⁹⁾

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

ロ. MA及びPu燃焼炉心の核特性評価

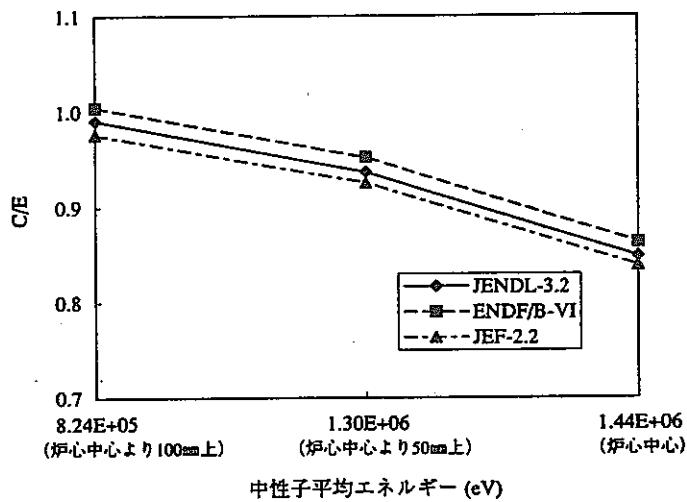


図1 各種中性子エネルギーにおけるAm-241のC/Eの比較

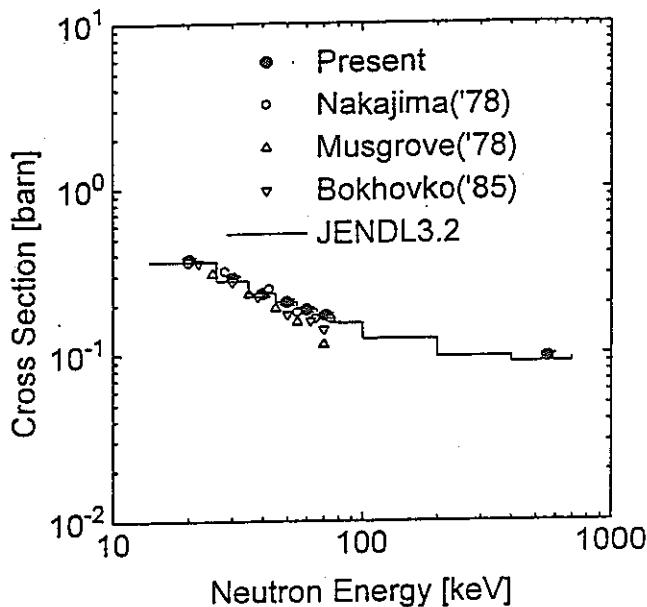


図2 Nd-143の中性子捕獲断面積の測定結果とJENDL-3.2との比較

(1) Pu燃焼炉心の核特性評価^{(3), (6)}

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

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

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) T. Wakabayashi et al., "Benchmark on SUPERPHENIX Calculations," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), Mito, Japan (16-20, Sep., 1996).
- (3) S. N. Hunter, "Pu Vector Sensitivity Study for a 600MW(e), Pu Burning, Fast Reactor," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), Mito, Japan (16-20, Sep., 1996).
- (4) T. Wakabayashi et al., "Study on MA and FP Transmutation in Fast Reactor," International Symposium on GLOBAL ENVIRONMENT AND NUCLEAR ENERGY SYSTEMS(GENES-2), Tsuruga, Japan, October 29-November 1, 1996.
- (5) 日向野他、「高速炉による長半減期核分裂生成物の消滅特性の検討」、PNC TN9410 96-248、1996年11月
- (6) S. N. Hunter, "Pu Vector Sensitivity Study for a Pu Burning Fast Reactor : Part-II Rod Worth Assessment and Design Optimization," PNC TN9410 97-057, April, 1997.
- (7) 平川、「MA核種の高速中性子微分核分裂断面積の測定-Ⅱ」、PNC TJ9601 97-001、1997年3月
- (8) 井頭、「希土類核種等の核反応断面積の測定-Ⅲ」、PNC TJ9607 97-001、1997年3月
- (9) 小林、「鉛スペクトロメータを用いたマイナーアクチニド核断面積の測定-Ⅲ」、PNC TJ9604 97-001、1997年3月

【発表予定】

とくになし。

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-3-1
研究課題名 (Title)	高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究 A Study on FBR Fuel Life Limiting Feature under Steady State Condition		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>〔所 属〕 大洗工学センター 基盤技術開発部燃料技術開発室</p> <p>〔氏 名〕 浅賀 健男</p> <p>〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002</p> <p>☎ 029-267-4141</p>			Oarai Engineering Center, Advanced Technology Division, Nuclear Fuel Research Section ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-81-29-267-4141
キーワード key word	燃料ピン設計 fuel pin design	スエリング swelling	照射効果 irradiation effect	照射挙動評価 fuel irradiation behavior
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FBR燃料材料開発（米国エネルギー省） 昭和60年11月～平成9年3月 ・高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価（九州大学） 平成8・9年度 ・オーステナイト鋼におけるイオン照射による析出物の照射安定性評価（九州大学） 平成8・9年度 ・オーステナイト鋼のイオン照射によるスエリング解析（京都大学） 平成8・9年度 			
主要レポート名等	<p>(1)服部憲治ら、20%冷間加工P, Ti添加SUS316ステンレス鋼の中性子照射下での組織変化挙動評価、動燃技報、No. 101、P. 95-102、1997年3月</p> <p>(2)服部憲治ら、Ti, P添加SUS316ステンレス鋼のスエリングに及ぼす析出物の影響、日本原子力学会1996秋の大会、F 39 総数 10件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
【研究目的】				
<p>定常条件下における燃料要素の破損限界及び集合体の寿命限界について、国内外の炉内照射及び炉外実験データを基に解明し、高速増殖炉燃料の安全評価指針、基準類の整備に資する。</p>				
【研究内容（概要）】				
<p>イ. 実証炉タイプの燃料を含む多様な燃料要素の定常運転時における照射実験（破損に至る限界照射を含む）を「常陽」にて実施し、変形解析等を通して、破損限界を支配する因子の評価及び燃料仕様パラメータの破損裕度への影響を明らかにする。</p> <p>ロ. 照射済燃料要素から採取した被覆管を用いた炉外実験を行い、高燃焼条件下での機械的強度及び延性等に及ぼす照射効果を明らかにする。</p> <p>ハ. 炉心材料の照射試験により、高照射量までの材料のスエリング特性を評価する。</p> <p>二. イ. ～ハ. に基づき、燃料要素及び集合体の破損限界、寿命限界とその支配因子を再評価し、安全評価指針、基準類の整備に資する。</p> <p>なお、上記研究項目のうち、イ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>				
【使用主要施設】				
<p>「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)</p>				

【成果の活用方法】

- イ、低燃焼度から高燃焼度までの燃料要素の照射挙動を解明し、破損限界の支配因子を評価するとともに、解析評価に適用して破損裕度の評価に反映する。
- ロ、被覆管強度特性に及ぼす照射効果を明らかにし、燃料要素の破損限界の評価に反映する。
- ハ、高照射量までの材料スエリング特性を解明し、得られた成果を燃料要素および集合体の変形解析に適用し、集合体の寿命評価に反映する。

【進捗状況】

- イ、高燃焼度燃料挙動の解明を目的に、「常陽」等でペレットピーク燃焼度130GWd/tの高燃焼度まで照射した燃料要素を対象として燃料ペレットと被覆管とのギャップ幅の変化挙動及びギャップ部におけるFP分布挙動評価のまとめを前期年次計画からの継続作業として行った。
- ロ、米国のFFTF炉で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の照射後試験による強度特性評価を行うため、米国から日本への試料輸送を行った。
- ハ、「常陽」で照射したSUS316相当ステンレス鋼被覆管の照射後試験を継続するとともに、高速中性子照射にともなうスエリング発生挙動の評価を行った。
米国FFTF炉で照射した被覆管試料の照射後試験に着手した。
- 二、燃料要素の破損限界に関する支配因子の評価として、実際の燃料要素の破損事例を選定し、被覆管クリープ破断強度式をもとに被覆管クリープ寿命分数和を評価した。
集合体の寿命限界に関連し、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ー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、BDI発生時の被覆管変形解析モデルの検討を行い、結果のまとめ作業を実施中である。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ、「常陽」照射試験および照射後試験を継続して実施し、燃料ピンの破損限界および破損裕度の評価に必要な試験データの取得を行う。燃料ペレットのスエリング挙動については、大学との共同研究によって挙動の解明を行う。
- ロ、米国FFTF炉および「常陽」で照射した燃料要素から採取した被覆管試料の炉外実験を開始し、高燃焼度条件における機械的強度及び延性に及ぼす照射効果の解明に必要な試験データを取得する。
- ハ、高照射量までの材料スエリング挙動の解明するための試験および評価を継続して行う。
- 二、燃料要素の破損限界および集合体の寿命限界を評価するために必要な試験および評価を継続して行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

ハ、SUS316相当ステンレス鋼被覆管のスエリング挙動評価

「常陽」で燃料要素として照射したSUS316相当ステンレス鋼被覆管の照射後試験結果を利用し、高速中性子照射にともなうスエリング発生挙動の評価を行った^{(1) (2) (3) (4)}。

「常陽」で照射した20%冷間加工リン・チタン添加SUS316相当ステンレス鋼被覆管について、照射温度約500 °C・高速中性子照射量が $4.4 \sim 18 \times 10^{26} \text{n}/\text{m}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$)の試料を対象とし、透過型電子顕微鏡による組織観察を行った。

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

上記の組織変化挙動から、スエリング・ポイドの発生は、冷間加工で導入された転位の回復および析出物の存在状態の変化と密接な関係があることが明らかになった。この原因は、転位および析出物の存在状態の変化が照射による原子空孔および格子間原子の消滅速度に影響し、マトリックス中の点欠陥濃度を増大させてスエリング・ポイドの成長を促進したと考えられる。

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

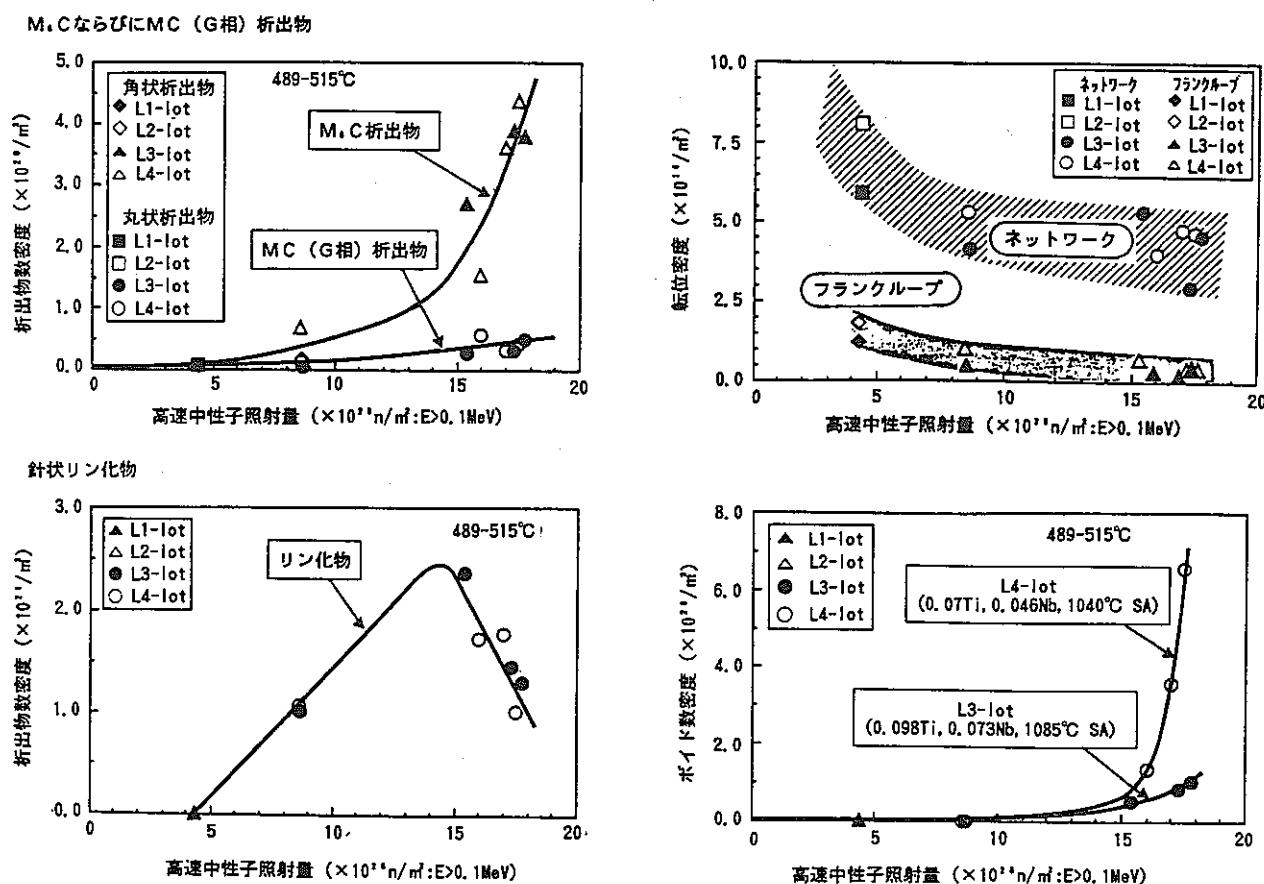


図1 析出物、転位密度、ポイド数密度の照射量依存性

二、定常照射時における燃料要素の破損特性評価

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

評価対象として、米国EBR-II炉で照射した燃料要素6本(D9鋼被覆管、ピーク線出力約360W/cm²、ピーク燃焼度約6.5at%)を選定した。最初に、D9鋼被覆管のクリープ破断強度式を材料照射試験結果とともに作成した。燃料要素の照射後試験結果を検討した結果、燃料-被覆管間の機械的相互作用による被覆管への応力は無視できることを確認できた。燃料要素のガス内圧履歴とクリープ破断強度式を使用し、燃料破損発生時の被覆管クリープ寿命分数和を評価した。その結果、ノミナル評価値として0.7～1.4が得られ、実際の燃料破損が「1」近傍で発生していることが明らかになり、ガス内圧による被覆管クリープ損傷評価を行う現行設計手法の考え方の妥当性を示す結果が得られた。

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)赤坂尚昭ら、Influence of Phase Stability on Void Formation in Modified 316 Stainless Steels and an Alloy Design for Improvement in Swelling Resistance, '97エネルギー先端工学シンポジウム 1997年3月
- (4)S.Ukai et.al., The Effects of Phase Stability on Void Swelling in P,Ti-modified 316 Stainless Steels during Neutron Irradiation, ASTM STP-1325, June 27, 1996
- (5)K.Maeda et.al., Fission Product Behavior in Peripheral Region of FBR Mixed-Oxide Fuel Pellet under High Burnup Condition, Interfacial Effects in Quantum Engineering Systems(IEQES-96), August 22, 1996 (to be published in Journal of Nuclear Materials)
- (6)上羽智之ら、BDI発生時における被覆管偏平化モデルの検討、日本原子力学会1996秋の大会、E 33

【発表予定】

- (7)小野瀬庄二ら、PNC316鋼の温度低下材料照射試験によるスエリング挙動評価、日本原子力学会1997秋の大会
- (8)N.Akasaka et.al., Effects of Temperature Change on Void Swelling in P,Ti-Modified 316 Stainless Steel, 8th International Conference on Fusion Reactor Materials, Sendai, October 1997
- (9)皆藤威二ら、定常照射時における高速炉燃料ピンの破損特性評価、日本原子力学会1997秋の大会
- (10)田中康介ら、炉外圧縮試験による高速炉燃料ピン束変形挙動評価、日本原子力学会1997秋の大会

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-5-2	
研究課題名 (Title)	LBB評価手法に関する研究 Study on Evaluation Methods of Leak Before Break		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 構造・材料技術開発室 Structure and Material Research Section, Advanced Technology Division, OEC</p> <p>[氏 名] 和田 雄作 (Wada, Yusaku)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 動燃事業団大洗工学センター OEC/PNC, 4002 Narita, O-arai, Higashi-ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13 Japan ☎029-267-4141 ext. 2370</p>				
キーワード key word	き裂進展 crack growth	初期欠陥 initial defect	き裂発生 crack initiation	き裂開口面積 crack opening area	漏洩検出 leak detection
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) S. Felix, Simulation of tensile tests using plastic and viscoplastic rheological models coupled to a damage theory, 4th Int. Conf. on Localized Damage Theory '96, Wessex Institute of Technology, UK, 1996.5, (2) 長谷部他, ステンレス鋼溶接金属の熱・負荷履歴によるミクロ組織変化, 「材料」誌, 第46巻第1号, 1997.1 総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>高速増殖炉構造を対象に、高温低圧システムという特長を活かして、より適切な LBB (破断前漏洩) 概念の明確化を図る。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>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。</p> <p>ロ. 評価対象部位選定法の検討 評価対象部位を選定する客観的で妥当な手法の検討を行う。</p> <p>ハ. LBB の成立性の検討 代表的な部位について、既に開発されている亀裂評価コード等の活用により、亀裂挙動解析及び亀裂開口面積の評価を行い、既存の漏洩検出器の感度に基づく破断前の漏洩検出成立性を検討する。</p> <p>二. 溶接部の経年化効果検討 突き合わせ溶接部を対象に、亀裂進展、不安定破壊に関する評価手法を、経年化効果を考慮して検討する。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>〔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</p>					

【成果の活用方法】

特に 2 次系での LBB について、その成立性の見通しを示すことで、実証炉の安全系の合理化に反映させる。

【進捗状況】**イ. 初期欠陥の評価**

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

ロ. 評価対象部位選定法の検討

軽水炉での手法について調査した。

ハ. LBB の成立性の検討

10 年度より実施する計画である。

二. 溶接部の経年化効果検討

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

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】**イ. 初期欠陥の評価**

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

ロ. 評価対象部位選定法の検討

単に高い応力が発生する部位という判定だけでなく、欠陥が生じやすい部位（溶接部など）も念頭に置いて、総合的な選定法を検討する。

ハ. LBB の成立性の検討

き裂進展、き裂開口面積、ナトリウム漏洩速度、漏洩の検出性を考慮して、LBB 成立性を総合的に検討し、評価手法の体系化を図る。

二. 溶接部の経年化効果検討

溶接部の経年化について、定量的に評価する手法を検討する。

【その他 今後の発展性等】

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

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

【研究成果】

(1)き裂発生に関する損傷力学手法の適用検討⁽¹⁾

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

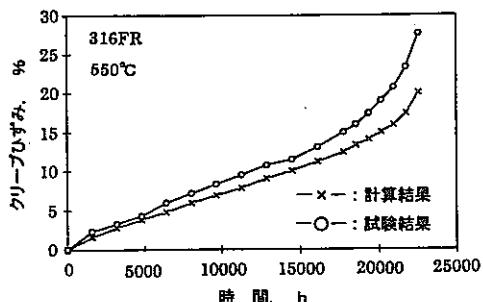


図1(a) 316FRのクリープ変形解析

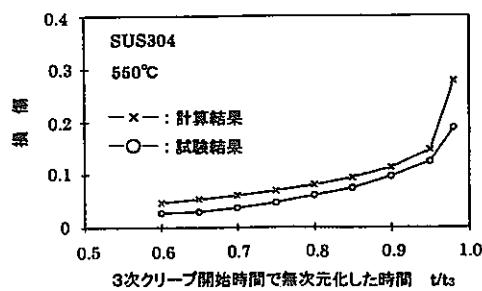


図1(b) SUS304のクリープ損傷解析

(2)円筒での熱過渡繰返しに対するき裂進展解析

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

(3)ステンレス鋼溶接部の組織変化プロセス分析⁽²⁾⁽³⁾

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

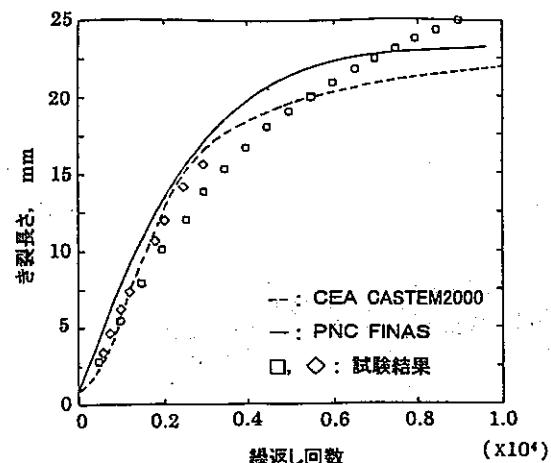


図2 円筒の熱疲労き裂進展解析

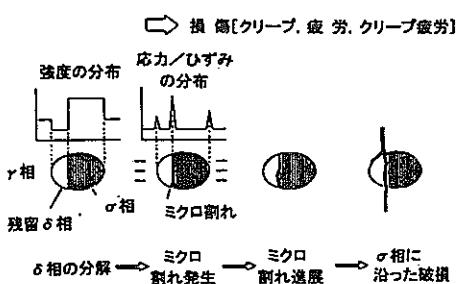


図3 組織変化に伴うき裂発生機構

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2- 6- 1
研究課題名 (Title)	受動的安全特性の強化に関する研究 Study of Enhancement of Passive Safety Features in Fast Reactors		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団 Reactor Engineering Section, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 安全工学部 原子炉工学室</p> <p>[氏 名] 山口 勝久 Katsuhisa Yamaguchi</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 O-arai, Ibaraki-ken, 311-13 大洗町 成田町 4002 JAPAN ☎029-267-4141</p>			
キーワード	受動安全	炉停止	多次元効果	
key word	passive safety	shut-down	multi-dimensional effects	
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束に関する研究 (京都大) 自己作動型炉停止機構炉内試験研究 (日本原子力発電株式会社)</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	(1) 家田芳明, 宇都成昭, 「高速炉の受動的炉停止方策に関する研究」 動燃技報 No.97, (1996)			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】

