

JNC TN1400 2002-012

# 安全研究成果の概要

(平成13年度 - 動力炉分野)

2002年10月

核燃料サイクル開発機構

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。  
〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section, Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute) 2002

## 安全研究成果の概要 (平成13年度 - 動力炉分野)

編集 安全推進本部安全計画課

### 要 旨

平成13年度の核燃料サイクル開発機構における安全研究は、平成12年10月に策定(平成14年5月改定)した安全研究基本計画(平成13年度～平成17年度)に基づき実施した。

本報告書は、動力炉分野(高速増殖炉分野の全課題及び確率論的安全評価分野のうち動力炉関連の課題、並びに「ふげん」の廃止措置等分野の全課題)について、平成13年度の研究成果を安全研究基本計画(平成13年度～平成17年度)の全体概要と併せて整理したものである。

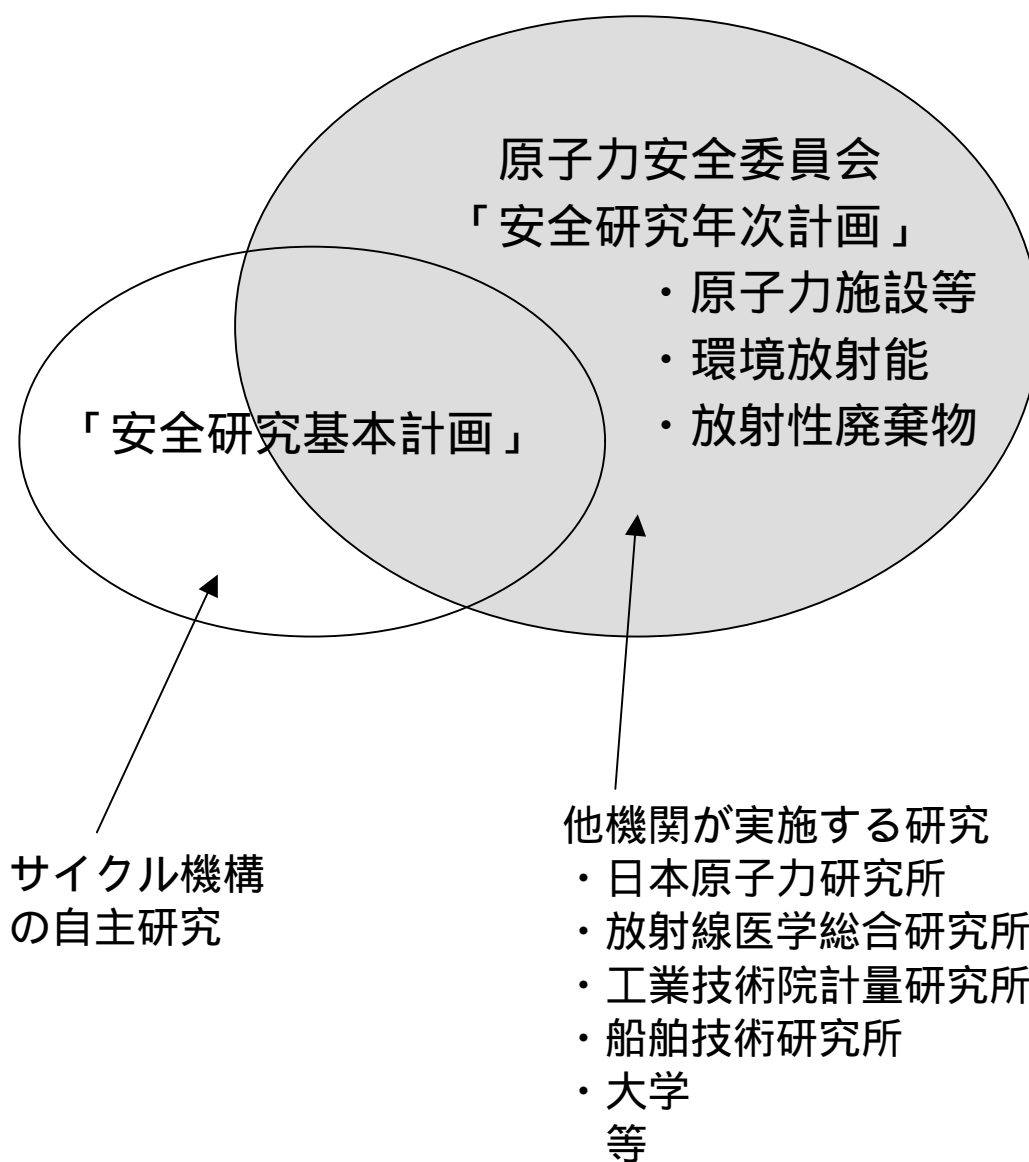
## 目 次

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

## 1 . 安全研究基本計画（平成13年度～平成17年度）の概要

## 核燃料サイクル開発機構における安全研究

核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」という）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サイクル機構の自主研究を加えた5カ年の「安全研究基本計画」に従って実施しています。



## 安全研究の基本方針

サイクル機構では、以下の目的及び留意事項に基づいて安全研究を実施しています。

### 目 的

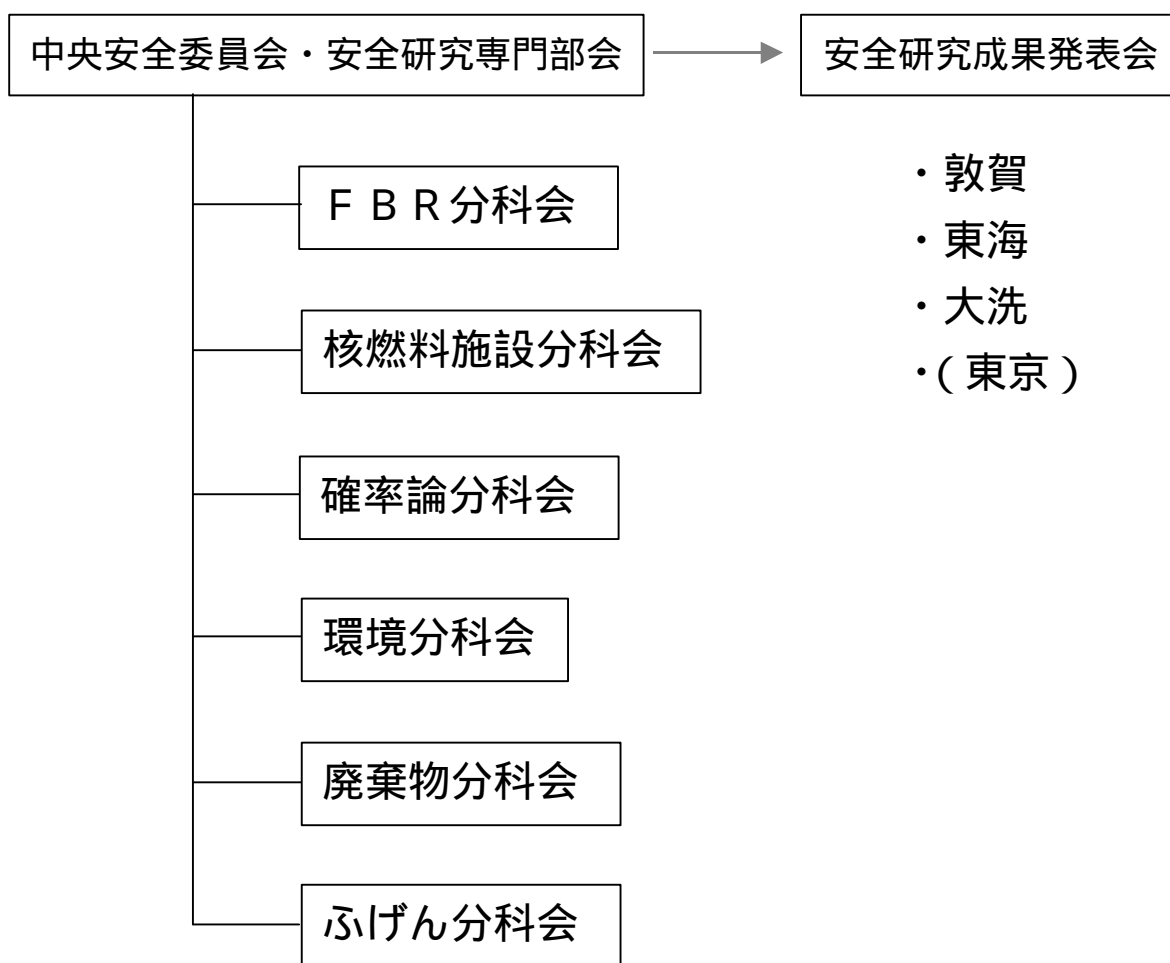
- 1 . 施設の安全性の向上による原子力に対する国民の信頼性の増進
- 2 . 安全技術の高度化及び体系化による民間への円滑な技術移転及び技術協力
- 3 . 設計裕度及び評価基準等の適切化による原子力の信頼性、経済性の向上
- 4 . 成果の統合化による指針・基準類の整備等、原子力安全規制への貢献

### 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サイクル機構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きます。



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」を開催して、サイクル機構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。



# 安全研究計画（平成13年度～平成17年度）

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）

（原子力安全研究専門部会）

### 「安全研究年次計画」

（平成13年度～平成17年度）

（原子力施設等安全研究分科会）

原子力施設等

水炉

高速増殖炉

核燃料施設

放射性物質  
の輸送

耐震等

確率論的  
安全評価等

（環境放射能安全研究分科会）

環境放射能

（放射性廃棄物安全研究分科会）

放射性廃棄物

全件数 / サイクル機構

19 / -

16 / 14

22 / 10

3 / -

12 / 1

8 / 3

97 / 6

29 / 15

## （サイクル機構）

（安全研究専門部会）

### 「安全研究基本計画」

（平成13年度～平成17年度）

（合計 83）

高速増殖炉

23

核燃料施設

27

耐震

1

確率論的  
安全評価

7

環境放射能

7

廃棄物処分

15

「ふげん」の  
廃止措置等

3

（注）数字は研究課題の件数を示す

安全研究基本計画

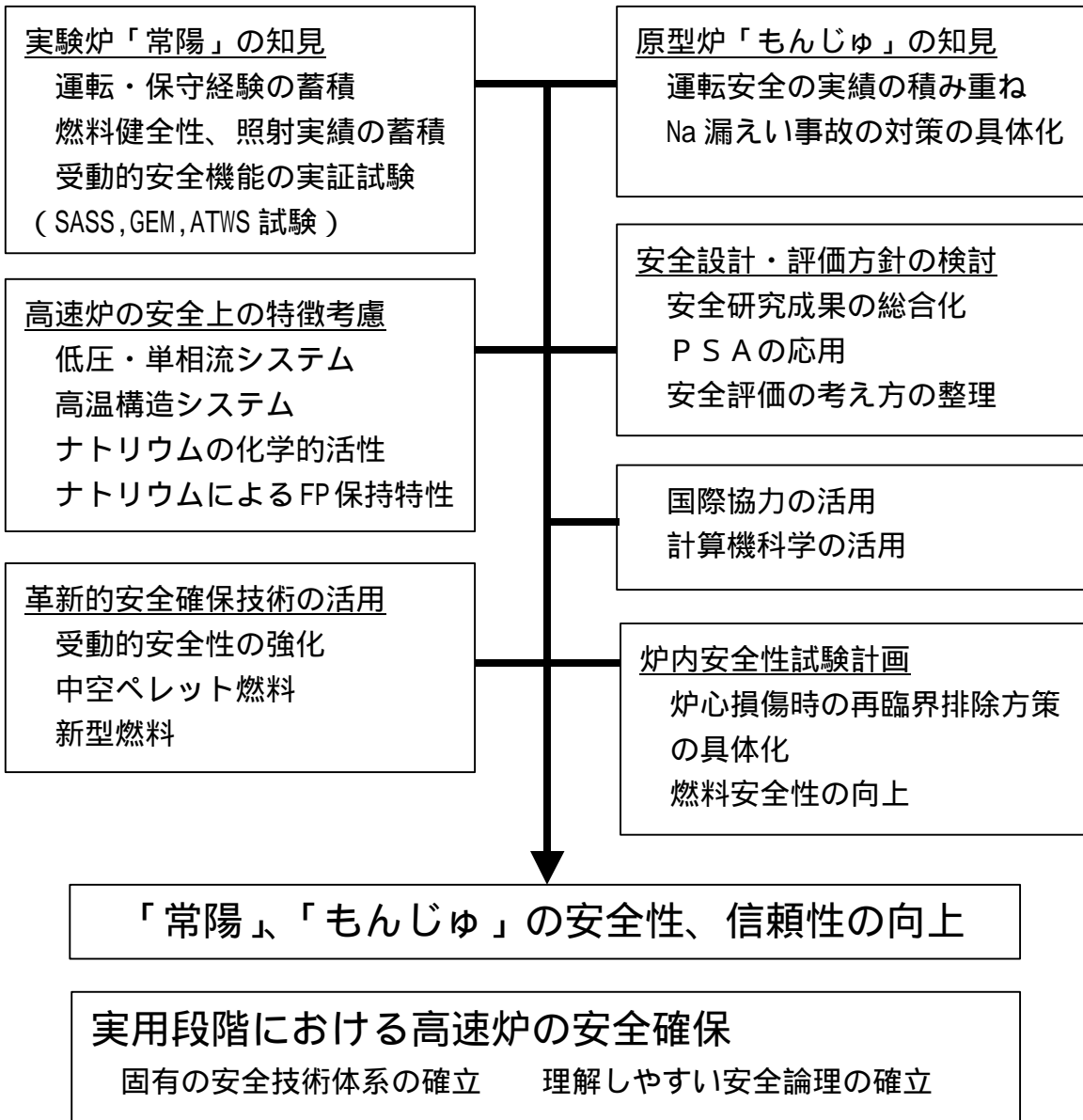
## 2 . 動力炉分野の安全研究の目的と課題

# 高速増殖炉に関する安全研究

## 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、指針及び安全審査における判断材料の整備並びに安全性向上。  
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。当面は、ナトリウム冷却炉を対象として、将来は実用化候補概念を視野に入れる。

## 高速炉安全研究の進め方



高速増殖炉に関する安全研究課題  
(H13年度～H17年度)

適切な安全設計・評価方針の策定  
高速増殖炉におけるリスク情報  
を用いた安全設計方針の設定

シビアアクシデント  
炉心損傷時の事象推移評価  
炉心損傷時の融体放出移行挙動

確率論的安全評価  
リスク情報に基づく高速増殖炉  
プラントの運転・保守  
実用化候補プラントのレベル1  
PSA  
「もんじゅ」冷却系統の運転信  
頼性評価

事故防止及び緩和  
高速炉心の安全性に係わる核特  
性評価  
高速増殖炉燃料の破損限界  
機器・配管の寿命予測評価  
LBB評価手法  
「常陽」を用いたATWS模擬  
試験の実施計画

事故評価  
過渡伝熱流動現象評価  
高燃焼炉心内熱流動現象の評価  
ナトリウム燃焼及びソースター  
ム  
ナトリウム - 水反応評価技術の  
高度化

運転管理及び施設管理  
燃料破損時の運転手法最適化  
「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討  
高速炉のナトリウム洗浄及び処理  
「常陽」高性能化プラントの性能評価  
機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発  
「もんじゅ」制御系の安定性  
「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開  
冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討  
「もんじゅ」再起動時の性能試験計画の検討  
「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育  
訓練方法の検討  
工程 FMEA 手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に  
係る検討

3 . 安全研究成果調査票（平成13年度）リスト  
（動力炉分野）

安全研究成果調査票（平成13年度）リスト  
（動力炉分野）

（各研究課題名をクリックすると内容が表示されます。）

〔高速増殖炉：全23件〕 印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題  
印は上記のうち重点研究課題

- 1- 1 高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究
- 2- 1 高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究
- 2- 2 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究
- 2- 3 機器・配管の寿命予測評価に関する研究
- 2- 4 L B B 評価手法に関する研究
- 2- 5 「常陽」を用いた A T W S 模擬試験の実施計画に関する研究
- 3- 1 過渡伝熱流動現象評価に関する研究
- 3- 2 高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究
- 3- 3 ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究
- 3- 4 ナトリウム - 水反応評価技術の高度化に関する研究
- 4- 1 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究
- 4- 2 炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究
- 5- 1 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究
- 5- 2 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討
- 5- 3 高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究
- 5- 4 「常陽」高性能化プラントの性能評価
- 5- 5 機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発
- 5- 6 「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究
- 5- 7 「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開
- 5- 8 冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討
- 5- 9 「もんじゅ」再起動時の性能試験計画の検討
- 5-10 「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法

## の検討

### 5-11 工程 FMEA 手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討

〔確率論的安全評価：全3件〕 印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題

印は上記のうち重点研究課題

- 1- 1 リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究
- 1- 2 実用化候補プラントのレベル1 PSA に関する研究
- 1- 3 「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価

〔「ふげん」の廃止措置等：全3件〕

- 1- 1 原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発
- 1- 2 原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価
- 1- 3 「ふげん」における垂鉛注入によるプラント線量率上昇抑制

4 . 安全研究成果調査票（平成13年度）  
（動力炉分野）



## 高速増殖炉分野

- ( 1 ) 適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究
- ( 2 ) 事故防止及び緩和に関する研究
- ( 3 ) 事故評価に関する研究
- ( 4 ) シビアアクシデントに関する研究
- ( 5 ) 運転管理及び施設管理に関する研究

( 分野名をクリックするとリストが表示されます。 )

( リスト内の各研究課題名をクリックすると内容が表示されます。 )

## 確率論的安全評価分野

( 1 ) 高速増殖炉に関する研究

( 分野名をクリックするとリストが表示されます。 )

( リスト内の各研究課題名をクリックすると内容が表示されます。 )

## 「ふげん」の廃止措置等分野

(分野名をクリックするとリストが表示されます。)

(リスト内の各研究課題名をクリックすると内容が表示されます。)

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

【研究分野】 高速増殖炉の安全性に関する研究 【分類番号】 1-1 ( 2-1-1 )

【研究課題名(Title)】  
高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究  
(A study on safety design requirements for FBRs using risk information)

【実施機関(Organization)】  
核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】  
[氏名] 丹羽 元(にわ はじめ)  
[所属] 大洗工学センターシステム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ  
[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 029-267-4141  
(Name) NIWA Hajime  
(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center  
(Address and Phone) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393, Tel: 029-267-4141

【研究担当者名及び所属(Name, Title of Function)】  
[氏名] 丹羽 元\*1(にわ はじめ、NIWA Hajime)  
栗坂 健一\*1(くりさか けんいち、KURISAKA Kennichi)  
佐藤 一憲\*2(さとう いっけん、SATO Ikken)  
三宅 収\*3(みやけ おさむ、MIYAKE Osamu)  
[所属] \*1 大洗工学センターシステム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ (FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center)  
\*2 大洗工学センター要素技術開発部リスク評価研究グループ (Nuclear System Safety research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)  
\*3 大洗工学センター要素技術開発部熱化学安全試験グループ (Thermochemistry Safety Engineering Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)

【研究期間】  
平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]  
前期基本計画からの継続(研究課題名:安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究)  
本基本計画から新規

【関連する共同研究、実証試験等】  
[共同研究名(実施機関)] なし  
[実証試験名(実施機関)] なし  
[委託研究名(実施機関)] なし

【使用主要施設】  
なし

【研究概要】  
[研究の経緯]  
原子力安全委員会では定量的安全目標の検討が開始され、国際的にも安全設計や運転における安全確保

のためにリスクの考え方を活用する国が増えてきている。新たに設計される高速増殖炉においても、安全目標に適合し、かつ合理的により高い安全性を目指すために、設計の初期段階からリスクを評価し、設計に反映させて行くことが必要である。本研究は高速増殖炉が満たすべき安全性の要求レベルを検討し、これに沿って、設計概念案における安全設計方針を整理するものであり、上記ニーズに適っている。また、本研究を実施することにより高速増殖炉の安全設計・評価審査指針類の整備に反映できる。

#### [ 研究目的 ]

高速増殖炉における安全性の確保を目的として、高速増殖炉の安全研究及び確率論的安全評価研究の成果を集約・分析して安全確保の基本的考え方並びに安全要求レベル等を検討する。また、リスク情報を活用しつつ、設計概念案に対応した安全確保方策への要求を含む安全設計方針の検討を行い、適切な指針類の整備に資する。

#### [ 研究内容 ]

- イ．安全確保の基本的考え方と安全要求レベル等の調査・検討  
将来炉に関する既存情報の調査を元に、高速増殖炉の特性を考慮して、将来の高速増殖炉における安全確保の基本的考え方や定性的、定量的な安全性の要求レベルを設定するための検討を行う。
- ロ．安全設計方針案の検討・整理  
経済性の向上を指向して簡素化されるプラント概念を対象に、イ．で設定した安全性のレベルを確保するため、概略的信頼度評価や既往 PSA 研究の成果等のリスク情報を考慮して、各安全機能に関連する設備に対する設計要求条件の検討を行い、安全設計方針案として整理する。
- ハ．安全上の重要事象に対する検討  
高速増殖炉に特有な安全上の重要事象（再臨界事象、ナトリウム漏えい燃焼、ナトリウム水反応等）を対象として、上記イ．及びロ．と整合を取りつつ、安全確保の考え方、設計対応方針等を検討・整理する。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

- イ．2年計画の1年目として、安全確保の基本的考え方と安全要求レベルにつき、国内・外の文献調査を行う。
- ロ．2年計画の1年目として、対象プラントの過渡解析結果に基づき、各安全設備への要求条件を検討する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

- イ．安全確保の基本的考え方と安全要求レベルにつき、国内・外の諸提案を検討した。対象は各国の高速増殖炉、軽水炉を含む定量的安全目標であるが、将来炉に対する考え方が議論された Gen-IV、OECD/NEA における新型炉の安全性ワークショップ、等も含めた。さらにこれらの調査検討に基づき、高速増殖炉の安全性に係わる設計要求案を策定した。

(1)高速増殖炉については特に炉心損傷事象（CDA）の位置付けを調査整理した<sup>(1)</sup>。スーパーフェニックスや原型炉クラスの CRBR、SNR-300、もんじゅ、等のうち、その初期のものでは CDA を安全設計で考慮したが、いずれにせよその扱いは設計基準事象とは異なって最確評価が行われた。より近年の炉では CDA は設計基準外事象とされている。1990 年代以降の新型液体金属冷却炉である EFR、ALMR、BN-800、D-FBR では様々な受動的炉停止機構、崩壊熱除去系が考慮されたが、やはり CDA は何らかの形で設計基準外事象として評価されている。

(2)定量的安全目標については IAEA/INSAG-3 にて新設炉に対して  $10^{-5}$ /炉年、大規模放出はさらにその 1/10 と示されたことその他、英、米、蘭等での設定例がある。リスクに対する一般的な考え方として、これ以上では我慢できないと考えられるレベル（tolerable level）を規制レベルとし、多くの者が受容可能とすると考えられるレベル（widely acceptable level）を定量的安全目標のレベル（努力目標レベル）とするアプローチが採られている。定量的安全目標を考える際の論点として、我が国に特有の状況である集中立地サイトにおいて、定量的安全目標を原子炉施設当たりとするかサイト当たりとするかとの問題、定量的安全目標を設定する際に原子炉施設と核燃料サイクル施設とを区別するかとの問題、原子力施設設置による地域のメリットもあるはずでありコスト・ベネフィットをどのように考慮するかとの問題等が挙げられた。

(3)リスク情報の利用と深層防護との関係について特に新型炉に対する安全設計や許認可を対象とし

た議論が行われている(参考資料1)。現在米国等で採用されている「リスク情報を用いた規制(risk informed regulation)」ではあくまで従来の深層防護の考え方が基本であり、PSAは従として利用される。近年、「リスク情報に基づく安全設計(risk-based safety design)」のアプローチが主として新型炉を推進する産業界からのニーズを背景として検討・提案されている。そこでは定量的安全目標の充足を目指してPSAを設計の段階から意志決定に利用する事が提案されており、深層防護は従として、不確かさ、知見の不完全さを補う手段として位置付けられているに過ぎない。このアプローチは、運転経験が豊富な現行炉の若干の改良である次世代炉には適用できるかも知れないが、起因事象やPSAの知見の少ない将来炉に適用することは困難であろうとの意見が国際的には多い。(参考資料2)

(4) Generation IVにおける安全性の目標(参考資料3)

DOEが進めるGen-IV計画における将来炉の安全性・信頼性の目標が持続可能性、経済性に係る目標と合わせて紹介された。安全性・信頼性の目標は以下の3点である。

運転時において卓越した安全性・信頼性を備える。

炉心損傷については極めて低い発生確率とし、かつその程度も軽微なものとする。

敷地外での緊急時対応を不要とできるものとする。

特に第3の目標については、「緊急時対応の必要性は、公衆や特に敷地周辺住民にとって安全性の弱点と理解されて来ている。結局のところその実証は達成できないものかもしれないが、このようなゴールを設定した意図は、このゴールの達成に至る革新的な設計を鼓舞することにある」と説明されている。

(5) シビアアクシデントに対する考え方については、OECD/NEA主催「新型炉の安全性WS」において、次世代の軽水炉においてはシビアアクシデント対策が設計において考慮されている反面、高温ガス冷却炉においては気密性のある格納容器を具備しない設計が提案された。高温ガス炉の設計者らは気密性のない格納系が技術的には可能であることを主張したが、規制者からは慎重な意見が多く、シビアアクシデント・フリー、あるいはコアメルト・フリーと言った概念は規制においては直ちには受け入れられる状況にはないものと考えられた。

(6) 以上の検討に基づき、高速増殖炉の安全性に係る設計要求案を表1のように策定した。本案の特徴は、深層防護に基づく要求を主とするが、確率論的要求も加えていること、定量的な安全性の目標を原子炉当たりではなくサイト当たりで与えていること、敷地外における緊急時対応によるリスク低減効果を考慮せずに定量的な安全目標を達成することを求めることによって緊急時対応を不要とする概念と同等の安全性を求めていること、などが挙げられる。なお、これは暫定案であり、今後の検討の進捗に応じて適宜見直されてゆくべきものである。

□. ここではH12年度に実施された3つのNa冷却MOX燃料大型炉心に対する炉心損傷事故起因過程評価結果(参考資料4の表3)に基づき、炉心設計への要求条件を検討した。対象は以下の3炉心である。

第1炉心：炉心高さが120cmと高くボイド反応度も7.4\$と高い。

第2炉心：炉心高さが80cmの扁平炉心でボイド反応度が5.2\$とやや抑えられた炉心

第3炉心：径方向非均質とすることによりボイド反応度を5.1\$と抑制したまま炉心高さを100cmとした炉心

参考資料4の表3には安全解析コードSAS4Aによる上記3炉心の解析結果が示されているが、第1炉心では全反応度が即発臨界を超え、炉心平均燃料温度は3200Kを超えるものの、他の2つの炉心では即発臨界を超えることなく、緩慢に遷移過程へ進むものと評価された。これらの結果は従来炉心設計の目安として設定してきたボイド反応度は6\$を目安とするとの考え方(参考資料5)が妥当であることを示している。

しかしながらこの目安が設定された段階で想定した炉心の設計範囲は炉心高さについては100cmまで、燃料ピン直径については8.5mmまで、また各集合体の出力流量比は適度に分散している炉心であったが、H13年度以降の検討では、炉心性能の向上のために様々な炉心が検討されている。例えば、燃料ピン太径化、出力流量比のばらつき低減、上部ナトリウムプレナム付炉心の採用によるボイド反応度の低減等であるが、これらは上記のボイド反応度の目安を設定した際に想定した炉心設計の範囲を超えているため、ボイド反応度のみならず、燃料太径化の影響、出力流量比の分散程度の変化の影響、炉心高さ長軸化の影響など、各パラメータの炉心損傷事故結果の影響程度を把握しておくことの必要性を指摘した。

## 参考資料

1. G. E. Apostolakis (MIT), M. W. Golay (MIT), A. L. Camp (SNL), F. A. Duran (SNL), D. Finnicum (WH), and S. E. Ritterbusch (WH), "A New Risk-Informed Design and Regulatory Process" Proc.

- ACRS Workshop on Future Reactors (NUREG/CP-0175), p. 237, June 4-5, 2001.
2. Proc. of OECD/NEA & IAEA Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs, Paris, France, 18-20 February 2002.
  3. N. E. Todreas, "Safety Goals for Future Nuclear Power Plants," Proc. ACRS Workshop on Future Reactors (NUREG/CP-0175), pp. 196-206, June 4-5, 2001.
  4. 本安全研究年次計画課題 4-1「炉心損傷時の事象推移評価に関する研究」H13 年度調査票。
  5. H. Niwa, "Model Development of SAS4A and Investigation on the Initiating Phase Consequences in LMFRs Related with Material Motion," Proc. IAEA/IWGFR TCM on Material-Coolant interactions and Material Movement and Relocation in LMFRs, IWGFR/89, O-arai, Japan, p.281, (1994).

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

- イ． 2 年計画の 1 年目として、新型炉の安全性や定量的安全目標、リスク情報を用いた安全設計等に関する調査に加え、安全設計要求の暫定案を提示することができ、予定通りの成果が得られた。
- ロ． 2 年計画の 1 年目として、複数の炉心に対する CDA 評価結果に基づく検討を実施し得たことから、予定通りの成果が得られた。  
(今後の予定)
- イ． 2 年計画の 2 年目として、初年度の調査を継続することに加えて、定量的安全目標に係る検討を深め、安全設計要求案へのフィードバックを図る。
- ロ． 設計基準外事象（新たな炉心設計における主要パラメータの影響分析を含む）及び設計基準事象の解析結果、並びにレベル 1 PSA 結果の取得に努め、安全機能への要求を検討整理する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

サイクル機構が電気事業者等と共同で実施している実用化戦略調査研究において、上記安全設計要求案は設計要求の一部として利用されている。

新型炉の安全性に係る調査検討は、原子力安全委員会から定量的安全目標の議論のために原子力安全研究協会へ委託されている事業「リスクを考慮した安全規制に関する調査」において、その調査報告書に反映されている。

#### 【研究成果の発表状況】

(1) Sa. Kondo and H. Niwa, Safety Issues and Approach for Liquid Metal Reactors, Proc. of OECD/NEA & IAEA Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs, Paris, France, 18-20 February 2002.

(発表予定)

(2) 栗坂健一、丹羽 元、他、「FBR サイクルの総合的安全評価」JNC 公開報告書、2002 年 7 月頃

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

次世代型軽水炉の安全性に関する研究は進められているが、Na 冷却高速増殖炉に関する研究の例は無い。

(参考文献)

[ 海外の研究の現状と動向 ]

米国 DOE の進める Generation-IV 計画において米国 ANL より Na 冷却金属燃料炉が提案されているがその内容は ALMR 炉であり、特に新たな安全設計概念が取り込まれているわけではない。

(参考文献)

#### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

成果の利用実績欄に記したとおり調査内容は原子力安全委員会における定量的安全目標の議論へ間接的ながら反映される。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

特になし。



表 1 FBR システムに対する安全設計要求案

安全設計要求	備 考
<p>安全要求</p> <p>(i) 決定論的安全要求            高い安全性を実現するために、十分な多重・多様性を有した能動的            安全設備に加え、必要に応じて受動的な安全機能を導入するとともに、            仮想的な炉心損傷時の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終            息させる設計とする。</p> <p>(ii) 確率論的安全要求            決定論的安全要求を補完する目的で、炉心損傷発生頻度の要求値            として <math>10^{-6}</math> / 炉年未満を達成できる見通しを示すこと。さらに、            炉心損傷あたりの格納機能の非信頼度を十分低く維持できる見通            しを示すこと。</p> <p>安全設計の基本的原則の遵守            原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針類及び「もんじゅ」            の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の設計研究            における考え方を参考にし、選定した冷却材、燃料及びプラント概念の            特徴を考慮した設計とする。</p> <p>原子炉停止機能への要求            原子炉停止系には受動的な炉停止能力(例えば、SASS)を付加するか、            あるいは、事象進展緩和を可能とする受動的機構(例えば、GEM)を付加            するとともに、運転員の介在による事象終息が可能な設計とする。な            お、軽水炉のように 1 時間程度の短時間で炉心損傷に至らないシステム            の場合には、運転員の介在により炉心損傷が防止できることを示すこと            により、受動的な炉停止機能を不要とすることができる。</p> <p>崩壊熱除去機能への要求            炉停止後の崩壊熱除去機能について、多重性あるいは多様性をもた            せるとともに、全交流動力電源の喪失を想定しても炉心冷却が可能な            設計とする。また、事故管理方策により、その機能回復が図れる設計            とする。</p> <p>炉心損傷に対する格納機能の確保            代表的な炉心損傷事象に対し、選定したプラント概念及び着目する事象            の特徴を考慮して、以下の事項を含め、リスク低減の観点から期待できる            合理的な対策を講じることによって事故影響の局限化を図る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高速炉の炉心燃料の特徴を踏まえて、炉心損傷の事象推移過              程において再臨界に伴う有意な機械的エネルギー発生が防止              できる対策を講ずる(再臨界回避)。</li> <li>・さらに事故後の融体静定、熱除去、放射性物質の閉じ込めを              可能な限り炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を              大幅に緩和して放射性物質の閉じ込め能力を確保することで、              炉心損傷の影響を周辺環境に有意に及ぼさない設計とする。</li> </ul> <p>個別要求            上記の要求に加えて、検討対象とする各概念の特徴に応じて以下の事            項に留意した設計とする。</p> <p>(1)ナトリウム炉            ・ 低圧系とすることが可能な特長を活かし、漏洩の原因となる異</p>	<p>確率論的安全要求では、FBR サ            イクル導入によるリスクが、社            会に既に存在するリスクと比べ            て十分に小さくなることを掲げ            る。その目安として、サイト周            辺の個人及び社会のリスクの増            加が既存リスクの 0.1%以下を            設定する。放射性物質の大規模            放出発生頻度はこれを満足する            ように設定することとし、同一            サイトに複数施設が設置される            場合においても、<math>10^{-7}</math>/サイト年            とする。</p> <p>なお、欧州における EPR の安全            設計や Generation IV において            避難不要概念が目標とされてい            ることに対応して、本要求にお            いても、上記定量的目標への適            合性判断に際して、敷地外での            緊急時対応によるリスク低減効            果には期待しないものとしてい            る。</p> <p>代表的な炉心損傷事象の影響            を可能な限り炉容器内で終息さ            せる設計とし、炉心損傷あたり            の格納施設の非信頼度として十            分に小さな値(目安として  <math>1/100</math>)を達成できる設計を目指            す。設計の進捗に応じてレベル            2 PSA を実施し、充足性を評価            することとしている。</p>

常を極力排除する。漏洩を仮定しても静的機器により冷却材を確保して炉心冷却が可能な設計とするとともに、漏洩の影響を局限化できる設計とすること。

- ・ ナトリウムと水の熱交換を行う蒸気発生器については、その漏洩が炉心の安全性を損なわないように発生防止、発生時の拡大防止の両面から十分な対策を施すこと。異常拡大防止については、異常の早期検出と水系の減圧操作により影響の局限化を追求すること。
- ・ 炉心損傷の影響については、ナトリウムの高い伝熱特性を活かして原子炉容器内での終息を図ること。

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

・高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

2 - 1 ( 2 - 2 - 1 )

### 【研究課題名(Title)】

高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究

(An investigation on the evaluation of nuclear parameters regarding the fast reactor core)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 石川 眞(いしかわ まこと)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 中性子工学グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話:029-267-4141 (内線 5720)

(Name) Ishikawa Makoto

(Title of Function) Reactor Physics Research Group, System Engineering Division,  
O-arai Engineering Center