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

【研究内容（概要）】

- イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備：受動的な安全特性を強化したプラントの炉心システムの過渡応答を十分な精度で評価できるよう、解析コード体系の開発・整備を行う。既存の解析コードでは十分な評価が困難な現象（多次元核熱特性、冷却材ボイド化挙動等）を対象に、流体・構造・核の多次元的な結合効果を適切に考慮できるコードを整備する。冷却材ボイド化挙動については、モデル化及び検証のための沸騰・凝縮に関するデータを蓄積する。
- ロ. 受動的安全特性強化方策の開発：受動的な特性に基づく炉停止及び事故の影響緩和にかかるメカニズム（キュリーポイント 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. 受動的安全特性を強化したプラントに対する安全の考え方の検討：イ、ロの成果に基づき、受動安全特性を強化した原子炉の概念を提案するとともに、安全評価の考え方等を検討する。なおイについては大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

【使用主要施設】 京都大学エネルギー理工学研究所 高温ナトリウム伝熱実験装置

[最高ナトリウム温度 900 °C (沸騰条件), プール容積 41 リットル]

【成果の活用方法】**イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備**

プラント動特性解析コードについては、炉心内の温度分布が考慮可能なコードシステムを構築し、自己作動型炉停止機構が作動した場合の動特性評価に資する。また、ナトリウムの沸騰開始過熱度及び限界熱流束のデータについては、プラント動特性解析のために考慮が必要な影響因子の設定へ反映する。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

- ・受動的安全特性を強化する方策の具体化、確立に資する。

【進捗状況】**イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備**

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

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

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

研究計画の策定を行うとともに試験装置の基本設計を行った。

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

平成 9 年度は、引き続き、プラント動特性解析コードの整備を進めるとともに、受動的安全方策による負の反応度効果の空間分布（出力の歪み）を考慮したプラント動特性解析ができるように解析手法の整備を進める。また、沸騰開始過熱度と限界熱流束について、過渡特性に関する実験を行い、冷却材ボイド化挙動評価へ反映する。

ロ. 受動的安全特性強化方策の開発

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

【その他 今後の発展性等】

なし

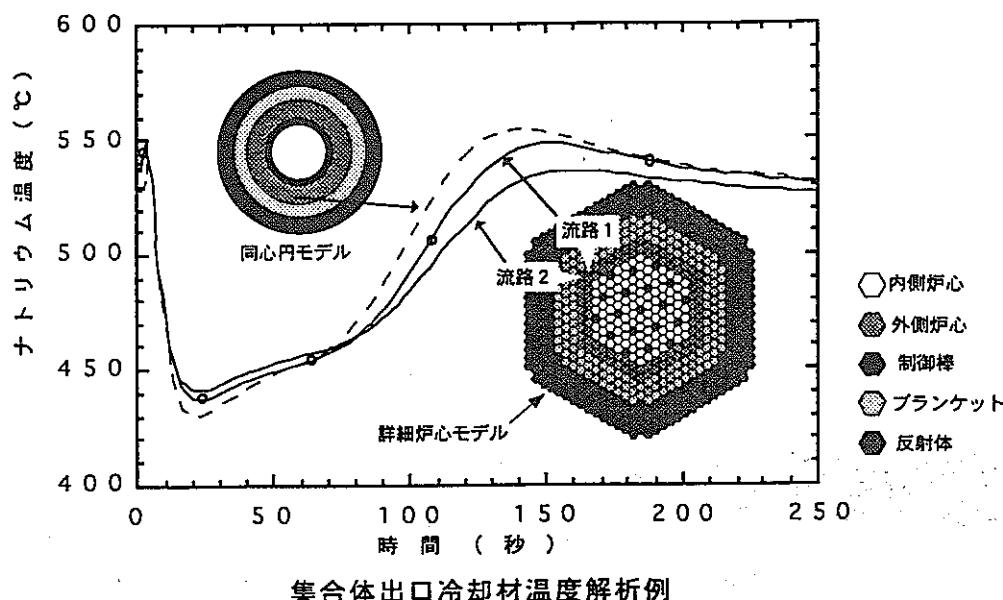
【研究成果】

イ. 受動的安全特性の解析手法の開発・整備

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

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

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



集合体出口冷却材温度解析例

ロ. 受動的安全性強化方策の開発

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

8年度は、各試験の試験計画の策定および試験装置の基本設計を実施した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 江沼康弘, 堀公明, 山口彰, 「高速炉の集合体間熱移行モデルの高度化」, 原子力学会春の年会, F1, (1997)

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-6-2
研究課題名 (Title)	「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究 Study on the Passive Safety Test by using the Experimental Fast Reactor Joyo	継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 実験炉部 技術課</p> <p>[氏 名] 鈴木 惣十 [連絡先] ⑨311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, OEC Soju SUZUKI 4002 Narita, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>			
キーワード	受動的安全性	プラント動特性	フィードバック 反応度	湾曲反応度
key word	passive safety	plant dynamics	feedback reactivity	bowing reactivity
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(1) 烏丸忠彦, 吉田昌宏, "炉心構成履歴を考慮した「常陽」炉心の機械的挙動評価(2)", 日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集第Ⅱ分冊, H7, P370, 1997年3月</p> <p style="text-align: right;">総数 6件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】 「常陽」を用いて酸化物燃料高速炉の反応度フィードバック特性に関する基本データを取得し、熱過渡解析、炉心変形解析および炉物理理解析等を連携させた総合的なプラント動特性の解析手法の確立に資するとともに、固有安全性を実証するための試験計画を策定する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>Ⅰ. 過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上 熱過渡解析、炉心変形解析および炉物理理解析等を連携させた総合的なプラント動特性評価手法の確立に資するため、「常陽」を利用したドップラ係数、燃料・構造材・冷却材等の温度係数、炉心の膨張・変形等の基礎的なフィードバック係数の測定試験を計画・実施する。 また、出力係数の出力・燃焼度依存性のメカニズムを解明するための試験を計画・実施する。</p> <p>Ⅱ. プラントの動特性解析コードの検証 安全特性試験の実施に先立ち、「常陽」のポンプ特性、炉心特性、及び炉内構造物の熱応答特性等に関するデータを取得し、プラント動特性解析コードを整備するとともに、安全特性試験結果を基にコードの検証を行う。</p> <p>Ⅲ. 炉心変形解析コードの検証： 集合体の接触モード・接触荷重・パッド部の剛性等炉心変形に関するデータを取得し、炉心変形のメカニズムを解明し、解析コードの検証を行う。</p> <p>Ⅳ. 燃料挙動に関する検討 「常陽」において、過渡時の燃料要素挙動に係わる試験データを取得するとともに、そのPIE結果より燃料要素の過渡状態での温度挙動を把握し、燃料挙動に伴う解析コードの検証を行う。</p>				

【研究内容（概要）】

- ホ 「常陽」における高速増殖炉安全特性試験計画の策定
上記の研究成果を踏まえ、「常陽」MK-Ⅲ炉心の初期での実施を目標に、固有安全性を実証するための試験計画を策定する。
- ヘ 「常陽」にSASSを適用した場合の炉心特性と安全特性試験における有効性を解析評価する。

【使用主要施設】

高速実験炉「常陽」

型式：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型

熱出力：100MW

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- 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検討するとともに、適宜、PIE試験等から得られる知見を反映することにより、計算モデルの高度化を図る。
- 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。
- ヘ SASSの仕様をパラメータとしたMK-Ⅲ炉心におけるATWS試験の解析を行い、SASSが炉心・プラントの安全性等に与える影響を評価する。

【その他 今後の発展性等】

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

【研究成果】

Ⅰ. 過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上

・ MK-Ⅲ炉心を用いた安全特性試験の予備解析

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

・ 反応度成分同定試験の予備解析

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

・ MK-Ⅱ炉心反応度係数の測定と評価

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

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

Ⅱ. プラント動特性解析コードの検証

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

Ⅲ. 炉心変形解析コードの検証

・ 実機データを用いた変形解析コードの検証

「常陽」運転監視コード“MAGI”、ラッパ管群温度計算コード“TETRAS”及び炉心湾曲解析コード“BEACON”を連動させ、詳細な運転・燃料交換履歴を考慮した全炉心の湾曲解析を行った。過去のPIEを通じ、有意なデータが得られている燃料隣接位置の反射体の残留変位（取出後の変位量、熱クリープとスエーリングからなる）を解析した結果、実測値を過小評価した。感度解析の結果、ラッパ管の対面間温度差が残留変位解析に与える影響が大きく、この精度向上により、C/Eが改善できことがわかった（表2）。⁽⁴⁾

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

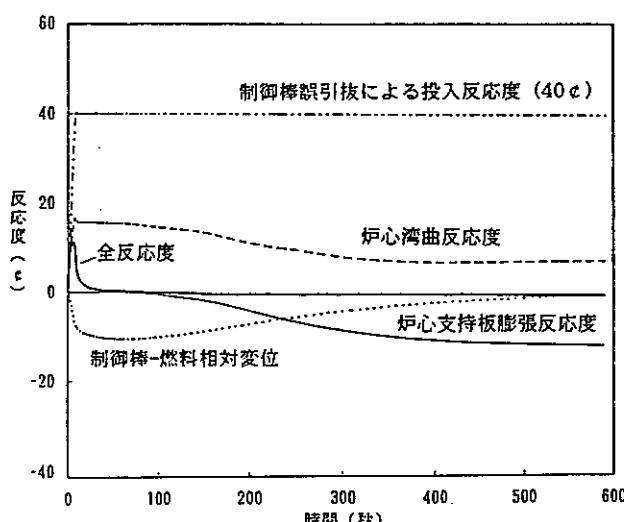


図1 MK-III炉心におけるUTOP試験解析結果

表1 静的反応度成分同定試験の解析結果

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

【研究成果】

・ 炉内熱湾曲挙動測定手法の検討

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

二. 燃料挙動に関する検討

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

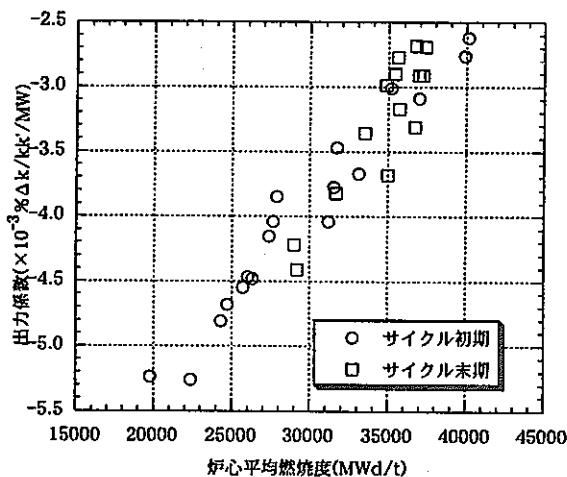


図2 MK-II炉心出力係数測定結果

表2 内側反射体残留変位の実測と解析の比較

集合体名	集合体残留変位(mm)				
	実測値 (PIE)	基準解析 解析値	対面間温度変更 C/E	解析値 C/E	
NFRI09	6.3	2.0	0.32	4.2	0.67
NFRI0D	13.3	2.7	0.20	5.9	0.44

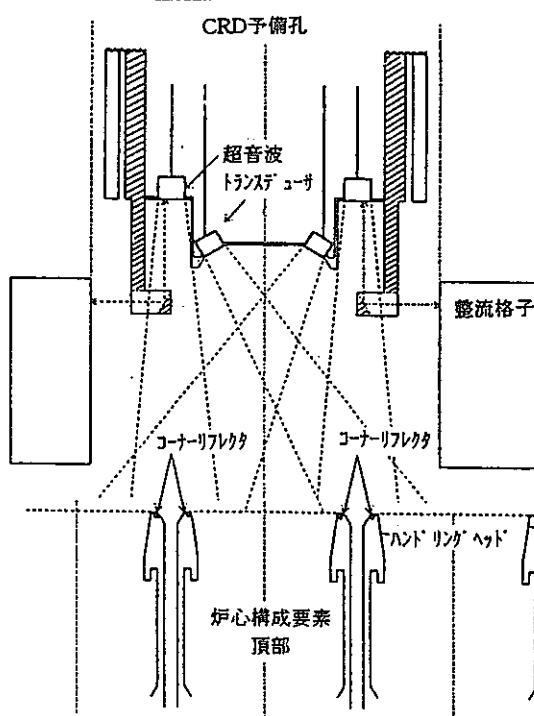


図3 炉内検査装置の概念図

【レポート・学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 鈴木俊宏, 吉田昌宏, 鈴木惣十, "「常陽」炉心支持板の変位による反応度変化の解析評価", 日本原子力学会「1997年春の年会」予稿集第II分冊, E36, P243, 1997年3月
- (3) 有井祥夫, 青山卓史, 鈴木惣十, "高速実験炉「常陽」MK-II炉心の炉心・燃料管理経験", 日本原子力学会誌 Vol. 39, No. 4 pp. 315~325, 1997年
- (4) 大洗工学センター炉心変形検討会, "高速増殖炉の「炉心変形検討会」平成7年度活動報告", PNC TN9410 96-300, 1996年10月
- (5) 鈴木俊宏, 市毛聰, 鈴木惣十, 菅谷和司, "高速炉安全特性研究のための「常陽」炉心支持板変形解析", PNC TN9410 96-269, 1996年9月
- (6) 吉田昌宏, 鈴木俊宏, 鈴木惣十, 菅谷和司, "高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果", 動燃技報No. 103, 平成9年9月

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-8-1
研究課題名 (Title)	高速増殖炉燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究 (Study on the breach criteria of breeder reactor fuel during transient conditions)	継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部燃料技術開発室</p> <p>[氏 名] 浅賀 健男</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Oarai Engineering Center, Advanced Technology Division, Nuclear Fuel Research Section ASAGA, Takeo 4002 Narita Oarai-machi Higashi-Ibaraki-gun Ibaraki Japan 311-13 81-29-267-4141</p>			
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	<p>(1)吉武他、「高照射PNC316燃料被覆管の急速加熱破裂挙動評価」、日本原子力学会 1997年春の年会、J29。</p> <p style="text-align: right;">総数 3件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】</p> <p>過渡条件下における燃料破損限界について、炉内及び炉外試験データの取得とその評価により解明し、安全性を確保しつつ高燃焼化、高線出力化といった高性能化を達成する混合酸化物(MOX)燃料を開発するとともに、このような高性能化MOX燃料に適用できる安全評価上の基準類の整備に資する。また、従来型MOX燃料以外の新型燃料の過渡挙動と破損メカニズムの概略を把握し、燃料設計の成立性及び安全性の判断に資する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. CABRI/SCARABEE炉の炉内実験ループにより、燃料設計の高度化に対応した燃料を用いて、過出力型及び流量減少型の過渡試験を行い、破損限界の燃料条件依存性を明らかにする。また、従来型MOX燃料以外の新型燃料についても過渡試験を行い、破損メカニズムや過渡挙動の概略を把握する。</p> <p>ロ. 照射済燃料要素から採取した被覆材を用い、除熱能力低下（流量減少）型の過渡条件を模擬した炉外急速加熱破損試験を行い、高燃焼条件下の機械的強度及び破損限界特性に関するデータベースを拡充する。</p> <p>ハ. イ. ロ. に従来のデータを加えて、高速増殖炉燃料の過渡時の破損限界データベースと評価モデルを整備することにより、十分な安全性を保ちながら高性能化を達成する燃料設計条件を明らかにするとともに、このような高性能化燃料に適用できる安全評価上の基準類の整備に資する。</p> <p>二. 新型燃料について、成立性及び安全性の検討を行う。</p>				
<p>【使用主要施設】 照射炉：高速実験炉「常陽」、炉内安全性試験炉CABRI 照射後試験施設：PNC-FMF、MMF、CEA-LECA</p>				

【成果の活用方法】

- イ. 中空燃料の過渡時FCMI挙動に関する知見については、「ハ」の評価モデル整備に反映する。
- ロ. 今回のPNC316燃料被覆管の試験結果に今後取得されるより高照射量のPNC316燃料被覆管および改良オーステナイト鋼被覆管の試験結果を加え、今回と同様の手法にて被覆管強度、LOF型事象時被覆管破裂温度を評価して、その結果を燃料許容設計限界の検討に反映する。
- ハ. 過出力時破損限界の被覆管温度依存性は、「イ」の過渡時FCMI挙動の知見とともに評価モデル整備に反映して、様々な条件での燃料破損限界を評価し安全評価上の基準類の整備に資する。

【進捗状況】

- イ. CABRI-RAFT計画(1996~2000年)の具体的な試験内容を検討し、その概要を固めた。この中で、今後の仏国内での燃料照射実現性を踏まえ、破損限界に係わる燃料条件依存性研究のスコープを見直し、太径中空高燃焼度燃料及び新型燃料を用いた試験については本計画の対象から除外した。
また、CABRI-FAST計画の中で実施済みのMF2試験の分析を進めた。
- ロ. 「常陽」にて最大約 $17 \times 10^{20} n/m^2$ ($E > 0.1 MeV$)まで照射したPNC316燃料被覆管の急速加熱破裂試験を実施するとともに、従来試験データにこの試験結果を加えて被覆管強度を評価した。
- ハ. CABRI-RAFT計画における破損限界に係わる試験スコープの縮小を受けて、研究目的達成の方策を見直した。また、既存スローTOP試験データベースについて検討を進めた。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

- イ. CABRI-FAST計画のMF2試験(6.4a/oの太径中空燃料による1240W/cm程度までのスローTOPで非破損)について被覆管外径変化の詳細分析を進め、プレナム・ガス圧によるクリープ変形と見られる全般的で軽微な変形に加え、2ヶ所の軸方向位置での局所的な変形が生じていることを確認し、後者の変形メカニズム解明を図る照射後試験計画を策定した。
- ロ. PNC316燃料被覆管において、周応力約200MPa以下では、照射量の増大に伴う有意な破裂温度の低下がないことを、高速中性子照射量約 $17 \times 10^{26} n/m^2$ (E>0.1MeV)までの範囲で実験的に確認した。(図1)また、従来試験データにこの試験結果を加えて被覆管強度を検討した結果、典型的な高速炉燃料のLOF型事象時初期温度上昇過程(1次ピーク)を包絡する条件である周応力100MPa、温度上昇速度10°C/sでは被覆管の破裂温度は900°C以上と評価できることが分かった。(図2)¹⁾
- ハ. CABRI、TREATにおける既存スローTOP試験データ(1~10%Po/s)について検討を進め、破損限界に与える被覆管温度の影響が大きいことを確認した(図3参照)。特に、FCMIの低減効果の大きな低・中スミア密度燃料(80~85%TD)の破損については、被覆管温度に支配される傾向が顕著に見られ、観測された破損時の温度に相当する材料強度の評価から、プレナム・ガス圧程度の低い応力負荷条件での破損となっていることが推定された。なお、TREAT J1及びCABRI E12試験での破損はプレナムガス圧では説明できず、FCMIあるいは溶融燃料圧力負荷に伴う破損と考えられる。

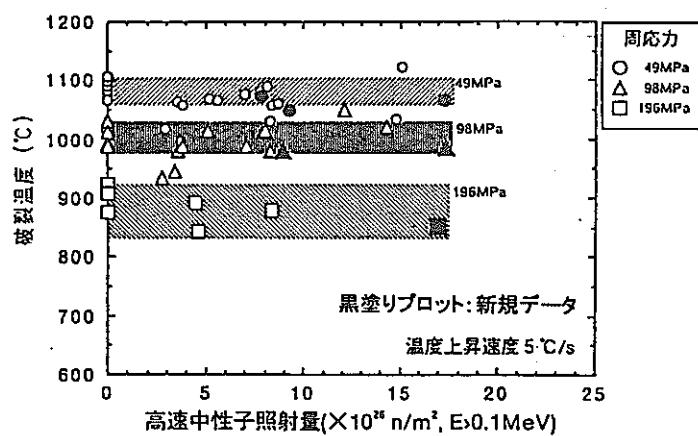


図1 PNC316 燃料被覆管の急速加熱時破裂温度
照射量依存性¹⁾

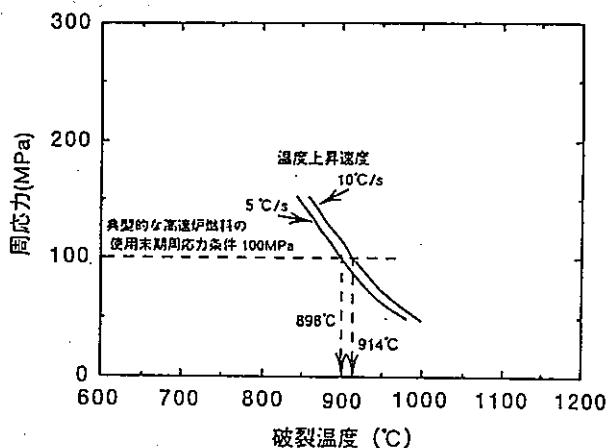


図2 PNC316 燃料被覆管の急速加熱時破裂温度
評価結果¹⁾ (照射量<約 $17 \times 10^{26} n/m^2$ [E>0.1MeV])

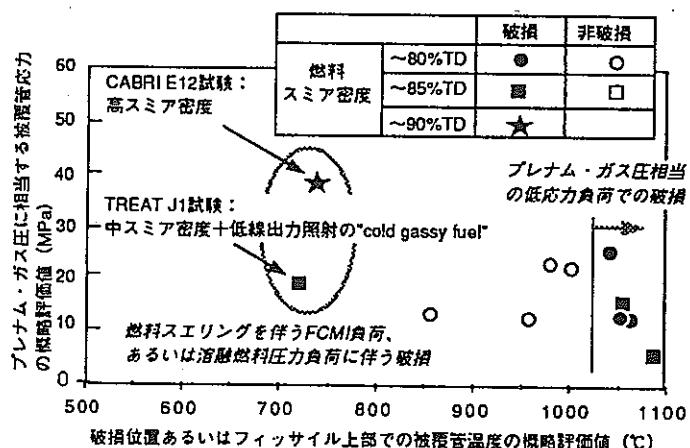


図3 CABRI、TREAT炉でのスローTOP過出力試験(E12試験以外は定格出力の3倍以上)における被覆管温度及びプレナム・ガス圧に相当する応力の概略評価値

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2)吉武他、「高照射PNC316被覆管の急速加熱破裂挙動評価(I)」、PNC TN9410 96-281, 1996.