(Address and Tel. No.) 4002, Narita-Cho, O-arai-Machi, Higashi-Ibaraki-Gun, Ibaraki,  
311-1393, Japan. Tel. 029-267-4141 (Ext.5720)

### 【担当研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 羽様 平(はざま たいら)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 中性子工学グループ

(Name) Hazama Taira

(Title of Function) Reactor Physics Research Group, System Engineering Division,  
O-arai Engineering Center

[氏名] 大木 繁夫(おおき しげお)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 中性子工学グループ

(Name) Ohki Shigeo

(Title of Function) Reactor Physics Research Group, System Engineering Division,  
O-arai Engineering Center

### 【研究期間】

平成 13年度 ~ 平成 17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名:炉心反応度の評価に関する研究,  
高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究)

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)]

余剰核兵器解体 Pu の BN-600 における処分法検討のための BFS-2 施設を用いた実験的研究  
に関する契約(ロシア IPPE)  
先進技術の研究開発のための協力協定(フランス CEA)

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)]

鉛スペクトロメータを用いた I-129 の中性子捕獲断面積測定(京都大学)  
MA・FP 評価済核データライブラリの改良(原研)

### 【使用主要施設】

- イ．ANL-Idaho のゼロ出力物理炉（ZPPR 装置）
- ロ．高速実験炉「常陽」
- ハ．高速臨界実験装置 FCA
- ニ．ロシア・IPPE の臨界実験装置 BFS-2
- ホ．フランス・CEA の臨界実験装置 MASURCA
- ヘ．京大炉鉛スペクトロメータ

## 【研究概要】

### 〔研究の経緯〕

高速炉の性能及び経済性を向上させるためには、解析手法及び核データの誤差に基づく不確かさを低減させ、設計裕度の合理化を図る必要がある。近年、サイクル機構において実用化戦略調査研究が開始され、様々な概念に基づく高速炉が候補に挙げられているが、従来の高速炉用核特性解析システムは Na 冷却 MOX 燃料への適用が中心であり、多様な高速炉に対する適用はあまり考慮されていなかった。また、高速炉の多様性を追求する観点からマイナーアクチニド等を核変換する高燃焼炉心も考えられている。マイナーアクチニド等を装荷した炉心は、Na ボイド反応度、ドップラー係数等、炉心安全性に関わる炉心特性が非安全側に変化する場合があり、その評価精度も課題である。

実用化戦略調査研究における評価精度、及び将来の実用化炉に対する炉心設計精度を十分に担保するためには検証のための積分実験データの拡充、解析システムの高度化を図ることが必要である。

### 〔研究目的〕

高速炉心の定常運転特性、過渡時応答特性及び事故時安全評価において重要となる核特性(臨界性、出力分布、ドップラー反応度、ナトリウムボイド反応度等)の予測精度を定量的に評価するために、解析手法と基本データベースを体系的に整備して安全審査等における判断資料とするとともに、予測精度の向上を行うことにより高速炉設計の安全裕度の一層の適切化に資する。

### 〔研究内容〕

- イ．高速炉心の安全上重要な核特性に関して、所要の評価精度を有する効率的な標準解析手法並びに臨界実験及び実機の測定・解析データを体系的に整備する。
- ロ．上記の解析手法及び基本データベースを用いて、ナトリウム冷却 MOX 燃料高速炉心及び将来の実用化炉心の概念について、核特性予測精度を定量的に評価する。
- ハ．解析手法の改良及び基本データベースの拡充により、核特性予測精度の向上を図る。

## 【研究の達成目標（平成 13 年度）】

- イ．臨界実験（JUPITER・FCA・MASURCA・BFS 等）及び実機（「常陽」・「もんじゅ」等）データを、次世代炉定数等を用いた最新の解析手法により解析する。

## 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

- イ．解析手法並びに臨界実験及び実機の測定・解析データの整備

### (1) 高速炉用 70 群炉定数 JFS-3-J3.2R の作成<sup>(31)</sup>

平成 6 年度以降使用してきた JENDL-3.2 に基づく高速炉用 70 群炉定数 JFS-3-J3.2 に誤り（70 群縮約時の重みスペクトル、及び非弾性散乱マトリックスの誤り）が含まれていることが判明した。日本原子力研究所（原研）で作成されたものであるが、中性子工学 Gr で近年開発整備していた次世代炉定数作成システムを利用すれば修正版の作成が可能であることから、原研側と協議の上、当 Gr で修正版である JFS-3-J3.2R を作成し公開した。

### (2) JFS-3-J3.2 の誤りによる影響の評価<sup>(30),(37)</sup>

JFS-3-J3.2 の誤りが核特性解析結果に与えていた影響を、臨界実験データベースを利用して評価した。例として JUPITER 実験及び FCA 実験データにおける影響を図 1 に示す。修正により臨界性（実効増倍率）で -0.2%dk/k、ドップラー反応度では C/E 値で +8% の変化が生じることを確認した。変化の主要因は、重み関数の誤りに伴う散乱除去断面積の過小評価であることを明らかにした。

### (3) 解析システムの整備

#### 解析コードの整備

- ・別途整備中の次世代炉定数システムの知見を反映し、汎用の格子計算コード SLAROM や CASUP を改良した。

#### 使用環境の整備

- ・最新の汎用遮蔽解析システム及び周辺ユーティリティを W/S 上で整備するとともに、コード群の

オンラインマニュアルを整備しイントラネットで公開した。また、W/S に替わる安価な計算機として使用が拡大している PC-LINUX へのコードの移植作業も進めた。

(4) BFS 臨界実験解析<sup>(5), (35), (38), (49)</sup>

現行 BN-600 の模擬体系であるブランケット付き濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料炉心 BFS-62-1 炉心、及びブランケットをステンレス遮蔽体で置換した BFS-62-2 炉心について実験解析を実施した。解析はサイクル機構の標準解析システムを基本に、近年整備の完了した 3 次元 HexZ 解析コードを導入して行った。また、次世代炉定数システムや炉定数調整手法を利用し、解析精度の改善可能性について暫定評価を実施した。なお、本解析は JFS-3-J3.2 を用いて実施したが、影響の現れやすい基準計算値については JFS-3-J3.2R の作成後に改めて評価した。

臨界性、炉中心核分裂反応率比、BFS-62-1 炉心の核分裂反応率分布、及び制御棒反応度値については JUPITER 実験解析の精度と同程度であることを確認した。

BFS-62-2 炉心の径方向核分裂反応率分布 (Pu239 と U235) については、炉心領域内の径方向依存性と遮へい体領域における大幅な過大評価を問題点として確認したが、炉定数調整計算により改善できる見通しを得ている。BFS-62-2 炉心の Na ボイド反応度については、図 2 に示すようにボイド化する領域によっては 30% の過小評価となったが、次世代炉定数システムの利用により改善できる見通しを得ている。

(5) 欧州解析システム ERANOS との比較<sup>(41)</sup>

欧州解析システム ERANOS と欧州の評価済み核データライブラリ JEF-2.2 及び調整炉定数 ERALIB1 を用いた JUPITER 及び「常陽」の解析を実施し、サイクル機構の解析システムと我国の評価済み核データライブラリ JENDL-3.2 を用いて得られた結果との比較評価を行った。また、感度係数を用いた誤差評価や核データの差異による影響 (ライブラリ効果) の評価を行い、両システムによる結果の差を実験、解析、核データ誤差の観点から定量的に分析した。1 例として「常陽」燃焼反応度係数に関する両システム間の比較を図 3 に示す。実効遅発中性子割合と U-235 の捕獲断面積が両システム間の差異の主要因であることが分かる。

本成果は、CEA との先進協力に基づき、カダラッシュ研究所に中性子 Gr 職員 1 名を長期派遣することにより得られたものである。

(6) MASURCA 臨界実験解析<sup>(8), (48)</sup>

高速炉臨界集合体 MASURCA で実施された CIRANO 実験により、Pu 燃焼型高速炉の炉物理研究のための広範な積分実験データが得られている。その一つであるプルトニウム同位体組成と同富化度をパラメータとした一連の燃料置換反応度実験の解析を、サイクル機構の標準解析手法と JENDL-3.2 を用いて行った。断面積調整手法により実験解析の整合性を評価するとともに、特に高次プルトニウム (Pu-240) の核データの定量的傾向あるいは不確定さを推定する情報が得られた (図 4 参照)。

(7) 「常陽」マイナーアクチニド (MA) 照射試験解析

「常陽」において行われた MA サンプル照射試験 (Np-237, Am-241, Am-243, Cm-244) 及び高 Am 含有燃料照射試験のための予備解析として、ドライバー燃料の照射後試験データの解析、及び、性能試験・運転データの詳細解析を開始した。

(8) I-129 中性子捕獲反応断面積測定<sup>(32)</sup>

LLFP の代表的核種である I-129 について、京都大学原子炉実験所の 46MeV ライナックを用いた TOF 法によって、0.004eV ~ 10keV 領域における I-129 中性子捕獲反応断面積を測定した (図 5 参照)。3 ~ 400keV での Macklin による測定値及び ENDF/B-VI の評価値は、本実験値と誤差の範囲内において全体的に一致している。しかし、数 eV から約 60eV の領域における JENDL-3.2、JEF-2.2 の評価値は、本実験値及び ENDF/B-VI データに比べ低いことが明らかとなった。

(9) MA・FP 核データライブラリ評価

重要 MA 核種である Am-242m、Am-243、及び、核分裂生成物核種 Tc-99、Ce-140 について、JENDL-3.2 に与えられている評価済み核データを、最近の測定データや評価済みデータと比較・検討し、Am-242m 及び Am-243 については、Maslov et al. による最新測定を反映し、さらに改善を行った新評価済みデータを JENDL-3.3 に格納した。Tc-99、Ce-140 については、共鳴パラメータの改善、光学モデルパラメータの改善等を行い、JENDL-3.2 データの改善を行った。

ロ．実機に対する核特性予測精度の評価

(1) 実用化戦略調査研究の対象炉心に対する次世代炉定数による解析

実用化戦略調査研究で対象となっている炉心について次世代炉定数による最確値を評価し、補正係数として整備した。

(2) 統合炉定数 ADJ2000R の作成

実機設計計算に用いる統合炉定数 ADJ2000 について、イ．で作成した JFS-3-J3.2R に基づく修正版 ADJ2000R を作成した。

## 八．解析システムの高度化

### (1) 解析システムの整備

次世代炉定数作成システムの開発として、NJOY・TIMS 炉定数作成コードシステムの改良、及び炉定数処理コード SLAROM-UF の開発を行い、使用環境を整備した。<sup>(34)</sup>

3次元輸送ノード法計算コード NSHEX に中性子束分布評価機能を付加する検討を実施した。<sup>(46)</sup>

### (2) 次世代炉定数効果の把握<sup>(2),(9),(27)</sup>

次世代炉定数の利用による解析精度の改善効果を、臨界実験データベースを利用して評価した。

次世代炉定数システムは、基本炉定数 (JFS-3-J3.2R と同様であるがエネルギー群を 1000 群まで分割可能) と超微細群炉定数 (41keV 以下を超詳細 (9150 群) で扱うことができる) を併用する格子計算システムであり、JFS-3-J3.2R (70 群炉定数) を用いる場合に比べて厳密に実効断面積を求めることができる。本解析では次世代炉定数の効果を把握するため、基本炉定数として 70 群又は 175 群の 2 種類を用いた場合について比較した。基本炉定数を 70 群とした場合 (UF-70) は、41keV 以下を超詳細に扱う以外は JFS-3-J3.2R と同じであり、超微細群炉定数の効果を把握できる。基本炉定数を 175 群とした場合 (UF-175) は、41keV 以上を詳細に扱う効果を把握できる。

例として JUPITER 実験 (ZPPR-9 炉心) における Na ボイド反応度及びドップラー反応度の解析結果を図 6 に示す。

次世代炉定数の使用により Na ボイド反応度については 5～10%程度減少することが分かった。これは非漏洩成分の減少が主に寄与しており、スペクトルを厳密に扱うことの効果と考えられる。ボイド領域が広がるにつれて (図 3 で同一炉心内での STEP が進むに従って) UF-175 を用いる効果が現れているが、41keV 以上の寄与が大きい漏洩成分の増加に伴うものである。

ドップラー反応度については、UF-70 だけで+5%の効果が見れ、解析精度を大幅に改善することができている。

## 【研究の達成状況 (平成 13 年度)】

### イ．解析手法並びに臨界実験及び実機の測定・解析データの整備

臨界実験については、JUPITER、FCA、BFS、及び MASURKA について、実機については「常陽」について、次世代炉定数等を用いた最新の解析手法により解析した。

### ロ．実機に対する核特性予測精度の評価 (平成 13 年度計画対象外)

準備段階として、統合炉定数 ADJ2000R を作成した。

### ハ．解析システムの高度化 (平成 13 年度計画対象外)

継続して実施中である。

#### (今後の予定)

最新の炉定数及び解析手法を用いて、JUPITER・FCA・MASURCA・BFS などの臨界実験、「常陽」・「もんじゅ」などの実機核特性を最新の評価済断面積ライブラリを用いて最も詳細なレベルで解析する。これらを炉物理的整合性の観点から総合的に評価して、汎用的に核設計基本データベースとして整備し、公開する。

(研究内容「イ」、「ロ」)

共鳴領域・エネルギー群構造の取扱いを改良して、高速中性子から熱スペクトル領域までを一貫して精度良く評価できる次世代の炉定数システムを新たに開発する。このシステムの適用により、特に炉心の安全性評価において保守側に上積みされる可能性のあるドップラー反応度及び Na ボイド反応度の解析で見られる 20～40%に及ぶ解析値の不確かさの低減を図り、安全性の観点からの実用化炉心概念の成立性に資する。(研究内容「ハ」)

精度評価に必要な核データの共分散データを、原研との協力により整備する。これまで整備してきた燃焼核特性および温度核特性の感度解析コード群を改良し、実用化する。燃焼核特性、温度核特性を追加し、精度向上の対象となる核特性数を拡張した統合炉定数を作成し、核設計裕度、及び、安全裕度の合理化(設計予測誤差の半減)に資する。(研究内容「ロ」、「ハ」)

MA・FP の核変換を行う炉心について、実機照射データならびにこれまでに実施した断面積測定データを用いて、炉心安全性に関する核特性量の解析精度の評価、及び、その向上を図る。(研究内容「イ」、「ロ」、「ハ」)

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

得られた解析結果は、現状の解析システムの精度評価の裏付け、及び、安全審査等における判断資料となるほか、の統合炉定数作成に反映される。

次世代炉定数・解析システム、設計基本データ、統合炉定数は、実用化戦略調査研究で対象とされる多様な炉心、実用化炉の強力な設計ツールとして使用される。更に、高速炉設計の安全裕度の一層の適切化に資することも可能である。

### 【研究成果の発表状況】

- (1) 杉野和輝, 関根隆, 青山卓史: “モンテカルロ法の高速炉解析への適用”, モンテカルロ法による粒子シミュレーションの現状と課題, 日本原子力学会, p.211 (2002).
- (2) 杉野和輝: “Current Status of Investigation on a Nuclear Constant Set in JNC”, “炉定数整備専門家会議” 報文集, JAERI-Conf 2001-009, p.24 (2001).
- (3) 横山賢治, 石川眞: “欧州炉物理解析システム ERANOS の特徴と次世代解析システムの提案”, 炉物理部会会報 第53号, (2002).
- (4) 石川眞: “高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の開発”, 核データニュース, 第69号, p.29 (2001年6月).
- (5) 石川眞, 沼田一幸, 佐藤若英, 杉野和輝: “統合炉定数による核設計精度の向上”, サイクル機構技報, 第13号, p.41 (2001年12月).
- (6) 舟田敏雄, 庄野彰, 他: “ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力の現状”, サイクル機構技報, 第14号, p.93 (2002年3月).
- (7) Y.Okawachi, A.Shono: “Decay Heat Measurement of Actinides At YAY01”, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, p.2-P-11 (2001).
- (8) S.Ohki, T.Iwai: “Analysis of the CIRANO Experiment for Plutonium Burning Fast Reactor using JNC's Calculation Scheme”, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, p.6-0-10 (2001).
- (9) K.Sugino: “JUPITER Experimental Analyses using a New Constant Set Based on JENDL-3.2”, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, p.6-P-33 (2001).
- (10) M.Isikawa, K.Sugino, W.Sato and K.Numata: “Development of a Unified Cross-Section Set ADJ2000 Based on Adjustment Technique for Fast Reactor Analysis”, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, p.7-0-3 (2001).
- (11) A.Shono, W.Sato and T.Iwai: “Experimental Analysis Results on the BFS 58-1-11 Critical Assembly”, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, p.7-P-4 (2001).
- (12) 大木繁夫, 岩井武彦: “CIRANO 実験解析( ) - 高次化・高富化度 Pu を用いた臨界実験解析 - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 146 (2001).
- (13) 岩井武彦, 大木繁夫: “CIRANO 実験解析( ) - 炉定数調整計算による整合性評価 - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 147 (2001).
- (14) 庄野彰, 杉野和輝, 石川眞: “BFS 臨界実験解析( ) - IPPE 共同研究の全体概要と進捗状況 - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 148 (2001).
- (15) 杉野和輝, 庄野彰, 沼田一幸, 岩井武彦: “BFS 臨界実験解析( ) - BFS-62-1 及び 62-2 炉心の解析 - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 149 (2001).
- (16) Mantourov: “Experimental Analysis on BFS Critical Assemblies( ) - Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Core Analysis Results - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 150 (2001).
- (17) 佐藤若英, 庄野彰, 杉野和輝: “BFS 臨界実験解析( ) - BFS 炉心と他炉心の整合性評価 - ”, 日本原子力学会秋の大会, 北海道大学, 151 (2001).
- (18) 庄野彰, 杉野和輝, 羽様平, 石川眞, 他: “(2) BFS 臨界実験解析に関数 IPPE 共同研究の進捗状況”, 日本原子力学会春の年会, 神戸商船大学, 総合報告 4 (2002).
- (19) 大木繁夫, 神智之, 高木直行: “高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討(その2) - Na 冷却 OX 燃料高速炉での LLFP 核変換特性 - ”, 日本原子力学会春の年会, 神戸商船大学, G7 (2002).
- (20) 神智之, 高木直行, 大木繁夫: “高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討(その3) - 核変換率を改善するための LLFP 集合体概念 - ”, 日本原子力学会春の年会, 神戸商船大学, G6 (2002).
- (21) 千葉豪, 杉野和輝, 石川眞, 沼田一幸: “次世代炉定数システムによる高速炉核特性解析( ) - JFS-3-J3.2 作成時の重み関数訂正効果 - ”, 日本原子力学会春の年会, 神戸商船大学, F27

- (2002).
- (22) 沼田一幸, 千葉豪, 杉野和輝, 石川眞: “次世代炉定数システムによる高速炉核特性解析( ) - 次世代炉定数システム導入による効果 - ”, 日本原子力学会春の年会, 神戸商船大学, F28 (2002).
- (23) K.Dietze: “Integral Test of JENDL-3.2 Data by Re-Analysis of Sample Reactivity Measurements at Fast Critical Facilities”, JNC TN9406 2001-008, 2001年4月.
- (24) 大川内靖, 庄野彰, 越塚誠一: “弥生炉を用いた TRU 崩壊熱の測定・評価”, JNC TN9400 2001-017, 2001年5月.
- (25) G. Mantourov: “Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Fast Reactor Core Analysis Results Part :ZPPR Analysis Results”, JNC TN9400 2001-069, 2001年5月.
- (26) 石川眞, 沼田一幸, 佐藤若英, 杉野和輝: “高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の作成”, JNC TJ9400 2001-008, 2001年6月.
- (27) 杉野和輝: “次世代炉定数を用いた JUPITER 臨界実験解析”, JNC TN9400 2001-091, 2001年8月.
- (28) 大木繁夫, 神智之, 青柳成美: “高速炉における LLFP 核変換の検討”, JNC TN9400 2001-098, 2001年10月.
- (29) G. Mantourov: “Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Fast Reactor Core Analysis Results Part :BFS Analysis Results”, JNC TN9400 2001-106, 2001年11月.
- (30) 千葉豪, 沼田一幸: “JFS-3-J3.2 の重み関数訂正による核特性への影響評価”, JNC TN9400 2001-109, 2001年12月.
- (31) 千葉豪, 沼田一幸: “JENDL-3.2 に基づく高速炉炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成”, JNC TN9400 2001-124, 2002年2月.
- (32) 小林捷平: “鉛スペクトロメータを用いたヨウ素-129 の中性子捕獲断面積測定”, JNC TJ9400 2001-021, 2002年2月.
- (33) 金子邦男: “多様な炉心に適用する詳細核特性解析システムの整備”, JNC TJ9400 2002-001, 2002年3月.
- (34) 金子邦男: “次世代炉定数の整備( )”, JNC TJ9400 2002-002, 2002年3月.
- (35) 杉野和輝, 庄野彰, 岩井武彦, 沼田一幸: “BFS 臨界実験解析 BFS-62-1 及び 62-2 炉心の解析”, JNC TN9400 2002-008, 2002年4月.

(発表予定)

- (36) G. Mantourov: “Effects of nuclear data library on BFS and ZPPR keff analysis results”, Nuclear Science and Engineering (外部査読中).
- (37) 千葉豪, 羽様平, 石川眞: “高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2 の誤りと核特性への影響評価”, 日本原子力学会誌(和文誌). (登録手続き中)
- (38) A Shono, K. Sugino, T. Hazama, et al.: “Experimental Analysis Results on BN-600 Mock-up Core Characteristics at the BFS-2 Critical Facility,” to be presented in Int. Conf. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
- (39) A.Kochetkov, A Shono et al.: “BN-600 Hybrid Core Mock-Up at BFS-2 Critical Facility,” Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2002), Seoul, Korea (Sep. 2002)
- (40) S. Ohki, J. Tommasi: “Analysis of Cobalt-60 Production Experiment in the Fast Reactor PHENIX,” to be presented in Int. Conf. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
- (41) K. Yokoyama, J. Tommasi, G. Rimpult: “Analyses of Experiments in the ‘JOYO’ Fast Reactor Using the ERANOS and JNC Code Systems”, to be presented in Int. Conf. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
- (42) S. Ohki, N. Takaki: “Fast Reactor Core Concepts for LLFP Transmutation,” to be presented in Seventh Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Jeju, Korea, October 14-16, 2002.
- (43) 岩井武彦, 庄野彰, 羽様平: “BFS 臨界実験解析( ) - サイクル機構標準システムによる BFS-62 炉心の実験解析結果 - ”, 日本原子力学会秋の大会, いわき明星大学, (2002).
- (44) M.Semenov: “EXPERIMENTAL ANALYSIS on BFS ASSEMBLIES( ) - EXPERIMENTAL ANALYSIS RESULTS on BFS-62-3A using IPPE STANDARD SYSTEM - ”, 日本原子力学会秋の大会, いわき明星大学, (2001).
- (45) 羽様平, 庄野彰, 佐藤若英, 岩井武彦: “BFS 臨界実験解析( ) - BFS-62-3A 炉心の詳細解析結果 - ”, 日本原子力学会秋の大会, いわき明星大学, (2002).



- (46) 船曳淳, 角田弘和: “BN 及び BFS 炉心解析システムの整備( )”, (登録手続き中).
- (47) 神智之, 大木繁夫: “LLFP 核変換解析手法の検討”(登録手続き中).
- (48) 岩井武彦, 大木繁夫: “CIRANO 実験解析( ) ZONA2B 炉心ベクター置換反応度”.
- (49) 羽様平, 庄野彰, 岩井武彦, 佐藤若英: “BFS 臨界実験解析 - BFS-62-3A 及び 62-4 炉心の解析”.

## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

1. 日本原子力研究所: 我国の最新核データライブラリ JENDL-3.3 の積分実験によるベンチマークテストが行われている。高速中性子から熱中性子までの幅広い炉心体系が検証対象となっており、JENDL-3.3 は他の核データ (JENDL-3.2, ENDF/B-VI, JEF-2.2) に比べ最良の結果を出すことが示された。特に U 燃料熱中性子炉において JENDL-3.2 を用いた場合に見られた臨界性の過大評価が改善された。[1]
2. 日本原子力研究所: MASURCA, FCA, TCA における実効遅発中性子割合  $\beta_{eff}$  の測定値をもとに、 $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  の遅発中性子収率のアジャストメントが行われ、これらの推奨値が求められた。これより、原子炉安全特性における重要なパラメータである  $\beta_{eff}$  の評価精度向上が達成された。[2]
3. 三菱重工: NJOY-94 を用いて作成した 700 群、70 群の炉定数を GMVP で使用し、MVP の結果と比較することにより、炉定数作成時の重みスペクトルの影響を評価している。70 群では臨界性で 0.5% の差異が生じることが確認された。[3]

### ( 参考文献 )

- [1] Takano, T. Nakagawa, K. Kaneko: “Validation of JENDL-3.3 by Criticality Benchmark Testing,” Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), 6-0-11, Tsukuba, Japan, October 7-12, 2001.
- [2] T. Sakurai, S. Okajima: “Adjustment of Total Neutron Yields of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  in JENDL-3.2 Using Benchmark Experiments on Effective Delayed Neutron Fraction  $\beta_{eff}$ ,” J. Nucl. Sci. Tech., 39, 19 (2002).
- [3] 池田 他: “超多群定数による小型高速炉の臨界性および GEM 反応度の解析”, 原子力学会 2002 年春の年会 G64、2002 年 3 月

### [ 海外の研究の現状と動向 ]

1. 仏国 CEA: 欧州の高速炉用解析システム ERANOS と調整炉定数 ERALIB1 の開発が進められており、それらの実機高速炉 (フェニックス、スーパーフェニックス) の核特性試験結果を用いた検証が行われている [1]。なお、ERANOS システムは間もなくサイクル機構でも使用可能となる予定である。新概念の高速炉に関する研究開発も活発となっており、ガス冷却高速炉の解析手法開発 [2]、MASURCA を用いた加速器駆動未臨界システムの臨界実験 [3] 等のアクティビティがある。
2. ロシア: 解体核 Pu 処分の有力オプションとして、BN-600 に解体核 Pu を MOX 燃料として装荷し、燃焼処分することが検討されている [4]。この炉心特性への影響を研究するため、IPPE の臨界実験施設 BFS-2 での臨界実験がサイクル機構との共同研究として H11~14 年の 4 ヶ年計画で開始されている [5]。
3. 米国 ANL: EBR-II に寿命中継続して装荷されていたブランケット燃料の照射後試験を行い、Pu 重量比や同位体組成比を測定して、解析結果と予備的に比較した [6]。その結果、Pu-240 の同位体組成が 20~40% の過小評価となり、解析方法等の検討が必要と判明した。
4. IAEA: BN-600 に MOX 燃料を部分的に装荷した炉心についてのベンチマーク解析が IAEA 主催で 9 機関 (8 ヶ国) の参加の下に行われている。Na や鉄の密度に関する反応度係数、臨界性や制御棒価値に与える非均質効果について各機関で差異が見られ、制御棒など燃料以外の扱い方が原因としている [7]。

### ( 参考文献 )

- [1] S. Czernecki, F. Varaine, J. Tommasi: “Advances in Fast Neutron Reactor Neutronics Calculations An Overview of the Validation Process using Measurements Performed in Fast Reactors PHENIX and SUPER-PHENIX”, Proc. Int. Conf. PHYSOR 2000, Pittsburgh, Pennsylvania, U.S.A., May 7-12, 2000.
- [2] G. Rimpault, P. J. Smith, T. D. Neuton: “Advanced Methods for Treating Heterogeneity and

Streaming Effects in Gas Cooled Fast Reactors,” Proc. Conf. ENC'98, Nice, France, October 25-28, 1998.

- [3] R. Soule, E. Gonzalez-Romero: “The MUSE Experiments for Sub-critical Neutronics Validation and Proposal for a Computer Benchmark on Simulation of MASURCA Critical and Sub-critical Experiments,” Sixth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Madrid, Spain, December 11-13, 2000.
- [4] A. V. Zrodnikov: “Management of Ex-Weapons Plutonium in Russia,” The 1999 JNC Int. Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Tokyo, Japan, (1999).
- [5] A. Yamato, et al.: “The Present Status of International Cooperation pertaining to Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition,” The 2nd Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Tokyo, Japan, p.103 (2000).
- [6] K. N. Grimm, et al.: “Comparison of Measured and Calculated Composition of Irradiated EBR-II Blanket Assemblies,” Proc. Int. Conf. on the Physics of Nuclear Science and Technology, Vol.2, p.1647, Long Island, New York, U.S.A., October 5-8, 1998.
- [7] Y. I. Kim, A. Stanculescu, et al., “BN-600 HYBRID CORE BENCHMARK ANALYSIS”, Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2002), Seoul, Korea (Sep. 2002) .(to be published)

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[チェック欄]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[説明欄]

成果活用方策

[チェック欄]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[説明欄]

計画の進捗状況

[チェック欄]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

(その理由:

- 計画以上に進捗した。

)

[説明欄]

### 【自由評価欄】

・平成6年度以来使用してきた解析の基本である炉定数 JFS-3-J3.2 (原研作成) に誤りがあることが判明した。そのような不測の事態に対しても中性子 Gr では近年次世代炉定数作成システムの整備を進めてきたため、修正版 JFS-3-J3.2R を作成するなど速やかに対応することができた。その関連作業に今年度の大部分を費やしたが、当初の目標は達成できたと考える。

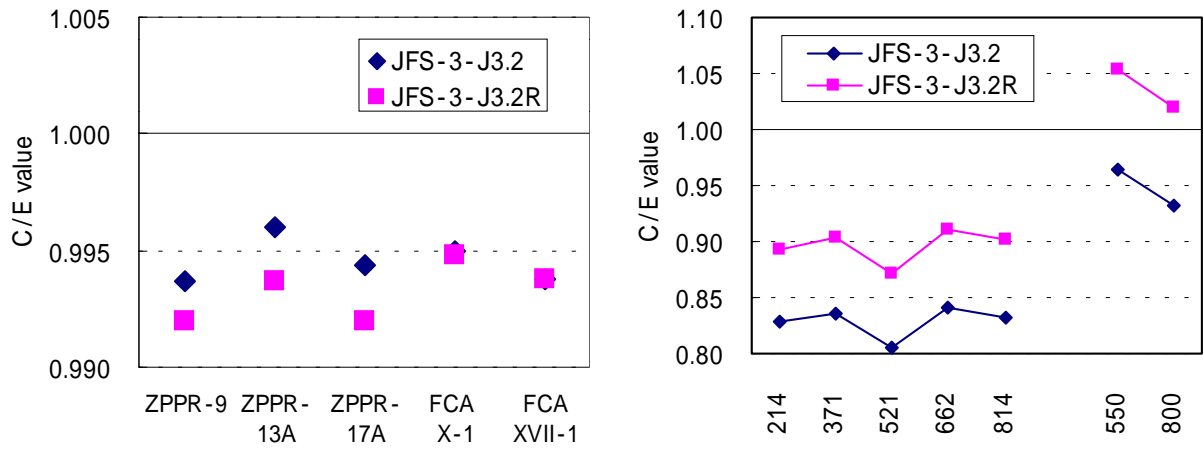


図1 JFS-3-J3.2の誤りの影響(左図:臨界性、右図:ドップラ反応度)

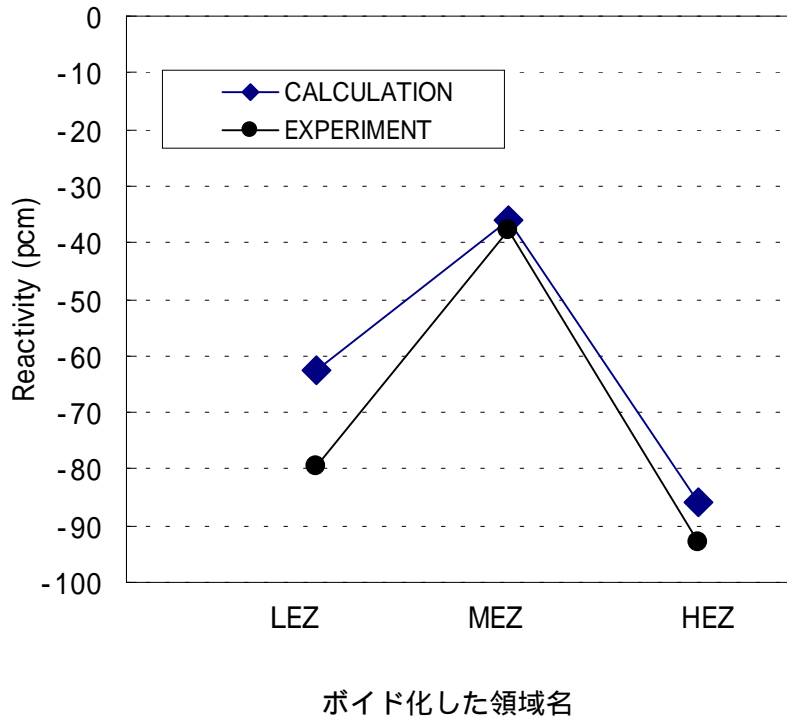


図2 BFS-62-2炉心のNaボイド反応度解析結果

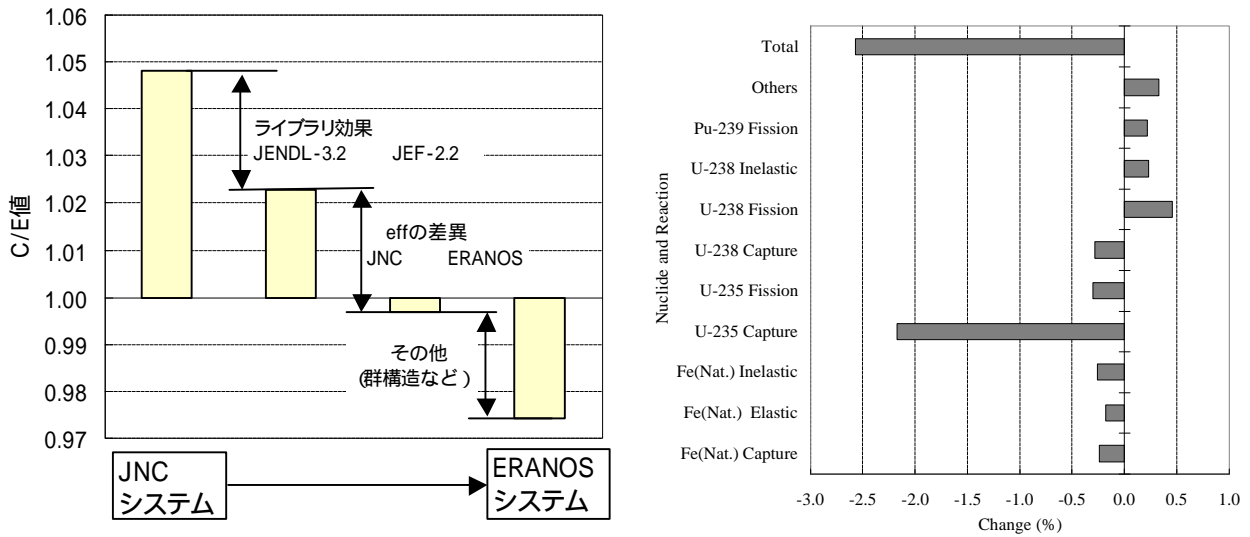


図3 常陽 MK-1 炉心の燃焼反応度係数 C/E 値 (左) とライブラリ効果分析結果 (右)