【発表予定】

(3)水田他、「高速炉被覆管(PNC316)の高温下でのクリープ強度特性評価」、日本原子力学会1997年秋の大会

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-9-1	
研究課題名 (Title)	燃料集合体内での異常拡大防止に関する研究 (A study on prevention of abnormality progression with a fuel subassembly)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) 安全工学部 高速炉安全工学室</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN) 成田町4002 ☎029-267-4141</p>				
キーワード key word	局所事故 local fault	集合体事故 subassembly accident	CABRI-RAFT CABRI-RAFT	制御棒引き抜き control rod withdrawal accident.	冷却性 coolability
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	(1) H. 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 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】 燃料集合体内の局所的な冷却材流路閉塞や燃料損傷を生じた場合の異常拡大の防止条件について、燃料設計及び炉心設計の進展を踏まえて明確化し、高速増殖炉の異常拡大防止に関する判断基準の整備に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 局所閉塞に関するナトリウムを作動流体とした炉外試験を実施するとともに、これに基づく解析コードの改良・検証を行い、局所的な冷却性の阻害と燃料ピン破損発生の関係に関する評価手法を整備する。 ロ. 高燃焼度燃料条件において、燃料集合体内の一部に損傷を生じた場合の損傷拡大メカニズムと拡大速度を実験的に確認し、燃料高性能化に対応した異常拡大防止のための設計条件及び評価の考え方の明確化を図る。 ハ. 大型炉の制御棒誤引抜事象において、一部の燃料ピン破損を生じた場合の損傷部分の冷却性確保の条件について実験的な解明を図り、燃料高性能化に対応した異常拡大防止のための設計条件及び評価の考え方の明確化を図る。					
【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°C、設計圧力 8 kg/cm ² G ・燃料集合体水流動試験装置 : 最大流量 30m ³ /hr					

【成果の活用方法】

ナトリウムを作動流体とした炉外試験の実施とそれに基づく評価手法の向上は、種々の起因事象に対する燃料ピン破損モードの評価に活用できる。また、CABRI-RAFT炉内試験から得られる集合体内の局所損傷状態での安定冷却条件、或いは損傷拡大挙動の知見、及びこれに基づく評価手法の向上は、高線出力化など燃料高性能化の視点を踏まえた上で異常拡大の防止設計や判断基準類の整備に反映できる。

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 水／ナトリウムを作動流体とした炉外試験を実施し解析コードの改良・検証を行うとともに、局所異常に対する燃料ピン束の健全性限界の評価を実施する。
- ロ. 本項目の実験的研究については下記ハ. との共通課題として統合するものとし、その成果を基に損傷拡大に係わる評価手法の高度化を図る。
- ハ. 平成9年度にはRB1試験を実施すると共にその結果を分析し、RB2試験の条件を選定する。平成10年度以降はRB2試験、RB3試験を実施する。また、これらの試験による知見を踏まえて、破損燃料の冷却性に係わる評価手法の高度化を図る。

【その他 今後の発展性等】

特になし

【研究成果】

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

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

ロ. 集合体内の部分的な損傷からの損傷拡大挙動については、下記ハ. と目的を共有するCABRI-RAFT試験として、破損燃料からの溶融燃料放出の実現に重点を置いた試験条件の検討を進め、その概略条件を選定した。

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

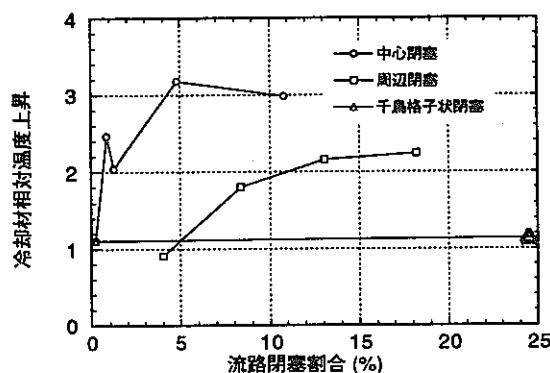


図1 閉塞割合と冷却材相対温度上昇の関係
(閉塞が無い場合の平均温度上昇に対して)

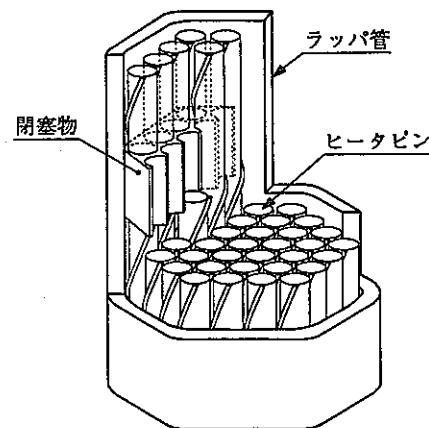


図2 ナトリウム試験閉塞物鳥瞰図

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

試験名	RB1試験	RB2試験	RB3試験
目的	破損燃料からの溶融燃料放出の有無と放出後の挙動	同左（ただし、RB1と異なる破損条件）	溶融燃料放出時の冷却性、あるいは損傷拡大挙動
試験体形状			
燃料溶融条件	比較的低い燃料溶融条件	RB1の結果を踏まえ、やや大きな燃料溶融条件	RB1、RB2の結果を踏まえて、放出燃料冷却性を見る上で最も適条件を使用

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 小林 順他、「FBR燃料集合体内ポーラス状局所閉塞水流動試験（I）－閉塞物内部通過流量と冷却効果－」、日本原子力学会1996秋の大会
- (3) 大島 宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの並列計算機への適用」、日本原子力学会1996春の年会、C21、1996
- (4) 大高 雅彦、大島 宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証」、日本原子力学会1996春の年会、C22、1996
- (5) 成田 均、大島 宏之、「高速炉燃料集合体内熱流動解析コードASFRE-IIIの整備－燃料ピン伝熱モデルの改良－」、日本原子力学会1996秋の大会、C11、1996
- (6) 大島 宏之、「高速炉における燃料集合体局所異常に関する研究－ポーラス状流路閉塞熱流動解析－」、日本原子力学会1997春の年会、F4、1997年
- (7) A. Yamaguchi and H. Ohshima, "Practical Engineering Application of Numerical Simulation of FluidFlow in Complex Geometry," 計算科学国際シンポジウム(ISPCES'97), 1997
- (8) 山口 彰、大島 宏之、「計算科学的手法による流体一構造系の統合シミュレーションの研究－複雑形状空間における熱流動シミュレーション－」、日本原子力学会誌、vol. 39, No. 5, p. 22, 1997
- (9) 大島 宏之、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの整備・改良－ポーラス状閉塞モデルの高度化－」、PNC TN9410 96-128, 1996
- (10) 大高 雅彦、大島 宏之、成田 均、「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証」、PNC TN9410 96-212, 1996

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-10-1
研究課題名 (Title)	自然循環除熱に関する研究 Study on Decay Heat Removal by Natural Circulation		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 動力炉・核燃料開発事業団 Reactor Engineering Section, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 安全工学部 原子炉工室</p> <p>[氏 名] 山口 勝久 Katsuhisa Yamaguti</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 O-arai, Ibaraki-ken, 311-13 大洗町 成田町 4002 Japan ☎ 029-267-4141</p>			
キーワード	自然循環	受動安全	インターラッパー流	熱過渡
key word	natural circulation	passive safety	inter wrapper flow	thermal transition
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(1) H. Kamide, et al.: "Investigation of Inter-wrapper Flow in Fast Reactors During Natural Circulation Decay Heat Removal -Seven-subassembly Sodium Experiments-", Proc. of ARS '97, p.1141, (June 1997) 総数 12 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【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流の効果を含むプラント挙動を明らかにして、崩壊熱除去にかかる基礎データ、判断基準の検討を行い、プラントの安全設計・安全評価を行う上で必要な指針等の確立に資する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 自然循環除熱への移行時における炉心部の三次ピーク温度の低減及び評価モデルの信頼性向上を図るために、水を作動流体とするインターラッパー流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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>				
<p>【使用主要施設】</p> <p>イ. プラント過渡応答試験施設 (PLANDTL): 最高使用温度 650°C (ループ) 950 °C (試験体)、設計圧力 8kg/cm²G、最大流量 1200 ℥/min、発熱量- 試験体 1.2MW、加熱器 0.52MW、主配管 4B。</p>				

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

- イ. 模擬燃料集合体 7体とその集合体間ギャップおよび上部プレナムを有するPLANDTL 装置を用い、IWF に関する過渡ナトリウム試験を実施した。除熱系統は、IHX 二次系と補助冷却系であるDRACS、あるいはPRACS を組み合わせた形態とし、IHXの運転条件、および補助冷却系の起動時間を試験パラメータとした。その結果DRACS による除熱はIHX 二次系の運転条件の影響を受けるものの、一次系一巡流量が定格比 1% を下回る低流量時において、IWF による除熱が顕在化し、一巡流量が0.5%の条件においては、IWF による除熱が一巡流量による除熱量を上回る事が明らかとなった。集合体内水平方向温度分布は IWF により急峻な勾配を持つようになる。図1 に示すように、この時の無次元最高温度がGr数とRe数の関数により整理できることを、次元解析と実験結果への適用を通して証明した。^{(1), (2), (3)}
- ロ. 热移行を伴う複数の燃料集合体における集合体内温度分布の評価手法を構築した。本研究では、集合体内的熱流動現象に主眼を置くために、IWF が顕在化しないIHX およびPRACS による冷却条件に対して解析手法の開発を進めた。本解析手法は、定格運転から自然循環除熱状態を適用対象としており、燃料集合体内サブチャンネル間の冷却材混合効果を工学モデルにより近似する多次元熱流動解析を採用している。この工学モデルにおいては、燃料ピン束の形状およびRe数、Gr数の関数によりミキシング係数の大きさを決定する。また、本研究では、既往文献の情報に基づき、流体混合への浮力の影響が顕在化するしきい値を、Ri数の関数により定義づけることを提案した。PLANDTL における過渡試験を対象に検証を実施し、図2に示すように集合体内の径方向温度分布の過渡変化を本手法により模擬できることを明らかにした。^{(4), (5), (6)}
- 全炉心熱流動解析コードACT の開発を開始した。今年度は燃料集合体解析部とIWF 解析部を開発し、両者の結合を行った。さらにPLANDTL の試験データを用いて検証解析を行い、妥当な解が得られることを確認した。^{(7), (8)}
- ハ. 自然循環除熱時の留意点としてイ. の結果からDRACS を用いた場合には、炉心周辺部に位置する低発熱集合体において逆流が生じる可能性が示唆された。またロ. の成果により、ミキシング係数を適切に用いれば、定格から自然循環除熱状態への熱過渡時の燃料被覆管最高温度を精度良く（無次元温度に換算した場合、評価誤差が計測誤差に包絡されてしまう程度の精度）評価できることを明らかにした。

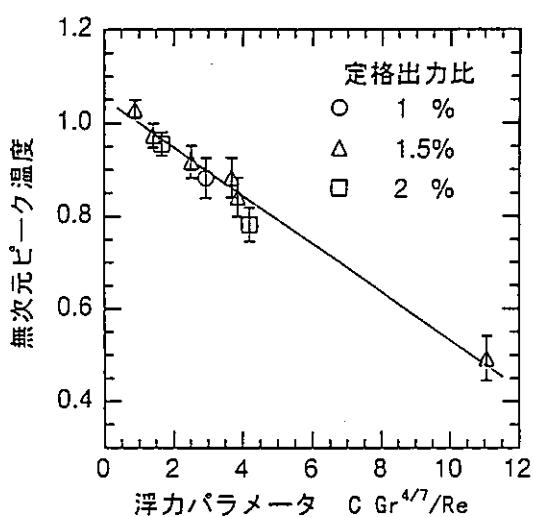


図 1 IWF発生時の無次元ピーク温度と浮力パラメータの関係

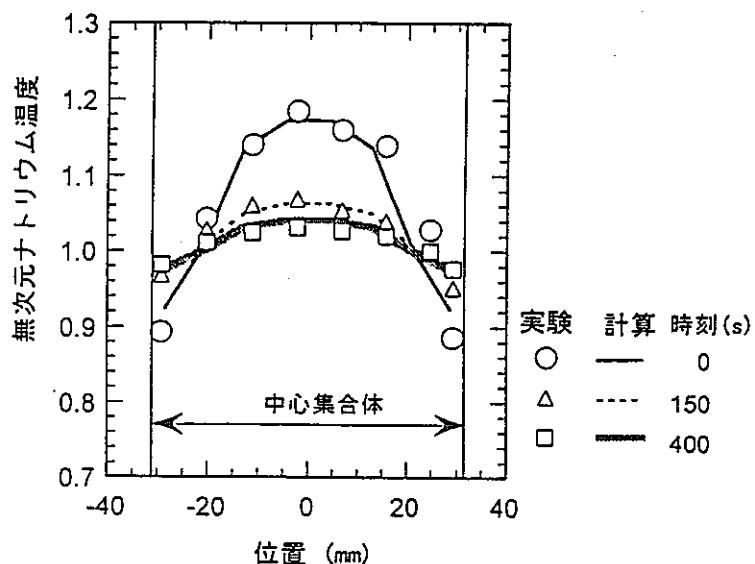


図 2 中心集合体発熱上端部系方向無次元温度分布の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】（続き）

- (3) 桃井一光他：「高速炉の自然循環崩壊熱除去時のシステム間相互作用に関する試験研究 - 炉心および主冷却系の過渡熱流動現象の解明 -」, PNC TN9410 96-280, (Oct. 1996)
- (4) 上出英樹他：「高速炉の自然循環時集合体間熱移行現象に関する解析手法の開発 - CCTL および PLANDTL 試験に基づく検証」, PNC TN9410 96-268, (Sept. 1996)
- (5) 西村元彦他：「高速炉燃料集合体内非定常熱流動解析へのミキシング係数モデルの適用」, PNC TN9410 96-289, (1996)
- (6) 西村元彦他：「ミキシング係数導入による多次元解析の高度化 - 過渡時の高速炉燃料集合体間熱移行現象への適用 -」, 日本原子力学会 1997 年春の年会, (Mar. 1997)
- (7) 大高雅彦、大島宏之：「高速炉炉心槽内熱流動解析手法の開発」、日本原子力学会 1996 年秋の大会, (Oct. 1996)
- (8) 大高雅彦、大島宏之：「複数の熱流動解析コードをカップリングした全炉心熱流動解析コード(ACT) の開発 - コードの概要と炉心槽解析部の開発 -」, PNC TN9410 96-118, (1996)
- (9) H. Kamide, et al. : "Benchmark Exercise for Multi-dimensional Thermohydraulic Analysis Codes - Buoyancy Driven Penetration Flow Phenomena and Thermal Stratification -", Jrnl. of Hydraulic Research, Vol. 34, No. 3, p. 317, 1996

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-10-2
研究課題名 (Title)	過渡伝熱流動現象に関する研究 Study on Transient Thermohydraulic Analyses.			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>〔所 属〕 大洗工学センター 基盤技術開発室 热流体技術開発室 (Thermal-Hydraulics Research Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>〔氏 名〕 岩田 耕司 (Koji Iwata)</p> <p>〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-267-4141 (4002 Narita, O-arai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN)</p>				
キーワード	過渡熱流動 transient thermohydraulics	サーマルストライピング thermal striping	流力振動 flow induced vibration	自由液面 free surface	ナトリウム漏洩 sodium leakage
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）： 液面の非線型不安定現象に関する基礎研究 (東京大学、茨城大学)</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) T. MURAMATSU, Combined Thermal Striping Analysis Using AQUA, DINUS-3 and BEMSET Codes for the Core Outlet Region of a Japanese Fast Breeder Reactor, 2nd EJCC Specialists Meeting on thermal Hydraulics (1996). 総数28件</p> <p>(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
【研究目的】					
<p>大型炉の定格運転時から事故時にわたるプラントシステム内の過渡伝熱流動現象について、境界領域における熱流体-構造相互作用や多成分混相流状態を考慮して評価する手法の開発・整備を実施し、システムの安全性評価と安全裕度の適性化に資する。</p>					
【研究内容（概要）】					
<p>イ. 熱過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備</p> <p>冷却材バウンダリの健全性の評価に重要な熱過渡特性について、温度境界層における温度ゆらぎ低減効果等を含め、冷却材側の条件から構造材側の条件までを一貫して評価できる手法を開発・整備し、従来、保守的に設定されていた安全裕度の適性化を図る。</p> <p>ロ. 流力振動等の解析手法の高度化</p> <p>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。</p>					

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

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

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

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

【使用主要施設】

情報センター大型計算機

【成果の活用方法】

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

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

【進捗状況】

イ. 熱過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備

炉容器内のサーマルストライピング特性を評価するために開発した解析コードシステム（AQUA, DINUS-3, THEMIS, BEMSET）により、流体-構造熱的連成問題の解析を行い、既往ナトリウムモックアップ実験による結果などを良好に再現できることを確認した。

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

薄肉構造物や自由液面等の移動境界を扱うために開発した流動解析コードSPLASH-ALEの性能を検証するため、液面衝突噴流の自励振動現象を対象として解析を行い、実験と良好に一致する結果が得られることを確認した。

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

平成9年度から実施予定である。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 热過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備

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

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

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

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

解析コードの検証手順の予備検討を実施する。

【その他 今後の発展性等】

イ. 热過渡に対する安全裕度適性化手法の開発・整備

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

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

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

ハ. 解析コードによる安全裕度適性化手順の検討

本研究で開発する解析コードシステムは、一般産業への適用が可能である。

【研究成果】

イ. 熱過渡に対する安全評価手法の開発・整備

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

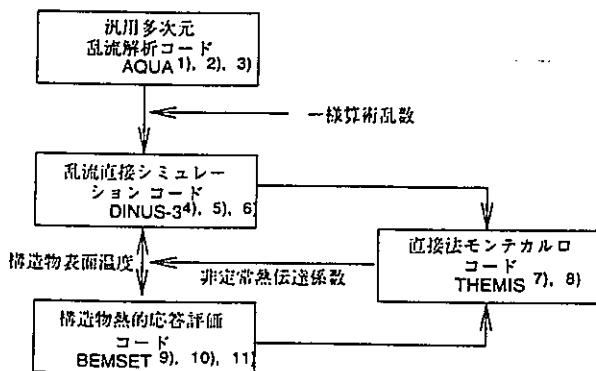


図1 サーマルストライピング解析評価システム

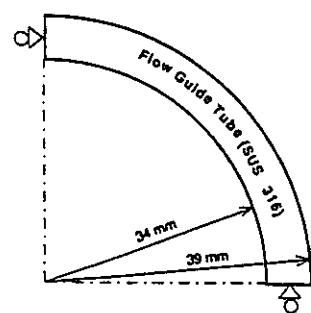
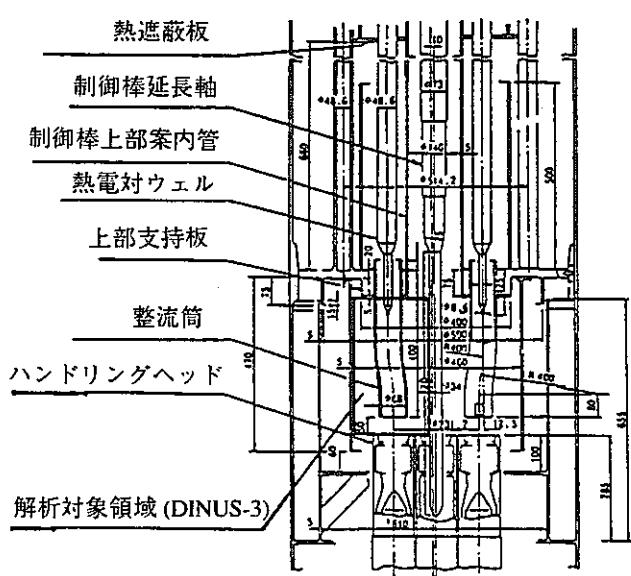
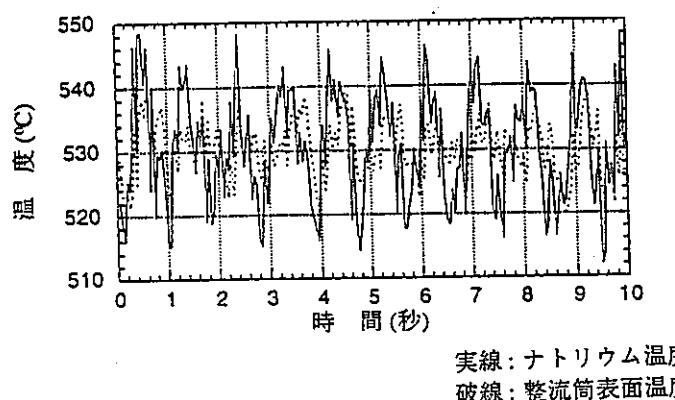
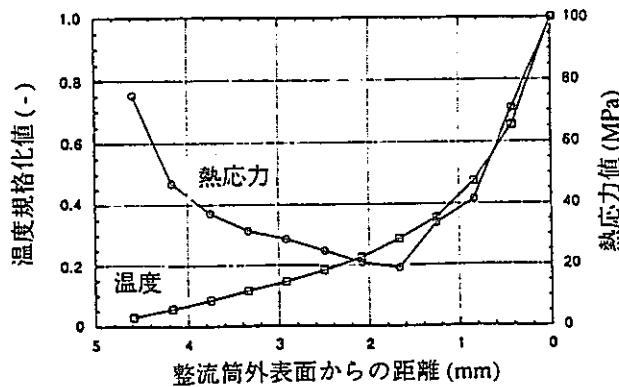