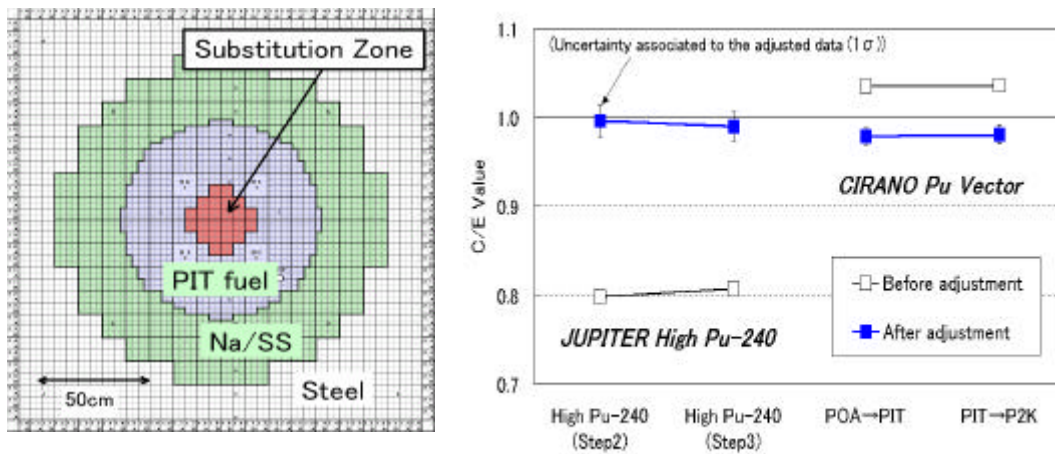


図4 CIRANO 燃料置換実験における MASURCA 炉心体系 (左) と炉定数調整による  
燃料置換反応度 C/E 値の変化 (右)

置換燃料である POA、PIT、P2K の Pu 同位体組成 (Pu240 存在比) は、それぞれ 8%、19%、35% であり、ブランケット取出しからリサイクル後までの幅広い Pu 同位体組成をカバーしている。炉定数調整により、類似の実験である「JUPITER High Pu-240 実験」と矛盾することなく、予測精度が向上することが確認できた。

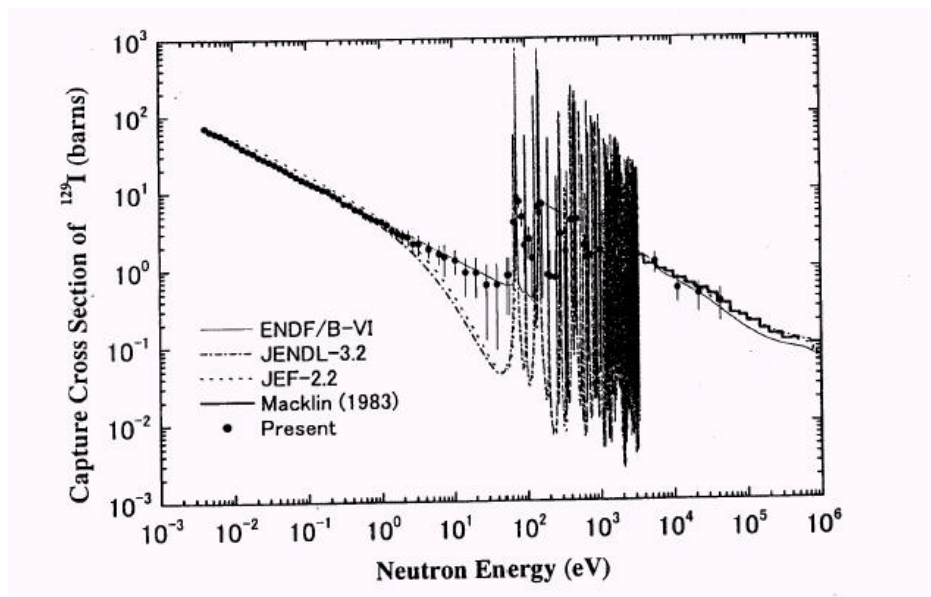


図5 I-129 中性子捕獲反応断面積の測定結果と既存の測定値、評価値との比較  
 3~400keVでのMacklinによる測定値及びENDF/B-VIの評価値は、本実験値と誤差の範囲内において全体的に一致している。しかし、数eVから約60eVの領域におけるJENDL-3.2、JEF-2.2の評価値は、本実験値及びENDF/B-VIデータに比べ低いことが明らかとなった。

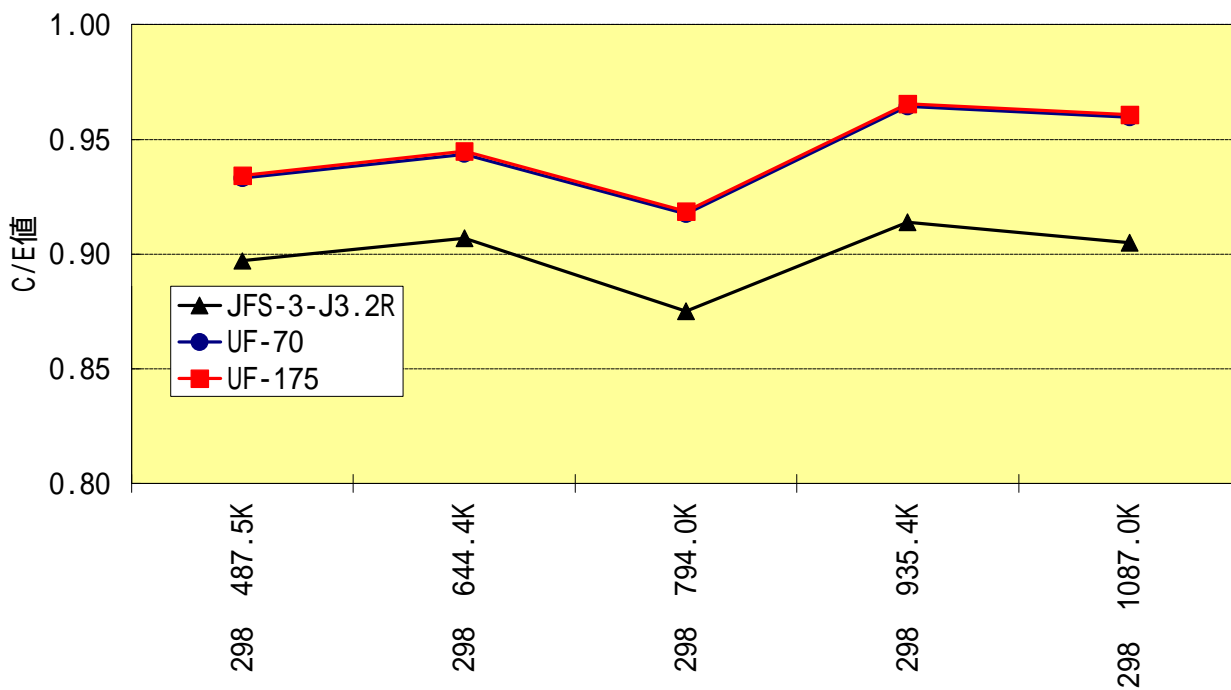
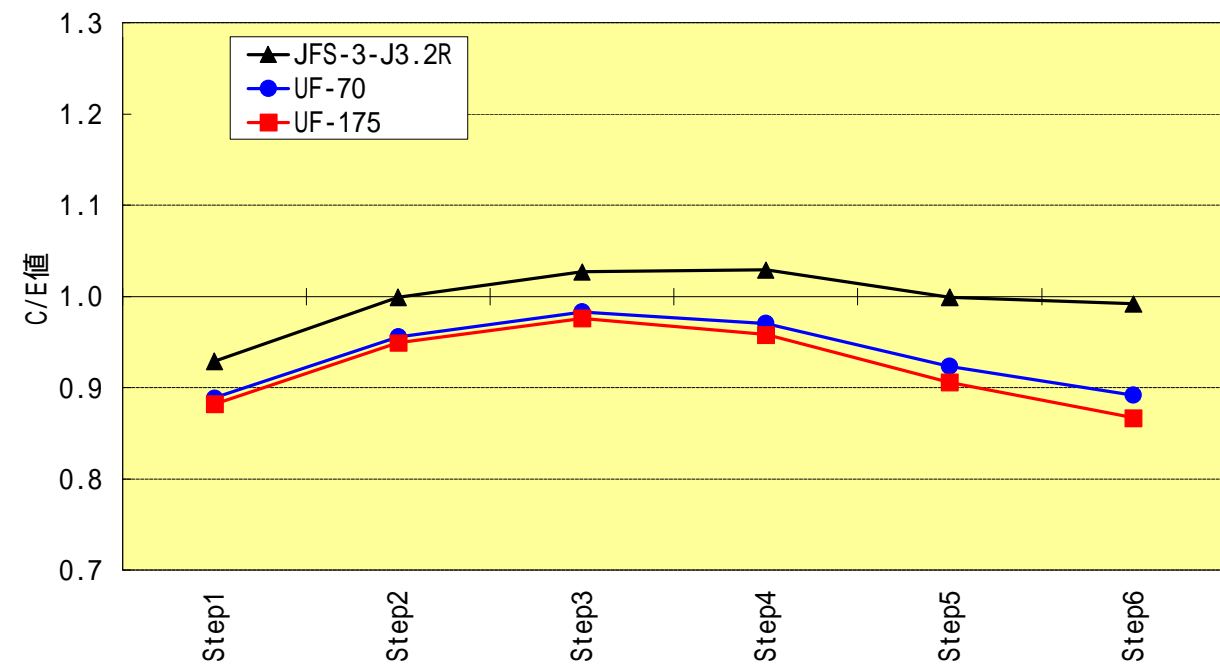


図6 次世代炉定数による解析結果の改善(上図: Na ボイド反応度、下図: ドップラー反応度)

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

2-2(2-2-3)

### 【研究課題名(Title)】

高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究 (Study on the breach criteria of fast breeder reactor fuel)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 鶴飼 重治、佐藤 一憲(うかい しげはる、さとう いっけん)

[所属] 大洗工学センターシステム技術開発部核燃料工学 Gr.、大洗工学センター要素技術開発部リスク評価研究 Gr.

[連絡先] 311-1301 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、029-267-4141

(Name) Shigeharu UKAI, Ikken SATO

(Title of Function) Nuclear Fuel Research Group, System Engineering Technology Division O-Arai Engineering Center, Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division O-Arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-Cho, O-Arai-Machi, Higashi-Ibaraki-Gun Ibaraki-Ken, Japan 311-1301, 81-29-267-4141

### 【担当研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function)】

[氏名] 上羽 智之、小野田 雄一(うわば ともゆき、おのだ ゆういち)

[所属] 大洗工学センターシステム技術開発部核燃料工学 Gr.、大洗工学センター要素技術開発部リスク評価研究 Gr.

[連絡先] 311-1301 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、029-267-4141

(Name) Tomoyuki UWABA, Yuuichi ONODA

(Title of function) Nuclear Fuel Research Group, System Engineering Technology Division O-Arai Engineering Center, Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division O-Arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-Cho, O-Arai-Machi, Higashi-Ibaraki-Gun Ibaraki-Ken, Japan 311-1301, 81-29-267-4141

### 【研究期間】

平成 13 年度 ~ 平成 17 年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続

(研究課題名：高速増殖炉の過渡条件下での破損限界に関する研究、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)

本基本計画から新規

### 【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 IRSN、独国 FZK)、TREAT 新計画予備調査(米国 ANL)

[実証試験名(実施機関)] なし

### 【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、高速増殖炉 FFTF
- ・照射後試験施設：JNC-FMF および MMF、AGF、CEA-LECA

## 【研究概要】

### 〔研究の経緯〕

高速炉の実用化に向け、燃料の高燃焼度化と高線出力化を図るためには、燃料設計や照射条件を反映した破損判断基準類の整備が必要である。そこで、定常時および運転時の異常な過渡条件を模擬した照射試験を実施し、破損限界の主要因子を評価するために計画されたものである。

### 〔研究目的〕

定常条件下及び過渡条件下における燃料要素の破損限界について、既存データ及び新たな炉外試験データを評価することにより解明し、安全性を確保しつつ高燃焼度化、高線出力化等の高性能化を達成するための MOX 燃料に適用できる安全基準類の整備に資する。

### 〔研究内容〕

#### イ．定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界

オーステナイト鋼並びに実用化炉心の候補材料であるフェライト鋼及び ODS 鋼について、未照射及び照射済被覆管を用いた材料物性に係わる炉外試験を行い、機械的強度、延性等に及ぼす照射効果を明らかにするとともに、破損限界を支配する主要因子を評価する。また、急速加熱バースト試験データを拡充し、既存データと合わせて評価することにより、除熱能力低下（流量減少）型の過渡条件下における燃料要素の健全性判断基準について検討する。

#### ロ．過出力条件下での破損限界

CABRI 炉、TREAT 炉及び EBR-11 炉での既存の過出力型炉内試験データについて、実験結果の解釈、上記イ．を含む関連物性データのサーベイ及び解析評価からなる総合評価を行い、破損に係わるメカニズムの一般化と燃料条件／過渡条件に依存した破損限界の定量評価手法整備を図る。

## 【研究の達成目標（平成 13 年度）】

### イ．定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界

オーステナイト鋼について被覆管強度試験を実施し、高照射量領域における被覆管の短時間強度データを拡充する。

### ロ．過出力条件下での破損限界

既存試験データの評価を進めるとともに、中空燃料の FCMI 低減特性をモデルに取り入れるための方策を検討する。また、TREAT 炉を用いた新たな炉内試験計画の予備調査を行い、試験課題の整理と施設の現状把握を行い、運転再開に向けて必要な対応策を明らかにする。

## 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

### イ．定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界

「もんじゅ」の高燃焼度炉心で想定している照射条件（最大照射量：約  $2 \times 10^{27} \text{n/m}^2$ ,  $E > 0.1 \text{MeV}$ ）での燃料健全性を評価することを目的として、米国 Fast Flux Test Facility (FFTF) における燃料集合体照射試験 (MFA-1、MFA-2) で照射された改良 SUS316 ステンレス鋼 (PNC316) 及び改良オーステナイト鋼 (15Cr-20Ni 鋼) 燃料被覆管について照射後引張試験を実施した [1], [2]。供試材の PNC316、15Cr-20Ni 鋼の照射被覆管は、長さ約 70mm に切断して試験片とした。高速中性子照射量及び照射温度はそれぞれ  $9 \times 10^{26} \sim 2.3 \times 10^{27} \text{n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )、393 ~ 633 の範囲である。引張試験では 0.2% オフセット耐力を降伏応力とし、一様伸び及び破断伸び（全伸び）は荷重-変位曲線から求めた。引張試験後、SEM による破面観察を実施した。

(1) PNC316 では降伏応力、引張強さを照射温度、高速中性子照射量で整理すると、概ねこれまでの照射材データの外挿となる強度を示し、照射量  $2.1 \times 10^{27} \text{n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ ) までの範囲において、照射量の増大に伴う顕著な強度低下は見られなかった。15Cr-20Ni 鋼では降伏応力及び引張強さは PNC316 と同等で、明確な鋼種の違いは見られなかった。(図 1)

(2) 本試験での一様伸び、破断伸びはともに概ねこれまでの照射材データの範囲内であったが、試験温度 400、450 では延性の低下が見られた。500 以上では一様伸びは数%有しているが破断伸びは一様伸びに近い値であった。(図 2) 破断伸びが一様伸びに近い値になった要因としては、破面観察結果から照射脆化による可能性がある。

(3) 今回取得した 500 データ ( $2 \times 10^{27} \text{n/m}^2$ ,  $E > 0.1 \text{MeV}$ ) ではスエリングが 5 ~ 10% 発生しているが、これに伴う著しい強度特性の劣化は見られなかった。

### ロ．過出力条件下での破損限界

CABRI-RAFT 計画 RB1 試験及び RB2 試験の分析評価を実施した [3], [4]。これらの試験は過出力条件下で



の破損燃料の冷却性に着目したものであるが、中空燃料の過出力と燃料溶融の係に係わる新たなデータを得た。これらの新たなデータ、及び同じ中空燃料（燃焼度 6.4at.%）を用いた既存スロー-TOP 試験データを総合的に解析評価することにより、出力履歴に依存した燃料溶融挙動の評価モデルを改良した。また、これらの試験解析を通じて中空燃料の FCMI 低減特性をモデルに取り入れるための方策について検討を進め、過渡前の断面金相データからの燃料・被覆管ギャップやクラック等の情報をモデルの境界条件として採用することとした。

ANL との共同研究として、TREAT 炉を用いた新たな炉内試験計画の予備調査を開始した。本予備調査はサイクル機構における実用化戦略調査研究、及び米国における Gen-IV の検討において実用化の候補となる新型燃料を対象として、試験ニーズを同定し、日米の共通課題としての試験計画を策定するものである。H13 年度は EBR-II や FFTF など米国内に保存されている各種の照射済燃料の調査を行うとともに、試験ニーズの検討を行い、サイクル機構側から幾つかの候補試験を米国側に提示した。この中には、過出力条件下での破損限界に係わるものとして以下の燃料によるスロー-TOP 試験が含まれる。

- (1) 高燃焼度 MOX 中空燃料 (20at.%程度まで)
- (2) 中間燃焼度 ODS 被覆 MOX 燃料
- (3) 未照射バイパック燃料
- (4) 中間燃焼度ペレット型窒化物燃料
- (5) 高燃焼度金属燃料

米国側での試験ニーズは今後の候補燃料の絞り込みとともに明確になるが、有望な候補燃料の破損に対する裕度を確認して相互比較を可能にすることは高性能燃料の実用化に有効であることから、サイクル機構から提示した上記の試験候補を基本として今後絞り込みを行うことを前提に、基本的課題を共有できるとの見通しを得た。この他、TREAT 試験施設の現状を把握するとともに、試験ループや試験体など、利用可能な設備を確認し、併せて今後の運転再開までに必要な対応内容と概略スケジュールを明らかにした。

#### 【研究の達成状況（平成13年度）】

##### イ．定常及び除熱能力低下型条件での破損限界

高照射量まで燃料集合体照射された PNC316 及び 15Cr-20Ni 鋼燃料被覆管について照射後引張試験を実施した。これにより、高照射量領域における被覆管の短時間強度データを拡充するとともに、高照射量域においても著しい強度低下や延性の低下がないことを確認した。

##### ロ．過出力条件下での破損限界

CABRI-RAFT 計画 RB1 試験及び RB2 試験の分析評価を進めて過出力条件下での燃料溶融挙動の評価モデル向上を達成した。この中で中空燃料の FCMI 低減特性モデル化の方策を明確にした。また、TREAT 炉を用いた新型燃料の安全性試験実現に向け、ANL と共同で予備調査を開始した。

(今後の予定)

##### イ．定常及び除熱能力低下型条件での破損限界

オーステナイト鋼被覆管の短時間強度に及ぼす照射環境効果を評価し、短時間強度補正係数などの材料強度基準データを整備していくとともに構造設計方針の応力制限値合理化の検討に反映していく。フェライト鋼、ODS 鋼についても強度データを拡充し、材料強度基準整備に反映する。

##### ロ．過出力条件下での破損限界

TREAT 炉を用いた新型燃料安全性試験についての予備調査は H14 年度まで継続実施し、日米共通の試験計画をまとめるとともに、試験での目標達成の見通しを確認する。また、この予備調査の中で既存試験データの整理を行う。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

##### イ．定常及び除熱能力低下型条件での破損限界

オーステナイト鋼被覆管の強度試験結果は短時間強度補正係数策定のためのデータベースとして活用される。短時間強度補正係数はオーステナイト鋼の材料強度基準として整備され、燃料の高線出力、高燃焼度化を達成するための健全性評価に用いられる。

##### ロ．過出力条件下での破損限界

RB1 試験及び RB2 試験の分析評価からの成果は、過出力の履歴に応じた中空燃料の熱的特性の評価手法を向上させたものであり、今後の安全評価に反映できる。中空燃料の FCMI 低減特性モデル化については、H13 年度の整理に基づいて、今後のモデル改良具体化が促進される。また、TREAT 炉を用いた新型燃料安全性試験の予備調査の結果は、本試験計画実施の妥当性確認に利用されるものであり、本試験の実現に

よって得られる試験成果は、実用化戦略調査研究の対象となる新型燃料の安全性確認に活用できる。

### 【研究成果の発表状況】

- [1] 吉武庸光、大森雄、田中康介「「もんじゅ」型燃料集合体（MFA-1、MFA-2）被覆管の引張強度・延性特性評価」、JNC TN9400 2001-116、(2001)
- [2] 吉武庸光、大森雄、田中康介、宮川俊一、「高照射 PNC316、15Cr-20Ni 鋼燃料被覆管の引張強度・延性特性」、日本原子力学会 2002 年春の年会（神戸商船大学）N1（第 III 分冊 P.731）(2002)
- [3] Yoshitaka FUKANO and Ikken SATO、'Interpretation of the CABRI-RAFT RB1 and RB2 tests through detailed data evaluation and PAPAS-2S code analysis'、JNC TN9400 2001-084、(2001)
- [4] 深野義隆、佐藤一憲、「CABRI-RAFT 試験総合評価(2)：過出力条件下での破損燃料の冷却性」、日本原子力学会 2002 年春の年会（神戸商船大学）J31（第 II 分冊 P.520）(2002)

### 【国内外の研究動向】

#### [ 民間の研究の現状と動向 ]

入手した情報の範囲では民間における関連研究による特筆すべき成果は得られていない。

(参考文献)

なし。

#### [ 海外の研究の現状と動向 ]

炉心材料の強度特性評価については、CEA との情報交換を実施して、仏国製材料の強度・延性とスエーデンの關係に関する情報を入手している。また、日仏交換照射として「常陽」で照射した仏国製改良オーステナイト鋼の燃料集合体について、材料強度試験を含む照射後試験を実施している。

TREAT 炉を用いた新型燃料の安全性試験計画については、米国 ANL が DOE を代表してサイクル機構と共同の予備調査を実施している。ANL では米国における Gen-IV 研究の進展を受けて TREAT 新計画の実現を切望しており、日本との共同による研究の推進に力を入れている。

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

(参考文献)

なし。

### 【研究評価（自己評価）】

#### 成果の達成レベル

##### [ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

##### [ 説明欄 ]

#### 成果活用方策

##### [ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

##### [ 説明欄 ]

#### 計画の進捗状況

##### [ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。  
(その理由：  
計画以上に進捗した。  
[説明欄]

)

【自由評価欄】

特になし。

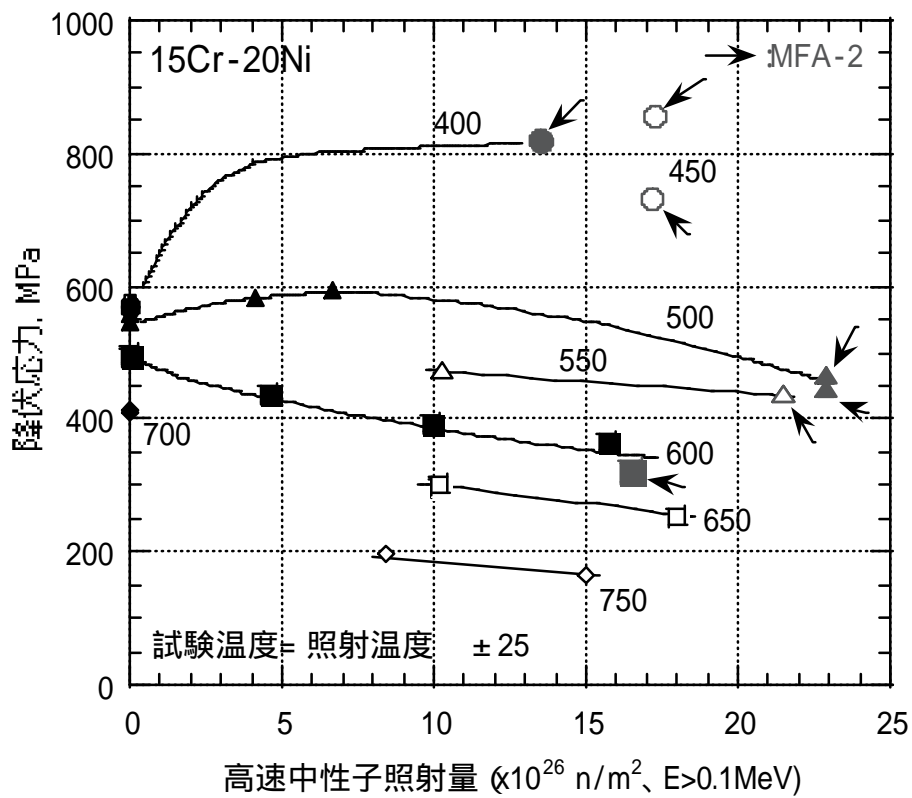
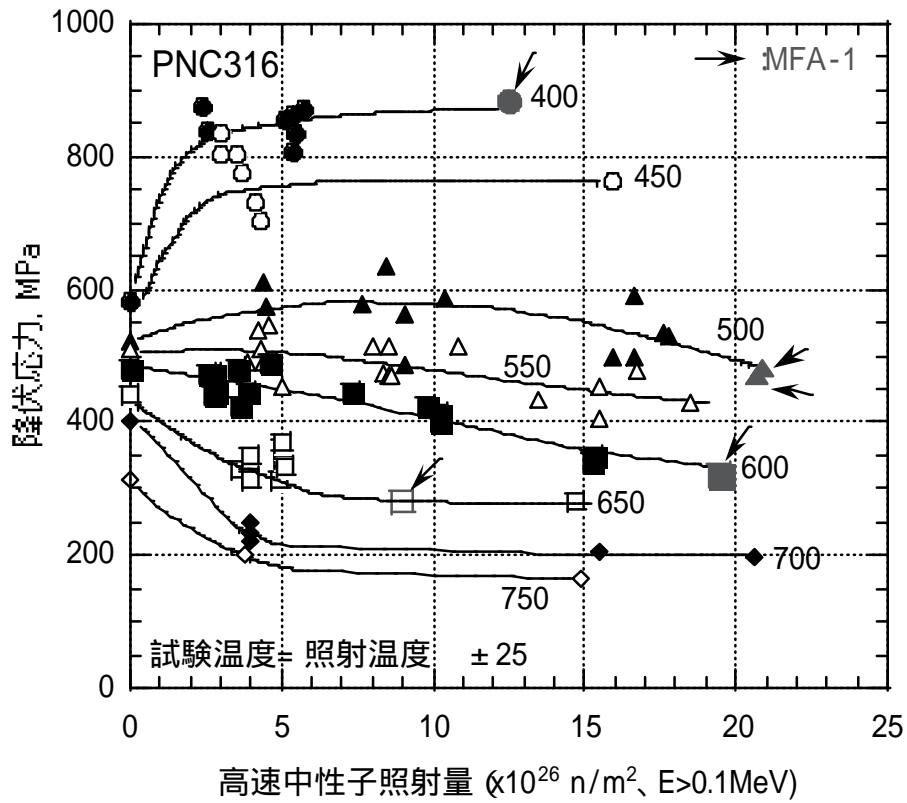


図 1. 降伏応力と高速中性子照射量との関係 [1], [2]

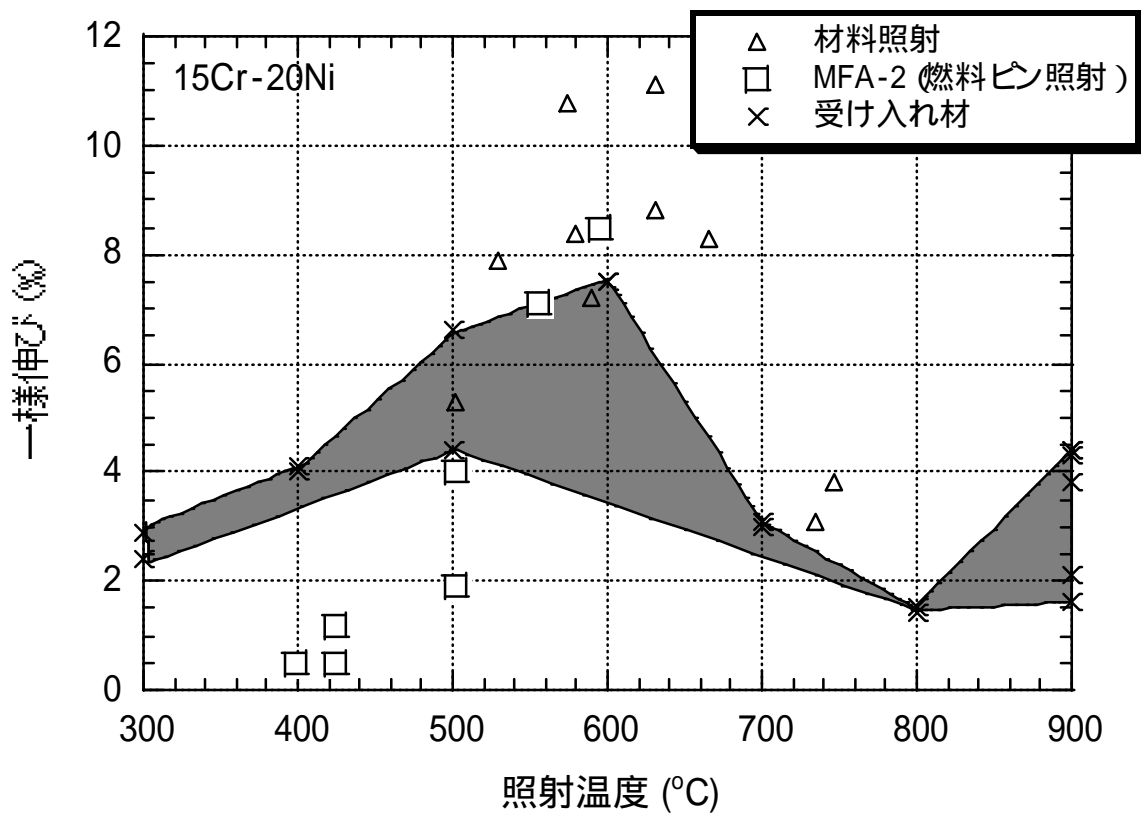
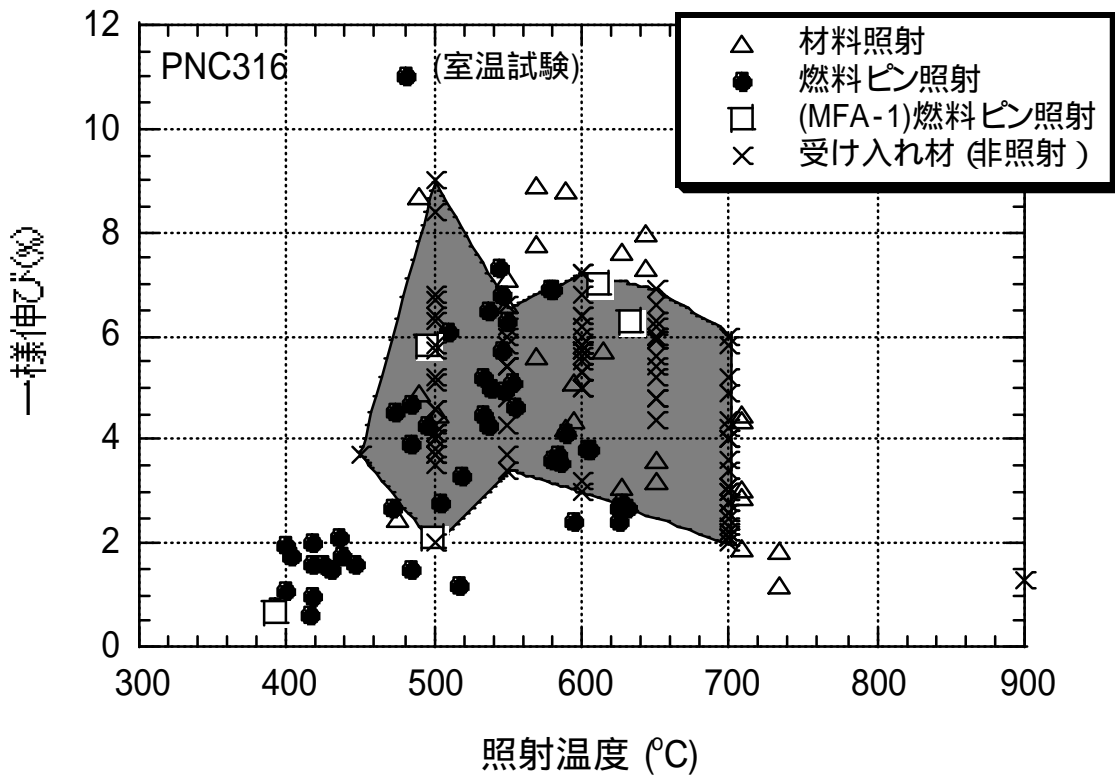


図 2. 一様伸びと高速中性子照射量の関係[1], [2]

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

【研究分野】 高速増殖炉の安全性に関する研究 【分類番号】 2 - 3 ( 2 - 2 - 4 )

【研究課題名(Title)】 機器・配管の寿命予測評価に関する研究  
(Life Prediction Methods of Fast Reactor Components and Piping)

【実施機関(Organization)】 核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】  
[氏名] 青砥紀身(あおとかずみ)  
[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新材料研究グループ  
[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 Tel.029-267-4141  
(Name) Kazumi AOTO  
(Title of Function) Advanced Material Research Group, Advanced Technology Division,  
O-arai Engineering Center  
(Address and Phone) 4002, Narita-cho, Oarai-Machi, Ibaraki-ken, Japan  
Tel.+81-29-267-4141

【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】  
[氏名] 上野文義(うえのふみよし: Fumiyoshi UENO)  
[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新材料研究グループ(Advanced Material Research Group,  
Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)  
[氏名] 永江勇二(ながえゆうじ: Yuji NAGAE)  
[所属] 本社 社内公募型研究推進室(Innovative Research Promotion Office, Head Office)  
[氏名] 阪本善彦(さかもとよしひこ: Yoshihiko SAKAMOTO)  
[所属] 本社 FBR サイクル開発推進部 企画・調整グループ  
(Planning and Co-ordination Group, FBR Cycle System Development Office, Head Office)

【研究期間】 平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]  
前期基本計画からの継続(研究課題名: 機器・配管の寿命予測評価に関する研究)  
本基本計画から新規

【関連する共同研究、実証試験等】  
[共同研究名(実施機関)]  
鉄鋼材料におけるき裂発生以前の疲労損傷検出技術の研究(東京大学)  
マルチレベルモデリングによる高温変形解析法の開発(東京大学)  
[実証試験名(実施機関)]  
[委託研究名(実施機関)]

【使用主要施設】  
[大気中材料試験装置] 負荷容量 5~10ton、最高使用温度 800  
[ナトリウム中材料試験装置] 負荷容量 10ton、最高使用温度 700  
[小型熱過渡試験装置] 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

## 【研究概要】

### [ 研究の経緯 ]

高速増殖炉の機器・配管等の長期にわたる構造健全性を維持・確保するためには、その寿命を予測評価するための研究が必要である。これまでの一連の研究では、主に既存プラントの定検合理化や長寿命化を目的としてきた。しかし、余寿命診断技術を単に供用中の構造健全性評価技術に留めず、設計体系に組み込むことにより格段の経済性・信頼性を有する長寿命プラント設計を達成できる可能性がある。このため長時間にわたる材料の健全性維持技術を開発する必要がある。

### [ 研究目的 ]

高速増殖炉の主要機器・配管の寿命予測に必要なデータベース拡充及び予測・測定技術開発を行うことにより、それらを踏まえた現実的な長寿命プラント設計手法の構築に資する。

### [ 研究内容 ]

#### イ．材料強度及び損傷組織データベースの整備・拡充

高速増殖炉の主要構造材料及びその溶接継手について、長時間領域における強度特性データの拡充を継続するとともに、材料の経年化及び寿命予測の観点から解体試験施設及び構造物試験体からの採取試料分析データベース、並びに各種損傷組織データベースの構築を行う。

#### ロ．寿命予測・測定技術開発

実用材料の高温環境における損傷シミュレーション・プログラムを開発し、イ．で整備したデータベースを活用することで、精度の高い材料経年化予測を行う。また、損傷蓄積に伴う材料特性変化を測定する技術（磁気等）を検討し、実用化の見通しを判断する。

#### ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

イ．及びロ．の成果並びに先行する軽水炉プラントを対象とした維持基準を参考に高速増殖炉維持基準が具備すべき内容等についての検討を行う。

## 【研究の達成目標（平成13年度）】

### ロ．寿命予測・測定技術開発

- ・ 高速増殖炉構造材料の損傷シミュレーションプログラムの基本設計をまとめる。

## 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

### イ．材料強度及び損傷組織データベースの整備・拡充

#### (1) 長時間領域における材料強度特性データの取得継続

改良 9Cr-1Mo 鋼及び 2・1/4Cr-1Mo 鋼について 10 万時間を越えてクリープ試験を継続している。また、SUS304 鋼について 10<sup>8</sup> サイクルを超える高サイクル疲労を継続している。

一方、「常陽」MK- 冷却系改造工事において 1 次系・2 次系配管等の交換が行われ、取り出された配管の一部を材料試験に供するためサンプリングした。

このうち、2 次冷却系の 2 基のプラグング計ユニット内の合流部配管を採取し、温度揺らぎ（サーマルストライピング）による熱変動の影響を調べるため、放射線透過試験、浸透探傷試験、外観観察試験による探傷試験を行った。その結果、き裂はなく健全であることを確認した(1)。

#### (2) 損傷組織データベース構築及び損傷組織データ取得

FBR 構造材料データ処理システム(SMAT)に損傷組織画像データベース機能を付加するためのデータ構造を開発し、データベースを構築した。

### ロ．寿命予測・測定技術開発

#### (1) 損傷シミュレーションプログラム基本設計

損傷組織観察に基づき、このミクロ組織変化とマクロな高温変形を統一的に解析するためのマルチレベルモデリングによる解析手法の検討を行った。即ち、組織観察結果を基にミクロ力学解析領域とするユニットセルを設定し、クリープキャビティ発生による粒界損傷等を考慮して、マクロな高温変形を解析するモデルの検討を行った。

#### (2) オーステナイト系ステンレス鋼の非破壊損傷検査技術の検討

高速炉プラント機器・配管材料の健全性維持・信頼性確保のために、き裂発生前からの材料損傷を

磁気特性変化に基づき非破壊検出する技術の開発を行っている。平成13年度までに、SUS304鋼を対象に、引張損傷、疲労損傷及びクリープ損傷による材料の磁気特性変化の検出を試みた(2-6)。

薄膜タイプのフラックスゲートセンサ(以下「FGセンサ」と記す)を用い、室温における引張負荷中の自発磁化による漏えい磁束密度分布を測定した結果、引張初期から漏えい磁束が観察された(図1参照)。この大きな磁束の発生部位には、局所すべり帯が多く見られ、磁性相であるマルテンサイトが変形に誘起されて析出していることがわかった(図2参照)。

同様に疲労負荷中の漏えい磁束測定を行い、負荷ひずみと漏えい磁束密度とのヒステリシス曲線を調べた結果、ヒステリシス曲線の振幅や面積は、疲労損傷初期から疲労繰り返し数の進行に伴って増加することがわかった(図3,4参照)。

さらにクリープの場合について、クリープ試験を中断して試験片を試験機から取り外して漏えい磁束を測定した。その結果、クリープ損傷に伴い漏えい磁束密度分布が変化し、特に破断前に生じる急激な変化領域は破断位置と一致した。このことから、漏えい磁束密度変化からクリープ破断位置が推定できることが明らかとなった(図5参照)。

以上から、FGセンサを用いた漏えい磁束の測定により、き裂発生以前の初期からの損傷を検出でき、かつ破断位置が推定できる可能性のあることが示された。

### 【研究の達成状況(平成13年度)】

イ. 材料強度及び損傷組織データベースの整備・拡充

(1) 長時間領域における材料強度特性データの取得継続

高速増殖炉機器・配管の主要構造材料であるSUS304鋼、並びに蒸気発生器用候補材料である2-1/4Cr-1Mo鋼及び改良9Cr-1Mo鋼に、材料の経年化及び寿命予測の観点から材料強度データの整備・拡充を行った。また、「常陽」1次系・2次系配管のサンプリング材を取得し、2次冷却系プラグング計配管の健全性を確認した。

(2) 損傷組織データベース構築及び損傷組織データ取得

損傷組織画像データベース構築を開発し、データベースを構築した。

ロ. 寿命予測・測定技術開発

(1) 損傷シミュレーションプログラム基本設計

このマイクロ組織変化とマクロな高温変形を統一的に解析するためのマルチレベルモデリングによる解析手法の基本概念を検討した。

(2) オーステナイト系ステンレス鋼の非破壊損傷検査技術の検討

き裂発生前からの材料損傷を磁気特性変化に基づき非破壊検出する技術の検討を行った。その結果、磁気センサ(FGセンサ)を用いた漏えい磁束の測定により、き裂発生以前の初期からの材料損傷の検出と破損位置の推定について、可能性を示すことができた。

(今後の予定)

高速増殖炉の主要構造材料及びその溶接継手について、長時間領域における材料強度特性データの取得を継続するとともに、「常陽」の配管、解体試験施設及び構造物試験体からの採取試料分析を行い高速増殖炉構造材料の損傷組織データベースの構築を完了させる。

また、基本概念の検討に基づき高速増殖炉構造材損傷シミュレーションプログラムの基本構成プログラムの開発を行う。オーステナイト系ステンレス鋼の非破壊損傷検査技術の検討を継続実施する。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

イ. の材料強度及び損傷組織データベースの整備は、ロ. (1)の損傷シミュレーションプログラムの開発とともに、金属組織学的な損傷評価法の開発や、長時間使用後の材料特性を予測評価するために必要となる損傷加速試験技術の開発に活用できる。また、高速炉構造材料の健全性維持技術開発に必要なプラントの保守方法、運転計画の合理化等に反映できる。さらに、ロ. (2)の非破壊損傷検査技術開発の対象とするべき損傷の選定の基礎データとして活用できる。

ロ. (1)は長寿命を想定した機器・配管の設計において、高精度な寿命評価及び強度評価に活用できる。

ロ. (2)はプラント機器・配管の損傷評価対象部位の特定、損傷評価及び寿命評価に活用できる。

### 【研究成果の発表状況】

(1) 上野文義:「常陽 2次冷却系プラグング計配管の探傷試験結果(試験報告)」, JNC TN9430 2001-003



- (2) 永江勇二他：“SUS304 鋼のクリープ損傷に伴う磁気特性変化”，TN9400 2001-042
- (3) 永江勇二他：“オーステナイト系ステンレス鋼を対象とした損傷非破壊検出技術の開発”，サイクル機構技報、No.14、pp.125-135 (2002)
- (4) 永江勇二他：“クリープ損傷を受けた SUS304 鋼の金属組織変化と磁気特性変化”，日本材料学会第 39 回高温強度シンポジウム前刷集、pp.165-169 (2001)
- (5) 永江勇二他：“クリープ損傷を受ける SUS304 鋼の磁気特性変化に及ぼす微視的組織変化”，日本 AEM 学会第 11 回 MAGDA コンファレンス講演論文集、pp.46-51 (2002)
- (6) Aoto, K., et al.：“A Study on Estimation of Damage in Type304 SS Based on Natural Magnetization”，Proceedings of The 8th Japanese-German Joint Seminar on Structural Integrity and NDE in Power Engineering, pp.387-394 (2001)

(発表予定)

- (1) Nagae, Y., et al.：“A Study on the Detection of Creep Damage in Type304 Stainless Steel Based on Natural Magnetization”，International Journal on Applied Electromagnetics and Mechanics(投稿中)
- (2) 宮健三他：“鉄鋼材料におけるき裂発生以前の疲労損傷検出技術の研究(先行基礎工学研究報告書)”(2002)(技術資料登録中)

## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

種々の産業分野で、建設費用が高価で、新たな建設地の確保も困難な大型プラントを対象に、定期検査の間隔や供用期間(寿命)を合理的に延長し、経済性の向上を図る試みが行われている。既に、航空機、海洋構造物、橋梁及び化学プラントに関しては、そのための積極的な非破壊監視・検査技術の適用が行われている(1)。商業用原子力産業においては、初期の発電プラントが運転開始から 30 年を経過したことから高経年化対策の必要性が高まっており、発電プラントを対象とした高経年化対策の検討が行われている(2)。また、高経年化対策あるいは健全性維持のための基準の検討が進められ、非破壊検査適用方策を含むプラント維持基準が策定された(3,4)。このような状況の中、民間研究機関でも、基盤となる破壊・非破壊の材料損傷監視技術あるいは検査技術の信頼性の向上を目的とした研究開発が盛んに進められている。近年では、損傷が顕在化する前(前駆段階)にその程度を把握する技術の開発を目指す新たな動きが出てきている。そのための新たな応用技術として、電気化学的な検出方法(5)、磁気測定(6)及び陽電子消滅測定(1)の応用等が検討されている。

(参考文献)

- (1) 庄子哲雄監修：“火力・原子力および化学プラント機器・構造部材の経年劣化と寿命予測”，リアライズ社、(1994)
- (2) “発電設備の予防保全と余寿命診断 原子力発電所の高経年化対策”，火力原子力発電、Vol.52, No.3, pp.107-115 (2001)
- (3) “発電用原子力設備規格”，発電設備技術検査協会(1996)
- (4) “発電用原子力設備規格 維持規格”，日本機械学会(2000)
- (5) 駒崎慎一他：“電気化学的手法による W 強化型 9%Cr フェライト系耐熱鋼のクリープ損傷評価”，材料、Vol.50, No.5, pp.503-509 (2001)
- (6) 中山他：T. IEE Japan, Vol.115-A, No.2, p.1228 (1995)

### [ 海外の研究の現状と動向 ]

海外でも、軽水炉を対象とした商用原子力産業を含む複数の産業分野で、高経年化対策に関する研究開発は精力的に行われている。その活動の中心は、現実的な評価手法確立のため、破壊力学レベルの欠陥評価に関する企画・基準を整備することにある(1-5)。米国機械学会(ASME)でも火力プラント等の高温機器に対する維持基準の策定が進められている。

そのため、多くの研究開発の目的は、発見された欠陥の許容性を評価するための概念“Fitness-For-Service(FFS)”の提示、及び概念に基づいた許容欠陥レベルの導出である。また、こうした活動と並行に、磁気(6)や音響超音波(7)を応用した非破壊検査技術の高度化に関する研究開発が多数行われている。

フランスでは、1985 年から原子力発電所に対する総合的な経年変化評価プロジェクトが実施されている。このうち高速炉開発分野では、Phenix を対象とした寿命延伸計画が進められている。

( 参考文献 )

- (1) 商用原子力産業では、例えば、ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec.XI (1995)
- (2) 石油産業では、例えば、API 579, Issue 5, American Petroleum Institute (1995)
- (3) カナダでは、例えば、Z662-94, Appendix K, Canadian Standards Association (1994)
- (4) 英国では、例えば、“ Assessment of the Integrity of Structure Containing Defects ” , British Energy, R/H/R6-Revision 3 (1998)
- (5) スウェーデンでは、例えば、M. Bergman, et al.:SA/FOU-Rep., 91/01 (1991)
- (6) M. Lang, et al.: Proc. 7th German-Japanese Joint Seminar, Stuttgart, (1997)
- (7) B. O. Aduda, et al., NDT E. Int., p.237, (1996)

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

高速増殖炉構造材料の損傷組織データベースを構築し、損傷組織データの取得・整備を開始した。損傷シミュレーションプログラムの基本概念の検討を行った。オーステナイト系ステンレス鋼を対象に、引張、疲労、クリープ負荷により生じる材料損傷を磁気特性変化に基づき非破壊損傷検出する技術の検討を行った。

成果活用方策

[ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[ 説明欄 ]

ミクロ損傷組織データは、材料の破損機構の解明に反映される。また、損傷組織データと強度データとの相関性の検討を行うことにより、破損機構の解明に寄与する。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

- 計画以上に進捗した。

)

[ 説明欄 ]

損傷組織データベースの構築、実機サンプリング材の取得、損傷シミュレーションプログラムの基本概念の検討を行った。磁気特性に基づく非破壊損傷検査技術の検討を行った。

### 【自由評価欄】

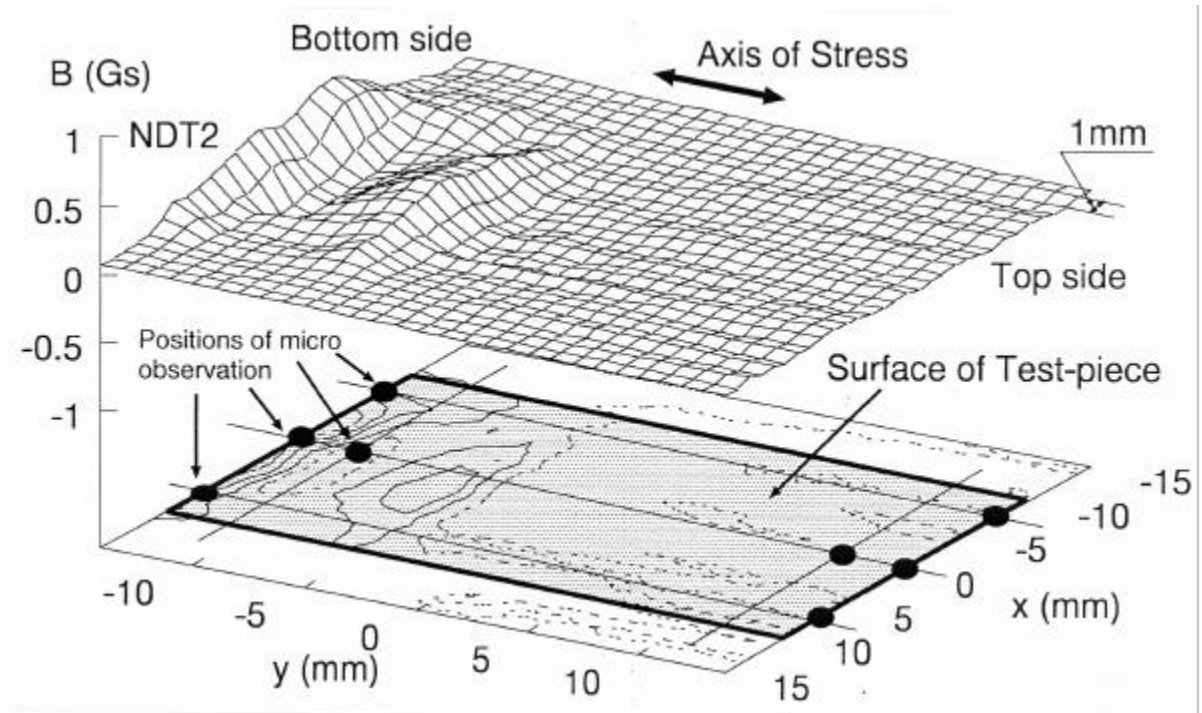


図1 SUS304 鋼の引張試験後の試験平行部の2次元漏えい磁束密度分布

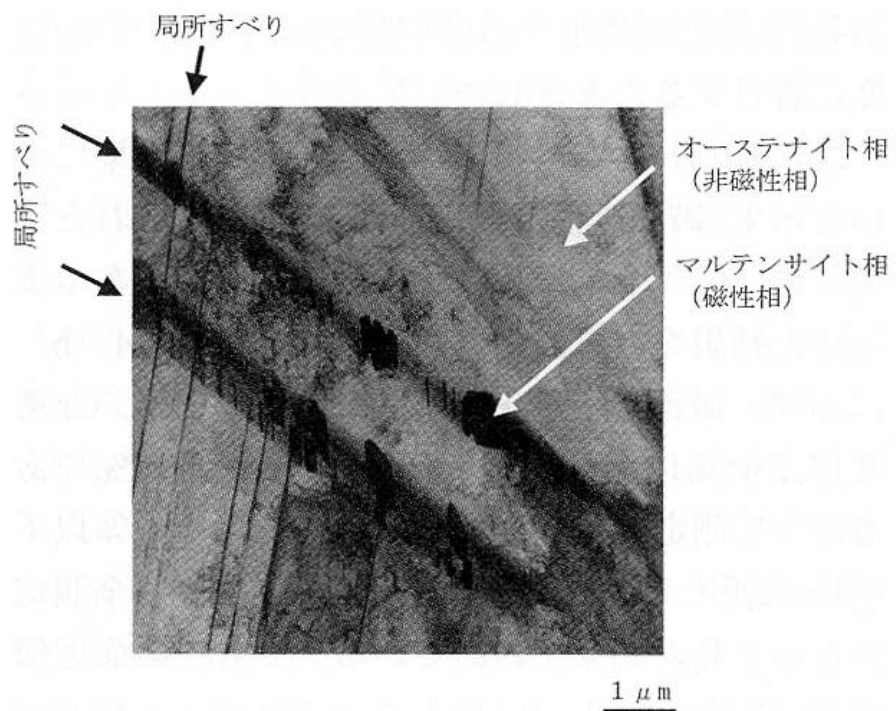


図2 SUS304 鋼引張試験片の透過型電子顕微鏡による組織観察結果

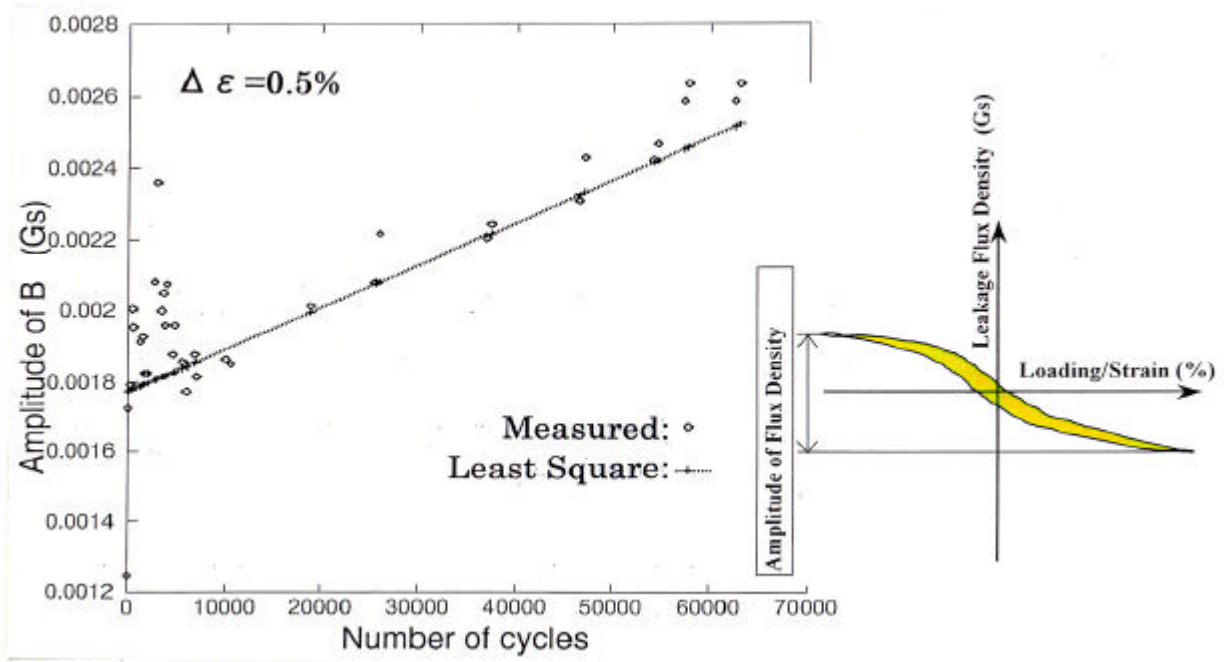


図3 SUS304 鋼の疲労繰返し数に伴うヒステリシス曲線の振幅の変化

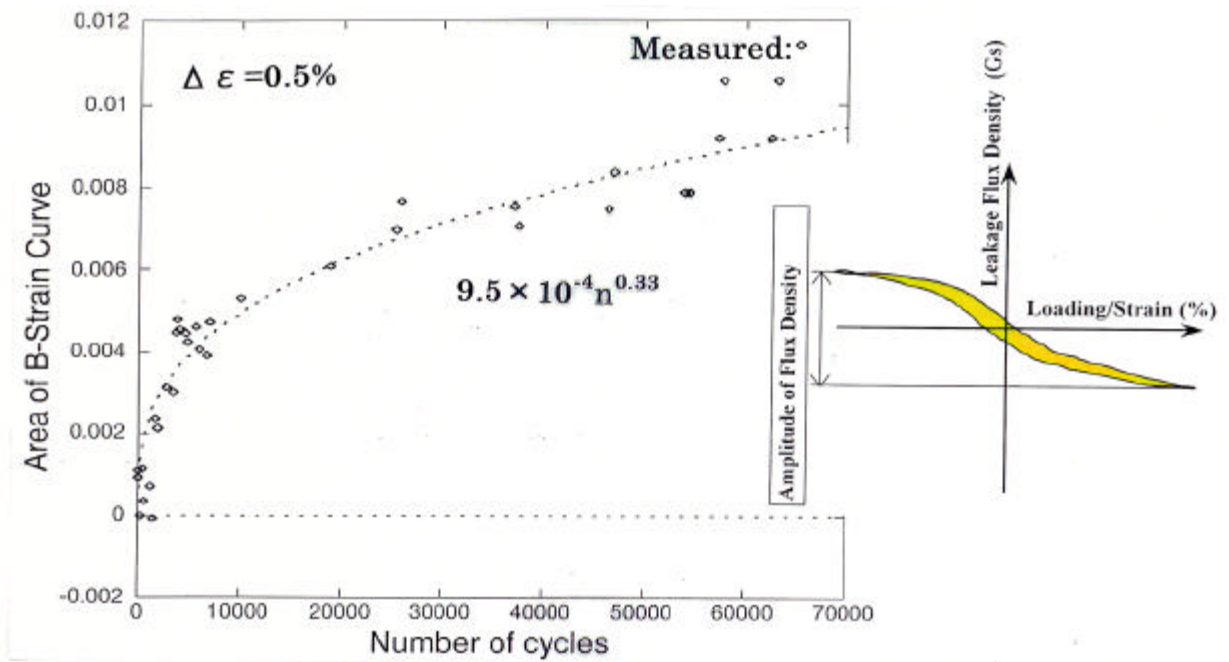


図4 SUS304 鋼の疲労繰返し数に伴うヒステリシス曲線の面積の変化

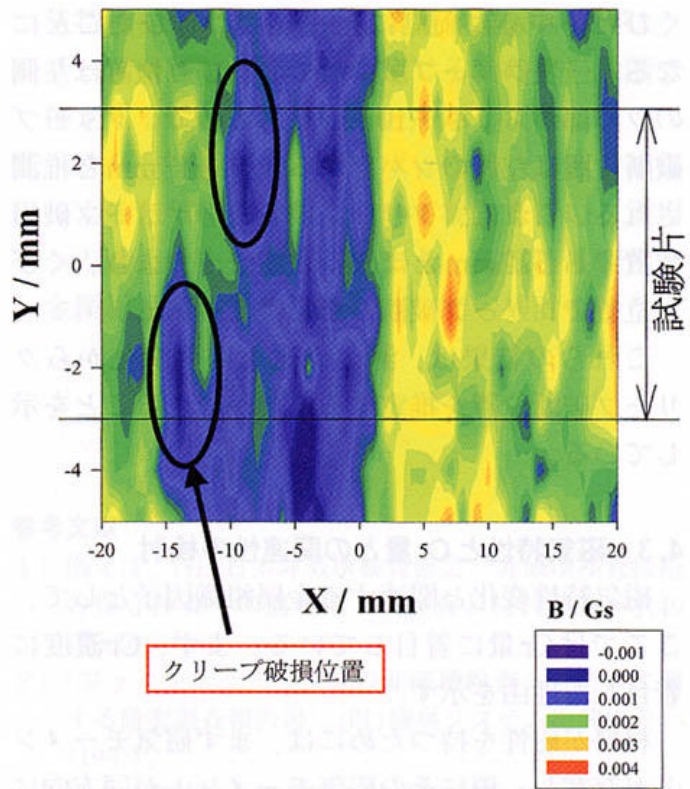


図5 SUS304 鋼のクリープ試験片の漏えい磁束密度分布

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

2-4 ( 2-2-6 )

## 【研究課題名(Title)】

LBB 評価手法に関する研究

( Study on Leak Before Break Evaluation method )

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[ 氏名 ] 笠原 直人 (かさはら なおと)

[ 所属 ] 大洗工学センター 要素技術開発部 構造信頼性研究グループ

[ 連絡先 ] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 電話 029-267-4141 内線 5700

(Name) Naoto Kasahara

(Title of Function) Structural Mechanics Research Group, Advanced Technology Division,  
Oarai Engineering Center

(Address and Phone) 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki,  
311-1393 Japan

## 【研究担当者名及び所属(Name, Title of Function)】

[ 氏名 ] 浅山 泰 (あさやま たい)

[ 所属 ] 大洗工学センター 要素技術開発部 構造信頼性研究グループ

[ 連絡先 ] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 電話 029-267-4141 内線 5703

(Name) Tai Asayama

(Title of Function) Structural Mechanics Research Group, Advanced Technology Division,  
Oarai Engineering Center

(Address and Phone) 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki,  
311-1393 Japan

[ 氏名 ] 兪 淵植

[ 所属 ] 大洗工学センター 要素技術開発部 構造信頼性研究グループ

[ 連絡先 ] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 電話 029-267-4141 内線 5989

(Name) Yeon-Sik Yoo

(Title of function) Structural Mechanics Research Group, Advanced Technology Division,  
Oarai Engineering Center

(Address and Phone) 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki,  
311-1393 Japan

## 【研究期間】

平成 14 年度 ~ 平成 17 年度

[ 前期基本計画からの継続の有無 ]

前期基本計画からの継続 ( 研究課題名 : LBB 評価手法に関する研究 )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[ 共同研究名 ( 実施機関 ) ] 日欧高速炉協定に基づく構造健全性に関する情報交換 ( 仏 CEA サレ-研究所 )

[ 実証試験名 ( 実施機関 ) ]

[ 委託研究名 ( 実施機関 ) ]

## 【使用主要施設】

[空気冷却熱過渡試験施設] 最大加熱速度：650 /h、最大冷却速度：220 /h、最高温度：650

## 【研究概要】

### [研究の経緯]

破断前漏洩（LBB）論理を、高温低圧かつ主要な負荷が熱過渡という高速増殖炉の特徴を充分考慮して高度化することで、実用化 FBR の安全評価及びプラント経済性追及に合理的な論理基盤を与えることが可能となる。また、もんじゅ事故を踏まえ冷却材漏洩が LBB 評価に与える影響も評価する。

### [研究目的]

高速増殖炉構造を対象に、高温低圧システムという特徴を適切に考慮した LBB（破断前漏えい）論理及びその適用範囲の明確化を図る。

### [研究内容]

#### イ．初期欠陥の評価

溶接部を含む実機配管における初期欠陥を、適切かつ安全側に包絡して評価する手法の整備を図る。

#### ロ．漏えい評価手法の改良

実機負荷条件下の配管要素き裂進展データ取得・充実に継続するとともに、模擬冷却材を用いた漏えい試験を実施する。試験データに基づき、必要な漏えい口と冷却材漏えい量に関するモデル開発や手法の改良を行い、評価プログラムの高度化を図る。

#### ハ．適切な LBB 論理の検討

イ．及びロ．の成果を踏まえて、ナトリウム冷却型高速増殖炉の特徴を考慮した将来の適切な LBB 論理の構築を図るとともに、その適用範囲を明確化する。

## 【研究の達成目標（平成 13 年度）】

### イ．初期欠陥の評価

本年度は実施せず、後年度に実施する。

### ロ．漏えい評価手法の改良

本年度は実施せず、後年度に実施する。

### ハ．適切な LBB 論理の検討

12Cr 鋼を適用した大口径配管における LBB 成立見通しを検討する。

## 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

### ハ．適切な LBB 論理の検討

#### 概要

平成 13 年度は、既存の LBB 評価法に基づき、実用化戦略調査研究におけるアドバンスグループ型大型炉の 1 次配管系に対する LBB 成立性を評価した。荷重条件は、クリープ疲労を想定し、運転条件 ~ までの通常運転及び過渡運転に関する設計データを用いて有限要素解析を実施し、求めた。評価の項目としては、初期き裂からのき裂進展評価による貫通時き裂長さの算出、検出器の漏洩量検知性能から検出可能なき裂長さの算出、塑性崩壊と正味応力概念から不安定破壊評価による限界き裂長さの算出が挙げられる。LBB 成立性の判断基準としては、検出可能なき裂長さ、Cd（あるいは貫通時のき裂長さ、Cp）と限界き裂長さ、Ccr を比較することである。

#### 評価対象及び荷重条件

評価対象は、12Cr 系フェライト鋼を用いた一次配管系のホットレグのうち、エルボアの横腹と Y ピース部である（図 1 参考）。荷重条件としては、図 2 に示すような運転条件 ~ のクリープ疲労を考慮した。表 1 に本評価に用いた 12Cr 系フェライト鋼の候補材料である HCM12A 及び Na の物性値を示す。ただし、13 年度には 12Cr 系の材料データが十分ではなかったため、必要によってはほぼ同等の機械的性質が期待される Mod.9Cr 系フェライト鋼の物性値を用いた。

#### 応力解析及び LBB 評価の結果

通常時と各々の過渡時（手動トリップ(MT)、1 次ポンプ軸固着(PS)及び外部電力喪失(PL)）を考慮した熱伝導解析を行った。過渡時の配管系における温度変化を評価するため、各事象での Na 温度変化（図 3 参考）及び Na 温度と流量による熱伝達係数の変化量（図 4 参考）を算出した。熱伝導解析の結果、各事象での構造解析の入力値として用いられる応力値を算出し、表 2 にまとめた。応力解

析の結果、全体的に外部電源喪失での熱膨張及び過渡熱応力が大きく評価された。一般的には LBB 評価の際、安全係数を考慮したうえで LBB マージン ( $Ccr / Cd$ (あるいは  $Ccr / Cp$ )) が 1 以上であれば LBB 成立と判定する。エルボーの場合、各事象で LBB マージンが 30 を越える結果となり、周方向のき裂に対して LBB が十分成立していることがわかった。一方、不連続部である Y-piece の場合、外部電源喪失で LBB マージンが 8 であり、エルボーよりは厳しいものの LBB 挙動を示す結果を得た (表 3 参考)。

#### 【研究の達成状況 (平成 13 年度)】

平成 13 年度は、新材料を適用した大口径配管における LBB 成立性を見通しを示すことができ、所期の成果が得られた。

(今後の予定)

平成 14 年度以降は、き裂開口量評価法の高度化等を実施し、適切な LBB 論理の検討を行っていく。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

得られた成果は、今後、実用化候補プラント、特に新材料大口径配管の LBB 評価について活用し、その成立性を見通しを示すことで、プラントの経済性追求を可能とする。

#### 【研究成果の発表状況】

1. Y.S.Yoo, 2002, "LBB Assessment on Ferrite Piping Structure of Large-scale FBR", JNC TN9400 2001-120.  
(発表予定)
2. Y.S.Yoo, 2002, "LBB Assessment on Ferrite Piping Structure of Large-scale LMFR", 2002 ASME-PVP Conference.