図2 炉心出口解析対象領域

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

□ 流体-構造連成解析手法の開発・整備

高速炉の原子炉容器等において、流れとの相互作用によって薄肉の構造物が流体励起振動⁽¹³⁾を生じたり、自由液面に揺動を生じた場合、構造物に機械的・熱的負荷が加わり安全上問題となる可能性がある。このような現象を機器設計段階で予測・対処するため、薄肉構造物や自由液面といった変形・移動する境界を取り扱える流動解析コード、SPLASH-ALEをこれまでに開発した^{(14), (15)}。SPLASH-ALEの流れと液面の相互作用についての解析能力を検証するため、液面衝突噴流の自励振動現象[16]を対象として解析を行った。

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

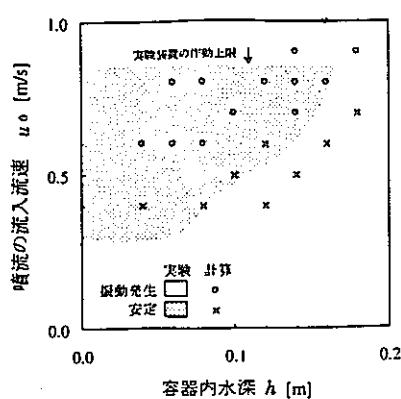


図5 噴流振動発生条件の比較

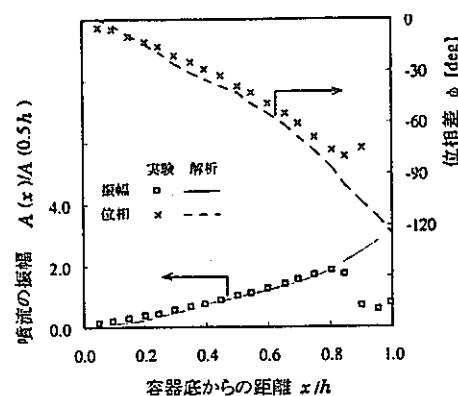


図6 噴流流脈線の振幅・位相特性の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

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

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-11-1
研究課題名 (Title)	ナトリウム燃焼に関する研究 (Study on Sodium Combustion)			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕大洗工学センター 安全工学部 プラント安全工室 〔氏 名〕田辺 裕美 〔連絡先〕〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田4002 ☎029-267-4141		Plant Safety Engineering Section, Safety Engineering Division, OEC Hiromi Tanabe Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-13 Japan Tel. 029-267-4141		
キーワード key word	ナトリウム sodium	燃焼 combustion	ナトリウム漏洩 sodium leakage	エアロゾル aerosol	影響緩和 mitigation
関連する 共同研究 実証試験等	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	内山 他、「もんじゅナトリウム漏洩事故の原因究明 - ナトリウム漏えい燃焼実験 - II -」TN9410 97-051, 1997年3月 （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、ナトリウムの漏洩燃焼に関して影響緩和と解析評価技術の高度化を図る。

【研究内容（概要）】

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

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

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

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

既に開発されているナトリウム漏洩燃焼解析コード（SOLFAS, ASSCOPS, SOFIRE-M3）に関して、低酸素濃度における燃焼モデル、伝熱モデル等に改良を加え、解析精度の向上を図るとともに、影響緩和の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)
原子炉補助建物部分モデル試験装置（SOLFA-1）、大型密閉試験装置（SOLFA-2）

【成果の活用方法】

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

【進捗状況】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

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

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

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

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

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

【その他 今後の発展性等】

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

【研究成果】

イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験

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

実験中、ナトリウムエアロゾルは、水スクラバ、フィルタで除去し、フィルタを20分毎に1回程度の頻度で交換することにより、長時間の運転を行った。図2にナトリウム漏洩燃焼試験-IIにおける床ライナ裏面温度、雰囲気ガス温度、酸素濃度の実験結果を示す。床ライナ裏面温度は、実験開始後10分で約800°Cに達し、その後800°C～850°Cで推移し、約3時間20分に発生したライナの損傷により生じたナトリウムとコンクリートの反応等の結果1000°Cに達した。試験装置内の雰囲気ガス温度は、実験開始後1時間で200～300°Cに達し、酸素濃度は実験期間中18%以上に維持されていた。実験-IIでは、ナトリウム堆積物の化学分析により、NaOHの生成割合が高いという「もんじゅ」事故等と異なる結果が得られた。これは、狭いコンクリートセル内での実験であったため、雰囲気温度の上昇によりコンクリートから水分が放出された結果生じたものであり、これが実験-IIでライナに損傷が生じる原因となったことが明らかとなった。

ロ. ナトリウム漏洩燃焼解析コードの高度化

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

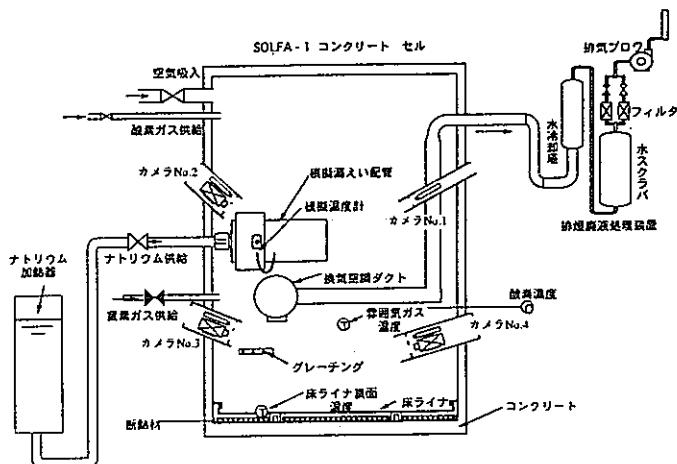


図1 ナトリウム漏洩燃焼実験-II SOLFA-1試験装置

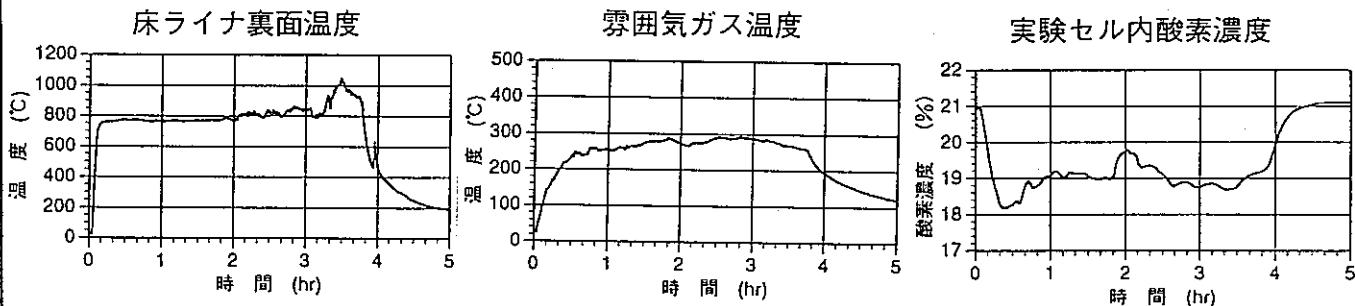


図2 実験-IIの主な温度及び酸素濃度

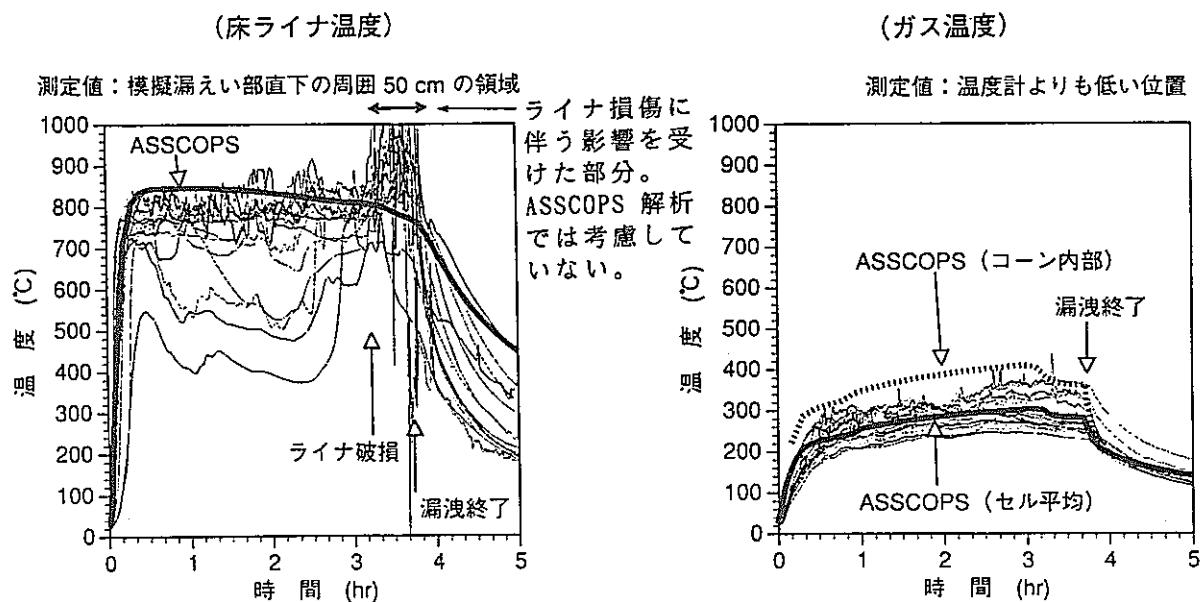


図3 ASSCOPS解析結果と測定データの比較
(太線: 計算結果、細線: 測定値)

【レポート・学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 下山 他、「もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 - ナトリウムによる漏洩速度、漏洩形態の確認実験-」 TN9410 97-085、1996年11月
- (3) 下山 他、「ナトリウムによる漏洩速度、漏洩形態の確認実験実験データ集」 TN9450 97-007、1997年3月
- (4) 川田 他、「もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 - ナトリウム漏洩燃焼実験 - I - 」 TN9410 97-036、1997年1月
- (5) 川田 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験 - I データ集」 TN9450 97-005、1997年3月
- (6) 内山 他、「ナトリウム漏えい燃焼実験 - II データ集」 TN9450 97-006、1997年3月
- (7) 石川 他、「ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPSの開発と検証」 TN9410 97-030、1997年4月
- (8) 田辺 他、「ナトリウム漏洩・燃焼実験 (1)実験方法と測定データ」 1997年春の年会 1997年3月
- (9) 三宅 他、「ナトリウム漏洩・燃焼実験 (2)影響評価と測定データ」 1997年春の年会 1997年3月
- (10) もんじゅ建設所、「40%出力試験中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について 第4報報告書」、1996年9月
- (11) もんじゅ建設所、「40%出力試験中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について 第5報報告書」、1997年3月

【発表予定】

なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-11-2
研究課題名 (Title)	ナトリウムー水反応に関する研究 Safety Evaluation in Sodium-Water Reaction Events for LMFBR Steam Generators		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター安全工学部 Plant Safety Engineering Section, プラント安全工学室 Safety Engineering Division, OEC</p> <p>[氏 名] 田辺裕美 Hiromi TANABE</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 大洗町成田4002 311-13 Japan</p> <p>☎029-267-4141 Tel. 029-267-4141</p>				
キーワード	蒸気発生器	伝熱管	水リーク	ナトリウムー水反応	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	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1)林田、浜田、「蒸気発生器伝熱管破損模擬試験(TRUST-1) の評価」、 PNC TN9410 97-002、1996年6月 (2)浜田、田辺、「Sodium-Water Reaction Study of Future FBR Steam Generators」、PNC TN9100 96-001、1996年10月 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】 高速増殖炉の実用化要求と整合性を持たせつつ、高度の安全性を実現することを目的に、蒸気発生器でのナトリウムー水反応に関して影響の緩和と解析評価技術の高度化を図る。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 大型炉用蒸気発生器の設計基準リーク選定手法の合理化 実証炉規模のプラントの大型蒸気発生器の設計基準事象を合理的に選定する手法を確立するために、以下の研究を行う。</p> <p>(1)伝熱管破損模擬試験 ナトリウムー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。</p> <p>(2)破損伝播評価手法の整備 反応モデルと蒸気流モデルの連成による伝熱管構造評価手法を現行破損伝播解析コードに組み込み、上記試験結果を用いた検証により、汎用性のある設計基準リーク評価手法を整備する。</p> <p>(3)大型ナトリウムー水反応試験の実施 実機におけるブローダウン効果を含めた総合的な試験として、ナトリウムー水反応設計基準リーク試験を実施し、開発した設計基準評価手法の妥当性を総合的に確認する。</p>					

□. 2次系削除システムの安全評価手法整備

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

【使用主要施設】

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

【成果の活用方法】

- 伝熱管破損模擬試験データは、高温ラッ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リーグの評価・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. 設計基準リーグ選定手法合理化

(1) 伝熱管破損模擬試験

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

(2) 破損伝播評価手法の整備

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

(3) 大型ナトリウム-水反応試験

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

□. 2次系削除システムの安全評価手法整備

(進捗無し)

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 設計基準リーグ選定手法合理化

(1) 伝熱管破損模擬試験

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

(2) 破損伝播評価手法の整備

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

(3) 大型ナトリウム-水反応試験

試験装置の設計・製作、それを用いた注水試験データの蓄積、及び上記評価手法の検証を行う。

□. 2次系削除システムの安全評価手法整備

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

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 設計基準リーケ選定手法合理化

(2)破損伝播評価手法の整備

(化学反応評価モデルの整備)

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

(構造評価モデルの整備)

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

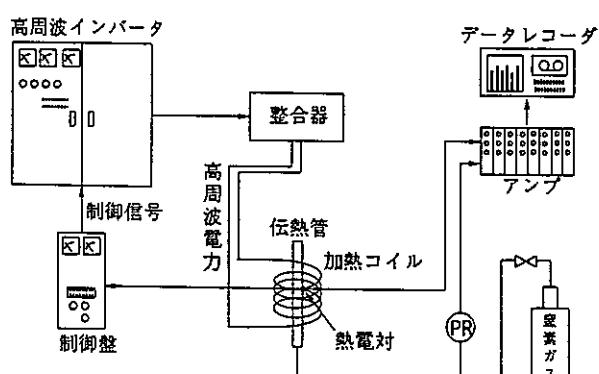


図1. TRUST-1試験装置

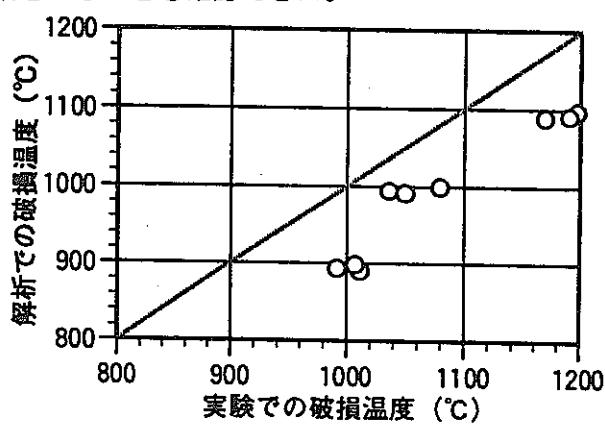


図2. 実験と解析の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-13-1	
研究課題名 (Title)	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究 (Study on Evaluation of Core-Disruptive-Accident Sequences)		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center) 安全工学部 高速炉安全工学室</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN) 成田町4002 ☎029-267-4141</p>				
キーワード	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
key word	core disruptive accident	in-pile safety experiments	safety analysis code	initiating phase	transition phase
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：CABRI炉内試験（仏国CEA） 新型燃料高速炉におけるCDAの研究（東北大学） SAS4A/SIMMER-IIIコード開発に関する日欧共同研究 （仏国CEA, 独国FZK）</p> <p>実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1)平野他、「金属燃料高速炉における再臨界事故の起因過程に関する研究」、 PNC TY9601 97-001(1997.3)</p> <p>(2)守田他、「高速炉安全解析コードSIMMER-Ⅲの開発の現状と成果」、 総数10件 動燃技報 No.101(1997) (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>高速増殖炉の炉心損傷事故時の事象推移に関する主要事象評価についての考え方を整理するとともに、安全解析コードの開発・改良、実験検証、並びに炉内実験を実施し、安全評価手法の高度化と信頼性向上を図ることにより、シビアアクシデントに対する判断材料の提供に資する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. CABRI等の炉内試験装置による実験データベースを拡充し、炉心損傷事故時の燃料挙動、沸騰プールへの進展挙動についての安全解析コードの実験検証とモデル改良に資する。</p> <p>ロ. 起因過程評価手法については、3次元核動特性等にかかる現実的評価及び高性能燃料等への適用性拡張を目指してSAS/PAPASコードの検証・改良を継続するとともに、起因過程評価の考え方を整理し、標準的評価手法としての高度化を図る。</p> <p>ハ. 炉心崩壊過程（遷移過程及び膨張過程）評価手法については、現実的評価を目指して適用性向上と精度改善のためのSIMMERの検証・改良を行うとともに、炉心崩壊過程評価の考え方を整理し、標準的な評価手法としての高度化を図る。また、起因過程解析との結合についても合理的な接続手法の開発を行う</p> <p>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>					
<p>【使用主要施設】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仏国CABRI炉内試験施設（過渡試験、照射後試験） 					

【成果の活用方法】

安全解析コードの実証炉評価への適用研究の成果及び安全性試験データベースを活用することで、安全評価手法の高度化と信頼度向上を図り、炉心損傷事故に対する格納系を中心とした大型炉の安全特性を判断するための材料を提供した。

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 平成9年度はCABRI-RAFT計画の過渡試験1種を実施すると共に、実施済みCABRI-FAST試験の破壊検査を完了する。また、本破壊検査の進捗を受けてCABRI-FAST試験の総合評価を実施する。平成10年度以降はCABRI-RAFT計画の過渡試験を年間2～3種実施する。
- ロ. SAS4Aコードの燃料ペレット柱運動モデルの検証を進めるとともに、先に開発したガスプレナム放出モデルとの結合を行い、起因過程後期挙動の評価への適用性向上を図る。
- ハ. SIMMER-IIIについては、安全評価上の主要現象に対する検証・改良を進めるとともに、実機安全評価への適用研究を通じて高度化された解析手法の効果を整理し、安全評価の信頼性向上を図る上での標準的手法として整備する。SAME-IIコードについては、起因過程との合理的な接続手法として実機安全評価への適用性向上を図るとともに、開発を完了する。
- 二. 実機適用研究を通じて、安全評価における事象進展シナリオを明確化するとともに、事象進展の支配要因に関する評価条件や判断基準を定量化することで炉心損傷事故の評価手法を確立する。

【その他 今後の発展性等】

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

【研究成果】

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

実施済みCABRI-FAST試験については、最終的な破壊検査計画を策定し、中空燃料の破損メカニズム、破損後の崩壊燃料分散挙動の定量化に必要な詳細データ取得の目処を得た。また、同計画の破壊検査の継続により、過渡前燃料条件モデル化に有効なデータを得た。

ロ. 炉心損傷事象の起因過程解析コードSAS4Aの開発は、遷移過程へ進展する際の炉心状態を明確化することを目的として、起因過程の後期の現象に着目してモデル開発を進めている。

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

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

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

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

ハ. SIMMER-IIIコードについては、安全評価上の主要現象（燃料沸騰プール、ピン束内への融体侵入と固化閉塞形成、制御棒案内管（CRGT）を通した燃料流出）に関わる総合検証研究及び検証成果を反映した大型炉遷移過程解析への適用研究を進めた。⁽²⁾ 反応度の印加要因に関連して重要な炉心プールの沸騰挙動試験(SCARABEE BF2)の解析例を図1に示す。ここでは、SIMMER-IIIが実験で確認された沸騰プールの安定性を適切に評価できることを示すとともに、従来手法と比して高度化された解析手法の効果を確認した。⁽¹⁰⁾ ピン束内での閉塞形成挙動に関しては、実機への適用を通じて炉心の物質配位とエネルギー状態に応じた融体の侵入挙動を評価する上で重要な現象を摘出し、固体粒子による閉塞形成と構造材への熱損失を取り扱うための物理モデルを整備した。CRGTからの燃料流出挙動に関しては、SCARABEE炉内試験の知見を活用した実機解析によって、早期の燃料流出による核的活性度の低下を達成する上での重要現象として燃料-冷却材相互作用による圧力発生とCRGT内流路のボイド化進展、それに駆動される燃料流出挙動を摘出した。⁽⁸⁾ SAME-IIコードについては、実機評価に適用可能なレベルまで仕上げ、安全評価コードシステムの中核となるコードとして完成させた。

二. 実証炉クラスの大型炉に対して、ULOF事象の予備的評価を実施し、ULOF事象の基本的な事象推移を検討した。⁽⁶⁾ 起因過程評価においては、ボイド反応度値が4ドル程度の同炉心では、前年次計画における検討成果と同様に、有意なエネルギー発生は予測されなかった。遷移過程評価においては、最確シナリオでは制御棒案内管やピン束部流路に燃料が流出していくことによって緩慢な事象推移になるとの結果が得られた。ただし流出開始の条件や流出速度などについては、今後の評価でその不確かさを絞り込んでいくべきと判断された。

表1 CABRI-RAFT試験計画の内容

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

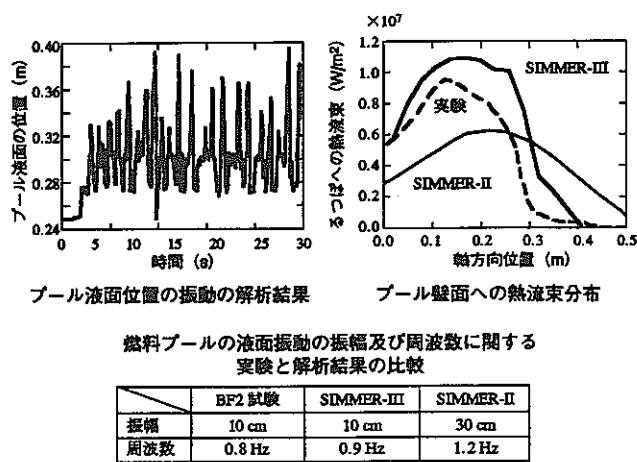


図1 炉心プール沸騰挙動試験(SCARABEE BF2)の試験解析例

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 飛田他、「高密度比気液二相流に関する基礎研究－先行基礎工学分野に関する平成7年度報告書」PNC TY9604 96-003(1996.5)
- (4) S. Kondo, et al., "Evaluation of Fuel Motion Reactivities with Space-Dependent Neutron Kinetics Model in SIMMER- III," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors(PHYSOR96), J-141, Mito(1996.9)
- (5) K. Morita, et al., "SIMMER- III Applications to Fuel-Coolant Interactions," OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai, May 19-21, 1997.