#### 【国内外の研究動向】

##### [ 民間の研究の現状と動向 ]

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

(参考文献)

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

##### [ 海外の研究の現状と動向 ]

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



(参考文献)

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

**【研究評価(自己評価)】**

成果の達成レベル

[チェック欄]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[説明欄]

新材料を適用した大口径配管におけるLBB成立見通しを示すことができた。

成果活用方策

[チェック欄]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[説明欄]

評価の基本的ツールとなるき裂進展解析は、日欧の共同研究を通じ国際ベンチマークを実施し、双方の手法を相互に理解することができた。将来的に日欧間の合意形成が欠陥指針等の整備に活かされると考えられる。

計画の進捗状況

[チェック欄]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

(その理由:

- 計画以上に進捗した。

[説明欄]

)

**【自由評価欄】**

表1 高温での HCM12A 及びナトリウムの物性値

Temp. ( )	HCM12A						Sodium			
	E (GPa)	*	(W/m·K)	C (J/kg·K)	$\times 10^{-6}$ (kg/m <sup>3</sup> )	(kg/m <sup>3</sup> )	(W/m·K)	$\mu \times 10^{-7}$ (m <sup>2</sup> /sec)	Pr	(kg/m <sup>3</sup> )
550	166	0.306	33.70	910	11.3	7860.0	64.6	2.74	0.0044	820.25

\* は改良 9Cr-1Mo 鋼のデータを用いた。

記号説明

E : ヤング率、 : ポアソン比、 : 動粘性係数、 C : 比熱、 : 熱膨張係数、 : 密度

表2 LBB 評価に用いた応力成分

	P <sub>m</sub> (MPa)	Q <sub>bg</sub> (MPa)			Q <sub>b</sub> (MPa)			P <sub>bg-S</sub> (MPa)	P <sub>bg-W</sub> (MPa)
		MT	PS	PL	MT	PS	PL		
Elbow	2.0	12.3	12.63	13.5	2.78	2.87	4.0	1.69	20
Y-piece	3.5	157.0	165.4	176.0	122.4	129.0	154.1	2.44	20

記号説明

P<sub>m</sub> : 1 次膜応力成分、 Q<sub>bg</sub> : 2 次管曲げ応力成分、 Q<sub>b</sub> : 2 次板曲げ応力成分

P<sub>bg-S</sub> : 1 次管曲げ応力成分 (S1 地震)、 P<sub>bg-W</sub> : 1 次管曲げ応力成分 (自重)

MT : 手動トリップ、 PS : 1 次ポンプ軸固着、 PL : 外部電力喪失

表3 貫通き裂、検出可能なき裂と限界き裂評価の結果

	C <sub>p</sub> (mm (deg.))			C <sub>d</sub> (mm (deg.))	C <sub>cr</sub> (mm (deg.))		
	MT	PS	PL		MT	PS	PL
Elbow	25.0 (2.3)	24.8 (2.3)	26.7 (2.5)	31.0 (2.87)	974.8 (90.2)	972.4 (90.0)	966.1 (89.4)
Y-piece	33.9 (3.1)	35.5 (3.3)	35.8 (3.3)	25.6 (2.37)	335.1 (31.0)	312.9 (29.0)	286.4 (26.5)

記号説明

C<sub>p</sub> : 貫通時にき裂長さの半分

C<sub>d</sub> : 検出可能なき裂長さの半分

C<sub>cr</sub> : 限界き裂長さの半分

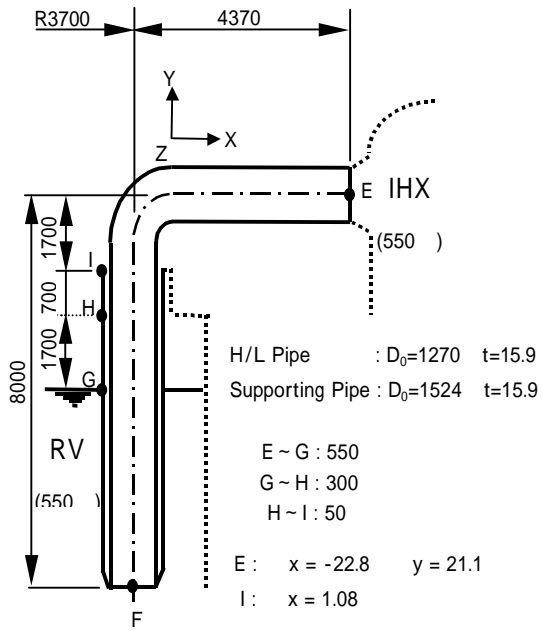


図 1 . 大型 FBR 用 1 次ホットレグ配管系

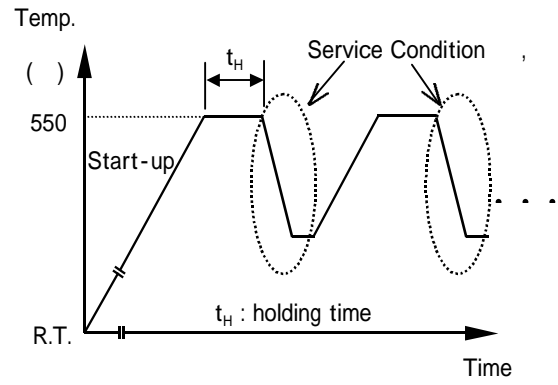


図 2 . 運転条件

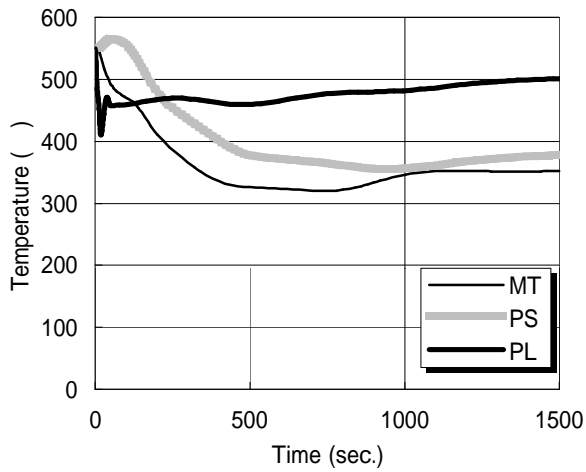


図 3 過渡時冷却材温度の変化

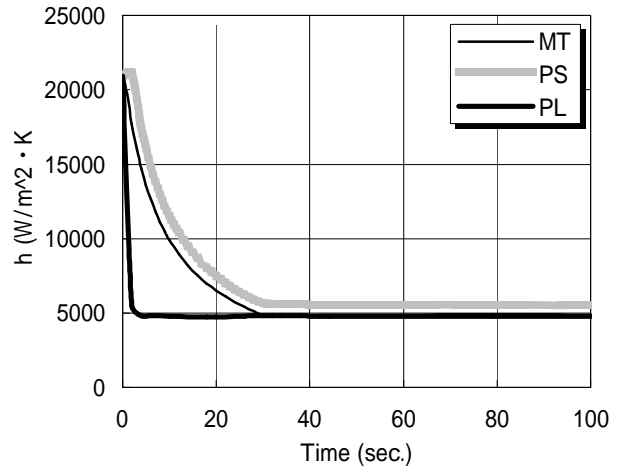


図 4 過渡時熱伝達係数の変化

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

2-5(2-2-7)

## 【研究課題名(Title)】

「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実施計画に関する研究( Planning of the ATWS Simulation Tests by using Experimental Fast Reactor Joyo )

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 前田 幸基(まへだ ゆきもと)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

[連絡先] 029-267-4141(ext.5410)

(Name) Maeda Yukimoto

(Title of Function) Reactor Technology Section, Experimental Fast Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute

(Address and Phone) 4002 Narita, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN, Tel 029-267-4141(ext.5410)

## 【担当研究者名、所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 吉田 昌宏(よしだ あきひろ : Akihiro Yoshida)

高松 操(たかまつ みさお : Misao Takamatsu)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

(Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center)

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名:「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)

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

高速実験炉「常陽」

## 【研究概要】

[研究の経緯]

炉心及びプラントの核熱流動挙動に係わる安全特性データを取得することにより高速増殖炉固有の安全性、あるいは受動的な安全特性の検証を行うことが、事故防止及び緩和の観点から重要である。このため、「常陽」を用いた安全特性試験を実施し、高速増殖炉の固有の安全性を実証することを目標として、フィードバック反応度の測定及び評価精度の向上、動特性解析コードの整備、安全特性試験計画の策定、並びに SASS (self-actuated shutdown system、自己作動型炉停止装置) の炉内試験に向け、許認可取得、装置の製作等を進めてきた。

## [ 研究目的 ]

将来、「常陽」を用いた ATWS 模擬試験を実施して高速炉の固有の安全性を実証していくために、フィードバック反応度特性評価、プラント構造健全性評価を進めて試験の実施計画を策定する。また、ATWS 事象等で有効性が期待される自己作動型炉停止機構(SASS)について炉内特性を把握する。

## [ 研究内容 ]

### イ．フィードバック反応度評価精度の向上に関する研究

MK- 炉心の運転経験を通して整備・検証した動特性解析システムを、MK- 性能試験で実施する過渡試験、MK- 炉心において実施する反応度成分の定量評価を目的とした試験等により検証する。

### ロ．UTOP 模擬試験の実施計画に関する研究

MK- 炉心において低出力での UTOP 予備試験を実施し、試験結果を用いてイ．の解析システムを検証する。この解析システムを用いた評価やプラント構造健全性評価等に基づき UTOP 模擬試験実施計画を策定する。

### ハ．ULOF 模擬試験の実施計画に関する研究

MK- 炉心で検証した動特性解析システムを用いた評価、プラント構造健全性評価等に基づき ULOF 模擬試験の実施計画を策定する。

### ニ．SASS の炉内特性に関する研究

「常陽」に SASS 試験体を設置し、高温ナトリウム・照射環境下での保持力特性データを取得するとともに、主要構成材料の照射データを蓄積する。

## 【研究の達成目標(平成13年度)】

イ.、ロ.及びハ.: MK- 性能試験炉心の動特性解析条件の整備と炉心湾曲反応度の予測精度向上のための検討を実施する。

ニ.: SASS 保持力特性試験装置を製作する。

## 【研究実施内容及び成果(平成13年度)】

イ.、ロ.及びハ.:

### 1. MK- 性能試験炉心の動特性解析条件の整備

MK- 性能試験の予備解析の一環として、動特性解析条件を整備し、プラント動特性解析コード "Mimir-N2"を用いて、定常状態の解析を実施した。

"Mimir-N2"では、炉心の核熱特性が炉心管理コードシステム "MAGI"による値と一致するよう、流配計算部を調整した。この結果、炉心部の出力を 140MW とし、冷却材入口温度を 350、流量を定格(1次系 A, B ループ: 373.89[kg/s]、2次系 A, B ループ: 329.44[kg/s])の条件で、出口温度は 493.9 となった。今後、外部電源喪失試験、手動スクラム試験等、過渡状態の解析を行うとともに、今後予定されている総合機能試験等の実測データに基づき、流配計算部を調整する予定である。

また、主冷却器伝熱管内の冷却材温度の変化が主冷却器出口温度計により計測されるまでの時間(以下、冷却材配管輸送遅れ時間)は、温度制御の観点から、影響が無視できない因子であるため、MK- 性能試験の予備解析の精度向上を目的として、冷却材配管輸送遅れ時間を解析上に考慮するサブルーチンを作成し、これを "Mimir-N2"に組み込み、温度制御部を強化した。その結果、図 1-1 に示すように制御系の比例ゲインが同じでも、冷却材配管輸送遅れ時間を考慮しない場合と比較して、温度が安定するまでの減幅比が大きい結果が得られた。一般的に冷却材配管輸送遅れ時間は制御性を低下させるものであり、今回の解析にその現象が示されている。今後は、MK- 性能試験として実施するステップ応答・安定性試験の予備解析に活用する予定である。

### 2. 炉心湾曲反応度解析の予測精度の検証

炉心湾曲反応度解析では、「常陽」MK- 炉心の炉心管理コードシステム "MAGI"、ラッパ管群温度計算コード "TETRAS"、炉心湾曲解析コード "BEACON" 及び炉心湾曲反応度解析コード "ARCHCOM" を連動させた解析システムを整備している。現状、原子炉運転中の集合体の変位方向・変位量を測定することは困難であるため、これまで、照射後試験により測定した反射体の残留変位とその解析値を比較することにより、解析手法の検証を進めてきた。その結果、残留変位の方向は一致するものの、変位量については、解析値が実測値を過小評価する傾向が見られている。

これまでの解析では、原子炉運転中の炉心湾曲解析の重要なパラメータであるラッパ管温度を炉

心核熱計算により求めてきたが、冷却材温度が低く、冷却材流量が小さい反射体領域では、ラッパ管温度が原子炉容器中の冷却材流動状況の影響を受けている可能性が考えられることから、炉内熱流動解析を行い、冷却材の炉内流動状況が集合体のラッパ管温度に与える影響を評価し、その結果を踏まえ、炉心湾曲解析方法を検討することとした。

単相多次元熱流動解析コード“ AQUA ”を用いた MK- 炉心の熱流動解析を行った結果（図 2-1 参照）以下に示すように、炉内冷却材流動がラッパ管温度に与える影響を把握することができた。

- (1) 炉心燃料集合体については、炉内冷却材流動の影響は小さく、ラッパ管温度を見直す必要はない。
- (2) 燃料領域と反射体領域の境界では、流速の大きな燃料集合体出口より下流側で圧力が低下するため、これと隣接する反射体出口に、その外側の反射体からの冷却材が流れ込み、冷却材温度が“ TETRAS ”の計算結果より低くなる。なお、この時の温度差は当該炉心の出力分布に依存する。
- (3) 原子炉容器内を循環する高温の冷却材が、第 8～10 列反射体頂部付近に流れ込み、当該反射体の上部付近の冷却材温度が、“ TETRAS ”の計算結果より 30～40 高くなる。

(1) より、炉内冷却材流動は、炉心湾曲反応度の支配的因子である炉心燃料集合体の原子炉運転中の熱湾曲に影響しないことが確認できた。一方、反射体の湾曲は、炉心湾曲反応度にはほとんど影響しないものの、(2)(3) より、冷却材流動は、反射体のラッパ管温度を最大で約 10 変化させることがわかった。そこで、解析結果を用いてラッパ管温度を補正し、反射体の残留変位を計算したが、解析値が実測値を過小評価する傾向は改善できなかった。

したがって、残留変位の過小評価の原因が、温度以外の要因、すなわちスエリングデータ等、炉心核熱計算結果以外の入力データにあると考えられることから、今後、これらについても検討を進めていくこととする。

- 二. SASS 保持力特性試験装置の製作を継続し、第 1 回目の使用前検査を平成 13 年 11 月に受検した。なお、部品類の製作は、一部を除いて終了した。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

イ.、ロ. 及びハ. : MK- 性能試験炉心の動特性解析条件を整備し、プラント動特性解析コード“ Mimir-N2 ”による定常状態の MK- 性能試験炉心の解析を実施した。また、炉心湾曲反応度の予測精度向上のための検討の一環として、炉心湾曲反応度解析における炉内冷却材流動の影響を評価し、報告書を作成した。以上より、当初の目的を達成した。

二. : 計画どおり、SASS 保持力特性試験装置の製作に着手した（製作作業継続中）。

（今後の予定）

MK- 炉心の反応度フィードバック特性について実機データを蓄積するとともに、低出力での UTOP 予備試験を実施し、フィードバック反応度のさらなる予測精度向上を図る。これらの結果を踏まえ、UTOP、ULOF 模擬試験実施計画を策定する。

また、「常陽」に SASS 試験体を設置し、高温ナトリウム・照射環境下での保持力特性データを取得するとともに、主要構成材料の照射データを蓄積する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

高速炉におけるフィードバック反応度評価精度の向上を図ることにより、大型ナトリウム冷却型高速炉の固有の安全性評価に活用できる。

実験炉としての「常陽」を活用した ATWS 模擬試験の実施の道を開くことにより、安全解析手法、シビアアクシデント評価手法の実炉のデータを用いた検証を可能とする。

#### 【研究成果の発表状況】

(1) 高松操、吉田昌宏、“炉内熱流動を考慮した MK- 炉心湾曲解析”、JNCTN9410 2002-001 (2002)

（発表予定）

(1) 吉田昌宏、黒羽隆也、“「常陽」実機データに基づくプラント動特性解析コードの検証”、サイクル機構技報 No.15

## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

受動的安全性は原子力開発において重要なポイントとなっており、窒化物燃料を用いた鉛-ビスマス冷却型小型炉、金属燃料を用いたナトリウム冷却型高速炉における受動的な安全特性を把握するため、ATWS 事象のうち、ULOF や UTOP に関する解析・評価結果が電力中央研究所等から報告されている。

### ( 参考文献 )

- (1) 植田信幸、西村聡、“金属燃料炉心における ATWS 起因の燃料破損の解析的評価” 電力中央研究所狛江研究所報告書、No.T98079、P22 (1999)
- (2) YOKOO T, OHTA H, “ULOF and UTOP Analyses of Large Metal Fuel FBR Core Using a Detailed Calculation System”, G0317(JISTA)(0022-3131) J. Nucl. Sci. Technol, vol.38, No.6, P444-452 (2001)
- (3) 松岡猛、“小型原子炉の安全性” 電子情報通信学会技術研究報告 vol.99、No.690、P27-32(2000)

### [ 海外の研究の現状と動向 ]

海外でも上記電力中央研究所と同様の報告例が、ガス炉等に関してあるものの、Na 冷却型高速炉に関する報告例は見当たらなかった。また、炉心湾曲に関して、2000 年に、ロシア IPPE から JNC に BR-10 を使った炉心湾曲反応度の測定と解析の共同研究提案があったものの、IPPE が試験条件等を検討した結果、有為な結果が得られる見通しが無いとのことで、共同研究は行われていない。

### ( 参考文献 )

なし

## 【研究評価(自己評価)】

### 成果の達成レベル

#### [ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

#### [ 説明欄 ]

### 成果活用方策

#### [ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

#### [ 説明欄 ]

### 計画の進捗状況

#### [ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

- 計画以上に進捗した。

#### [ 説明欄 ]

## 【自由評価欄】

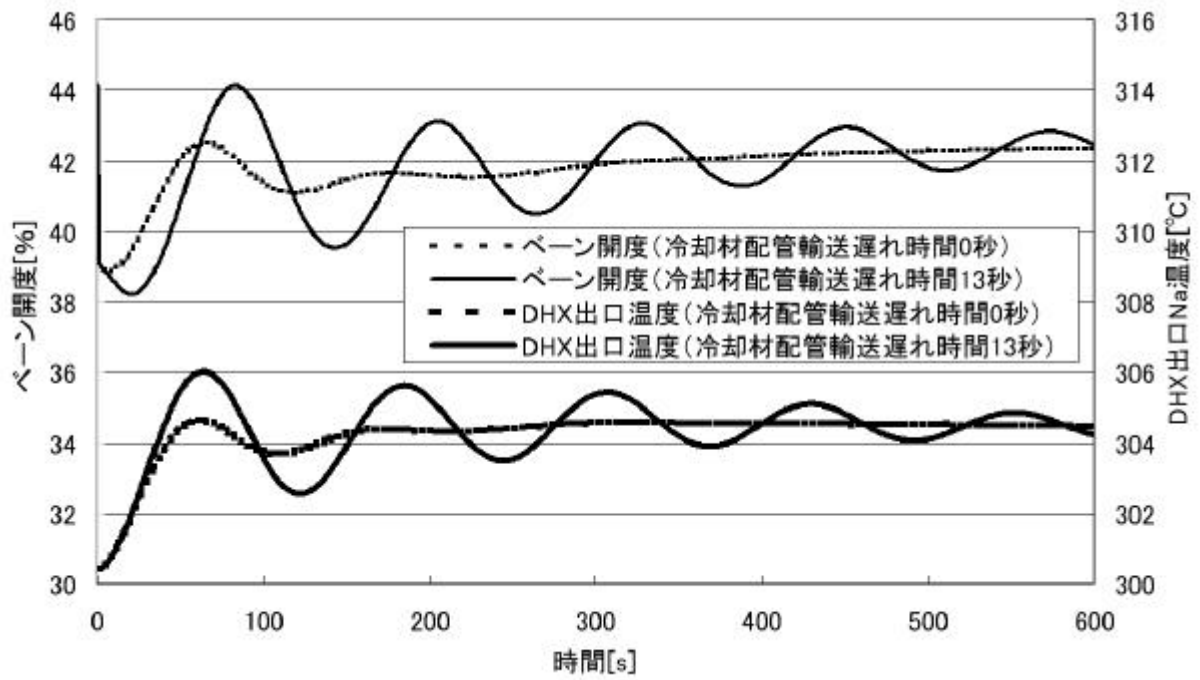


図 1-1 MK- の安定性試験を想定した冷却材配管  
 輸送遅れ時間考慮の比較例



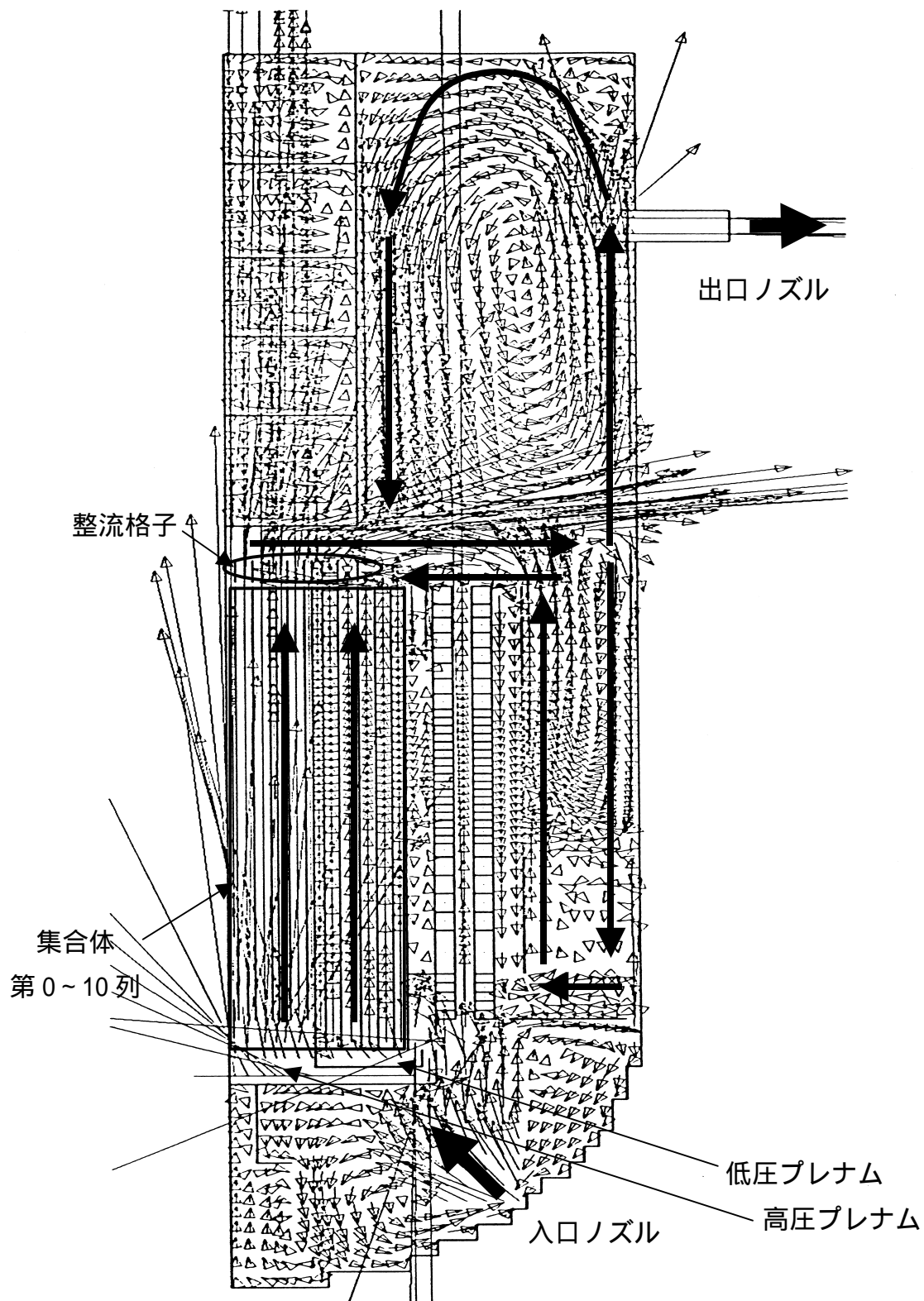


図 2-1 炉内の冷却材流動状況

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

・高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

3・1 (2・3・1)

### 【研究課題名(Title)】

過渡伝熱流動現象評価に関する研究 (Study on Transient Thermohydraulic Analyses)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先 (Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 山口 彰 (やまぐち あきら)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学研究グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話：029-267-4141

(Name) YAMAGUCHI Akira

(Title of Function) Thermalhydraulics Research Group, Advanced Technology Division,  
O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute

(Address and Phone) 4002 Narita, O-arai, Ibaraki 311-1393 Japan, Tel. : 029-267-4141

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 村松 壽晴<sup>\*1</sup> (むらまつ としはる : Muramatsu Toshiharu)

堺 公明<sup>\*1</sup> (さかい たかあき : Sakai Taka-aki)

[氏名] 上出 英樹<sup>\*2</sup> (かみで ひでき : Kamide Hideki)

木村 暢之<sup>\*2</sup> (きむら のぶゆき : Kimura Nobuyuki)

五十嵐 実<sup>\*2</sup> (いがらし みのる : Igarashi Minoru)

[所属] <sup>\*1</sup>大洗工学センター要素技術開発部流体計算工学研究グループ

Thermalhydraulics Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering  
Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute

<sup>\*2</sup>大洗工学センター要素技術開発部新技術開発試験グループ

New Technology Development Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering  
Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute

### 【研究期間】

平成 13 年度 ~ 平成 17 年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続 (研究課題名：過渡伝熱流動現象評価に関する研究)

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)]

配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する基礎研究 (広島大学、東北大学)

流体・構造熱的連成系における非定常熱伝達挙動に関する基礎研究 (同志社大学)

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

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

### 【研究概要】

[研究の経緯]

高速炉において冷却材として用いる液体金属ナトリウムは、常圧での沸点が約 880 と高いため、運

転圧力をほぼ常圧とすることができ、耐圧設計の観点からは原子炉機器を薄肉構造とすることができるものの、プラントシステム内での温度差が約 150 と大きいため、耐熱設計の観点からは機械荷重とともに熱荷重に対する配慮が必要となる。

従来の原子炉機器設計に関わる熱流動研究は、構造設計に対して精度の高い機械的・熱的境界条件を提供するとの動機に基づいて進められ、その努力は主に、構造物の幾何形状や境界条件が一定の下で発生する現象を高精度に模擬できる手法の開発に払われてきた。

一方実現象として、境界条件が構造物の応答挙動によって変化するような、いわゆる流体-構造連成現象は、空間的あるいは時間的に熱流動挙動が変化する全ての箇所で発生し、また流体と構造物とのカップリングの程度は、流体および構造物に関わる多くの熱流体的なパラメータの影響を受ける。この従来の設計評価における連成効果の把握は、プラントシステム内において熱流動現象が急激に変化する箇所をあらかじめ同定し、この箇所を実寸大で模擬した装置による実験を通して行われるのが大半であった。しかしながら、このような実験による効果の把握では、多くの支配パラメータを分離して機構論的に評価することが困難であるため、設計においては保守的な包絡線を使用し、結果として大幅な安全裕度を見込んだ設計となっていた。

本研究は、従来の研究では考慮されなかった熱流動現象に及ぼす構造物応答挙動等の効果を適切に評価し、更に精度の高い熱流動境界条件を構造側に提供して原子炉機器の設計合理化を達成する観点から実施するものである。

#### [ 研究目的 ]

高速炉プラントシステム内の定常運転時から事故時にわたる各種過渡伝熱流動現象について、流体と構造の境界領域における複合挙動を評価する手法の開発・整備及びこれに係る実験を実施する。これにより、高速炉プラントシステムの熱過渡に対する安全性の評価と安全裕度の適正化の検討に資する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ．流体・構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

冷却材バウンダリの健全性評価に重要な熱過渡特性等について、冷却材側から構造材側まで一貫して過渡伝熱流動現象を機構論的に評価できる解析手法を開発・整備する。

##### ロ．熱過渡に伴う流体・構造応答特性に関する試験

流体と構造の境界領域における熱流動挙動の変動・減衰特性、及び長周期の流体温度変動に対する構造物の温度応答特性を水・ナトリウム試験により明らかにし、解析手法を含む熱荷重評価手順の構築に資する。

##### ハ．解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

上記課題等に関して、既存データを含めた各種基礎試験による解析コードの検証手順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とともに、解析コードを用いて安全裕度を一層適正化するための手順を検討する。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

##### イ．流体・構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

平成15年度の達成目標（DNS（: Direct Numerical Simulation）解析評価システムの実験検証および新規 LES（: Large Eddy Simulation）解析コードの開発の完了）に向けた作業に着手する。具体的には、DNS 解析評価システムの性能を既存実験データにより検証・確認するとともに、LES コード性能に関する知見を収集する。

##### ロ．熱過渡に伴う流体・構造応答特性に関する試験

平成15年度の達成目標（水およびナトリウム試験により構造壁近傍及び流体と構造壁との熱伝達における温度変動メカニズムの解明）に向けた作業に着手する。具体的には、T字管部を対象とした水試験を実施し、配管合流部における流体の混合現象を把握するとともに、平行三噴流 Na 試験を実施し、流体から構造への熱移行挙動を把握する。

## 八．解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

平成 15 年度の達成目標（解析コード群を安全裕度適正化のための手法としてシステム化するとともに、熱荷重評価チャートの枠組みの構築）に向けた作業に着手する。具体的には、T 字管合流部におけるサーマルストライピングを対象とした評価フローを構築し、日本機械学会による指針類策定作業にここでの成果を反映させる。

### 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

#### イ．流体・構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

サーマルストライピングに対する解析的評価手法の現象模擬性を確認するため、配管合流部における乱流混合特性の定量化を目的とした基礎等温水実験<sup>(6)</sup>の解析を DINUS-3 コード<sup>(1), (7)</sup>を用いて行った。解析ケースは、同水実験で確認された (a) 付着流（流速比 $\beta=2.5$ ,  $Re=600$ ）、(b) 偏向流（ $\beta=1.0$ ,  $Re=600$ ）および (c) 衝突流（ $\beta=0.2$ ,  $Re=600$ ）の 3 条件である。図 1 に瞬時の空間渦度分布を比較する。結果より、いずれの条件についても枝管から流出する噴流の両側に回転の向きが互いに異なる剪断渦層が形成されていることが分かる。この内、流速比が 1.0 および 0.2 の場合には、これらの渦層は下流側に向かうに従って発達し、その下流側先端部において周期的に渦層が分離・放出されている様子が観察できる。一方、流速比 2.5 の条件では、上記 2 条件の傾向と異なり、主流に接する剪断渦層（図中の丸で囲まれた領域 P）が、枝管出口直上部の狭い領域に分布するだけで、下流側に向って発達する様子は観察されない。

同図中に白色で示した流線より、流速比 1.0 の条件では、垂直方向に流入した枝管からの流体が次第に主流方向に向きを変え、主流に沿って下流側に流れてゆく様子が分かる。下流領域において流線が上下方向に振動する挙動は、噴流の両側に位置する連行領域（剪断渦層）が時間的に変動したためであると考えられる。一方、流速比 0.2 では枝管からの流体が天井面まで達した後、天井面に沿って下流側に流れ、流速比 2.5 では枝管からの流体が主流の流れに沿って下流側に流れる傾向を示す。

図 2 に  $\beta=1.0$  条件における瞬時 cross flow velocity ( $=\sqrt{v^2+w^2}$  : 主流と直交する流速成分の合成値)の等値面を示す。この図より、基礎実験で確認されたアーチ状の渦が再現されているとともに、このアーチ状渦が噴流の先端部より周期的に発生し、下流側に移動している様子が分かる。

アーチ渦列の渦間距離を実験結果と比較して図 3 に示す。実験結果によれば、渦間距離は  $Re$  数に依存しないことが確認されており、解析結果もこの傾向を、定性的に模擬していることが分かる。図 4 にアーチ渦の通過周波数に関する実験結果との比較を示す。この比較より、実験・解析の両結果とも、 $Re$  数の増加に伴って通過周波数が高くなっており、アーチ渦の通過周波数が  $Re$  数に依存して変化することが確認できる。

実験による流動パターンマップに解析結果をプロットしたものを図 5 に示す。この図より、解析で評価された 3 種類の流動パターンが実験で規定された流動パターンの範囲内に収まっていることが分かる。これより、配管合流部下流域での流動パターンの分類は数値解析により実施可能であることが確認された。

#### ロ．熱過渡に伴う流体・構造応答特性に関する試験

配管合流部における流体の混合現象を明らかにするために、T 字管体系による温度変動試験を実施した。試験装置は主配管（直径  $D=150\text{mm}$  : 高温流体）と枝配管（直径  $d=50\text{mm}$  : 低温流体）が直角に合流する体系となっている。図 6 に可視化試験で得られた枝配管噴流形態のマップを示す。噴流形態は流入条件を変化させることによって、壁面噴流、再付着噴流、偏向噴流、衝突噴流の 4 種類に分類でき、主 / 枝配管の運動量比で整理できることがわかった<sup>(19)</sup>。この分類はイ.の付着流（壁面噴流、再付着噴流）、偏向流（偏向噴流）、衝突流（衝突噴流）に対応する。図 7 に各噴流形態における温度変動強度の軸方向分布を示す。温度変動強度は合流前温度差で無次元化した RMS 値であり、各軸方向位置での周方向の最大値を示す。変動強度は偏向噴流を除く噴流形態で、合流点 ( $Z=0$ ) より下流に向かって減少していることがわかる<sup>(20), (21)</sup>。また、主 / 枝配管の運動量比が同じであれば、温度変動強度は同様の分布を示すこともわかった。図 8 に各噴流形態における温度変動のスペクトル密度分布を示す。衝突噴流以外では配管内流速に依存する卓越周波数が存在し、その場所は温度変動強度が大きくなる位置と一致していることがわかった<sup>(20), (21)</sup>。

流体から構造材への温度変動伝達挙動を把握するために、平行三噴流  $Na$  試験を実施した。本試験から得られた流体・構造間の温度変動の伝達関数をもとに、温度変動に関する壁の熱伝達率を求めた。この熱伝達率を使用して流体側の温度変動から構造材の温度変動が予測できることがわかった<sup>(25)</sup>。

#### 八．解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

開発中の T 字管合流部におけるサーマルストラIPPINGを対象とした評価フローを図 9 に示す。同評価法は、合流前最大温度差をパラメータとした初期スクリーニングを初めとし、各段階で必要に応じて詳細評価が可能ないように各種モデルを組み込んだ多段スクリーニングにより特徴づけられる。この内、各評価段階においては、実験データベースによるチャートあるいは数値解析の利用（図 10）が可能となっている。なお図中の RMS は、温度ゆらぎ挙動の振幅実効値（Root-Mean-Square）である。

当該評価フローで用いられる実験データベースによるチャートあるいは数値解析手法の構築・検証には、大学との共同研究（広島大学、東北大学および同志社大学）による基礎実験データも活用された。また、ここでの知見は、日本機械学会・動力エネルギーシステム部門内に設置されている「熱荷重による構造物の損傷評価手法に関する研究会（平成 11 年度～）」において、配管構造物の損傷防止に係る指針・基準類策定作業に適宜反映させた。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

##### イ．流体・構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

配管合流部における乱流混合特性の定量化を目的とした基礎等温水実験の解析を DINUS-3 コードを用いて行い、配管合流部下流域での流動パターンの分類は数値解析により実施可能であることを確認した。

##### ロ．熱過渡に伴う流体・構造応答特性に関する試験

代表的な配管合流形状である T 字管体系での温度変動試験を実施し、各噴流形態における温度変動強度分布を把握した。また、平行三噴流 Na 試験から、構造物の健全性を評価するのに必要となる流体・構造間の熱伝達挙動を把握した。

#### 八．解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

T 字管合流部におけるサーマルストラIPPINGを対象とした評価フローを構築した。また、日本機械学会による指針類策定作業にここでの成果を適宜反映させた。

（今後の予定）

サーマルストラIPPINGに対する解析的評価手法の実験検証作業を継続的に実施するとともに、構造物の健全性を評価する上で重要となるホット / コールドスポットに着目した試験を実施する。また、水と Na で同体系での試験を実施し、温度変動挙動に対する物性値の影響を把握する。更に、大学との共同研究を継続実施し、解析的評価手法の検証に必要なデータを蓄積する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

##### イ．流体・構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

開発したサーマルストラIPPINGに対する解析的評価手法の一部を、国内外の大学（茨城大学、アメリカ・マサチューセッツ工科大学、同・ミズーリ大学）からの公開要請に基づいて貸与した。また、温度の異なる流体が混合する配管合流部は、原子力分野のみならず多くの一般産業プラントでも多用されていることから、本研究の成果の適用が可能である。

##### ロ．熱過渡に伴う流体・構造応答特性に関する試験

試験データは、日本機械学会・動力エネルギーシステム部門内設置の「熱荷重による構造物の損傷評価手法に関する研究会（平成 11 年度～）」による配管構造物の損傷防止に係る指針・基準類策定作業への反映が可能である。

#### 八．解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

本研究での知見は、日本機械学会・動力エネルギーシステム部門内設置の「熱荷重による構造物の損傷評価手法に関する研究会（平成 11 年度～）」による配管構造物の損傷防止に係る指針・基準類策定作業に適宜反映させた。

#### 【研究成果の発表状況】

- (1) 村松 壽晴、高速炉サイクルの研究開発を支える解析システム (II)、サーマルストライピングに対する解析的評価手法の開発と利用、サイクル機構技報、No. 12 (2001).
- (2) H. Tjahjono and T. Muramatsu, Investigation on In-vessel Thermal Stratification Characteristics for Large Scale Liquid Sodium Cooled Fast Breeder Reactors with a General-purpose Multi-dimensional Code AQUA, JNC TN9400 2001-023 (2001).
- (3) T. Muramatsu, Characteristics of Fluid-Structure Thermal Interaction Phenomena at a T-junction of Liquid Metal Fast Reactor Piping Systems, Proc. ASME Pressure Vessels and Piping Conference, Vol. 424-2, pp. 47-55 (2001).
- (4) T. Muramatsu, Technical Discussions on Thermal Striping Phenomena at Massachusetts Institute of Technology (MIT) (2001).
- (5) 村松 壽晴、須藤 浩三、檜原 秀樹、T 字形合流管内の流れに関する研究 ~ 原子力プラントでの低周波流動振動に関する数値解析 ~、日本機械学会 2001 年度年次大会、Vol. II, pp. 189-190 (2001).
- (6) 須藤 浩三、檜原 秀樹、村松 壽晴、T 字形合流管内の流れに関する研究 ~ 合流後の流動特性と枝管流れの作る渦列 ~、日本機械学会 2001 年度年次大会、Vol. II, pp. 191-192 (2001).
- (7) 村上 諭、村松 壽晴、須藤 浩三、檜原 秀樹、T 字形合流管内の流れに関する研究 ~ 数値解析によるアーチ渦の検討 ~、日本機械学会 2001 年度年次大会、Vol. II, pp. 193-194 (2001).
- (8) 村松 壽晴、多様な作動流体を用いた場合の重要熱流動課題の特性比較 (I)、数値解析による温度成層化現象の定量評価、日本原子力学会 2001 年秋の大会 (2001).
- (9) 須藤 浩三、檜原 秀樹、村松 壽晴、配管合流領域の流動特性、日本機械学会講演論文集、No.015-1、pp. 177-178 (2001).
- (10) 村上 諭、村松 壽晴、配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (V)、アーチ渦発生に関する流動条件の検討、JNC TN9400 2001-067 (2001).
- (11) 須藤 浩三、檜原 秀樹、村松 壽晴、岡田 正次、配管合流部の流れの挙動、日本機械学会講演論文集、No.010-1、pp. 417-418 (2001).
- (12) T. Muramatsu, Numerical Investigations of Fluid - Structure Thermal Interaction Phenomena at a T-junction of Liquid Metal Fast Reactor Piping Systems, Proc. The 8<sup>th</sup> International Symposium on Flow Modeling and Turbulence Measurements (FMTM2001), pp. 111-112 (2001).
- (13) 村松 壽晴、多様な作動流体を用いた場合の重要熱流動課題の特性比較 (II)、数値解析によるサーマルストライピングの定量評価、日本原子力学会 2002 年春の年会 (2002).
- (14) 村松 壽晴、村上 諭、山口 彰、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究 (I)、炉上部ブレンナム内流動適正化に関する解析的検討、JNC TN9400 2001-117 (2002).
- (15) 村松 壽晴、村上 諭、山口 彰、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究 (II)、炉上部ブレンナム分離評価の妥当性に係る解析的検討、JNC TN9400 2001-129 (2002).
- (16) 村上 諭、村松 壽晴、配管合流部におけるサーマルストライピング条件の解析的検討 (VI)、非等温場におけるアーチ渦構造の数値解析的検討、JNC TN9400 2002-011 (2002).
- (17) 須藤 浩三、檜原 秀樹、村松 壽晴、配管系における複雑乱流場の流動特性に関する研究、JNC TY9400 2002-001 (2002).
- (18) 戸田 三郎、結城 和久、村松 壽晴、配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する基礎研究、~ 配管合流領域における乱流混合メカニズムの基礎研究 ~、JNC TY9400 2002-002 (2002).
- (19) 田中 正暁、林 謙二、飛田 昭、五十嵐 実、上出 英樹、T 字配管合流部における配管内面温度変動の特性、原子力学会 2001 秋の大会、J23 (2001).
- (20) 五十嵐 実、田中 正暁、林 謙二、上出 英樹、T 字配管合流部における温度変動挙動に関する研究、原子力学会 2002 春の年会、I1 (2002).
- (21) M. Igarashi, M. Tanaka, S. Kawashima and H. Kamide, "Experimental Study on Fluid Mixing for Evaluation of Thermal Striping in T-pipe Junction", ICONE-10, CD-ROM, Arlington, USA (2002).
- (22) 長澤 一嘉、木村 暢之、五十嵐 実、上出 英樹、壁面による温度変動減衰挙動の評価(2) - 平行三噴流水試験における流速計測結果 -、原子力学会 2001 秋の大会、J19 (2001).
- (23) 宮越 博幸、木村 暢之、五十嵐 実、上出 英樹、三宅 康洋、平行三噴流 Na 試験によるサーマルストライピング現象の解明(1) - 温度変動減衰過程における噴流吐出速度・温度の影響 -、原子力学会 2001 秋の大会、J20 (2001).
- (24) 三宅 康洋、木村 暢之、宮越 博幸、五十嵐 実、上出 英樹、平行三噴流 Na 試験によるサーマルストライピング現象の解明(2) - 流体・構造間における温度変動伝達特性の評価 -、原子力学会 2001 秋の大会、J21 (2001).
- (25) 木村 暢之、五十嵐 実、上出 英樹、平行三噴流 Na 試験によるサーマルストライピング現象の解明

- (3) 流体・構造間における温度変動伝達特性の評価、原子力学会 2001 秋の大会、J22 (2001).
- (26) 木村 暢之、五十嵐 実、上出 英樹、サーマルストライピングの熱流動に関する実験研究(4) -PIV と DNS を用いた噴流間混合現象の評価-、原子力学会 2002 春の年会、13 (2002).
- (27) 木村 暢之、三宅 康洋、長澤 一樹、五十嵐 実、上出 英樹、菱田 公一、サーマルストライピング現象における流体内混合に関する研究 -噴流間混合の乱流特性に対する DNS の模擬性評価-、JNC TN9400 2001-132 (2002).
- (28) N. Kimura, M. Nishimura and H. Kamide, "Study on Convective Mixing for Thermal Striping Phenomena -Experimental Analyses on Mixing Process in Parallel Triple-Jet and Comparisons between Numerical Methods-", ICONE-9, CD-ROM, No.4, Acropolis, France (2001).
- (29) N. Kimura, M. Igarashi and H. Kamide, "Investigation on Convective Mixing of Triple-Jet -Evaluation of Turbulent Quantities Using Particle Image Velocimetry and Direct Numerical Simulation-", FMTM2001, Tokyo, Japan (2001).
- (30) M. Nishimura and N. Kimura, "URANS computations for mixing phenomena of an oscillatory non-isothermal triple-jet", ECCOMAS-CFD, Proc. p.36, CD-ROM, Wales, England (2001).
- (31) M. Nishimura and N. Kimura, "URANS computations for an oscillatory non-isothermal triple-jet using the  $k-\varepsilon$  and second moment closure turbulence models", International Journal for Numerical Method in Fluids,

(発表予定)

- (32) T. Muramatsu, Numerical Investigations of a Turbulence Mixing Process Related to Thermal Striping Phenomena at a T-junction of Liquid Metal Fast Reactor Piping Systems, ASME Pressure Vessels and Piping Conference (2002).
- (33) 村松 壽晴、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究 (I)、炉上部プレナム内流動適正化に係る解析的検討、日本原子力学会 2002 年秋の大会 (2002).
- (34) 村松 壽晴、村上 諭、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究 (II)、炉上部プレナム内流動適正化方策の有効性に係る解析的検討、日本原子力学会 2002 年秋の大会 (2002).
- (35) 村松 壽晴、村上 諭、配管 T 字継手下流領域における乱流混合メカニズムの解明 (I)、低周波温度ゆらぎ挙動の発生可能性と基礎実験による確認、日本機械学会 第 15 回 計算力学講演会 (2002).
- (36) 村上 諭、村松 壽晴、配管 T 字継手下流領域における乱流混合メカニズムの解明 (II)、非等温場におけるアーチ状渦構造の数値解析による確認、日本機械学会 第 15 回 計算力学講演会 (2002).

## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

通産省・資源エネルギー庁は 1999 年、既存原子力発電プラントの 60 年を目安として、運転を継続することは技術的に可能であるとの報告書<sup>(1)</sup>をまとめた。この中では、運転開始後 30 年以降は通常の定期検査以外に、10 年毎に総点検をするなど適正な管理を行えば、安全に運転を続けることは可能であるとされた。すなわち、運転開始後 30 年を越える原子力発電プラントについては、長期保全計画を策定するとともに、安全に係わる全ての機器・構造物の総点検が義務付けられる方向にある。

さらに、敦賀 2 号炉でのトラブル<sup>(2)</sup>を受け通産省・資源エネルギー庁は、高サイクル熱疲労の影響に関する説明書提出の義務づけに関する通達<sup>(3)</sup>および技術基準(省令 62 号)への高サイクル熱疲労による損傷防止規定の導入と民間基準の解説への取込みを指示した。これを受け日本機械学会・動力エネルギーシステム部門では、「熱荷重による構造物損傷評価手法に関する研究会」の中に「軽水炉ワーキンググループ」を設け、平成 13 年度中に高サイクル熱疲労に対する評価法を、主に実験データを用いて体系化する方向で作業が進められている。また、平成 14 年度からは、同学会に「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針基準策定委員会」が設置され、研究会での評価法が審議される予定になっている。

解析コードによる安全裕度適正化手順の検討に関しては、系統立った研究はこれまで行われてきていない。すなわち、従来の検討は、単一の解析コードの妥当性を基礎実験を通じて数値的に確認するのみであって、安全裕度の適正化を目指した解析コードの信頼性評価の検討にまで到達していない。

今後は、原子炉設計などにおける解析コードの積極的な利用を前提として、解析精度の定量化が具体的に実施される方向にある。

(参考文献)

- (1) 通産省・資源エネルギー庁編、電気事業者の原子力発電所高経年変化対策の評価および今後の高経年

化に関する具体的取り組みについて (1999).

(2)通産省・資源エネルギー庁編、「敦賀発電所 2 号機」再生熱交換器連絡配管からの 1 次冷却材漏洩について、No.H11 -法 -07 (1999).

(3)通産省・資源エネルギー庁編、高サイクル熱疲労に関する技術基準運用ガイドライン (1999).

#### [ 海外の研究の現状と動向 ]

サーマルストライピングに関する研究では、1980 年代に盛んに行われた実験的<sup>(1)</sup> および解析的<sup>(2)</sup>な研究が高速炉開発の停滞とともに減少し、1990 年以降は新たな実験的研究などは行われていない。しかしながらフランスでは、フェニックス炉の寿命延長プロジェクトの一環として、同炉 2 次主冷却系でのサーマルストライピング実事例を題材とした国際ベンチマーク演習 (フランス、イギリス、ロシア、イタリア、インド、韓国、日本)を国際原子力機関を通じて企画し、解析的評価手法の高度化を目的とした現状技術の把握、改良項目の抽出などが行われた。なお、フランスにおける解析手法は、ラージエディシミュレーションモデルに基づいて流体中での温度ゆらぎ挙動のみを評価するものであって、高サイクル熱疲労が発生する構造物の熱的応答挙動を熱流体計算から一貫して評価するまでには至っていない。今後の解析手法高度化の方向は、温度境界層における温度ゆらぎ低減効果を含め、冷却材側の条件から構造材側の条件までを一貫して評価できるモデルを開発・整備することにある。温度成層化現象に対する研究では、1980 年代に基礎的な体系におけるナトリウム実験が報告されている<sup>(3)</sup>。1990 年代には解析による検討<sup>(4)</sup> が散見されるのみである。

解析コードによる安全裕度適正化手順の検討に関しては、系統立った研究は行われてきていない。

#### ( 参考文献 )

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

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

(3)Vidil,R.,Grand,D.and Leroux,F.,Interaction of Recirculation and Stable Stratification in a Rectangular Cavity Filled with Sodium,Nuclear Engineering and Design, Vol.105, pp.321-332 (1988).

(4)Chang,F.C.and Bottoni,M.,Capabilities of Reynolds Stress Turbulence Model in Applications to Thermal Stratification,US DOE Rep.,p.13 (1994).

#### 【研究評価 ( 自己評価 )】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

サーマルストライピングに対する解析的評価システムを構成する解析コードを基礎実験データにより検証した。また、各種基礎実験の実施により、現象論的観点からのメカニズム把握がなされた。これらにより、更なる安全性を有する合理化プラントの検討を機構論的観点から実施するための素地が整いつつある。

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他



[ 説明欄 ]

熱疲労に起因した構造物の損傷防止に係る規定・基準類の策定作業（日本機械学会「熱荷重による構造物の損傷評価手法に関する研究会」）において、ここでの研究成果が積極的に反映される予定にある。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

（その理由：

計画以上に進捗した。

）

[ 説明欄 ]

年度当初に計画した研究スケジュールを遅滞無く進め、外部発表などを含めた成果の公開を積極的に実施した。また、研究に必要となる実験を大学との共同研究として実施するなど、外部との研究協力体制を構築した。

【自由評価欄】

本研究で開発したサーマルストライピングに対する解析的評価手法の一部は、国内外の大学（茨城大学、アメリカ・マサチューセッツ工科大学、同・ミズーリ大学）からの公開要請に基づいて貸与するなど、成果の公開を積極的に進めている段階にある。これらの公開活動は、研究成果の社会への還元観点から非常に有益であると判断する。

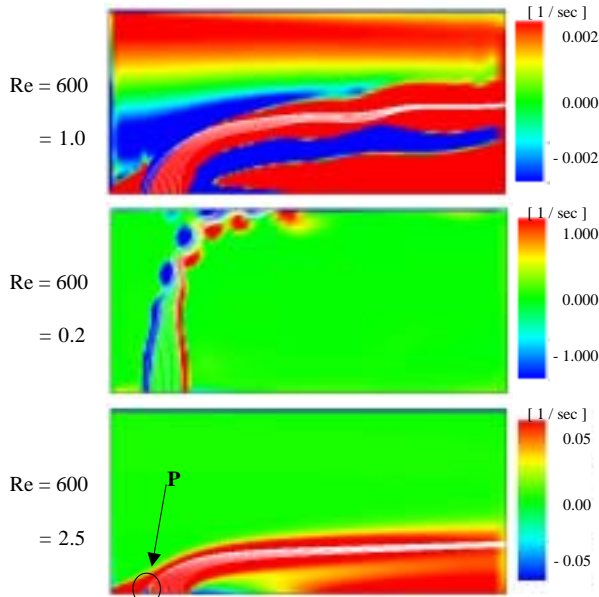


図1 瞬時渦度分布の比較

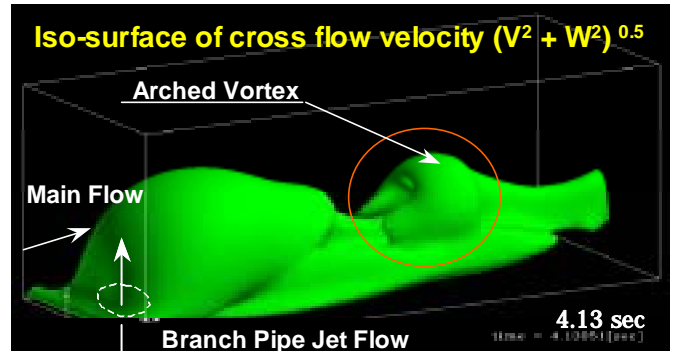


図2 主流と直交する流速成分合成値の瞬時等値面分布 ( $\beta = 1.0$ ,  $Re=600$ )

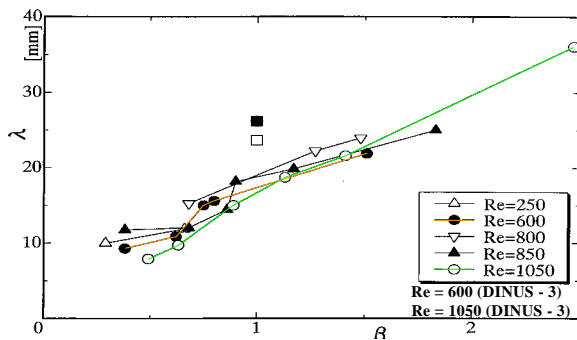


図3 アーチ渦間距離の比較

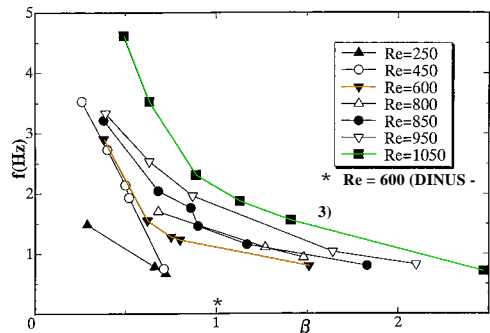


図4 アーチ渦通過周波数の比較

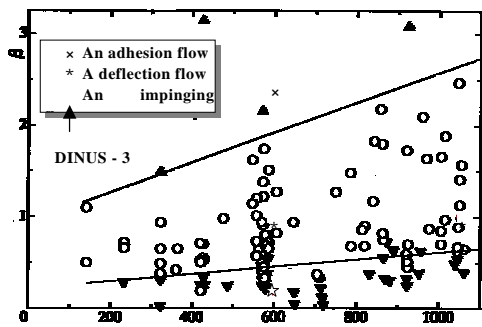


図5 フローパターンの模擬性

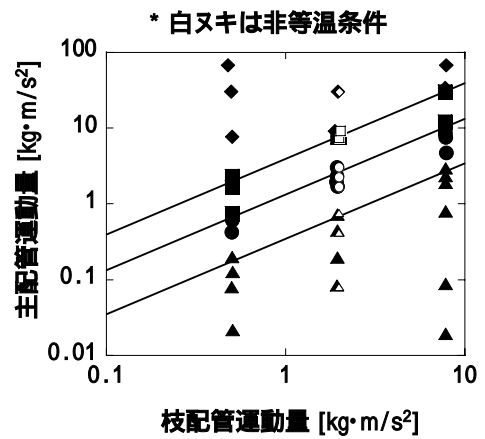


図6 噴流形態マップ

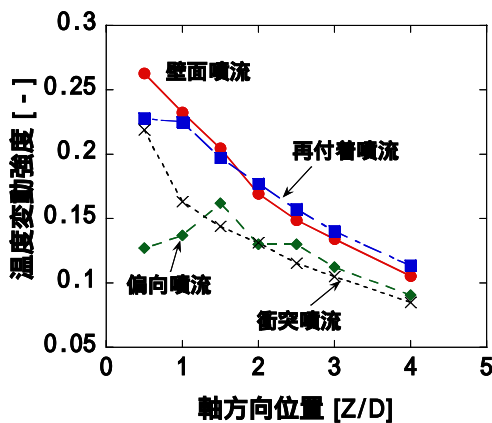


図7 軸方向温度変動強度分布

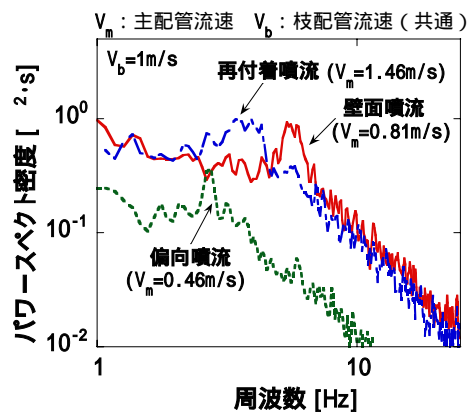


図8 パワースペクトル密度分布

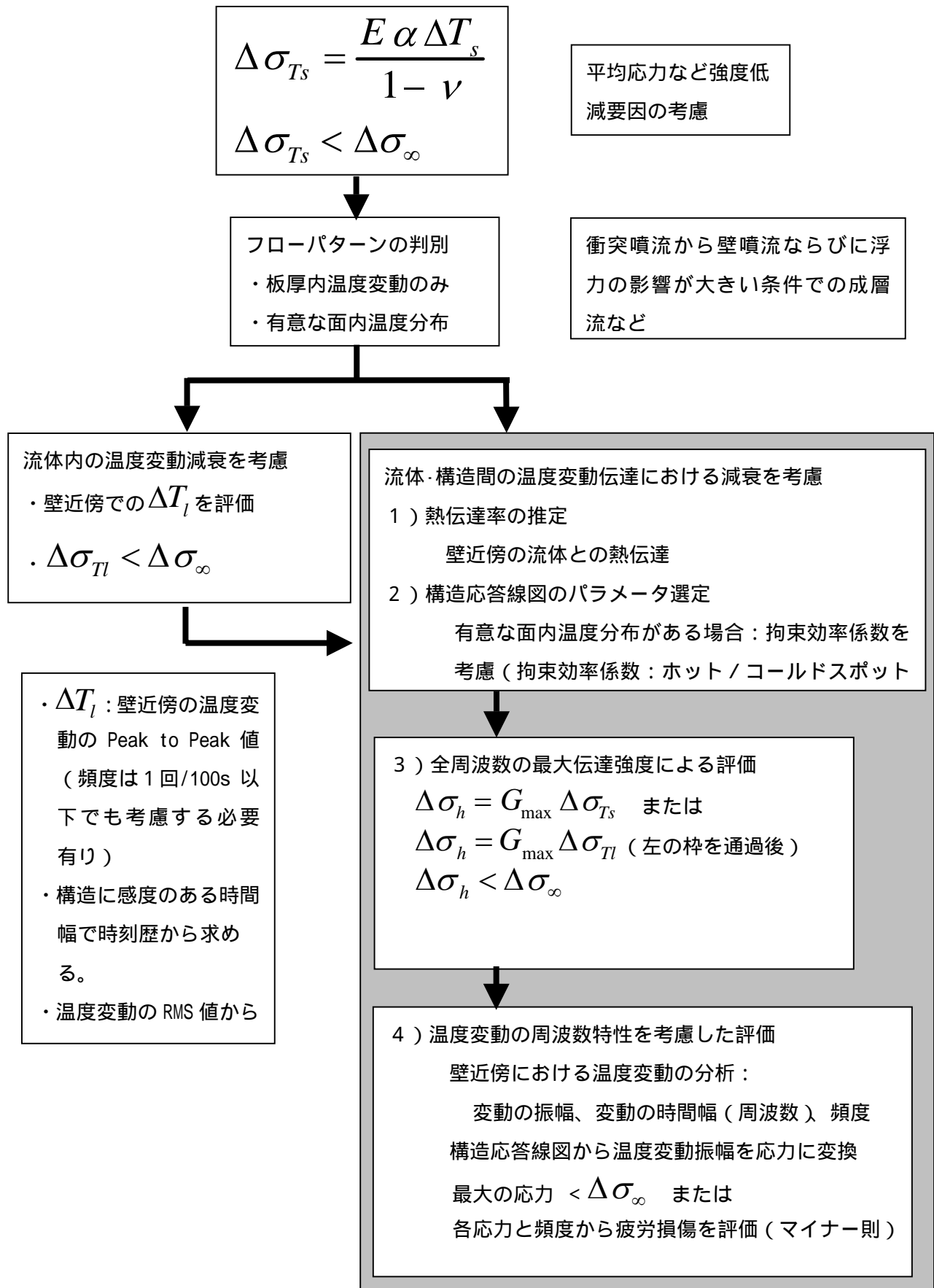


図9 T字配管合流部サーマルストライピングを対象とした評価フロー

		温度変動の減衰を全く考慮しない保守的評価	チャートによる評価		多次元数値解析による評価				
					時間平均モデルによる空間分布特性の評価		局所瞬時モデルによる時間・空間分布特性の評価		
流体内	・温度差	合流前温度差 ( $\Delta T$ )	温度変動の RMS 値 / ピーク値を参照・規定	温度変動の APSD (自己パワースペクトル密度) を参照・規定	層流モデル / 標準的乱流モデルの利用	詳細メッシュ分割モデルの利用	低 Re 数型乱流モデルの利用	LES モデルの利用により、温度変動の APSD を評価	DNS モデルの利用により、構造物近傍流体温度の時刻歴を評価
	・乱流域での混合								
	・境界層の通過								
	・粘性底層の通過								
流体 - 構造物間の温度変動伝達特性 (時間平均での正味の熱流束が零である条件)		時間変動場における熱伝達率の特性が定量化できていないため、定常場での値を修正して利用				粘性底層の熱通過率を評価			
構造物内の熱応力応答特性		全周波数範囲の最大値で応力評価	各周波数における応答特性を評価	全周波数範囲の最大値で応力評価		各周波数における応答特性を評価	時刻歴解析により応答特性を評価		
材料強度特性		等 2 軸モードの仮定 $\Delta\sigma = E \alpha \Delta T / (1 - \nu)$ $\Delta\sigma < \sigma$	各種強度低減要因の考慮	マイナー則による累積損傷評価	マイナー則による累積損傷評価		マイナー則による累積損傷評価		
き裂進展特性		評価せず						き裂が発生する場合には、構造物貫通までの時間を評価	

RMS : Root-Mean-Square

図 10 T 字配管合流部サーマルストライピングを対象とした評価バリエーション

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

3 - 2 ( 2 - 3 - 2 )

## 【研究課題名(Title)】

高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究  
(Study on thermohydraulics in a core with high burn-up)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 三宅 収 (みやけ おさむ)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新技術開発試験グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、Tel.: 029-267-4141

(Name) Osamu MIYAKE

(Title of Function) New Technology Development Group, Advanced Technology Division,  
O-arai Engineering Center

(Address and Phone) Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-1393, Japan, Tel.: 029-267-4141

## 【担当研究者名及び所属 (Name, Title of Function)】

[氏名] 宮越 博幸 (みやこし ひろゆき : Hiroyuki Miyakoshi)

[氏名] 田中 正暁 (たなか まさあき : Masa-aki Tanaka)

[氏名] 上出 英樹 (かみで ひでき : Hideki Kamide)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新技術開発試験グループ

(New Technology Development Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)

[氏名] 大島 宏之 (おおしま ひろゆき : Hiroyuki Ohshima)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学グループ

(Thermalhydraulics Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続 (研究課題名 : )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名 (実施機関)] 複雑形状流路に対する可視化画像を用いた熱流動特性計測に関する研究  
(筑波大学)

[実証試験名 (実施機関)]

[委託研究名 (実施機関)]

## 【使用主要施設】

新技術開発試験グループ、ナトリウム流動伝熱試験室、炉心機器熱流動試験ループ  
筑波大学、機能工学系、松井研究室、水流動試験装置

## 【研究概要】

[研究の経緯]

高速炉の経済性向上において炉心の高燃焼度化・高線出力化は重要な項目である。これを達成する上で、燃料ピンのスウェリングなどによる燃料集合体内の冷却材流路変形に対する熱流力特性の変化や、

集合体の炉内長期滞在化などによる集合体ダクトの熱的変形の影響を評価することが不可欠である。これまでの研究では照射によるピンの変形に対する予測手法の開発が行われてきているが、変形による熱流動への影響評価については十分な研究がなされていない。

#### [ 研究目的 ]

高燃焼度化・高線出力化を目指した炉心の開発においては、燃料ピンのスウェリングなどによる燃料集合体内の冷却材流路変形に対する熱流特性の変化や、集合体の炉内長期滞在化などによる集合体ダクトの熱的変形の影響評価が必要である。本研究は、これらの変形やその影響を予測するための熱流動評価手法を開発し、高速炉の安全性向上と高性能化、並びに安全評価指針類の検討に資する。

#### [ 研究内容 ]

- イ．高燃焼時の燃料ピン束の変形に伴い冷却材流路の狭窄やピン接触などが生じた場合、あるいは流路閉塞が発生した場合の燃料ピン温度を評価する手法を開発する。燃料集合体内熱流動特性に影響の大きい変形モードの想定に基づいて炉外試験を計画・実施し、過渡時・異常時を含む熱流動特性の解明を行う。また、これらの変形モードを有する燃料集合体内の熱流動解析手法を開発し、試験データに基づいて検証する。これらにより高い燃焼度まで、より適切な安全裕度をもって使用できる高性能な炉心の実現に寄与する。
- ロ．燃料集合体ダクトの熱的変形および照射変形の評価に必要なとなるダクトの温度分布を精度良く予測するため、様々な運転モードにおける集合体内部や集合体間ギャップ部を含む炉心全体の熱流動特性を評価する解析手法の開発を行う。また、炉外試験データによる検証を行う。

なお、本研究のイ．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。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

##### イ．集合体内の熱流動評価

集合体内にクロスフローが生じる部分閉塞集合体におけるサブチャンネル間混合現象を実験的に解明する。複雑形状流路内の熱流動計測手法を開発する。

燃料ピン束の変形を考慮できるサブチャンネル解析手法の開発を行う。

##### ロ．全炉心の熱流動評価

全炉心熱流動解析コードについて上部プレナムと炉心部の接続モデルを多次元化する。集合体間ギャップ領域の流れに関する試験データを用いた検証を行う。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

##### イ．集合体内の熱流動評価

高燃焼度化に伴う集合体の変形として、複数の燃料ピンが弓なりに曲がる等により集合体内の流路が部分的に狭くなることが想定される。このような場合には集合体内を水平方向に横切るクロスフローが生じると考えられ、集合体内の狭窄に伴う温度上昇を評価する上で重要となる。そこで、このようなクロスフローが生じる部分閉塞集合体におけるサブチャンネル間混合現象についてナトリウム試験を実施した。<sup>(1)</sup>

試験は37本の模擬燃料ピンと六角集合体の1辺に沿う外側2列のサブチャンネルを高さ35mmに渡ってポラス状閉塞物で閉塞させた模擬燃料集合体を用いた。（図1参照）燃料ピンの直径、配列ピッチは60万kWe級大型炉の実寸大で200mmピッチのワイヤースペースを有している。試験では、集合体内で1本の燃料ピンだけを発熱させ、周囲のナトリウム温度を測定することでサブチャンネル間混合現象を把握した。発熱させる燃料ピンの閉塞物からの位置をパラメータとすることでクロスフローの強さを変更することとした。

試験結果の一例を図1に示す。太線で示したピンが加熱ピンで、閉塞物からの位置の異なる2ケースでの加熱ピン周りのサブチャンネルにおける軸方向温度分布（温度はピン一本当たりの流量と発熱量で決まる温度上昇幅で無次元化）を示している。閉塞物に近いCase-1の方がクロスフローが強いと考えられ、隣接するピンの裏側（Point-K）まで温度が上昇している。一方、Case-2では、相対的に同位置となるPoint-Mでの温度上昇は小さく、混合の水平方向範囲が限定されていることがわかる。今後、本試験結果を元にクロスフローが存在する条件での解析手法の検証を行なう。

変形集合体の熱流動現象を実験的に評価し、解析手法を開発/検証する上で、ワイヤースペースを含む複雑な形状をした流路内の速度場、温度場を計測する手法が求められる。このような計測手法として、

流路内の構造物をパイレックスガラスで製作し、これに屈折率を合わせた NaI 水溶液を作動流体とすることで複雑な形状による屈折をなくし、粒子画像流速計測法とレーザー誘起蛍光法を適用することでレーザーライトシートを照射した面内の速度場、温度場を測定する方法を開発した。(筑波大学との共同研究) 本手法を用い、鉛直に立てた矩形流路の片側に直径 20mm または直径 10mm のガラス球を正方格子状に粗充填した場合と直径 20mm のガラス球を体心立方格子状に密充填した場合の 3 種類の充填形態について充填層内部の流れの構造を把握した。さらに球充填層が接する一方の壁から加熱された場合の充填層内の温度場の特性を把握した。(2,3)

図 2 に流路に面した 1 層目と 2 層目の球の間で下から 8 段目の球の上端高さにおける鉛直方向流速、水平方向流速の水平方向分布を示す。流速は矩形流路断面での平均流速で無次元化した。流れのレイノルズ数は矩形流路の水力等価直径を代表長さとして 8700 である。図中の左は 20mm 球粗充填、右は 20mm 球密充填の場合である。粗充填の場合には球と球の間隙部、球と壁との間隙部で鉛直方向流速が大きい。一方、密充填では、壁との間隙部でのみ鉛直方向流速が見られる。しかし、その大きさは粗充填の場合とほぼ等しく、粒子が密に充填された層に覆われても壁の近傍では流量が確保されることがわかる。このことは、局所事故評価におけるポラス状閉塞物に覆われた燃料ピンの冷却について有益な知見を与える。

変形燃料集合体内熱流力評価手法開発の一環として、サブチャンネル解析コード ASFRE の改良を実施した。ここでは、燃料ピン変形時の形状を模擬するため、各コントロールボリュームの体積や流路面積をポラスメディアアプローチの導入により自由に設定できるようにした。また、圧力損失や熱伝達相関式についても変形に対応した調整機能を追加した。これらの相関式は現時点では暫定であり、今後開発される局所詳細解析コードによる詳細解析によって最適化される。一方、燃料ピン束の変形そのものを評価する変形解析コード BAMBOO も JNC にて開発中であるが、この BAMBOO コードと ASFRE コードの連成解析を可能とするため、コード間インターフェース整備を行った。インターフェース機能の確認のため、217 本ピン束照射試験データ(BOITIX9:Phenix 炉で照射)を用いて機能検証解析を実施し、その妥当性を確認した。

#### ロ. 全炉心の熱流動評価

様々な運転モードにおいて燃料集合体ダクトの温度分布を評価するためには、燃料集合体内熱流動のみならずダクト間流れの挙動を予測することが重要である。ダクト間流れの挙動は、炉心 - プレナム熱流力的相互作用や熱輸送系の応答の影響を受けることから、ダクト間部を含む炉心部だけでなく、上部プレナムや熱輸送系をモデル化した 3 つのモジュールで構成される解析コードシステムを開発している。今年度は、炉心解析モジュール(サブチャンネル解析手法をベースとして構築した各燃料集合体内解析部 + ダクト間解析部)と、多次元熱流動解析手法に基づく上部プレナム解析モジュールとのカップリング手法の詳細化を行うとともに基本検証解析を実施した。

炉心解析モジュール側の解析メッシュは燃料集合体解析部とダクト間解析部の 2 種類が存在し、さらに燃料集合体部は各集合体に含まれる燃料ピンの本数によってメッシュ分割が異なってくる。これと上部プレナム側の直交メッシュ体系とを計算負荷が大きくなるように接合するため、図 3 に示すようなメッシュ構造を用いて接合を行った。各接合メッシュ上においては、対応する炉心部の総流量から平均流速を求め、これを上部プレナム解析モジュールの流速境界条件として与える。また、エネルギーについては、炉心部上端の局所流速を用いた炉心部からの正味のエネルギー流出を求め、これを上部プレナム解析モジュールのエネルギー保存式のソース項へ足し込む。これによって炉心部内部への逆流やダクト間ギャップ部へ流入が発生し仮に接合部の平均流速が 0 (局所的には正負の対流が存在) となった場合でも、質量、運動量、エネルギーの保存が厳密に保たれる。(4)

改良した解析コードシステムの動作を確認するため、ナトリウム炉外自然循環試験データ(PLANDTL-DHX 試験)を用いた基本検証を実施した。試験装置は 7 体の模擬燃料集合体及びダクト間ギャップ部からなる模擬炉心、直接炉心冷却系(DRACS)を 1 基備えた上部プレナムおよびループで構成される。解析では、DRACS 運転条件ですべての集合体に大型炉の定格条件に対し約 2 % に相当する発熱を与えた定常自然循環ケースを対象とした。解析の結果、DRACS で冷却された冷却材が炉心内に潜り込む現象および炉心内の非対称温度分布が再現された。これらの傾向は試験結果と比較的良好に一致し、妥当な解が得られることを確認した。(5)

### 【研究の達成状況(平成 13 年度)】

#### イ. 集合体内の熱流動評価

変形集合体を念頭に置いた集合体内混合現象に関するナトリウム試験を実施し、クロスフローの強さをパラメータとした集合体内温度分布データを得た。変形集合体の熱流動に関する実験研究に不可欠である複雑形状流路内に適用できる計測手法を開発した。また、サブチャンネル解析コード ASFRE を改良し、燃料ピン束内流路変形時の解析を可能とした。さらに燃料ピン束変形を評価する BAMBOO コードと ASFRE コードの連成解析を可能とするコード間インターフェース整備を実施した。

ロ．全炉心の熱流動評価

全炉心熱流動解析コードシステムの炉心解析モジュールおよび上部プレナムモジュールのカップリング手法の詳細化を実施し、上部プレナムとの相互作用で発生する炉心上部の複雑な温度分布・圧力分布を反映した炉心全体の解析を可能とするとともに、基本検証によりその妥当性を確認した。

(今後の予定)

イ．集合体内の熱流動評価

クロスフローを伴う集合体内混合現象について解析手法の実験検証を行う。変形集合体内の流動場を把握する水流動試験について、試験体概念の検討を行う。BAMBOO コードと ASFRE コードのインターフェース整備を継続する。

ロ．全炉心の熱流動評価

全炉心熱流動解析コードシステムを大型炉心に適用できるよう改良を行う。

**【成果の利用実績及び活用見通し】**

燃料ピンのスウェリングなどによる流路変形が生じた場合の集合体内の熱流動特性や炉心槽を含む炉心全体の熱流動特性を評価することが可能となり、高い燃焼度を達成できる高性能炉心の設計評価に活用できる。また、これらの評価手法・実験データベースにより高性能炉心の安全評価や安全裕度の適正化のための技術基盤が提供できる。もんじゅ高燃焼度炉心評価にも活用される。

**【研究成果の発表状況】**

- (1) 宮越 博幸、上出 英樹、田中 正暁、山本 和弘、「燃料集合体内の混合特性に関する Na 実験研究 - 径方向流れが強調された体系での加熱ピン廻りの温度場 - 」、JNC TN9400 2002-027 (2002)
- (2) G. Matsui, K. Mishiro, H. Monji, M. Tanaka and H. Kamide, Flow Characteristics in Channel with Local Blockage Packed with Spheres, Proc. of Experimental heat transfer, fluid mechanics, and thermodynamics, ExHFT-5, pp. 1675-1682 (2001)
- (3) 松井剛一、文字秀明、田中正暁、上出英樹、「複雑形状流路に対する可視化画像を用いた熱流動計測に関する研究(平成13年度共同研究報告書)」、JNC TY9400 2002-003 (2002)
- (4) 大島 宏之、橋本 昭彦、「全炉心熱流動解析コード ACT の開発(IV) - 燃料集合体モデルの簡易化及び MPI による並列処理化 - 」、JNC TN9400 2001-114(2001)

(発表予定)

- (5) H. Ohshima and M. Ohtaka, Development of Computer Program for Whole Core Thermal-hydraulic Analysis of Fast Reactors, Proc. of 10<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-10), Arlington, USA (2002)

**【国内外の研究動向】**

[ 民間の研究の現状と動向 ]

東京工業大学にて、高速炉燃料集合体のピン配列の変化に伴う熱流動現象について解析的研究が実施された。ワイヤスペースを有しない 19 ピン束模擬燃料集合体において、中心ピンを隣接するピンに向けて平行に近づけた場合の速度場、温度場について国外で実施された水および Na 試験データと比較し、中心ピン表面温度の周方向分布がよく一致するなど妥当な結果を得ている。<sup>(1)</sup>

(参考文献)

- (1) Vladimir Kriventsev and Hisashi Ninokata, CALCULATION OF DETAILED VELOCITY AND TEMPERATURE DISTRIBUTIONS IN A ROD BUNDLE OF NUCLEAR REACTOR, Proc. of Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, California, October 3-8 (1999)



[ 海外の研究の現状と動向 ]

ロシアとチェコの共同研究において、ワイヤスペース無し 19 本ピン束体系などで 1 本ピンの位置をシフトさせた場合の流速場（空気中）・温度場（ナトリウム中）の計測がなされた<sup>(1),(2)</sup>。また、仏国およびベルギーの共同で、ワイヤスペースを有する 7 本および 37 本変形ピン束体系水試験を実施し流速場を計測している<sup>(3)</sup>。この場合はピン束をまわりから圧縮することにより変形を模擬した。

( 参考文献 )

- (1) Heina, J., Chervenka, J., Mantlik, F., Results of Local Measurements of Hydraulic, Characteristic in Deformed Pin Bundle, UJV-4156-T, part 1, Rzez, Czech Republic (1977).
- (2) Ushakov, P.A., Zhukov, A.V., et al. (USSR), Mantlik, F., Heina, J., et al. (CSFR), Investigation of Thermodynamics in Regular and Deformed Bundles of Pins, CEMR, Moscow (in Russian) (1978).
- (3) G. Cognet, M. Blanchard, J.P. Lahaye and L. Mertens, Measured and Calculated Velocities in Distorted and Nominal FBR Bundles, Fast reactor core and fuel structural behavior, BNES, London (1990).