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-13-2
研究課題名 (Title)	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 (Study on Molten Core Materials Behavior in Core Disruptive Accident)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>【所 属】 大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室 (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>【氏 名】 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>【連絡先】 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13, JAPAN) ☎ 029-267-4141</p>				
キーワード key word	事故後熱除去 post-accident heat removal	炉外模擬試験 out-of-pile simulant test	MELT-II 施設 MELT-II facility	燃料－冷却材相互作用 FCI(fuel-coolant interaction)	炉内保持 in-vessel retention
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：中性子ラジオグラフィーによる高密度比気液二相流の可視化と計測（京都大学原子炉実験所） 相変化を伴う融体移行挙動に関する基礎研究（東京工業大学）</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) 小西他、「炉心損傷時の融体ジェット－冷却材相互作用に関する実験的研究」、動燃技報 No. 98(1996. 6)</p> <p>(2) 「先行基礎工学分野に関する平成 8 年度研究協力概要報告」、PNC TN1430 97-004 (1997 年1 月)</p> <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】	高速増殖炉の炉心損傷時に形成された溶融炉心物質が炉心領域から移行・流出する時の初期条件及びその後の固化・分散・再配置挙動のメカニズムを解明し、本過程における事象推移シナリオの明確化を図り、シビアアクシデントに対する安全評価のための判断材料の提供に資する。				
【研究内容（概要）】	<p>イ. 高温融体－冷却材（水及びナトリウム）相互作用炉外模擬試験を実施し、国内外の試験データをも活用しつつ、溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用挙動の解明と挙動評価モデルの構築を行う。</p> <p>ロ. 体積加熱沸騰プール炉外模擬試験を実施し、溶融炉心物質プールの沸騰現象の解明を行うとともに解析モデルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築する。</p> <p>ハ. 融体放出移行挙動炉外模擬試験を実施し、炉心からの流出経路中の融体の放出・移行・固化現象の解明を行うとともに、海外の試験データをも含めて、解析モデルの開発・改良・検証のためのデータベースを構築する。</p> <p>なお、ロ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>				
【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°C、溶融量最大約25 ℥）				

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

- (1) 本研究のイ及びハで扱った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】

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

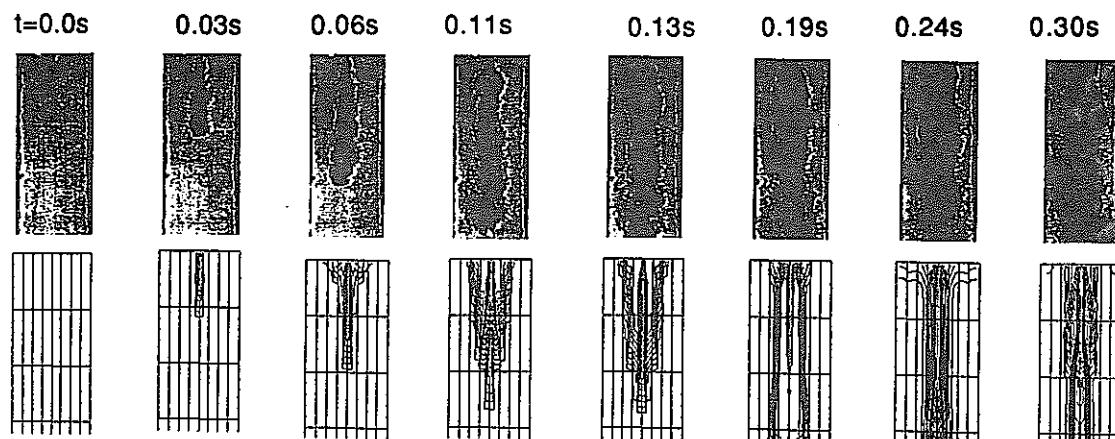


図1 水中の水蒸気分布の計算値（体積率を等高線で表示）とビデオ映像との比較

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

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

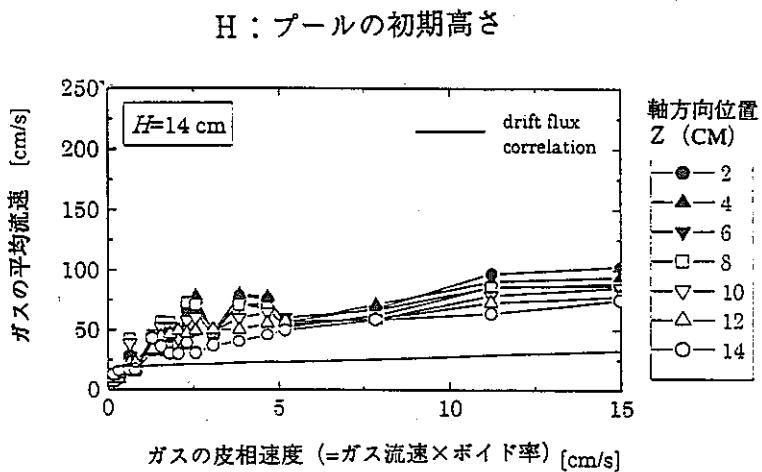


図2 気泡注入試験におけるガス流速及び皮相速度の測定値とドリフトフラックスモデルによる予測の比較

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

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

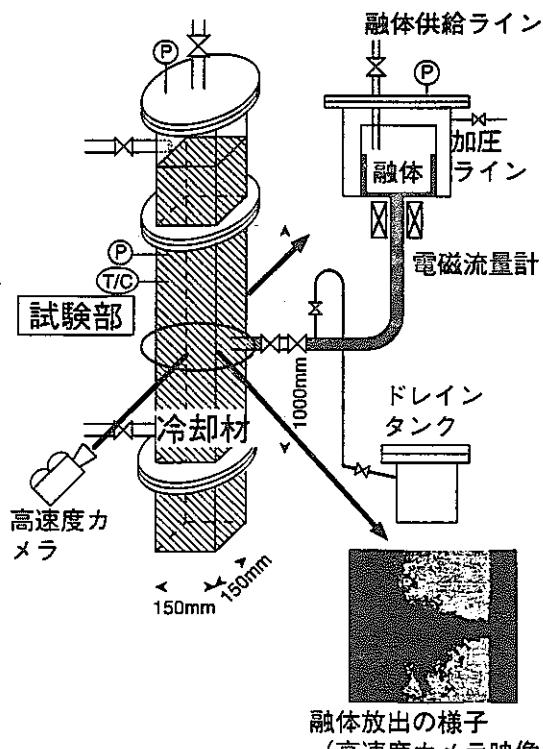


図3 融体放出移行試験装置の概略図

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-14-1
研究課題名 (Title)	格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究 (Study on Safety Margin of Containment and Source Term)			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 大洗工学センター安全工学部 プラント安全工学室 〔氏 名〕 田辺裕美 〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町 4002 ☎029-267-4141 (内2860)			Plant Safety Engineering Section, Safety Engineering Division, O-arai Engineering Centre Hiromi Tanabe Narita, Oarai-machi, Ibaraki-pref, 311-13 tel029-267-4141(ex. 2860)	
キーワード	ソースターム	格納施設	シビアアクシデント	エアロゾル	水素燃焼
key word	source term	containment	severe accident	aerosol	hydrogen burn
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：				
主要レポート名等	(1)中桐俊男、他、"Vaporization Release Behavior of Volatile Fission Products from Liquid Sodium Pool to the Inert Cover Gas, Development and Validation of Analytical Models", Proc. of the fourth CSNI Workshop on the Chemistry of Iodine in Reactor Safety, PSI Report Nr. 97-02, NEA/CSNI/R(96)6, pp. 405～422, Dec. 1996 (その他レポート等については研究成果欄参照)				

【研究目的】

環境影響評価の上で重要であるソースターム評価と格納施設応答評価に関して、特にナトリウムの影響に着目した諸現象を実験的に解明するとともに、結果を解析コードへ反映することにより、高速増殖炉の安全向上方策及び立地評価の線源想定の検討に資する。

【研究内容(概要)】

イ. ソースターム評価手法の整備

(1)炉容器内ソースターム移行挙動試験

ソースターム移行挙動の最上流となる燃料からの放射性物質放出挙動及びエナジエ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。

二. 格納施設応答評価手法の整備**(1)格納施設内事象解析コード (CONTAIN/LMR) の開発・整備**

大型炉を対象としたシビアアクシデント解析を実施するとともに、並行して実施している実験結果を基に関連モデルを改良する。

(2)ナトリウム-デブリーコンクリート相互作用試験

高速増殖炉のメルトスルー事故時において、格納施設の健全性に脅威を及ぼすナトリウム-デブリーコンクリート相互作用を解明するために、試験装置の設計・製作及び予備試験（デブリ生成方法、デブリーコンクリート相互作用等）を行う。

【使用主要施設】**イ. ソースターム評価手法の整備****(1)炉内ソースターム移行挙動試験**

- 燃料からの放射性物質放出挙動試験装置：高周波誘導加熱装置（最高運転温度3000°C）、温度勾配管、各種サンプリング系、ガス分析装置で構成。
- 既存の溶融燃料-Na相互作用試験装置（FSI装置：試験容器、Na循環ライン、純化系等で構成）に線爆式気泡発生装置や模擬FPサンプリング系を増設するとともに、試験容器やNa循環ライン等の改造を行う予定である。

(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験

- SAFIRE施設の大型密閉試験装置(SOLFA-2)：縦置円筒鋼製容器、内容積100m³
- 水素燃焼試験装置(HYPER)：大型燃焼容器（内容積2m³）、小型燃焼容器（内容積0.25m³）、Na蒸気ミスト発生器、各種サンプリング系で構成。

二. 格納施設応答評価手法の整備**(2)Na-デブリーコンクリート相互作用試験**

- 鋼製反応容器（底部にコンクリート試験体を設置し、その上部へNaやデブリを注入可能な構造とする）、デブリ発生装置、誘導加熱装置、エアロゾルサンプリング系等で構成される試験装置を新設する予定である。

【成果の活用方法】**イ. ソースターム評価手法の整備**

高速炉のソースタームに関する定量的な評価を機構論的により高い信頼性で行うことが可能となり、格納施設の安全向上方策の検討に反映できる。

二. 格納施設応答評価手法の整備

高速炉のシビアアクシデント評価・PSA解析手法の高度化を図ると共に、格納施設の安全向上方策の検討に資する。

【進捗状況】**イ. ソースターム評価手法の整備****(1)炉内ソースターム移行挙動試験**

燃料からの放射性物質放出挙動試験については、不具合箇所の改良を実施した。その他の試験については、緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(2)格納施設内ソースターム移行挙動試験

緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(3)炉内ソースターム挙動解析コードTRACERの開発・整備

緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

二. 格納施設応答評価手法の整備**(1)格納施設内事象解析コード (CONTAIN/LMR) の開発・整備**

緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

(2)ナトリウム-デブリーコンクリート相互作用試験

緊急を要するもんじゅ対策業務のため、中断した。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

燃料からの放射性物質放出挙動試験については、分析系の改良を実施する。その他の試験についてはもんじゅ対応が最優先となるため、現状では再開の目処無し。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】(平成8年度)

イ. ソースターム評価手法の整備

(1) 炉容器内ソースターム移行挙動試験

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

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

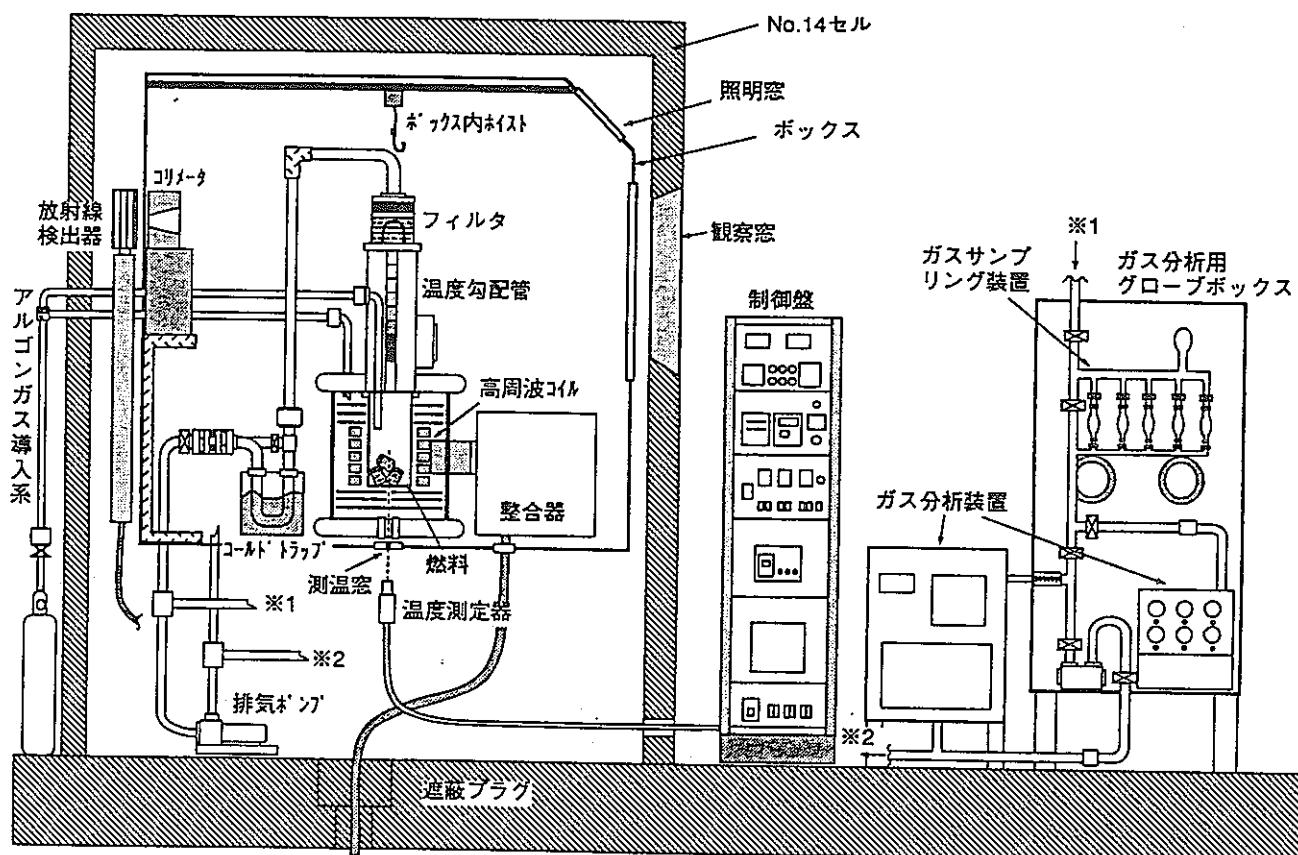


図1 実照射燃料からの放射性物質放出挙動試験装置

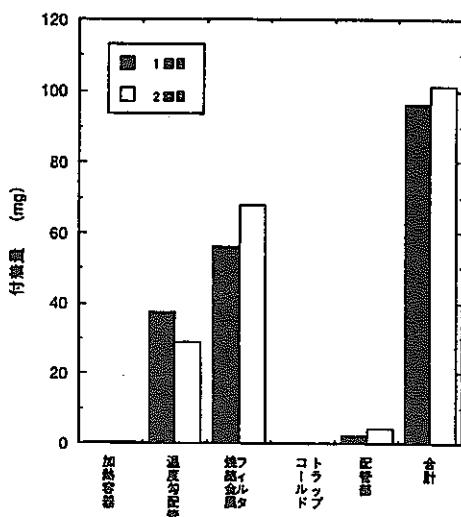


図2 加熱試験後のCsIの各部への付着量

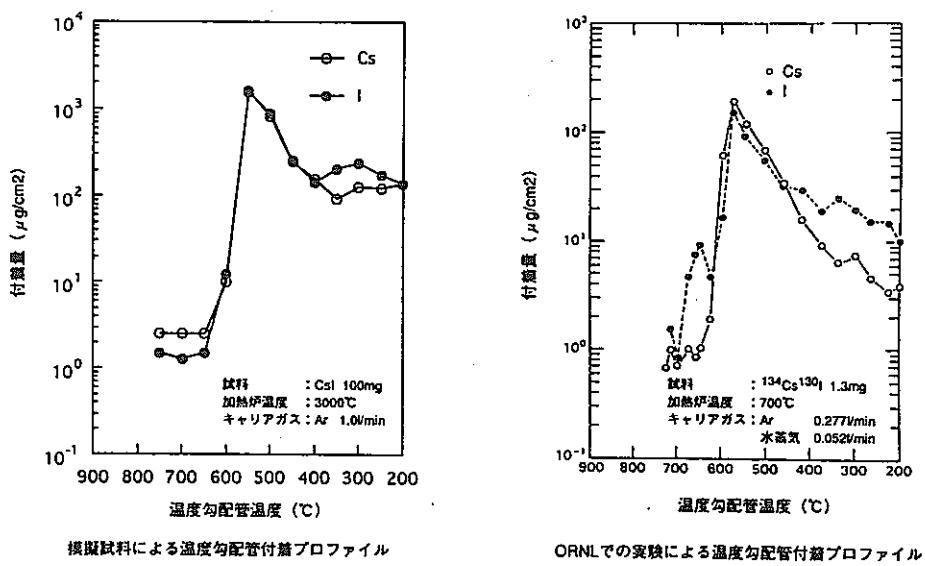


図3 CsIの温度勾配管付着プロファイルの報告例との比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 高井俊秀、他, "Development of Test Apparatus for Fission Products Release from Overheated Fuel Element", IWGFR/92, pp.101~110, Nov. 1996
- (3) 佐川憲彦、他, "Correlation of Sodium Iodine Solubilities in Sodium-Stainless Steel System", IWGFR/92, pp.110~121, Nov. 1996
- (4) 宮原信哉、他, "Experimental and Analytical Studies of Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool", IWGFR/92, pp.128~140, Nov. 1996
- (5) 西村正弘、他, "Evaporation release behavior of volatile fission products (iodine, cesium and tellurium) from liquid sodium pool to inert cover gas", IWGFR/92, pp.141~159, Nov. 1996
- (6) 宮木和美、他, "Development of In-vessel Source Term Analysis Code, TRACER", IWGFR/92, pp.161~168, Nov. 1996
- (7) 廣沢孝志、他, "F P放出挙動試験装置の開発", 日本原子力学会「1996年春の年会」, J62