【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。
- ( その理由 : )
- 計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

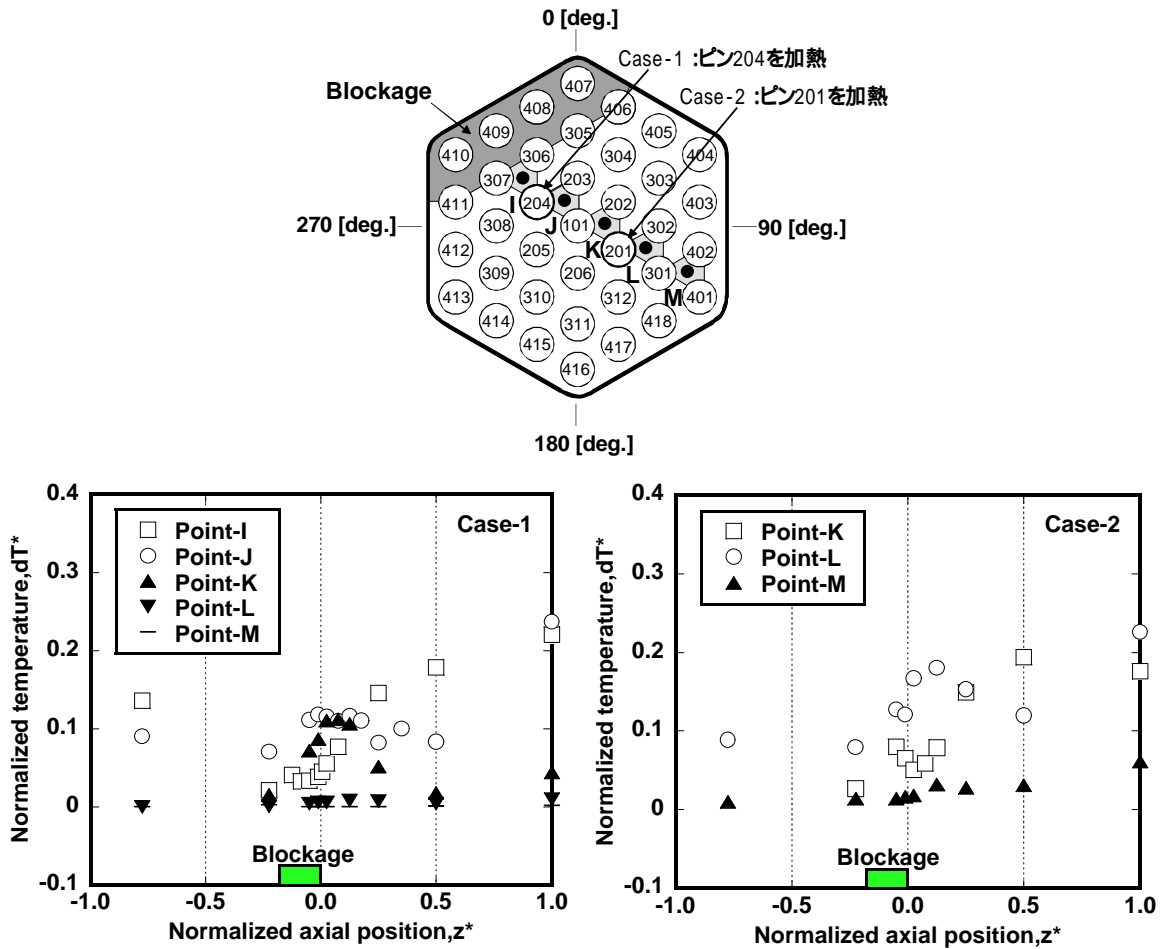


図1 部分閉塞によるクロスフローのある集合体内での軸方向温度

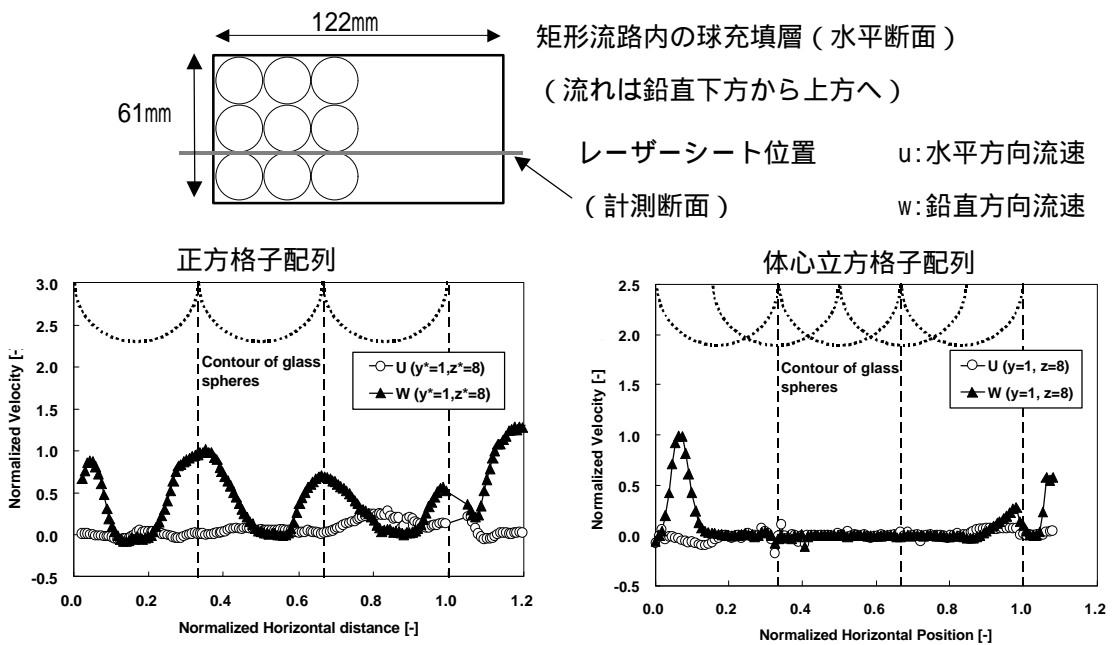


図2 屈折率調整による可視化と粒子画像流速計測法による球充填層内の速度場

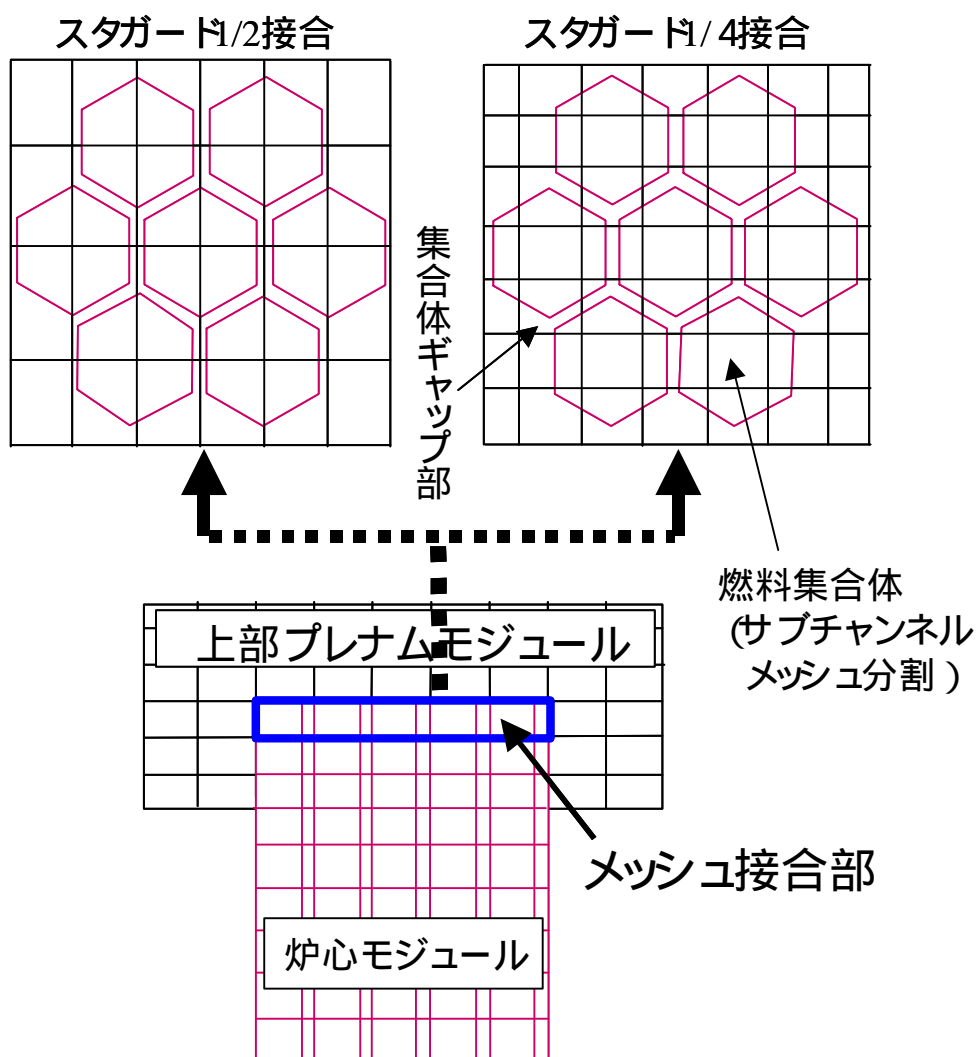


図3 炉心 - 上部プレナム接合法

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

3 - 3 ( 2 - 3 - 3 )

### 【研究課題名(Title)】

ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究  
(Studies of Sodium Combustion and Source Term)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 宮原 信哉(みやはら しんや)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 熱化学安全試験グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番、電話：029-267-4141

(Name) MIYAHARA Shinya

(Title of Function) Thermochemistry Safety Engineering Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken,

Japan, 311-1393, Tel: 029-267-4141

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 浜田 広次(はまだ ひろつぐ: HAMADA Hirotsumu)

大野 修司(おおの しゅうじ: OHNO Shuji)

中桐 俊男(なかぎり としお: NAKAGIRI Toshio)

石川 浩康(いしかわ ひろやす: ISHIKAWA Hiroyasu)

高井 俊秀(たかい としひで: TAKAI Toshihide)

堂田 哲広(どうだ のりひろ: DODA Norihiro)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 熱化学安全試験グループ

Thermochemistry Safety Engineering Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

[氏名] 大高 雅彦(おおたか まさひこ: OHTAKA Masahiko)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 次世代機器研究グループ

Innovative Component System Research Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

[氏名] 山口 彰(やまぐち あきら: YAMAGUCHI Akira)

高田 孝(たかた たかし: TAKATA Takashi)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学研究グループ

Thermal-Hydraulic Research Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: ナトリウム燃焼に関する研究 及び

本基本計画から新規

格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究)

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] ナトリウム燃焼挙動に関する研究( )(独立行政法人 消防研究所)

ナトリウム液滴の燃焼挙動に関する研究( )(東邦大学)

[ 実証試験名 (実施機関) ]

[ 委託研究名 (実施機関) ]

## 【使用主要施設】

大規模ナトリウム漏洩燃焼試験施設 (SAPFIRE 施設)

## 【研究概要】

### [ 研究の経緯 ]

化学的に活性なナトリウムを冷却材として用いる高速増殖炉においては、ナトリウムの化学反応に係わる安全性に留意する必要がある。その一環として、ナトリウムの漏えい燃焼とその影響に係わる安全性の確保に着眼した研究を実施している。

### [ 研究目的 ]

ナトリウム漏えい燃焼挙動の詳細現象把握による評価手法高度化、漏えい検出システムの高度化及びソースターム評価手法の高度化を進めることにより、高速増殖炉のナトリウム漏えいに関する安全性向上方策及び線源想定を検討に資する。

### [ 研究内容 ]

#### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

ナトリウム燃焼挙動をより詳細に把握するために、典型的な燃焼形態 (液滴燃焼、プール燃焼等) を対象として詳細実験を実施する。また、これまで個別に開発を進めてきたナトリウム漏えい燃焼及びそれに伴う種々の化学反応、エアロゾル挙動等に関する解析手法を統合するとともに、その検証及び適用性評価を行い、ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化を図る。

#### ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

高感度かつナトリウム選択的検出性を有する手法 (レーザ利用) について、検出系の適用性を評価し、微小漏えい燃焼時における検出信頼性の向上に資する。

#### ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

ナトリウムとコンクリートが接触した場合の実験データの拡充と評価手法の高度化を図るため、ナトリウムとコンクリートの反応現象や発生する水素の挙動に着目した実験を実施し、解析モデルを改良・整備する。また、炉外のナトリウム・デブリ・コンクリート相互作用についての検討を開始する。

#### ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

ソースターム移行挙動評価手法を高度化するために、燃料からの放射性物質放出挙動を定量化するための実験等を実施するとともに、関連する解析モデルの改良・検証を行う。

なお、本研究のイ．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。

## 【研究の達成目標 (平成13年度)】

### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

ナトリウム液滴燃焼とプール燃焼を対象とした詳細実験の実施及び燃焼解析コードの整備・統合

### ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

微小漏えい検出に関するナトリウム試験の実施

### ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

空気中ナトリウム・コンクリート反応の予備試験の実施

### ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

燃料からの放射性物質放出挙動試験のデータ分析

## 【研究実施内容及び成果 (平成13年度)】

### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

#### (1) ナトリウム液滴燃焼実験

ナトリウム液滴燃焼挙動の現象論的解明に向けて、液滴の着火挙動、着火後の燃焼挙動及び落下挙動を詳細に把握することを目的とした2種類の実験 (静止ナトリウム液滴燃焼実験、ナトリウム液滴落下燃焼実験) を実施している。

静止ナトリウム液滴燃焼実験では、空気雰囲気中の着火燃焼液滴の温度や火炎部温度を計測するために、微細熱電対を用いた温度計測システムの製作及びシステム性能向上を進め、ノズル先端に懸垂させたナトリウム液滴が着火燃焼する時の高速度映像と温度を同時に記録する実験に着手した。これにより、

温度計測時のノイズ、熱電対素線のシリカコーティングによる温度計測への影響など検討すべき課題を明らかにするとともに、着火から燃焼に至る場での時間応答性の良い温度測定を実施するための基本的手法を確立した。

ナトリウム液滴落下燃焼実験については、最大約 8m までの落下距離を可能とする大型実験装置を整備した後に落下高さを変えた実験を行い、燃焼量や落下速度の測定精度を向上させるための計測法改良、実験装置と測定装置の改造及び性能試験を実施した。その結果、液滴の着火遅れ時間は高速度カメラ映像から、燃焼量は画像による初期液滴径測定と液滴回収による落下後液滴のナトリウム量分析から、落下速度はスリットレーザ式粒子通過検出計の計測結果から、それぞれ評価することとした。実験装置の概要を図 1 に示す。

## (2) ナトリウム燃焼残渣の再着火防止に関する実験

燃焼ナトリウムに窒素ガスを供給した際に生成される燃焼残渣は空気にさらすと約 50 で再着火する場合があることから、この再着火挙動を観察してメカニズムを検討するとともに、湿り炭酸ガス<sup>注1)</sup>による再着火防止方策の有効性を確認するための実験を実施した(写真 1 参照)。

注 1) 湿分は、燃焼残渣表面の炭酸化反応を促進させるために添加。

図 2 の実験装置で約 1g のナトリウムを使用して実施した小規模の基礎実験により、燃焼残渣の生成条件と再着火有無の関係及び湿り炭酸ガスの供給条件と再着火防止効果の関係を調べ<sup>(1),(2)</sup>、その後、より現実的な漏えい規模の実験でも再着火防止の効果を確認した。実験結果は以下のようにまとめられる。

- ・再着火挙動は燃焼残渣中の金属ナトリウム含有割合と関係があるものと推定する。
- ・燃焼残渣への湿り炭酸ガス<sup>注 2)</sup>の供給は再着火を防止する有効な方策であることを確認した。(表 1 参照)

注 2) 0.6%の湿分 + 4%の炭酸ガス + 3%の酸素ガス + 残りは窒素ガス(酸素は実機状況を勘案して添加)

- ・2.5kg のナトリウムを使用した実験により、本防止方策が実規模に近い状況においても有効であることを確認した。

## (3) ナトリウム燃焼解析コードの整備

多次元ナトリウム燃焼解析コード(AQUA-SF)に関して、部屋間に開口部が存在した際の対流通気量評価の妥当性を評価した<sup>(3),(4)</sup>。開口部のメッシュ分割については、単数開口部を用いた実験<sup>(a)</sup>との比較解析を、メッシュ分割をパラメータとして実施した。この結果、流速が 0 となる中性帯の位置と分割位置とを一致させることで、粗い分割数でも精度良く通気量が評価できることが判明した。(図 3 参照)

また、火災をプロパンガス燃焼で模擬し、部屋間開口部の対流通気量を評価した実験<sup>(b)</sup>の検証解析を実施し、解析コードの妥当性を確認した。(図 4 参照)

各燃焼コードで使用している燃焼生成エアロゾルの雰囲気中への放出割合( = 雰囲気への放出量 / 生成量、なお残りはプール表面に落下)について、機構論的モデル化を目的に 2 次元での Na プール表面詳細解析手法を開発し、プール温度、雰囲気中酸素濃度と放出割合について評価した<sup>(5),(6)</sup>。解析の結果、低酸素濃度時や燃焼量が多い場合では燃焼面がプール表面より上昇し、放出割合が増加する傾向が得られた(図 5、図 6 参照)。また、本結果は定量的に従来の実験結果と一致しており、放出割合のモデル化の見通しを得た。

また成果の幅広い公開を目的とし、開発した評価手法の数値モデルおよび妥当性に関し投稿論文を作成した。<sup>(7),(8),(17),(18)</sup>。

### (参考文献)

- W.G.Brown et. al., "Natural Convection through Rectangular Openings in Partitions-1 Vertical Partitions", Int. J. Heat Mass Transfer., Vol.5 pp.869-868, 1962
- I. Nakaya et. al., "Doorway Flow Induced by a Propane Fire", Fire Safety Journal, 10, 185-195(1986)

## ロ. 微小漏えいの検出信頼性評価<sup>(9),(10)</sup>

レーザ励起蛍光発光分光法を応用し試作した検出要素について、基本的な検出特性を把握する実験を実施した。前年度までは、検出対象エアロゾルとして、200 程度のナトリウム蒸気に窒素や酸素を混合させ生成したエアロゾルを検出対象としていたが、今年度は、実際にナトリウムを燃焼させ生成したエアロゾル(漏えい燃焼時の性状に近いエアロゾルを想定)を検出対象として実験を実施した。エアロゾ

ルは、プラントに設置された場合を想定し、輸送ガスによって検出部まで導入した。その結果、前年度までのナトリウム蒸気によって生成したエアロゾルを検出対象とした時と同様、燃焼初期段階から有意な信号出力が得られており、漏えいナトリウムによって発生したエアロゾルに対しても十分な検出感度と早期検出性を有することを確認した。

#### ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験<sup>(11),(19)</sup>

ナトリウム - コンクリート反応時に発生する水素ガスの空気雰囲気下での燃焼挙動を調査することを目的として、「ナトリウムプール中水素ガスバブリング試験」を実施した。

試験では、大規模ナトリウム漏洩燃焼試験施設 SAPFIRE の小型密閉試験装置 FRAT-1 を用い、内径 9.7cm のナトリウム燃焼容器内で約 500 に昇温したナトリウムを燃焼させた。そして、ナトリウム液中に最大流量  $9.5 \times 10^{-3} \text{Nm}^3/\text{m}^2\text{s}$  で水素ガスを供給し、水素ガスの燃焼挙動を調べた。

本試験結果から、(1)ナトリウム燃焼に伴って燃焼(消費)される水素の再結合割合<sup>注)</sup>は 99%以上であること、(2)ナトリウム液中に供給された水素は、ナトリウムプール表面で分子拡散により酸素と混合し、酸素と水素の境界で燃焼する「層流拡散炎」の形態をとると考えられること、(3)ナトリウムプール表面での水素燃焼により、ナトリウム燃焼が抑制されてエアロゾルの放出量が減少すること、(4)発生したエアロゾルは高温分雰気下を移行することによって吸湿が促進される傾向があること、等の知見が得られた。

注) ナトリウムとコンクリート中の水分との反応で発生した水素が、ナトリウムプールから放出されて空気中で燃焼し、再び水分になる割合

#### ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

燃料(照射 MOX 燃料)からの放射性物質放出移行挙動試験結果<sup>(12)</sup>について、核分裂生成物(FP)の燃料ペレットからの放出挙動をソースタームの観点から評価した<sup>(20),(21)</sup>。

評価では、試験で得られた固体 FP (Cs、Sb、Ru、Eu) の放出割合を NUREG-0772 モデルによる計算結果及び他の実験結果と比較し、また燃料ペレット内の FP の固体拡散メカニズムを考慮した Booth モデルで使用する結晶粒の等価直径、FP の拡散係数等を算出した(図 7 参照)。

本評価結果から、以下の知見を得た。

- (1) 試験は不活性 Ar 雰囲気で行われたが、FP 放出割合及び FP 拡散係数を米国 ORNL 等の実験結果と比較すると、酸化雰囲気での結果に近い。Na 蒸気等を含む還元性雰囲気では FP (Sb、Ru、Eu) の化学形態が異なり、これが放出挙動に影響するものと予想される。
- (2) Cs の放出メカニズムとしては、結晶粒内での固体拡散メカニズムに加え、燃料ペレット表面に付着した Cs 化合物の蒸発放出の影響を考慮する必要がある。また低揮発性の Ru、Eu の放出メカニズムとしては、ペレット表面からの蒸発律速メカニズムを考慮する必要があると考えられることから、詳細な放出メカニズムを評価するには、燃料ペレット内での FP の化学形態と分布、キャリアガス中での酸素ポテンシャル及び FP の化学形態等を把握する必要があると考えられる。

#### 【研究の達成状況(平成 13 年度)】

##### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

開発したナトリウム燃焼評価手法の妥当性評価、燃焼生成エアロゾルの放出割合に関する機構論的モデル化及び投稿論文の作成を実施し、所期の成果が得られた。

また、燃焼挙動を詳細に把握するための実験研究についても、液滴燃焼に関するデータ取得の準備が進むとともに、プール燃焼残渣の再着火挙動に関するデータが蓄積され、初期の成果が得られた。

##### ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

燃焼生成エアロゾルを対象として漏洩検出器の検出要素の基本的な検出特性を把握する実験によって、十分な検出感度と早期検出性を有することを確認し、所期の成果を得ることができた。

##### ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

空気中ナトリウム・コンクリート反応の予備試験の実施により、所期の成果が得られた。

##### ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

燃料からの放射性物質放出挙動試験のデータ分析により、所期の成果が得られた。

(今後の予定)

##### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

液滴の着火、燃焼、落下に関するデータを取得するとともに、プール燃焼残渣の再着火防止に関するデータ分析評価を行う。数値解析手法については、モデル化したエアロゾル放出割合を燃焼コードに組み

込み感度評価を実施するとともに、多次元解析コードで組み込んである輻射モデルの検証を実施する。

□ 微小漏えいの検出信頼性評価

燃焼生成エアロゾルを対象として、検出感度に影響があると考えられる各種条件(エアロゾル濃度、ガス組成等)をパラメータとして実験を継続する。

ハ ナトリウム・コンクリート反応試験

空气中ナトリウム・コンクリート反応試験の実施。

ニ ソースターム移行挙動評価手法の整備

燃料からの放射性物質放出挙動に関する解析モデルの改良検討。

**【成果の利用実績及び活用見通し】**

イ ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

ナトリウム漏えい燃焼影響評価の判断材料として提供できるとともに、ナトリウム漏えいに対する安全性向上方策の検討に反映させることができる。

□ 微小漏えいの検出信頼性評価

微小漏えい検出系の漏えい判断に要する時間及び信頼性の向上が期待でき、漏えい対策設備設計要求に対して判断材料を提供できる。

ハ ナトリウム・コンクリート反応試験

ナトリウム漏えい対策設備の重要度の検討及び過酷事故時の影響評価における判断材料に活用できる。

ニ ソースターム移行挙動評価手法の整備

過酷事故時の現実的な線源想定案の提示及び影響評価と緩和方策の設計用ツールの提供に活用できる。

**【研究成果の発表状況】**

- (1) 石川浩康、大野修司、宮原信哉、「ナトリウム燃焼残渣の安定化」、第 39 回燃焼シンポジウム A322、2001 年 11 月
- (2) 石川浩康、大野修司、宮原信哉、「サイクル機構におけるナトリウム燃焼関連研究(1)ナトリウム燃焼実験研究 - ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験 - 」、原子力施設の消防防災技術に関する研究成果報告会、2002 年 3 月
- (3) 高田孝、山口彰、前川勇、「多次元ナトリウム燃焼解析コード AQUA-SF による火災時の対流通気検証解析」、日本原子力学会 2001 年秋の大会、J37、2001 年 9 月
- (4) 高田孝、山口彰、「火災時における部屋間対流通気の数値解析」、第 39 回燃焼シンポジウム、A344、2001 年 11 月
- (5) 山口彰、田嶋雄次、「ナトリウムプール燃焼の自己抑制メカニズムの数値研究」、日本原子力学会 2001 年秋の大会、J36、2001 年 9 月
- (6) 山口彰、田嶋雄次、「対流拡散燃焼とエアロゾル生成輸送挙動の数値シミュレーション」、第 39 回燃焼シンポジウム、B121、2001 年 11 月
- (7) Yamaguchi, A., Takata, T., Okano, Y., "Numerical Methodology to Evaluate Fast Reactor Sodium Combustion", Nuclear Technology, vol.136, 315-330 (2001)
- (8) Yamaguchi, A., Tajima, Y., "Numerical Investigation of Mass and Heat Transfer in Sodium Pool Combustion", Numerical Heat Transfer, Part A, 41, 697-709 (2002)
- (9) 林田 均、荒 邦章、「レーザブレイクダウン分光法によるナトリウムエアロゾル検出感度評価試験(II)」、JNC TN9400 2001-045、2000 年 12 月
- (10) 林田 均、山本 和弘、宮越 博幸、「レーザ誘起ブレイクダウン分光法によるナトリウムエアロゾルの検出特性(2)」、日本原子力学会 2002 年春の年会、H15、2002 年 3 月
- (11) 高井俊秀、中桐俊男、浜田広次、「ナトリウム - コンクリート反応を模擬した水素燃焼試験」、原子力学会 2002 年春の年会 J35
- (12) 佐藤勇、廣沢孝志、中桐俊男、他、「実照射 MOX 燃料の FP 放出挙動試験」、原子力学会 2001 年秋の大会 K28
- (13) 佐藤勇、廣沢孝志、中桐俊男、他、「照射 MOX 燃料を用いた FP 放出挙動試験」、JNC TN9430 2001-002、2001 年 5 月

(発表予定)

- (14) Ishikawa, H., Ohno, S., Miyahara, S., "Experimental Study of Prevention Measures against Sodium Combustion Residuum Reignition," to be presented at 29th International Symposium on Combustion (2002)



- (15) Takata, T., Yamaguchi, A., "Computational Study on Buoyancy-Driven Natural Ventilation between Adjoining Rooms," to be presented at 29th International Symposium on Combustion (2002)
- (16) Yamaguchi, A., Tajima, Y., "Liquid metal pool combustion analysis coupled with aerosol dynamics," to be presented at 29th International Symposium on Combustion (2002)
- (17) Yamaguchi, A., Tajima, Y., "Validation Study of Computer Code SPHINCS for Sodium Fire Safety Evaluation of Fast Reactor", Nuclear Engineering and Design
- (18) Takata, T., Yamaguchi, A., "Numerical Investigation of Multi-dimensional Characteristics in Sodium Combustion," Nuclear Engineering and Design
- (19) 高井俊秀、中桐俊男、浜田広次、「ナトリウムプール水素ガスバブリング試験」、JNC 公開報告書
- (20) 中桐俊男、佐藤勇、「照射 MOX 燃料からの FP 放出挙動」、原子力学会 2002 年秋の年会
- (21) 中桐俊男、佐藤勇、「照射 MOX 燃料を用いた FP 放出挙動試験」結果の評価」、JNC 公開報告書

## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

#### イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

独立行政法人消防研究所では、小型カップを使用した実験装置を用いてナトリウムの燃焼挙動及び消火に関する研究を実施している<sup>(1)-(8)</sup>。また、静岡大学では、ナトリウム落下液滴の燃焼挙動を把握するための実験研究を実施している<sup>(9)</sup>。これらの研究成果は、消防研究所と核燃料サイクル開発機構の共同研究の形で情報交換が行われている。

東京工業大学では、ナトリウムプール燃焼解析に関する研究を実施している<sup>(10)-(12)</sup>。プール温度とナトリウム燃焼率、反応生成物及びエアロゾル放出率の関係を数値計算により求めている。

#### ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

本研究に関しては、現在のところ民間等で実施されていない。

#### ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

本研究に関しては、現在のところ民間等で実施されていない。

#### ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

本研究に関しては、電力においてナトリウム中の気泡に含まれる放射性物質の挙動に関する実験研究が実施されている<sup>(13)</sup>。また、軽水炉の過酷事故条件下での高燃焼度  $UO_2$  及び MOX 燃料からの FP 放出機構の解明とモデル開発を、VEGA 計画（～2005 年）として日本原子力研究所が進めている。

### （参考文献）

- (1) 廖赤虹、斎藤直、鶴田俊、「ナトリウム酸化物とナトリウムによる燃焼反応」、日本火災学会平成 12 年度研究発表会 C-8、平成 12 年 5 月
- (2) 廖赤虹、鶴田俊、斎藤直、「ナトリウム酸化生成物の反応性と含有の過酸化物の割合」、第 38 回燃焼シンポジウム C111、平成 12 年 11 月
- (3) 鶴田俊、廖赤虹、斎藤直、「ナトリウム酸化物と溶融ナトリウムの反応」、第 38 回燃焼シンポジウム C112、平成 12 年 11 月
- (4) 斎藤直、鶴田俊、廖赤虹、「ナトリウム火災対策としての窒素消火と課題」、第 38 回燃焼シンポジウム P1B16、平成 12 年 11 月
- (5) 廖赤虹、鶴田俊、斎藤直、「溶融ナトリウムの酸化雰囲気暴露時間と生成物の組成」、日本火災学会平成 13 年度研究発表会 B25、平成 13 年 5 月
- (6) 鶴田俊、廖赤虹、斎藤直、「単原子分子雰囲気中のナトリウム火災」、第 39 回燃焼シンポジウム A323、平成 13 年 11 月
- (7) 廖赤虹、鶴田俊、斎藤直、「アルゴン - 空気雰囲気におけるナトリウムの燃焼挙動」、第 39 回燃焼シンポジウム A331、平成 13 年 11 月
- (8) 廖赤虹、鶴田俊、斎藤直、「窒素で消火したナトリウム燃焼残渣の成分分析」、日本火災学会平成 14 年度研究発表会 A21、平成 14 年 5 月
- (9) 堤規之、牧野敦、「ナトリウム液滴の着火遅れ時間に関する研究」、第 39 回燃焼シンポジウム A321、平成 13 年 11 月
- (10) Doda, N., Ninokata, H., "Prediction of Release Rate of Burnt Sodium as Aerosol," Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9) (1999)
- (11) Doda, N., Ninokata, H., Ohira, H., "Prediction of Release Rate of Burnt Sodium as Aerosol," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.38, No.1 (2001)
- (12) 堂田哲広、「ナトリウムプール燃焼挙動に関する解析的研究」、平成 12 年度学位論文、

[ 海外の研究の現状と動向 ]

イ . ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

米国、仏国、独国、英国では、古くからナトリウム燃焼に関する多数の実験と解析コード開発が行われてきたが、FBR 開発計画の中断とともに、現在では特に研究活動はなくなっている。

ロ . 微小漏えいの検出信頼性評価

本研究に関しては、現在のところ海外で実施されていない。

ハ . ナトリウム・コンクリート反応試験

独国では、FZK において、ナトリウムプール燃焼時のナトリウム - コンクリート反応についての実験研究等が FAUNA 試験装置を用いて行われていた<sup>(1)</sup>。しかし現在では、FBR 開発計画の中断により、研究活動も行われていない。

ニ . ソースターム移行挙動評価手法の整備

印国では、IGCAR(Indira Gandhi Centre for Atomic Research)において、ナトリウムプール燃焼時の Cs の放出挙動について実験研究が行われており、FBTR 用の Cs エアロゾル捕集用 RVC(Reticulated Vitreous Carbon)トラップの開発も行われている<sup>(1)</sup>。

露国では、BN-600、BR-10 及び BOR-600 炉で、破損燃料ピンからの FP 及び燃料物質の放出挙動及び一次冷却系内での分布に関する実験研究が行われている<sup>(1)</sup>。

( 参考文献 )