【発表予定】

なし

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究				分類番号 2-7-1
研究課題名 (Title)	実用炉における安全論理構築のための炉内安全性試験課題の検討 (A Study of In-pile Safety Experimental Themes Needed in Establishment of the Safety Logic for Commercial FBRs)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室 (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎029-267-4141 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN)</p>				
キーワード key word	炉内安全性試験 in-pile safety experiment	実用炉 commercial FBR	安全論理 safety logic	炉心安全性 reactor safety	燃料健全性 fuel integrity
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) N. Nonaka, et. al., "Study on in-pile test facility for fast reactor safety research : performance requirements and design features," Proc. ENS Class 1 Mtg. on Research facilities for the future of nuclear energy, Brussels, 4-6 June, 1996. 総数 7 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				

【研究目的】

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

【研究内容（概要）】

イ. 実用炉の安全論理と安全研究課題の検討

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

ロ. 炉内安全性試験計画の検討

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

【使用主要施設】

なし

【成果の活用方法】

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

炉心損傷時にも再臨界によるエネルギー発生の可能性がなく炉内終息できるFBR実用炉概念の創出を通じて、社会的受容性の高い安全論理の構築に反映する。

【進捗状況】

イ. 実用炉の安全論理と安全研究課題の検討

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

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

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

ロ. 炉内安全性試験計画の検討

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 実用炉の安全論理と安全研究課題の検討

再臨界排除を達成し、かつ炉内炉外試験によって実証可能な事象シナリオの基本要件として、炉心からの早期燃料流出による再臨界可能性の消滅と燃料流出までの溶融燃料の運動の緩慢性・非同時性、の2つが挙げられている。⁽⁶⁾前者の要件の成立性を示すため、制御棒案内管（CRGT）からの燃料流出挙動に関する実機体系での解析^{(1) (2) (4) (7)}に基づいた検討を行い、再臨界排除シナリオの補強を行うとともに、炉内試験検討への反映項目を摘出した。

CRGT内流路へのアクセスについては、プール内で管壁に固化し熱抵抗となり得る燃料クラストの安定性が管壁溶融による熱的破損までの所要時間を支配する一因となる。図1は燃料クラストの安定性をパラメーターとして行ったSIMMER-IIIコードの融体流出挙動の解析結果を示すが、クラスト安定性が流出開始時間に大きな影響を与えることが分かる。なお、解析では溶融プールが形成された状況を時刻ゼロとしている。これに対しSCARABEE試験からの実験的知見では、クラストは安定でなく、また管壁内外の圧力差による機械的負荷と高温での管壁強度喪失により、早期に破損が発生するものと考えられる。また、解析結果から管壁破損直後のFCIによる圧力が有効な駆動力となり、実機体系のCRGT内流路が短時間に大量の燃料を流出するポテンシャルを有することが示された。従って、炉内試験で確認すべき項目として、早期の開口型破損の発生、破損発生後のFCI挙動、及びそれに伴う融体の運動挙動が重要であるとの認識を得た。^{(4) (6)}

燃料健全性の確保については、過渡時破損限界の定常照射線出力Poへの依存性に注目した検討を行ない、Poに対する過渡時の相対線出力が重要な役割を持つことを明らかにした。これにより、SERAPH研究の重点対象条件範囲の明確化を進めた。

局所事故については、集合体内の部分損傷状態からの損傷拡大挙動に及ぼす冷却材流路条件の影響についての検討を継続し、試験体への要求条件としては37~61本ピン束の範囲を中心に今後詳細に検討する必要があるとの結論を得た。

ロ. 炉内安全性試験計画の検討

炉内試験計画の明確化の一環として計装系への要求精度の検討を行っているが、特に物質移動計装が重要な役割を果たすプール沸騰試験におけるホドスコープに対する測定要求精度を検討した。

プールの沸騰挙動の安定性を定量化するためにはプール表面位置の変化速度を知る必要がある。SIMMER-IIIコードによる解析⁽³⁾、及びSCARABEE試験の結果より⁽¹⁾、プール表面の振幅と周波数を想定し、その条件で現在のホドスコープ設計による表面位置の変化速度に対する測定誤差を評価した結果、最大約10%と求められ、十分な測定精度を達していることを確認した。

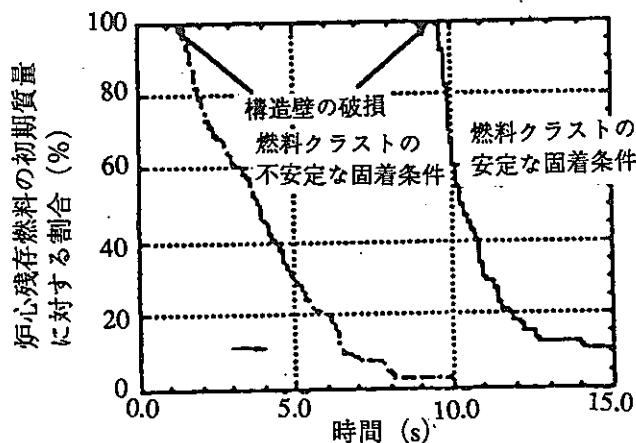


図1 溶融燃料流出挙動の評価結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 飛田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(1)：再臨界排除に係わる融体挙動の検討」、
日本原子力学会1996秋の大会要旨集 D20
- (3) 飛田、野中、近藤、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(4)：炉心プールの沸騰挙動に関する検討」、
日本原子力学会1997春の年会要旨集 H29
- (4) 守田、他、「FRR 安全性炉内試験計画SERAPH(5)：炉心からの燃料流出挙動に関する検討」
日本原子力学会1997春の年会要旨集 H30
- (5) H.Niwa, "A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR," Int'l. Symposium on Global Environment and Nuclear Energy Systems, (Thuruga, October 1996), to be Published on Progress in Nuclear Energy, (巻号未定、1997年中)

【発表予定】

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

研究分野	高速増殖炉の安全性に関する研究			分類番号 2-12-1	
研究課題名 (Title)	炉内安全性試験施設に関する検討 (A Study on In-Pile Safety Experiment Facility)		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室 (Fast Reactor Safety Engineering Section, O-arai Engineering Center)</p> <p>[氏 名] 野中 信之 (Nobuyuki NONAKA)</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町 成田町4002 ☎029-267-4141 (4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN)</p>				
キーワード	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
key word	in-pile safety experiment	driver fuel	neutron hodoscope	neutronics	SERAPH
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	(1) N. Nonaka, et al., "Study on in-pile test facility for fast reactor safety research: performance requirements and design features", Proc. ENS Class 1 Mtg on Research facilities for the future of nuclear energy, Brussels, 4-6 June, 1996 総数 4件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
<p>【研究目的】</p> <p>実用炉における安全論理の構築、及び実用化を目指した安全研究課題の解決に必要となる炉内試験を達成し得る安全性試験施設の検討を行うとともに、これを支える要素技術の研究開発を行うことにより、我が国における炉内安全性試験施設の拡充整備に資する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 試験施設概念の検討</p> <p>試験計画の検討から要求される施設性能（硬スペクトル、ランプ・パルス特性、試験の実機模擬性、試験燃料の移動計測性等）に対し、これを実現するための炉内試験施設全体の概念を構築し、工学的成立性の確認と併せて実施すべき試験内容に対する充足性を評価する。また、核特性等の試験炉の性能にかかる特性を確認するための試験の実施方策について検討を行う。</p> <p>ロ. 要素技術の研究開発</p> <p>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。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

本研究を通じ、FBR実用化のための安全研究重点課題解決に向けた試験計画の実現が可能になり、その成果は安全設計及び合理的な安全評価に活用できる。

【進捗状況】**イ. 施設概念の検討**

平成7年度までに得られた施設概念の検討結果を踏まえ、平成8年度は制御系を含めた現実的な体系での核計算を行うと共に、炉体構造を中心に工学的成立性のある施設概念の具体化のための検討を進めた。

ロ. 要素技術の研究開発

駆動炉心燃料の製造性や性能に係わる基礎的試験を実施すると共に、ホット燃料試作に向けた準備を進めた。また、電気ヒーターによる炉外試験を実施し、炉心燃料の伝熱性能に係わるデータを蓄積した。更に、中性子ホドスコープの要素技術についての検討を進め、要求性能に対する基本的な充足性を確認した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

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

【その他 今後の発展性等】

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

【研究成果】

イ. 施設概念の検討

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

ロ. 要素技術の研究開発

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

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

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

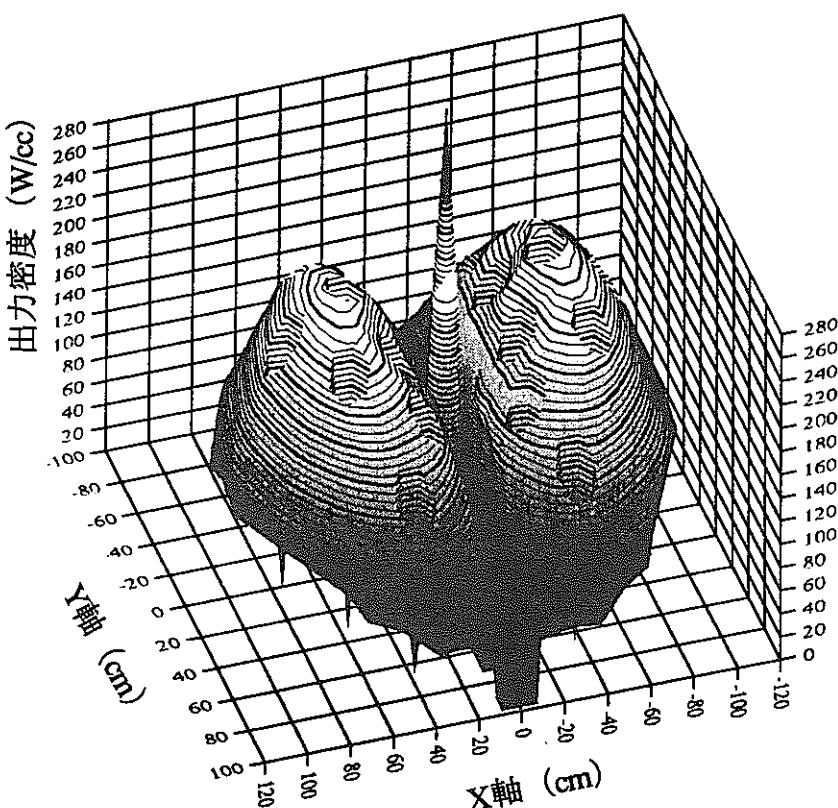


図1 制御棒とホドスコープ・スロットを含む体系での出力分布評価結果
(試験体最大線出力 : 450W/cm)

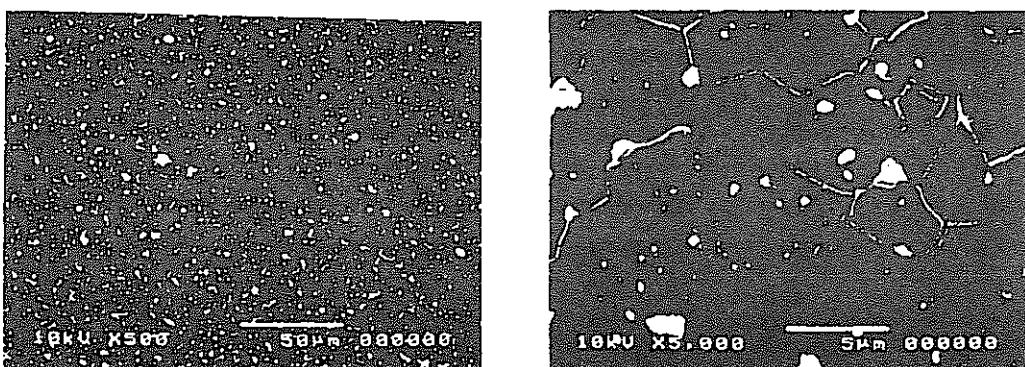


図2 乾式混合工程で作成した焼結体の組織 (98%TD以上、白い部分がUO₂)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) N.Uto, et al., "Evaluation of neutronic characteristics of in-pile test reactor for fast reactor safety research," Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Vol. 2, D-93, Mito, September 16-20, 1996
- (3) 原子力学会1997年春の年会、H-31、「FBR安全性炉内試験計画SERAPH (16) : BeO希釈型燃料の熱衝撃条件下での基本応答」
- (4) 原子力学会1996年秋の大会、D-22、「FBR安全性炉内試験計画SERAPH (12) : 伝熱抑制型燃料要素の検討と特性評価」

【発表予定】

耐震分野

研究分野	原子力施設の耐震等の安全性に関する研究			分類番号 5-6-2	
研究課題名 (Title)	原子力施設の免震構造に関する研究（核燃料施設及び高速炉機器） Study on Seismic Isolation for Nuclear Facilities (Nuclear Fuel Facilities and FBR Components)			継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation			研究期間	平成8年度～平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 工務建設室 Construction and Maintenance Management Office, [氏 名] 平野 欣郎 Kinro Hirano, [連絡先] 〒107 東京都港区 Sankaido-building, 9-13 Akasaka 1-Chome, 赤坂1-9-13 (三会堂ビル) Minato-ku, 107 Japan, ☎(03) 3586-3311 Tel (03) 3586-3311</p>				
キーワード key word	免震 seismic base isolation	第四紀層地盤 quaternary stratum foundation	上下地震動 vertical earthquake ground motion	機器上下免震 vertical seismic isolation	皿ばね coned disk spring
関連する共同研究	共同研究名（実施機関）：免震構法開発共同研究（清水、大林、大成各建設会社）				
主要レポート名等	(1) 瓜生 満他「免震用渡り配管の変形能力試験」 日本建築学会大会学術講演梗概集、1996.9 (2) 森下正樹他「高速炉機器の上下免震に関する基礎的研究」機械力学・計測制御 講演論文集（日本機械学会）No.97-10 Vol.A pp335～338、1997年7月 総数15件				
【研究目的】 一般免震建物では第四紀層地盤立地例が非常に多く、原子力施設においても立地拡大の観点からその研究要請が強いが、原子力施設では一般施設に比べて地震荷重が大きいことから、地盤の非線形性の影響、上下地震動の増幅の影響等、その立地適合性の検討が必要である。さらに、核燃料施設特有の機器・配管類に対するやや長周期床応答における安全基準の検討を進める必要もあり、これらの検討は免震設計の技術基準等の整備に資するものである。（核燃料施設）また、コモンデッキ方式の上下免震構造と建物の水平免震を合わせた3次元免震構造の採用に関する検討を行い、安全評価手法の整備に資する。（高速炉機器）					
【研究内容（概要）】 イ. 第四紀層地盤における立地適合性の検討 第四紀層地盤を支持地盤とする核燃料施設免震建物を対象として、入力地震動の特性に影響を与える地盤非線形性の影響等を調査し、その立地適合性について検討する。（核燃料施設） ロ. 免震構造における上下地震動の検討 地盤条件による上下動の増幅の影響に主眼をおいて、一般免震構造物の地震観測、数値解析等を実施し第四紀層地盤に立地する核燃料施設免震構造物に対する安全評価手法の高度化について検討を行う。 （核燃料施設） ハ. 機器及び配管等の耐震安全性の検討 大型ラック、大型グローブボックス等核燃料施設特有に機器・配管類について免震構造特有の床応答に対する振動解析を行い、耐震安全性評価手法の検討を行う。（核燃料施設） ニ. 機器上下免震の安全性の検討 コモンデッキ方式の上下免震構造について、振動台試験及び数値解析により技術的実現性の検討を行いその安全評価手法を整備する。（高速炉機器）					
【使用主要施設】 動燃・大洗の構造物動的試験装置（高速炉機器）大洗分					

【成果の活用方法】

核燃料施設への免震構造採用に関する安全評価の検討に資する。また設計技術基準に反映させる。
 (核燃料施設)

【進捗状況】

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

【今後の予定(平成9年度以降の計画)】

- イ. 第四紀層地盤において核燃料施設の立地適合性の検討を行う。 (核燃料施設)
- ロ. 免震構造の評価手法の高度化を図るために、上下地震動の検討を行う。 (核燃料施設)
- ハ. 免震建物内の機器及び配管等の耐震安全性の検討を行う。 (核燃料施設)
- 二. 免震効果の増大を目的として、免震振動数1Hzの免震要素の設計を行うと共に、鉛ダンパー等を用いた上下免震に適切な減衰要素の開発を行い、適宜振動試験等によって、その成立性を確認する。
 また、ロッキング応答等、上下免震構造に特有の地震応答特性について評価手法を整備する。
 (高速炉機器)

【その他 今後の発展性等】

第四紀層における立地適合性の検討や鉛直方向の検討に対する技術的基盤の確立、放射性液体廃棄物を内蔵する配管の大変形に対する設計法の確立等を進めることにより、核燃料施設建物に対する広範囲な波及効果が得られるものと考える。 (核燃料施設)

大型高速炉プラントへの適合性を向上させることで実用化の目処をつける。また、本技術は上下動震の低減が必要な大型機器を有する一般産業プラントにも適用可能である。 (高速炉機器)

【研究成果】

イ. 第四紀層地盤における立地適合性の検討

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

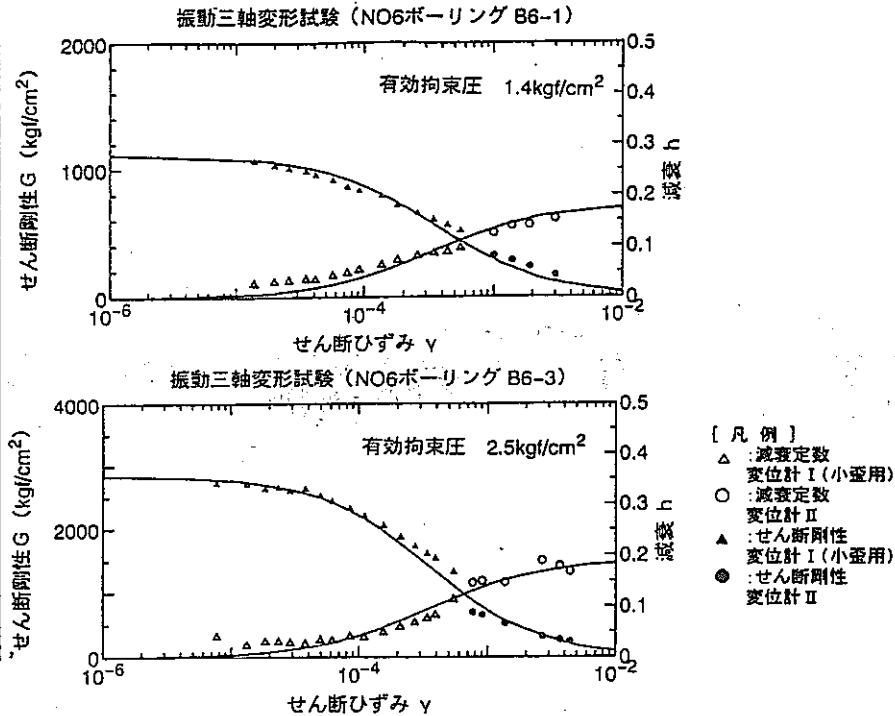
このため、大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行った。(表1)また、条件整理のため、振動三軸変形試験結果に基づく、地盤構造のモデル(表2)の作成及び一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を実施した。(核燃料施設)

表1 室内土質試験一覧表

サンプリング名称	試験項目						比重・粒度・最大最小密度他
	三軸CD試験 小型φ50	三軸CU試験 中型φ100	(液状)試験 小型φ50	動的疲労試験 小型φ100	三軸変形試験 小型φ50	大型三軸試験 液状化	
ボーリングI	B 6-1					●	●
	B 6-2	●				●	●
	B 6-3	●				●	●
	B 6-4	●				●	●
ボーリングII	S-2					●	●
	S-4					●	●
	S-5					●	●
ブロックサンプリング (モールド採取)	(上部) BL-1 (下部) BL-2	● ●	● ●	● ●			●
擾乱試料	BL-1, BL-2	● ●	● ●	● ●	● ●	● ●	●

表2 地盤構造

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



ロ. 免震構造における上下地震動の検討

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

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

水戸における震度Ⅲ以上の観測地震を表3に示す。(核燃料施設)

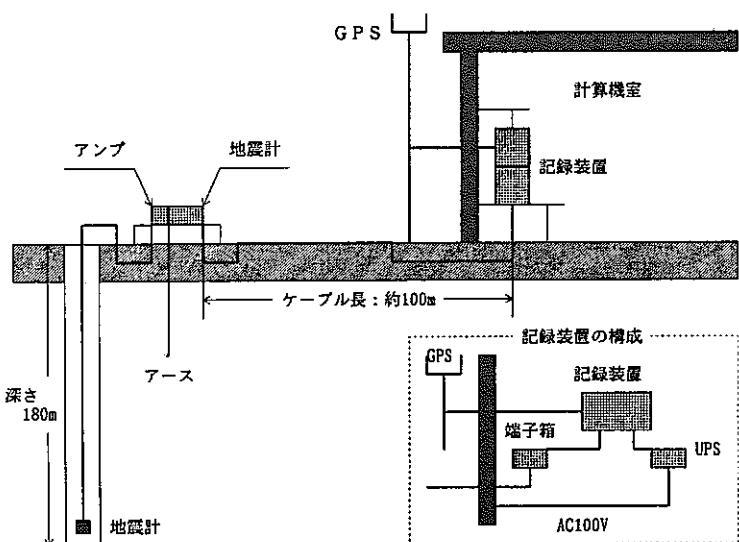


図1 大洗・第四紀層地震観測システム

表 3 観測地震の地域分類表

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

- ハ. 機器及び配管等の耐震
安全性の検討
免震建物の上部構造と
下部基礎版間を渡る配管
(渡り配管) の解析モ
デル(図2)を作成した。
(1) (核燃料施設)

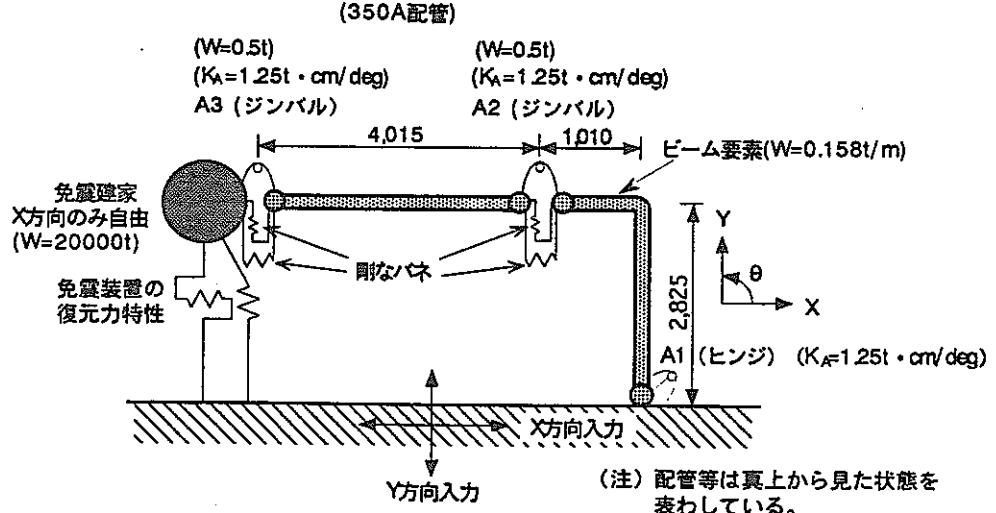


図 2 渡り配管の解析モデル

二. 機器上下免震の安全性の検討

コモンデッキ方式による免震構造が、本質的にロッキング応答を生じない構造形態となっていることを、振動試験によって確認した。図3は振動試験結果の一例であるが、最大約130Galの水平加速度入力に対して、ロッキング応答は高々 5×10^{-5} rad程度に止まっている（これは、実機に換算して最大でも1mm程度の上下動に相当する）ことが判る。（高速炉機器）

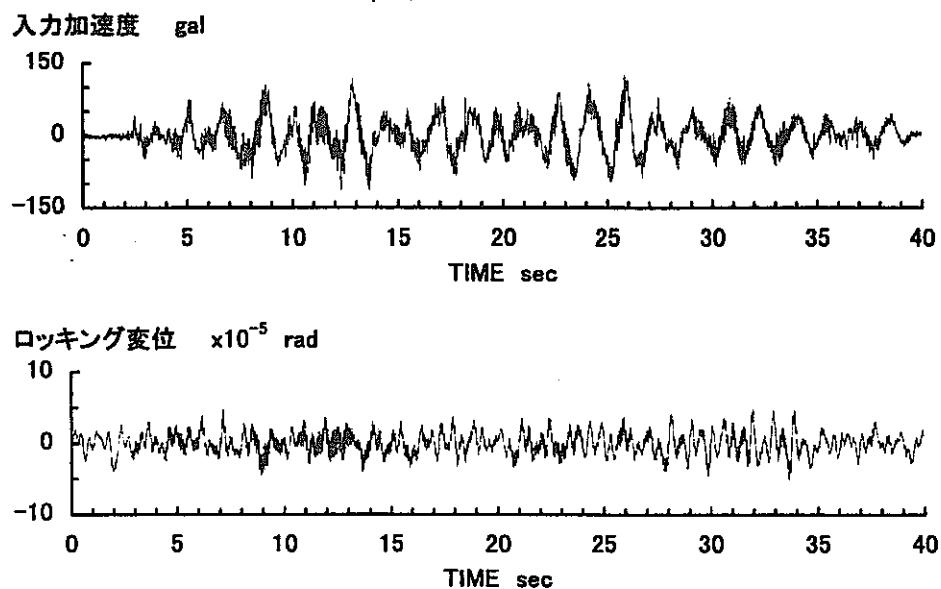


図 3 振動試験結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 森下正樹他「コモンデッキ方式機器上下免震構造の開発（その1～その4）」
日本原子力学会1996年春の年会要旨集
- (4) 瓜生 満他「高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その4・その5）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (5) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その2）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (6) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その1・その2）」
日本原子力学会1996年秋の大会要旨集
- (7) 坂井哲也他「免震要素としての皿ばねの力学的特性の検討（皿ばねの曲げ剛性に関する構造解析手法の検討）」PNC TN9410 97-001、平成8年12月
- (8) 森下正樹「機器上下免震構造に関する研究－原子炉建物免震構造の上下動連成振動解析」
PNC TN9410 97-032、平成9年4月
- (9) 坂井哲也他「上下免震要素としての皿ばねの力学的特性評価」機械学会講演論文集（II）、
No. 97-1、pp191-192、1997年4月
- (10) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その3～その5）」
日本原子力学会1997年春の年会要旨集

【発表予定】

- (11) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その3 大変形動的試験の概要と解析応答波加振）」日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (12) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その4 エネルギー吸収能力）」
日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (13) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その6 免震装置の設計クライテリア）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (14) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その7 渡り配管の振動台試験の概要）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (15) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その8 渡り配管の振動台試験結果とその評価）」日本原子力学会1997年秋の大会要旨集

確率論的安全評価分野

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究			分類番号 6-1-3
研究課題名 (Title)	「ふげん」を活用した 信頼性データの分析・評価 (Analysis and Evaluation of Operation Data of ATR plant)	継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所 属] 「ふげん」発電所 P S R グループ [氏 名] 北端 琢也 [連絡先] 〒914 福井県敦賀市明神町 3 ☎ 0770-26-1221	[TAKUYA KITABATA Periodic Safety Review Group FUGEN NUCLEAR POWER STATION 914 3, Myoujin-cho, Tsuruga-shi, Fukui, Japan TEL +81 770 26-1221]		
キーワード	信頼性評価	故障率	確率論的安全評価	
key word	reliability analysis	failure rates	probabilistic safety assessment	
関連する 共同研究 実証試験等	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) M. Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA' 96, (1996), Parkcity, Utah 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】 「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 热出力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や信頼性評価に反映させ、運転・保守方法の最適化、合理化を計り、また、新型転換炉だけでなく、軽水炉等のP.S.Aや信頼性評価に反映させ、プラントの安全性及び信頼性の向上に資する。

【進捗状況】

イ. データの収集・整備

「ふげん」における運転経験データとして、機器の信頼性に関するデータの蓄積を継続した。

ロ. データの分析・評価

運転データの検索・解析等の作業の合理化を目的に、パソコン上のシステムとして「ふげん」信頼性データ解析システム（仮名）を開発に着手した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

安全研究年次計画に基づき、以下を実施する。

イ. 運転経験データの収集・整備の継続

ロ. 運転経験データの分析・評価及びP.S.Aへの反映

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

イ. データの収集・整備

運転経験データとして、機器の信頼性に関するデータを引き続き蓄積した。平成8年度には、342件の事象数を追加し、平成9年3月末現在で、16,491件に達している。なお、総機器運転時間数は 4.83×10^9 時間、機器登録数は、31,303、平均の運転時間は、 1.54×10^5 時間となっている。

ロ. データの分析・評価

運転データの検索・解析等の作業の合理化を目的に、パソコン上のシステムとして「ふげん」信頼性データ解析システム（仮称）を開発している。（図1）

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

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



図1「ふげん」信頼性データ解析システムのメニュー画面

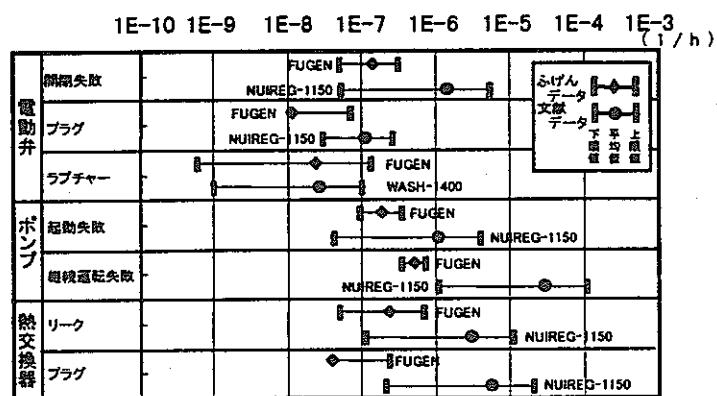


図2 平成8年度までの主な機器故障率

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし。

【発表予定】

なし。

研究分野	原子炉施設等の確率論的安全評価等に関する研究				分類番号 6-1-4
研究課題名 (Title)	高速増殖炉のPSA手法の改良と信頼性データの整備 (Development of PSA methodology and reliability data for LMFBR)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)		研究期間	平成8年度～平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>〔所 属〕 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室</p> <p>〔氏 名〕 丹羽 元 〔連絡先〕 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p> <p>Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center Hajime NIWA 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN</p>				
キーワード key word	信頼性データ reliability data	故障率 failure rate	共通原因故障 common cause failure	経年劣化 aging degradation	地震損傷度 seismic fragility
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1)栗坂、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報、No. 98、pp. 18～31、 PNC TN1340 96-002、1996</p> <p style="text-align: right;">総数 3件</p> <p style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>高速増殖炉に特有な機器を中心に信頼性データを収集・整理するとともに、データの分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 信頼性データの収集・整備</p> <p>高速増殖原型炉「もんじゅ」、高速実験炉「常陽」及びナトリウム関連試験施設を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備する。</p> <p>ロ. 信頼性評価手法の改良・整備</p> <p>得られたデータ並びに国内外の文献データ等を基に機器の故障モード、故障率、経年変化、共通原因故障、人的過誤率等について分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。</p> <p>ハ. 地震時損傷度評価手法の改良・整備</p> <p>損傷度の評価精度の向上のため、構造応答解析手法の改良を実施し、非線型応答特性等を考慮するとともに、多くの機器への手法の適用拡大を図る。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

高速炉プラントにおける機器信頼性の分析評価を通じて、高速炉プラントの特徴を十分活かした安全設計・評価方針の策定検討、ならびに機器の運転経験データを反映した運転保守要領の合理化等に資する。また、高速炉プラントに対するP S Aの実施に当たって、これらのデータベースや信頼性評価手法を活用し、もって高速炉プラントに対する総合的安全評価の精度向上を図る。

【進捗状況】

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

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 高速実験炉「常陽」の機器信頼性データの収集を継続するとともに、もんじゅサイトにおける機器信頼性データの収集を行い、C O R D Sへデータを登録する。
- ロ. 弁のディマンド型故障の発生確率の分析を平均ディマンド間隔のみならず機器年齢との関連において実施することにより、信頼度評価手法の改良を図る。また、経年変化、共通原因故障、人的過誤率等について分析・評価を行い、高速増殖炉の信頼性評価手法を整備する。
- ハ. 非線型応答特性等を考慮して構造応答解析手法の改良を実施することにより損傷度の評価精度を向上するとともに、多くの機器への手法の適用拡大を図る。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 高速実験炉「常陽」について、1995年度1年間の運転データを収集することにより約 3.9×10^7 機器時間を追加した。この期間に収集した機器故障データは弁4件、送風機1件、機械式ポンプ1件、配管支持装置1件、電気ヒーター3件、核計装を除く検出器1件、信号変換器1件であった。また、当該期間に故障または予防保全による機器交換のために追加された工学データは全部で76件に上る。

データベース運用システムの整備については、ハードウェア、オペレーティングシステムおよびデータベース管理システムの更新に伴うプログラムの改修を行うとともに、新たなユーザーインターフェイスとして評価済の機器故障率データをインターネットを介して検索する機能を追加した。また、CORDSの機器工学データレコードに機器設置時間をディマンド総数で除した平均ディマンド間隔を追加した。その結果、平均ディマンド間隔による機器信頼性データの検索および統計解析が可能となった。⁽¹⁾

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

図1においては横軸に T を日単位でとり、縦軸に Q を示している。ナトリウム電動弁の故障確率は T が概ね2日から1,000日の範囲で得られた。図1(両対数グラフ)上において T の大きい領域では一定の傾きを示し、 T の小さい領域では定数に漸近する関数を取り、累積機器待機時間に比例した重みを用いて、最小2乗法により近似曲線を導出した。同図の近似曲線によれば定数項は時間の単位で約10日であるから、ディマンド間隔が3ヶ月を越えるような領域においては、定数項の寄与は無視できると考えられる。逆に1日未満であれば、定数項が支配的とみなせるが、この領域は適用範囲を越えている。図1の例においては故障確率がディマンド間隔とともに増加する傾向がみられ、 Q_d の寄与が支配的とは言えない。したがって、本機器について試験頻度を増すことによりディマンド間隔を短縮することが信頼度確保上効果的であるといえる。

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

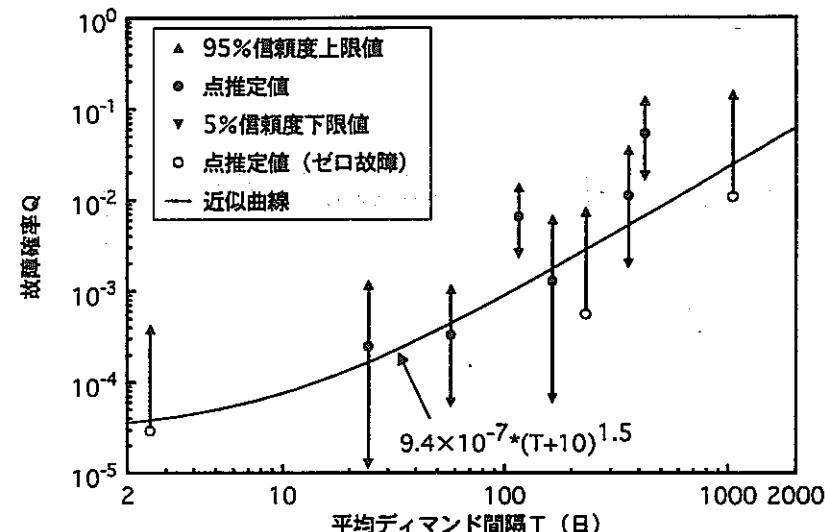


図1 ナトリウム用電動弁の開閉失敗

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

【発表予定】

- (2) K. Kurisaka, "Study on Risk-Based Operation and Maintenance Using the Living PSA System", IAEA / TCM on "Advances in Safety Related Maintenance", Vienna, 15-19 September 1997.
- (3) K. Kurisaka, "Development of LMFBR Component Reliability Database", 4th Japan-Korea PSA Workshop, Yokohama, 9-10 October 1997.

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究			分類番号 - 2 - 1
研究課題名 (Title)	「ふげん」への確率論的安全評価の適用 (Application of PSA to an ATR plant)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画のみ新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 「ふげん」発電所 TAKUYA KITABATA P S R グループ Periodic Safety Review Group</p> <p>[氏 名] 北端 琢也 FUGEN NUCLEAR POWER STATION</p> <p>[連絡先] ⑦914 914</p> <p>福井県敦賀市明神町 3 3, Myoujin-cho, Tsuruga-shi, Fukui, Japan</p> <p>☎ 0770-26-1221 TEL +81 770 26-1221</p>			
キーワード	確率論的安全評価	新型転換炉		
key word	P S A	A T R		
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>			
主要レポート名等	<p>(1) M. Sotsu, et al, "Application of Level1 PSA to Fugen", PSA'96, (1996), Parkcity, Utah</p> <p>総数 1 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>			
<p>【研究目的】 ふげん発電所を対象とした確率論的安全評価を実施することにより、新型転換炉の運転、保守等に反映する。</p>				
<p>【研究内容（概要）】 シビアアクシデントとその影響緩和に関する研究の成果を取り込み、レベル2 P S Aを実施する。具体的には平成7年度までの成果を受け、下記の項目を実施する。</p>				
<p>①事故進展解析 ②格納容器イベントツリーの定量化 ③ソースターム評価 ④不確定性評価と感度解析</p>				
<p>【使用主要施設】 新型転換炉ふげん発電所（重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉 热出力557MW, 発電機出力165MW）</p>				

【成果の活用方法】

新型転換炉「ふげん」発電所の合理的な安全性の向上に資するため、レベル1 PSA の結果から摘出されたアクシデントマネージメント策を実施する。また、今後レベル2 PSA、停止時 PSAについても同様に摘出されるアクシデントマネージメント策についても実施を検討していく。

【進捗状況】**イ. レベル1 PSA**

平成7年度に評価した炉心損傷頻度に対して支配的なシーケンスに関わる機器の故障について原因分析を実施し、低減対策としてのアクシデントマネージメント策を抽出し、それらの有効性を評価した。

ロ. レベル2 PSA

レベル2 PSAの作業として、以下の作業を平成8年度に実施した。

- (1) 格納容器イベントツリーにおいてATRシビアアクシデント研究等の知見を基に分岐確率を設定し、事故シーケンスの定量化を行った。
- (2) 支配的な事故シーケンスに対してアクシデントマネージメント策を抽出し、その有効性評価を行った。

ハ. 停止時PSA

停止時 PSAの作業として、以下の作業を平成8年度に実施した。

- (1) 事故シーケンスの定量化を行い、支配的なシーケンスの原因を分析した。
- (2) その結果から、アクシデントマネージメント策の抽出を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

レベル2 PSAについては、平成8年度に評価された支配的な格納容器損傷シーケンスについて放射性物質放出カテゴリーを決定する。また、停止時 PSAについては炉心損傷頻度の不確定性評価、感度解析を実施する。

以上より得られた知見から停止時及び格納容器破損防護のためのフェーズ2のアクシデントマネージメント策の抽出を行い、それらの実施を検討する。

【その他 今後の発展性等】

なし。

【研究成果】

1. レベル1 PSA

平成7年度に算出した炉心損傷頻度を低減させる方策として、支配的な事故シーケンスを対象に設備の変更まで視野に入れたアクシデントマネージメント策（案）を抽出し、それらの有効性評価を行った。アクシデントマネージメント策（案）の実施により平成7年度評価結果の約5分の1の炉心損傷頻度となる見通しが得られた。（図1参照）

抽出された主なアクシデントマネージメント策（案）の中で設備の変更を要するものについての概要を以下に示す。

(1) ECCS軸冷却設備改造

「ふげん」のECCSポンプのほとんどが原子炉補機冷却系（RCW）の機能喪失により、軸冷却不全となり、機能喪失に至る。このため、RCWとの依存性を持たない自活冷却型に改造することにより、ECCSポンプの非信頼度を低減させ得る。図1において、RCW機能喪失を含む事象シーケンスの低減が確認できる。

(2) 自動重水ダンプ信号増設

平成7年度の評価結果ではATWSの割合が21%を示し、その内訳は制御棒自動スクラムロジック回路の機能喪失が支配的であった。一方「ふげん」には制御棒系とは独立した信号による自動重水ダンプによる原子炉停止機能がある。この重水ダンプは破断信号のみで作動していたが、蒸気ドラム圧力の上昇と、中性子束の有無を検知し作動すると想定した場合、図1に示されているようにATWS発生頻度を低減させる見通しを得た。

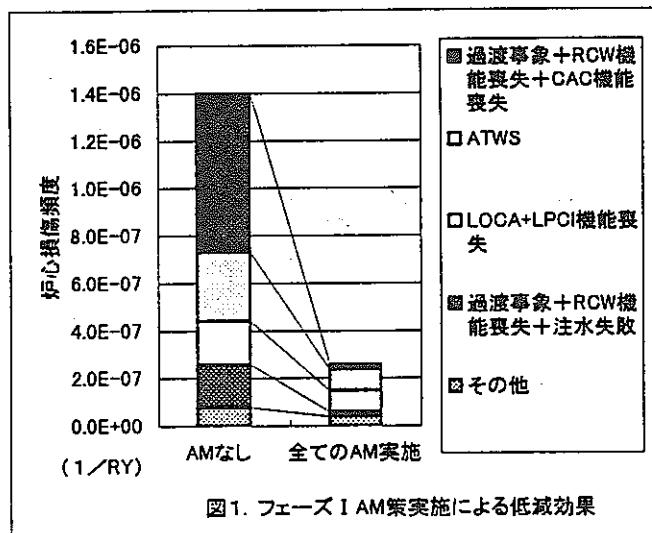


図1. フェーズI AM策実施による低減効果

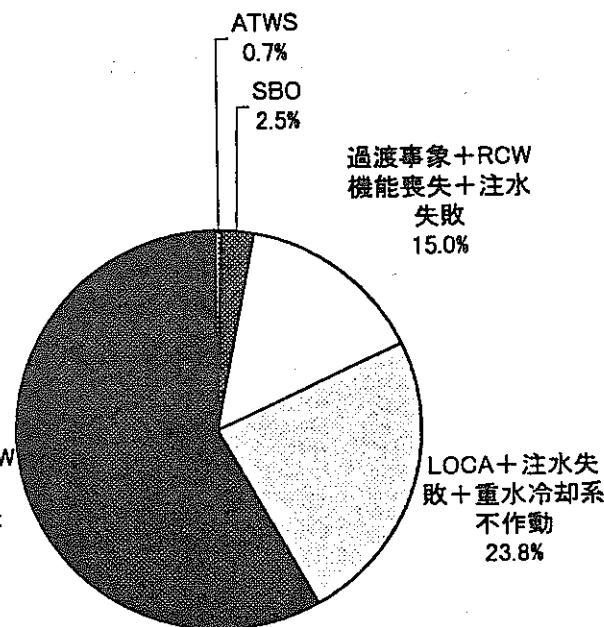


図2. 格納容器破損シーケンスとその割合

2. レベル2 PSA

昨年度展開した格納容器イベントツリーにおいてATRシビアアクシデント研究の知見及び軽水炉の知見から分岐確率を設定し、定量化を行った。その結果、条件付き格納容器破損確率で0.08という値となり、事故シーケンスとして過渡事象発生時原子炉補機冷却系及び格納容器空気再循環系の同時故障による崩壊熱除去失敗が支配的であった（図2参照）。また、格納容器破損モードにおいては冷却材及び重水の蒸発による加圧破損が支配的であった（図3参照）。これをベースケースとし、アクシデントマネージメント策（案）として格納容器ドーム部の融雪装置による外部冷却に期待すると、格納容器破損確率は約30%程度低減する見通しが得られた（図4参照）。

【研究成果】

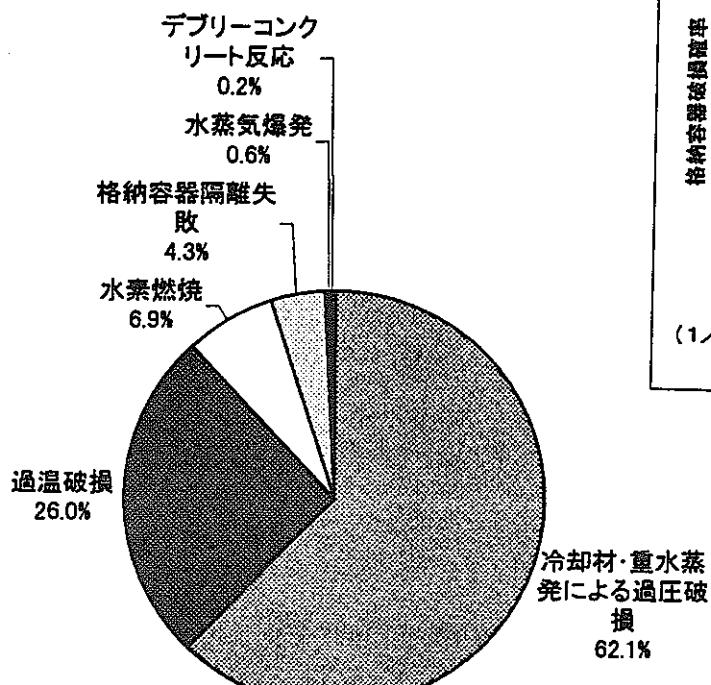


図3. 格納容器破損モードとその割合

3. 停止時 P S A

「ふげん」の定検及び計画停止実績から、停止状態を14のカテゴリーに分類し、これに基づいて停止時炉心損傷頻度評価を行った。その結果は定格出力運転時より約一桁低い値となった。停止期間内において、炉心損傷頻度が最も高くなる時期は定期点検時及び計画停止時共に実施される一次系耐圧試験の時期である。炉心損傷シーケンスは昇圧停止失敗、高圧注入系誤操作による加圧、余熱除去系への誤接続のいずれかによる破断に伴う冷却材喪失である。これは破断後のサクセスクライテリアが低圧注水系のみの場合が殆どであることが原因である。この事象シーケンスは蒸気ドラム逃がし安全弁が固定されているため、減圧手段は隔離冷却系熱交換器バイパス弁の手動操作のみとなり、この場合の運転員の認知失敗、操作失敗等のヒューマンエラー確率が支配的要因であった。よって一次系過加圧を低減させるためのアクシデントマネージメント策（案）として、隔離冷却系熱交換器バイパス弁自動開が摘出された。

このアクシデントマネージメント策（案）により、停止時炉心損傷頻度は約3分の1に低減させうることが明らかとなった。

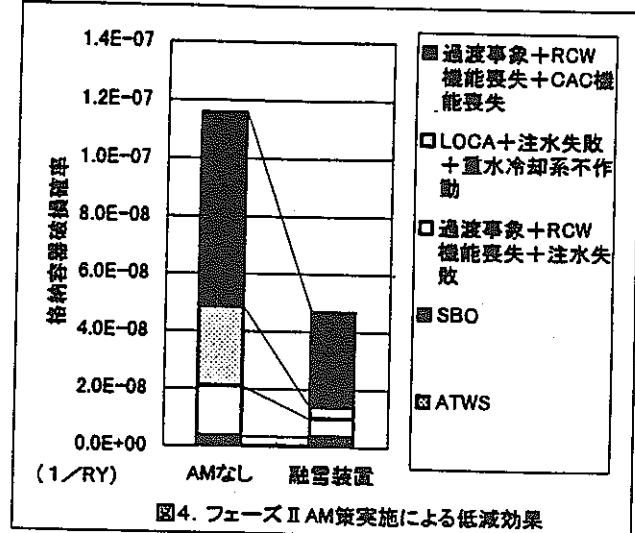
【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】
なし。【発表予定】
なし。

図4. フェーズ II AM策実施による低減効果

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究			分類番号 6-2-4	
研究課題名 (Title)	高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 Application of PSA to an LMFBR Plant		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室</p> <p>[氏 名] 丹羽 元 [連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p>			Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center Hajime NIWA 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN	
キーワード	レベル-1 P S A	レベル-2 P S A	炉心損傷	リスク	外的事象
key word	level-1 PSA	level-2 PSA	core damage	risk	external event
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1) R. Nakai, A. Yamaguchi, "Study of rationalized safety design based on the seismic PSA for an LMFBR", Reli. Eng. & Sys. Safty, (accepted for publication) 総数 2 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】 大型の高速増殖炉モデルプラントを対象に確率論的安全評価を実施することにより、プラントのリスクプロファイルを把握し、安全基準、指針等の整備に資する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>イ. 事故シーケンスの抽出・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。</p> <p>ロ. 炉心損傷過程及びソースタームの評価 支配的な炉心損傷事象推移の評価を実施するとともに、ソースタームについての評価を行い、これを基にリスク低減化効果の大きな現象・方策に関する検討を行う。</p> <p>ハ. 外的事象評価 大型高速増殖炉のシステムの特徴を踏まえて、長周期地震動に対する応答特性や損傷の相関、損傷モード等の検討と損傷度の定量化を実施し、これに基づき地震時システム解析を行う。</p> <p>二. 主要なリスク因子の分析・整理 支配的事故シーケンス及び安全上重要な系統、機器等を抽出し、高速増殖炉のリスクプロファイルの特徴を分析し、主要なリスク因子について整理する。</p>					
<p>【使用主要施設】 なし</p>					

【成果の活用方法】

システムモデル及び事故シーケンスの定量化検討を通じて、プラントの設計、運転あるいは事故現象に係わる主要なリスク支配因子及び不確かさ要因を総合的に把握し、もって実用化に向けて一層の合理化を可能とする安全設計・評価指針類の策定に資する。

【進捗状況】**イ. 事故シーケンスの抽出・定量化**

物理現象の不確かさに基づいてモンテカルロ法により受動的安全機能の非信頼度を評価するプログラムを整備し、キュリーポイント電磁石方式自己作動型炉停止機構を備えた高速炉プラントのATWS発生頻度の導出までを行う手法を整備した。

ロ. 炉心損傷過程及びソーススターの評価

大型炉の炉心安全性を考慮した設計の方向に沿い、キュリーポイント方式SASSやGEMを設置した60万kWe炉心を対象として、炉心損傷事象推移に関するPSA評価を実施している。H8年度はイベントツリー(E/T)のヘディングについて定性的検討を行った。

ハ. 外的事象評価

進捗なし

二. 主要なリスク因子の分析・整理

進捗なし

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

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

ロ. 炉心損傷過程及びソーススターの評価

H9～10年度では、E/Tに沿って事象推移の解析を行い、E/Tに改訂を加えつつ、定量評価を行う。

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

ハ. 外的事象評価

長周期地震動に対する応答特性や損傷の相関、損傷モード等の検討と損傷度の定量化を行い、これに基づき、高速炉プラントの地震時システム解析を行う。

二. 主要なリスク因子の分析・整理

上記イ. ロ. ハ. の成果を基に分析、整理を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 受動的安全機能は、プラント異常時の各種パラメータの変動を入力とした物理的原理等に基づく諸現象を利用して安全機能の実現を図るものである。現象に関連するパラメータ（要因変数）には、自然現象のゆらぎや製造時の誤差等に起因する不確定性を伴うことから、要因変数の値の組み合わせによっては受動的安全機能の効果が適切に発揮されない場合がある確率で存在する。このような現象論的不確かさに係わる機能の信頼度評価を実施するため、レスポンスサーフェス法とモンテカルロ法を用いた計算手法の整備を行い、プログラム化を図った。図1に手法の概要を示す。

本プログラムを用いて、ULOF, UTOP事象でのキュリー点電磁石方式の自己作動型炉停止機構(SASS)の信頼度評価を実施した。流量半減時間、隣接集合体出口温度、冷却材輸送遅れ時間、電磁石応答時定数、制御棒切離し温度、ドップラ係数、冷却材反応度係数、出力歪みの各パラメータを要因変数とし、冷却材最高温度等のSASSの成功・失敗を判定する基準変数との関係を示す近似函数式を、プラント過渡応答解析例を基に設定したデータからレスポンスサーフェス法により導出した。さらに、要因変数の確率分布(平均値や標準偏差等の確率パラメータ)を設定し、近似函数式と合わせてモンテカルロ法によりSASS作動失敗確率を導出した。評価に当たっては関連する研究の基礎データ等を参考に入力データを設定した。

この結果を動燃設計60万kW大型高速炉プラントの炉停止系フォールトツリー・モデルと合わせてSASSありプラントのATWS発生頻度の予備的評価を行った(図2)。炉停止系は主炉停止系と後備炉停止系の2系統から構成され、SASSを設置する後備炉停止系は安全保護系からの信号にもクレジットを取っている。SASSによるバックアップが考慮できるのは、安全保護系からのスクラム信号による後備炉停止系制御棒保持電源遮断に失敗した場合である。起因事象カテゴリーに依存して、ATWS発生確率に対する後備炉停止系制御棒保持電源遮断失敗確率の寄与が異なり、またULOF型となるかUTOP型となるか等の現象面での違いがあるため、SASSの効果は起因事象カテゴリーによって異なったものとなっている。

本適用計算を通じて、受動的安全機能を考慮した炉心損傷発生頻度評価手法確立の見通しを得ることができた。

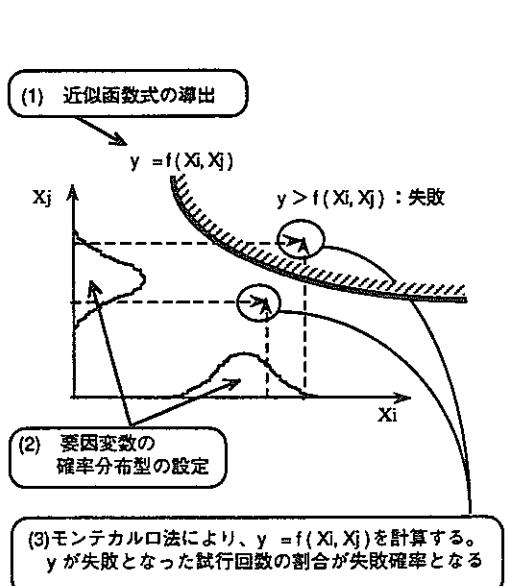
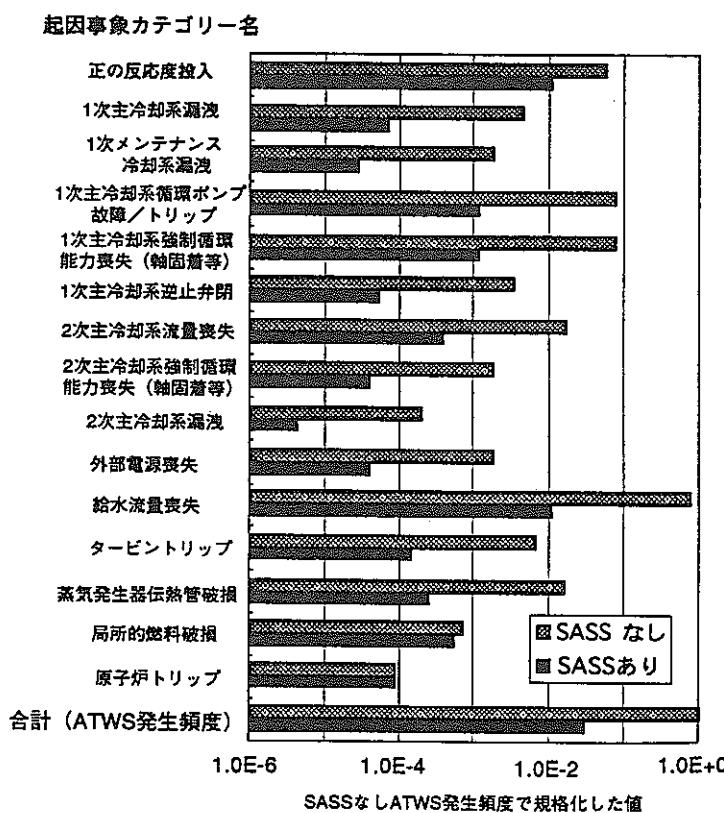


図1 受動的安全機能の失敗確率評価方法

図2 SASSあり炉心とSASSなし炉心の ATWS発生頻度の比較
(予備的評価)

【研究成果】（続き）

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

（1）ULOF事象

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

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

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

（2）UTOP、ULOHS事象

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

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

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

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

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

【発表予定】 なし

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究				事業団管理番号 2-3
研究課題名 (Title)	Living PSAシステムの開発整備 Development of Living PSA system		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成 8 年度 ～ 平成 12 年度	
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	<p>[所 属] 大洗工学センター 基盤技術開発部 リスク評価技術開発室</p> <p>[氏 名] 丹羽 元</p> <p>[連絡先] 〒311-13 茨城県東茨城郡 大洗町成田町4002 ☎ 029-267-4141</p>				Nuclear System Safety and Reliability Research Section, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center Hajime NIWA 4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN
キーワード	リビング P S A	炉停止時 P S A	系統構成管理	運転管理要領	緊急時運転手順
key word	living PSA	shutdown PSA	configuration control	Technical Specification	E O P
関連する 共同研究 実証試験等	<p>共同研究名（実施機関）：</p> <p>実証試験名（実施機関）：</p> <p>委託研究名（実施機関）：</p>				
主要レポート名等	<p>(1)日置、「運転安全管理のためのリビング P S A システムの開発」動燃技報101 号</p> <p>(2)三原、「Living PSAにおける計算高速化手法の開発」PNC TN9410 96-273 1996年11月 総数 3 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)</p>				
<p>【研究目的】</p> <p>確率論的安全評価の結果から得られる情報を迅速に理解しやすい形にしてプラント運転員に提供し、意思決定の支援に利用できるようなツールを開発整備し、運転安全の向上に資する。</p>					
<p>【研究内容（概要）】</p> <p>① サイトにおいて適用性検討を実施し、改良点を摘出する。</p> <p>② 起因事象発生頻度や機器故障率などのプラント固有のデータの収集・整備を行うとともに、実機の運転・保守要領の整備の進捗に伴って、試験・保守に関するデータの整備を行う。</p> <p>③ 炉停止時のリスク評価及びプラント構成管理の評価が行えるモデルを作成し、リビング P S A プログラム内に組み込む。</p> <p>④ 緊急時運転要領書と対応させて運転員の介在を考慮した事象推移モデルを用いて、アクシデントマネジメントの効果を評価する機能を改良する。</p>					
<p>【使用主要施設】</p>					

【成果の活用方法】

プラントの運転経験から固有の信頼性データを導出し、リビングP S AシステムLIPSASを用いて、リビングモードでP S Aを活用する。P S Aの更新、リスクの監視、リスクの管理機能の各機能を活用し、運転・保守要領の策定検討のための情報を蓄積する等、原型炉の運転安全管理方策の向上に資する。

【進捗状況】

- ① 適用性検討：進捗なし
- ② データの収集・整備：実機の試験・保守要領を整理し、リビングP S Aシステム内に組み込まれている基本事象の故障通報時間について、整理・確認を実施した。
- ③ 停止時リスク評価モデルの整備：定検時の系統運用計画の変更によるリスクの増減を迅速に評価することを目的として、リスク計算時間短縮化方策について検討を行い、新たな手法を開発した。
- ④ アクシデントマネジメント機能の整備：進捗なし

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- ① 適用性検討：サイトにおける適用性検討を進め、具体的な改良項目を抽出する。
- ② データの収集・整備：実機の試験・保守要領に関するデータの収集を引き続いて実施する。
- ③ 停止時リスク評価モデルの整備：グラフィカルユーザインターフェイス機能を備えた、停止時リビングP S Aシステムを構築し、系統構成管理システムとして活用できるよう整備を図る。
- ④ アクシデントマネジメント機能の整備：評価モデルを作成し、リビングP S Aシステムへの組み込みを行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

サイトにおいて実機の定期試験、定例試験、定期切り替え運転等に関連する試験・保守データを整理し、それぞれの試験で対象となる機器及びそのタグ番号をまとめた。これらのデータと他の保守関連情報を基に、PSAでモデル化されている基本事象（機器とその故障モード、約9,900個）について、故障通報時間や試験間隔等の異常が確認されるまでの最大時間間隔を調査、検討し、Living PSAシステムの入力データとして整理を行った。一連の調査、整理作業により、プラントの実態に即したPSAを実施するための入力データを整備することができた。

停止時プラントを対象としたリビングPSAにおいては、系統の計画メンテナンスアウテージや機器のランダム故障等に伴う多種、多様な系統運用構成の変化に対応したリスクを迅速に評価する必要がある。計算高速化の1つの手法としては予め導出済みのミニマルカットセットデータに対して、系統運用構成に応じたブール代数処理を行う手法がある。しかし、データ処理容量の制限等から確率値に対応したカットセット項の裾切り処理がなされるため、特定の系統構成の下で重要なカットセット項が保存されない場合もあり、結果の正確さの点で欠点があった。そこで以下のような新たな手法MPS法を開発した。

- (1)崩壊熱除去系(DHRS)の稼働に必要となる系統（主冷却系、電源系、補機冷却系等）に対しては、有限個の必要最小限の組み合わせ（ミニマルパスセット：Pi）が存在し、これらの各々の必要最小限の運転系統の組み合わせの下でのDHRS失敗のミニマルカットセット（MCSI）を予め導出しておく。
- (2)停止時プラントの任意の系統運用構成は、DHRSの稼働に必要となる運転系統の最小限の組み合わせPiの論理和（ΣPi）として表現できる。
- (3)ΣPiで表現された系統運用状態でのミニマルカットセットは、ド・モルガンの法則によりPiに対応するミニマルカットセットMCSIの積Π(MCSI)として導出できる。

本MPS法では、(1)で導出されるミニマルカットセット（MCSI）の精度を十分保つことにより結果の正確さを向上させることができる。

本MPS法を高速炉モデルプラントの停止時崩壊熱除去系信頼度評価（表1）に適用した。適用モデルでは、入力となるフォールトツリー（F/T）に対して基本事象のマクロイベント化（論理的に1つのORゲートの入力と見なせる全てのイベントを1つのマクロイベントとしてまとめる）を行っており、計算処理量をより低減化させて高速化を図っている。MPS法とF/T手法の解とを比較することにより（表2）、手法の妥当性を確認するとともに、リアルタイムのリスクモニターとしての運用も視野に入れて現場で使用していくために必要となる高速計算機能の実現に向けた見通しを得ることができた。

表1 評価用モデル系統運用

ワイヤ	○：運転中 ■：メンテナンス中																				
	A ルート (1次系)	A ルート (2次系)	B ルート (1次系)	B ルート (2次系)	C ルート (1次系)	C ルート (2次系)	メンテナンス冷却系	循環冷却水系A	循環冷却水系B	循環冷却水系C	循環冷却海水系A	循環冷却海水系B	循環冷却海水系C	循環冷却海水系A	循環冷却海水系B	循環冷却海水系C	所内電源装置A	所内電源装置B	所内電源装置C	D/G A	D/G B
1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
8	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
9	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
10	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
11	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2 MPS法とフォールトツリー手法との比較

ワイヤ	MPS法		フォールトツリー手法	
	CPU TIME (秒)	機密喪失確率	CPU TIME (秒)	機密喪失確率
1	16	5.7E-07	258	5.7E-07
2	15	1.6E-06	276	1.6E-06
3	33	2.7E-10	200	2.7E-10
4	6	1.5E-07	185	1.5E-07
5	5	3.0E-06	190	3.0E-06
6	5	5.5E-08	180	5.5E-08
7	14	1.1E-08	182	1.1E-08
8	107	2.0E-09	198	2.0E-09
9	47	9.8E-07	196	9.8E-07
10	23	5.4E-06	196	5.4E-06
11	29	4.6E-09	194	4.6E-09
計	301 (5分)		2255 (38分)	

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)三原、「ミニマルパスセットを利用したリビングPSAにおける計算高速化手法の開発」原子力学会1997年春の年会、1997年3月

【発表予定】