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

【研究評価 ( 自己評価 )】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

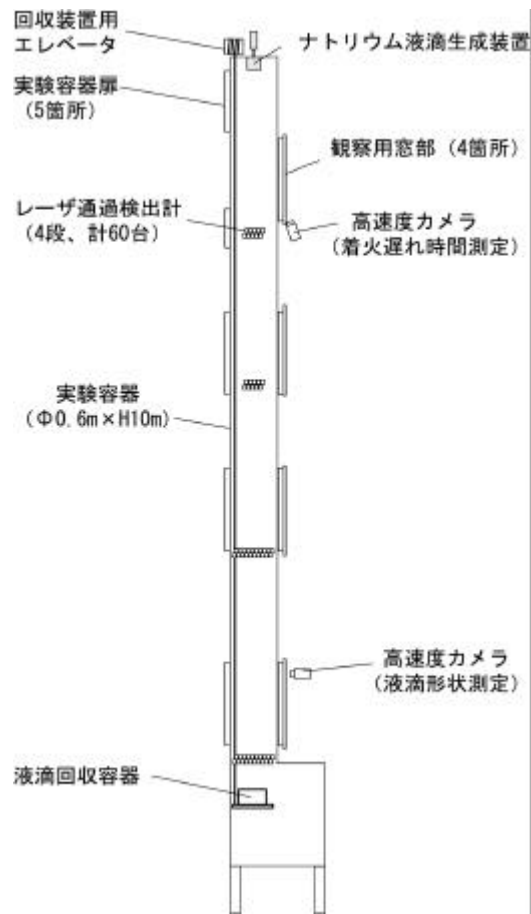


図1 ナトリウム液滴落下燃焼実験装置の概要

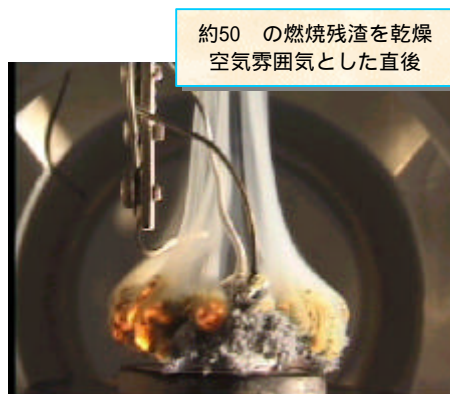


写真1 ナトリウム燃焼残渣の再着火の様子

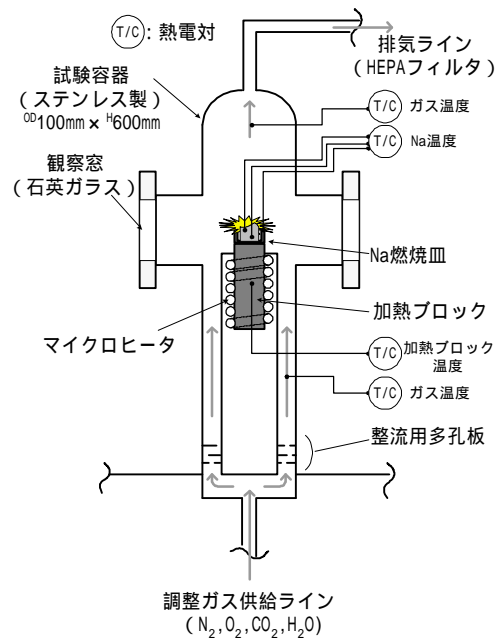


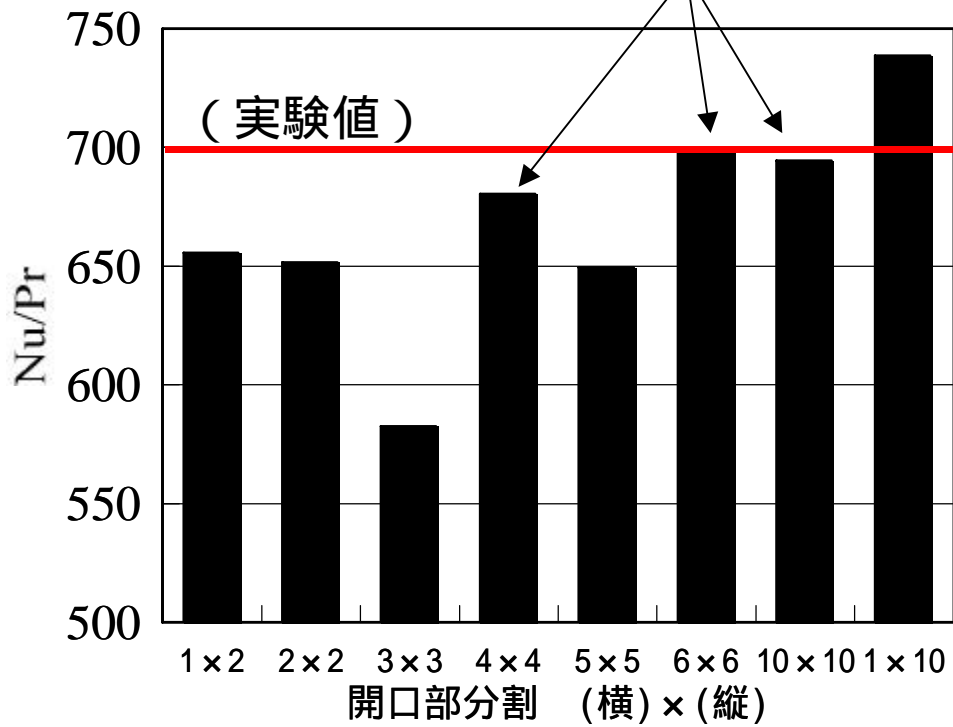
図2 ナトリウム燃焼残渣の再着火に関する実験装置

表1 安定化条件と安定化の可否<sup>\*</sup>)

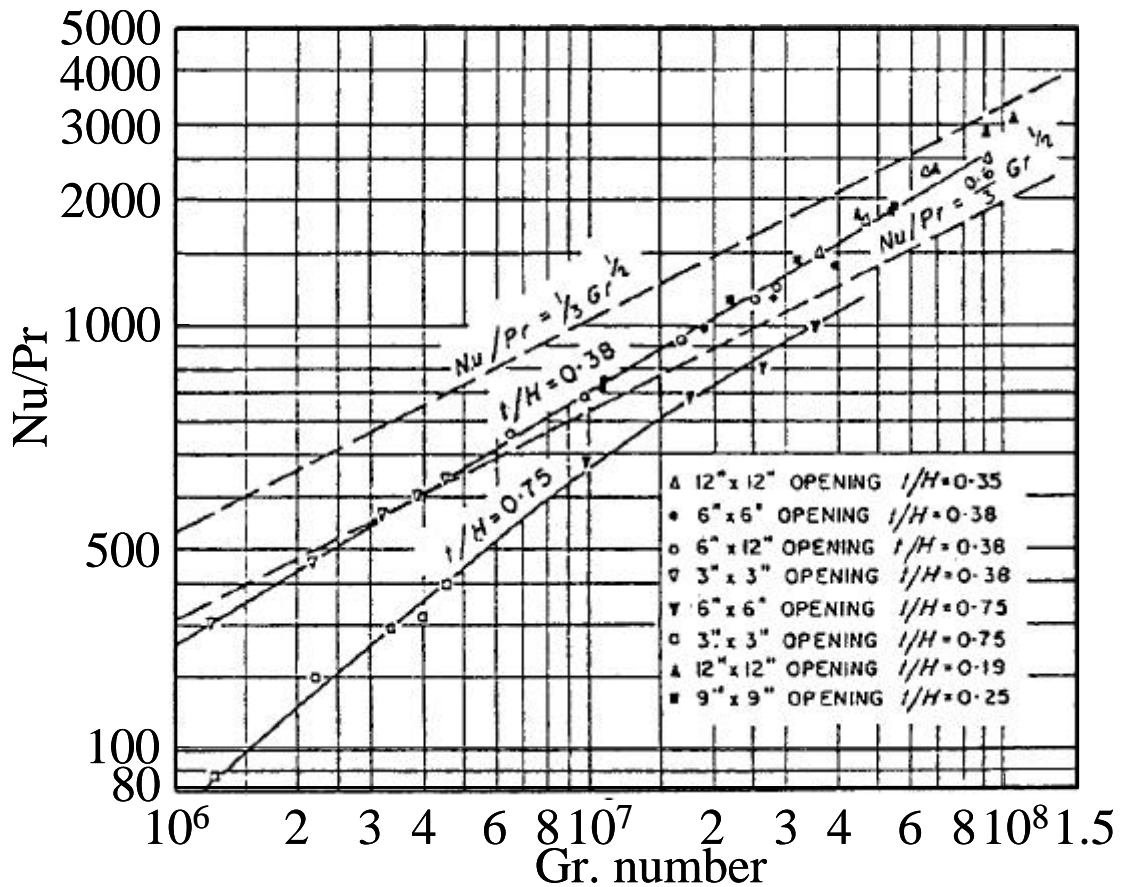
ケース No.	湿分濃度	湿分通気時間	CO <sub>2</sub> 濃度	CO <sub>2</sub> 通気時間	O <sub>2</sub> 濃度	流量	安定化の可否
A-1	6000vppm	180秒	4%	180秒	3%	20L/min	
A-2	6000vppm	180秒	2%	180秒	3%	20L/min	
A-3	6000vppm	180秒	8%	180秒	3%	20L/min	
A-4	20000vppm	180秒	4%	180秒	3%	20L/min	
A-5	30000vppm	180秒	4%	180秒	3%	20L/min	
A-6	6000vppm	180秒	4%	180秒	1%	20L/min	
A-7	6000vppm	180秒	4%	180秒	9%	20L/min	
A-8	6000vppm	30秒	4%	30秒	3%	20L/min	
A-9	6000vppm	30秒	4%	180秒	3%	20L/min	
A-10	6000vppm	450秒	4%	450秒	3%	20L/min	
A-11	6000vppm	180秒	4%	180秒	3%	5L/min	

<sup>\*</sup>) : 安定化成功、 : 安定化反応時に不安定さがある

本解析体系では縦方向を偶数分割することで  
より実験と一致する。

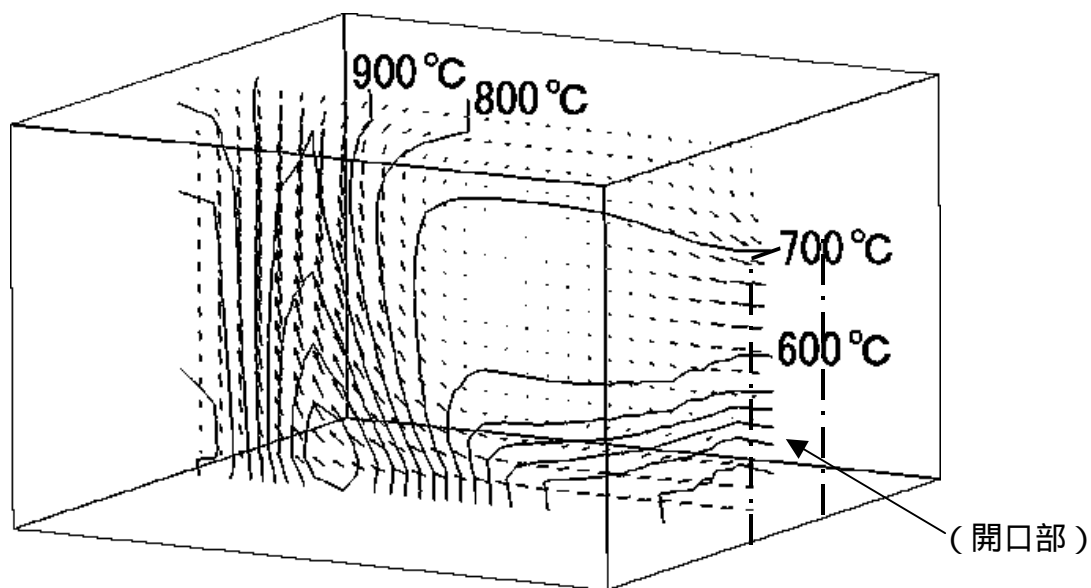


(開口部メッシュ分割の影響)

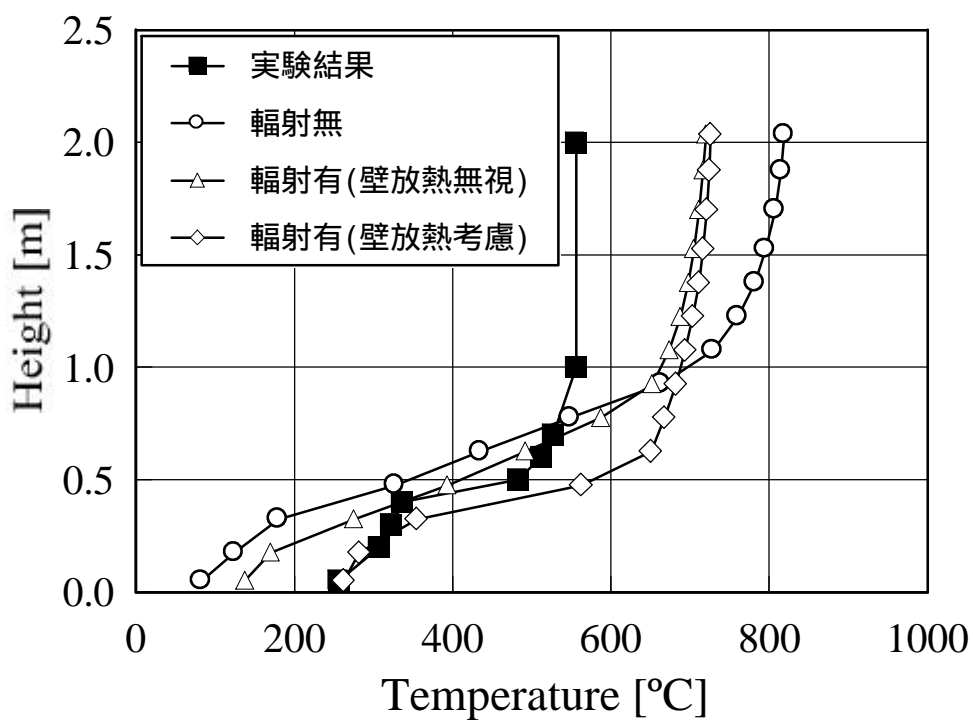


(実験結果との比較； 印が解析結果)

図3 自然対流通気検証解析結果



( 燃焼室のガス温度及び流速分布 )



( 実験結果との比較【ガス温度】)

図4 プロパン燃焼実験検証解析結果

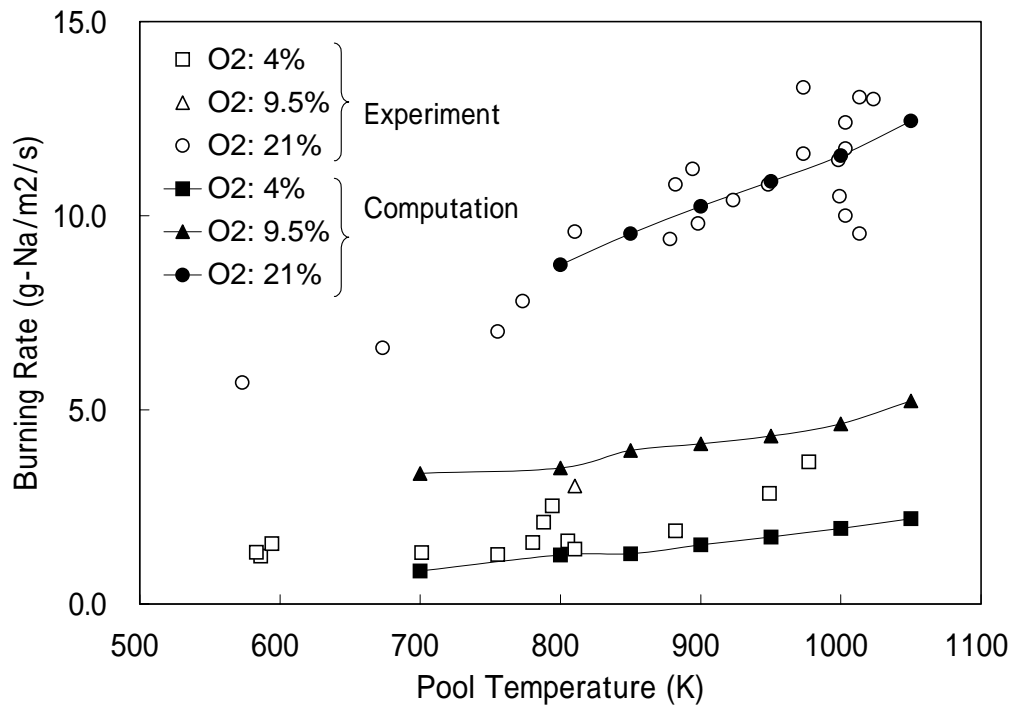


図5 プール温度と燃焼速度

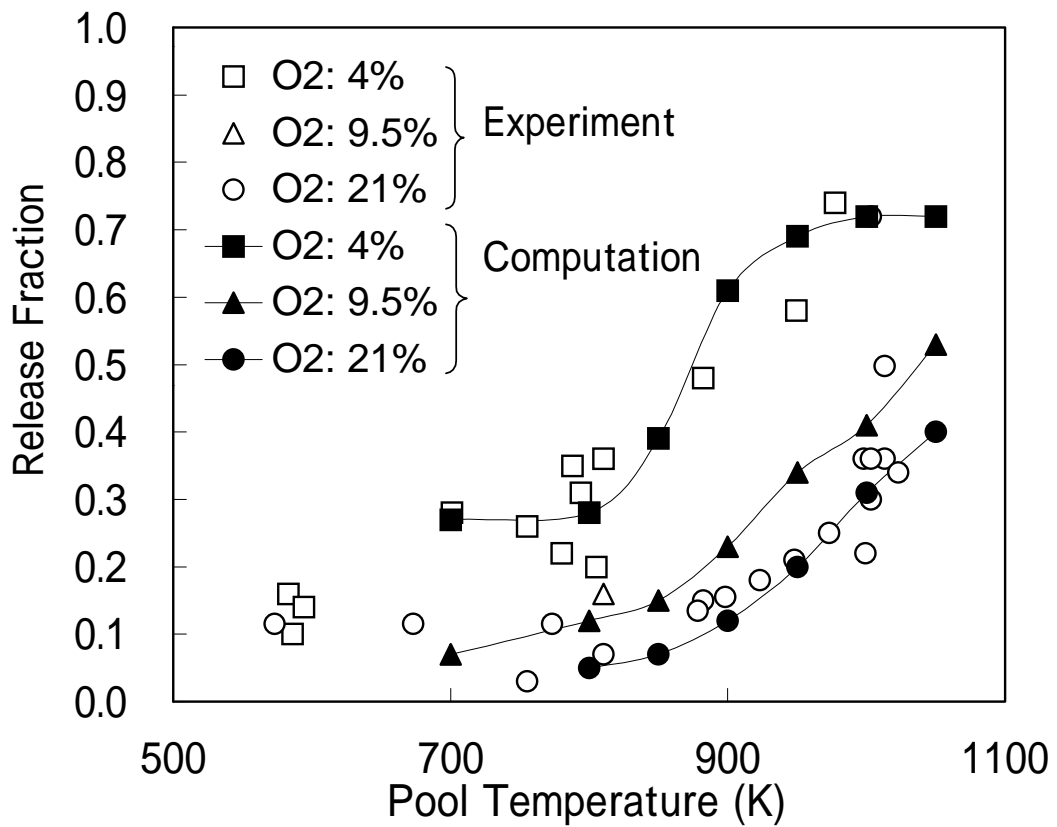


図6 プール温度とエアロゾル放出割合

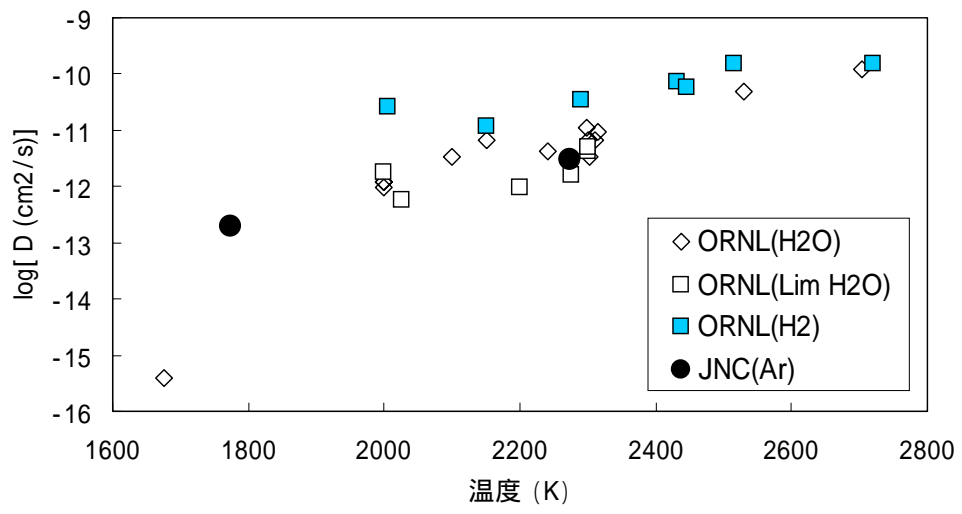


図7 Csの拡散係数の比較



# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

3-4 (2-3-4)

## 【研究課題名(Title)】

ナトリウム - 水反応評価技術の高度化に関する研究 (Enhancement of Safety Evaluation in Sodium-Water Reaction)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 宮原 信哉 (みやはら しんや)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 熱化学安全試験グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002, 電話:029-267-4141

(Name) MIYAHARA Shinya

(Title of Function) Thermochemistry Safety Engineering Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel:029-267-4141

## 【担当研究者名及び所属 (Name, Title of Function)】

[氏名] 三宅 収 (みやけ おさむ: MIYAKE Osamu)

浜田 広次 (はまだ ひろつぐ: HAMADA Hirotsugu)

川田 耕嗣 (かわた こうじ: KAWATA Koji)

清野 裕 (せいの ひろし: SEINO Hiroshi)

下山 一仁 (しもやま かずひと: SHIMOYAMA Kazuhito)

實 晃司 (じつ こうじ: JITU Koji)

西村 正弘 (にしむら まさひろ: NISHIMURA Masahiro)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 熱化学安全試験グループ

Thermochemistry Safety Engineering Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

## 【研究期間】

平成 13年度 ~ 平成 17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続 (研究課題名: ナトリウム - 水反応に関する研究)

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名 (実施機関)] 「なし」

[実証試験名 (実施機関)] 「なし」

[委託研究名 (実施機関)] 「なし」

## 【使用主要施設】

- ・ ナトリウム - 水反応試験装置(SWAT-1R): 反応容器 (試験容器) は実機の約 1/7 スケール、直管型の伝熱管サイズとピッチは実機相当、ナトリウム流動と伝熱管内の水蒸気流動はなし
- ・ 蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R): 反応容器 (試験容器) は実機の約 1/3 スケール、試験体はヘリカルコイル伝熱管、伝熱管サイズとピッチは実機相当、ナトリウム流動と伝熱管内の水蒸気流動及びブローダウンを模擬可能

## 【研究概要】

### [ 研究の経緯 ]

蒸気発生器 (SG) は、冷却材としてナトリウムを使用する高速増殖炉プラントの主要機器であり、その信頼性は安全性・経済性に大きく影響する。特に、SG 水リークに起因する事故は、欧米各国で経験しているようにプラント寿命中に発生しうる頻度の事故であり、その未然防止、拡大抑制、影響緩和、事故終息といった対応が不可欠となる。

SG 水リーク事故に対する安全評価の重要課題は、設計基準水リーク (DBL) の妥当性確認と大リーク事故時の影響評価である。原型炉においては同 SG を対象とした試験研究により、ウェステージ (損耗) が主な破損メカニズムであることを確認し、それらに基づく破損伝播評価手法を確立して、保守的な DBL を選定した。しかし、原型炉 SG と設計の異なる大型炉 SG については、水蒸気系の高温・高圧化、ナトリウム系の高温化が指向されており、これらはいずれも、英国 PFR 過熱器で発生したような内圧破裂 (高温ラプチャ) 型破損伝播が起こりやすい条件となる。従って、大型炉 SG の DBL を現実的に評価するためには、ナトリウム - 水反応現象及び高温ラプチャ現象の解明とそのモデルを取り入れた破損伝播評価手法の高度化が必要とされる。高温ラプチャは、短時間で複数の伝熱管が同時に破損する可能性を有することから、DBL へ及びばす影響も大きく、大リーク時影響評価に際しても、瞬時の均一反応を仮定していた従来の保守側モデルを見直して、未反応水の存在を考慮するなど不均一反応モデルを取り入れた現実的な評価手法の確立が必要となる。

### [ 研究目的 ]

蒸気発生器でのナトリウム - 水反事故象に関して、反応ジェットの熱的挙動、伝熱管の破損伝播現象、水リーク検出特性等の試験研究と解析モデル開発を行うことで、影響の緩和と安全評価技術の高度化を図る。

### [ 研究内容 ]

#### イ . ナトリウム - 水反応試験

ナトリウム - 水反応現象のメカニズムを解明するため、ナトリウム - 水反応試験施設 (SWAT-1R) を用いて、反応ジェットの熱的挙動、反応界面不安定特性や未反応水の効果、水リーク検出特性等に関する試験データを取得する。

#### ロ . 蒸気発生器水リーク試験

蒸気発生器水リーク試験施設 (SWAT-3R) を用いて、蒸気発生器のナトリウム流動やブローダウン効果を含めた水リーク試験を実施し、実機条件に即した条件で蒸気発生器水リーク時の総合的な安全性の実証を行うとともに、ハ . の評価手法の検証データを取得する。

#### ハ . ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

ナトリウム - 水反応現象を機構論的に評価するため、反応ジェットに関する化学反応を伴う多成分多相流の解析コードを開発整備して、イ . 及びロ . の試験データにより検証を行う。これらのモデルにより、伝熱管破損伝播評価手法及び大リーク時影響評価手法の高度化を図る。

## 【研究の達成目標 (平成 13 年度)】

#### イ . ナトリウム - 水反応試験

SWAT-1R を用いて、注水率をパラメータとした試験を行い、反応ジェットの熱的挙動に関する試験データを取得する。

#### ロ . 蒸気発生器水リーク試験

SWAT-3R を用いて、定格運転条件での蒸気発生器水リーク試験 (第 1 回) を実施する。

#### ハ . ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

ナトリウム - 水反応現象を機構論的に評価するため、反応ジェットに関する化学反応を伴う多成分多相流の解析コード等を用いて、イ . の試験データの検証及びロ . の予備解析を行う。

## 【研究実施内容及び成果 (平成 13 年度)】

#### イ . ナトリウム - 水反応試験

ナトリウム - 水反応ジェットの基本特性 (反応温度、伝熱特性、音響特性等) とパラメータ依存性を明らかにすることを目的として平成 13 年 6 月に Run HT-3 のナトリウム - 水反応試験を実施した。本試験 (図 1) はナトリウム側に着目して反応ジェットの現象解明を行うものであり、そのために注水管 1 本を含む 4 3 本の伝熱管群を模擬した矩形試験体 (縦・横 230mm、高さ 600mm) を反応容器 (内径 500mm、高さ約 3,300mm) 内に組み込みナトリウム充填後の注水試験により反応

ジェットの温度分布、管外熱伝達率、音響データ、注水試験後の伝熱管のウェステージ率、金相写真等を取得した。注水試験時に発生する反応生成物（水素ガス等）は、反応生成物収納容器に導いて気液分離し、水素ガスは燃焼処理して大気中に放出した。

注水率をパラメータとした Run HT-1～HT-3 試験（平均注水率 HT-1:約 160g/s,HT-2:約 340g/s,HT-3:約 540g/s）において伝熱管外表面に取り付けた熱電対指示値から求めた反応ジェットの温度分布を図 2 に示す。注水率が大きくなるほど反応ジェットの高温領域の温度分布は広がっているが、最高到達温度は～1200 程度で注水率による違いがないことが確認できた。また Run HT-1～HT-3 試験での伝熱管表層が受けた熱的影響を材料検査（金相写真、硬度等）の結果から、いずれの試験においても伝熱管表層の最高到達温度は 900 程度であることを確認した。

また、各試験で配置した熱伝達率測定用伝熱管の温度データから、ナトリウム温度に対する熱伝達率を求めるべく温度データを解析している。

#### ロ．蒸気発生器水リーク試験

蒸気発生器水リーク試験で使用する金属ナトリウム（約 15000kg）を SWAT-3R のダンプタンクに充填した。また、運転マニュアルの作成、試験装置の機能試験のための計画策定等の試験準備作業を行った。図 3 に、SWAT-3R の概略図を示す。

旧試験装置の蒸気発生器安全性総合試験装置（SWAT-3）の解体に関して、ダンプタンク内のナトリウム抜き取り作業及びナトリウム - 水反応生成物の処理作業について、数多くの知見及び解体技術を習得した。<sup>1),2)</sup>

#### ハ．ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

SWAT-1R による Run-HT3 試験での注水試験データを用いて、ナトリウム - 水反応時の伝熱管破損伝播解析コード LEAP の水側評価モジュールの水ブロー解析コード（LEAP-BLOW）の検証を行った。ネットワーク解析モデルを図 4 に、圧力計 PI-501 での解析結果を試験結果とともに図 5 に示す。図 5 には HT-1 試験及び HT-2 試験での解析結果と試験結果も合わせて示す。HT-1, HT-2 及び HT-3 試験での解析結果は、試験結果をほぼ再現しており、LEAP-BLOW は、注水率の相違に対しても充分適用できることを確認した。

高温ラプチャ型破損評価手法の整備<sup>3),4)</sup>における成果等から LEAP-BLOW への反映事項を検討した。水・蒸気に対する限界熱流束(CHF)と Post-CHF の新たな伝熱相関式の組み込み等を LEAP-BLOW の改良事項として確認した。

### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

#### イ．ナトリウム - 水反応試験

ナトリウム - 水反応試験を実施して、反応ジェットの温度分布、伝熱管への熱伝達特性データを取得した。また、水リーク検出の高度化として、SWAT-1R を使用したナトリウム - 水反応試験において、パッシブ法及びアクティブ法の音響データを取得した。

#### ロ．蒸気発生器水リーク試験

SWAT-3R による第 1 回目の注水試験を実施するための諸準備を行った。また、高温ラプチャ評価手法の新しい評価手法を踏まえて、第 1 回目の注水試験内容の見直しを行った。

#### ハ．ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

ナトリウム - 水反応試験データを用いて、LEAP-BLOW の検証解析を実施し、解析により試験をほぼ模擬できることを確認した。また、最新の知見を調査して今後の解析コードの改良項目を確認した。

また、SG における伝熱管破損事故（ナトリウム - 水反応事故）の評価として、事故発生時の高温ラプチャ型破損による破損伝播に係わる評価手法を整備した。<sup>3),4)</sup>

（今後の予定）

#### イ．ナトリウム - 水反応試験

ナトリウム - 水反応現象のメカニズムを解明するため、注水率、カバーガス圧等の各種パラメータを変えた試験データの蓄積が必要であることから、ナトリウム - 水反応試験を継続する。

#### ロ．蒸気発生器水リーク試験

蒸気発生器水リーク試験を実施するため、SWAT-3R の機能確認試験を経て、注水試験を実施し試験データを取得する。

#### ハ．ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

SWAT-3R での試験に対して、破損伝播解析コード（LEAP-JET、LEAP-BLOW 等）を用いた予備解析を行う。また、SWAT-1R 及び SWAT-3R での試験データを用いて、LEAP-JET 及び LEAP-BLOW の検証解析を実施する。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

#### イ．ナトリウム - 水反応試験

ナトリウム - 水反応試験における注水挙動データは、LEAP-BLOW のモデルの検証に反映された。今後は、反応ジェットの熱的挙動に関するデータを用いて LEAP-JET の検証を行う。

#### ロ．蒸気発生器水リーク試験

蒸気発生器水リーク試験データは、LEAP-JET、LEAP-BLOW 等のモデルの検証に反映される。

#### ハ．ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

ナトリウム - 水反応評価手法 (LEAP-JET, LEAP-BLOW を使用) は、大型炉蒸気発生器の設計基準水リークの評価・妥当性確認に活用される。

### 【研究成果の発表状況】

- 1．下山一仁、柴崎洋一 「蒸気発生器安全性総合試験装置 (SWAT-3) の解体」 JNC TN9410 2001-020、2001 年 8 月
- 2．下山一仁 「SWAT-3 の解体とナトリウム化合物の処理」 JNC TN1340 2001-009、2001 年 12 月 (サイクル機構技報 No.13)
- 3．三宅 収、浜田広次ほか、「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用 ( )」 JNC TN9400 2001-099、2001 年 11 月
- 4．三宅 収、浜田広次ほか、「蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価手法の整備と適用 ( )」 JNC TN9400 2001-130、2002 年 3 月
- 5．橋口禎郎、山本 元ほか、「ナトリウム - 水反応ジェットコードの伝熱モデル高度化」 JNC TJ9400 2001-017、2001 年 2 月

(発表予定)

なし

### 【国内外の研究動向】

#### [ 民間の研究の現状と動向 ]

水リーク検出の高度化の観点から、音響計の開発が電力を中心に行われており、パッシブ法及びアクティブ法の両方式について、サイクル機構と共同で、SWAT-1R 試験装置を用いたナトリウム中音響データの取得を行っている。また、原子力発電機構においては、高温ラプチャ型破損の解析手法開発を英国AEA-T への契約により実施している。

(参考文献)

なし

#### [ 海外の研究の現状と動向 ]

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

(参考文献)

なし

### 【研究評価 (自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

SWAT-3R による第 1 回目の注水試験については、高温ラプチャ評価手法の新しい検討を踏まえて試験内容の見直しを行っているため、次年度以降の試験実施となる。

【自由評価欄】

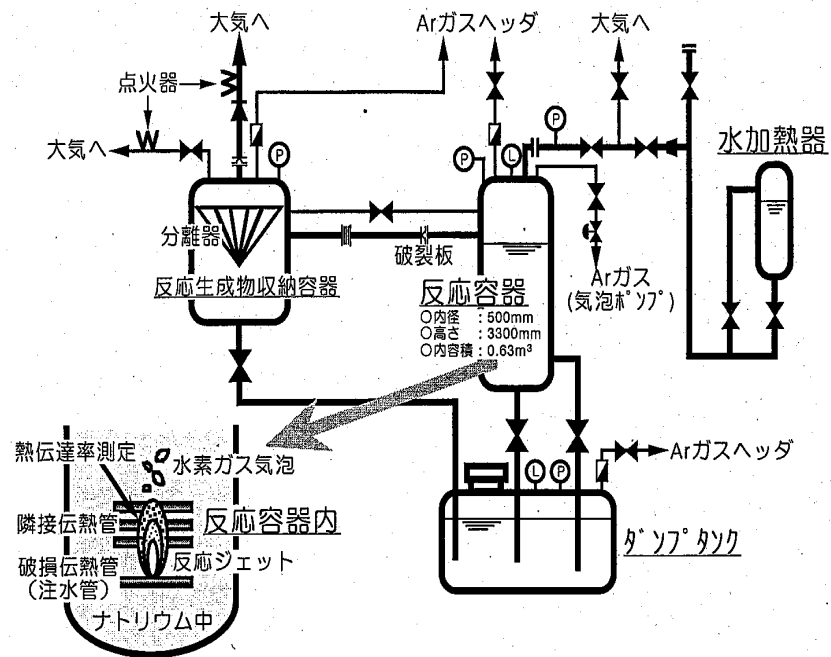


図1 ナトリウム - 水反応試験装置 (SWAT-1R) 系統図

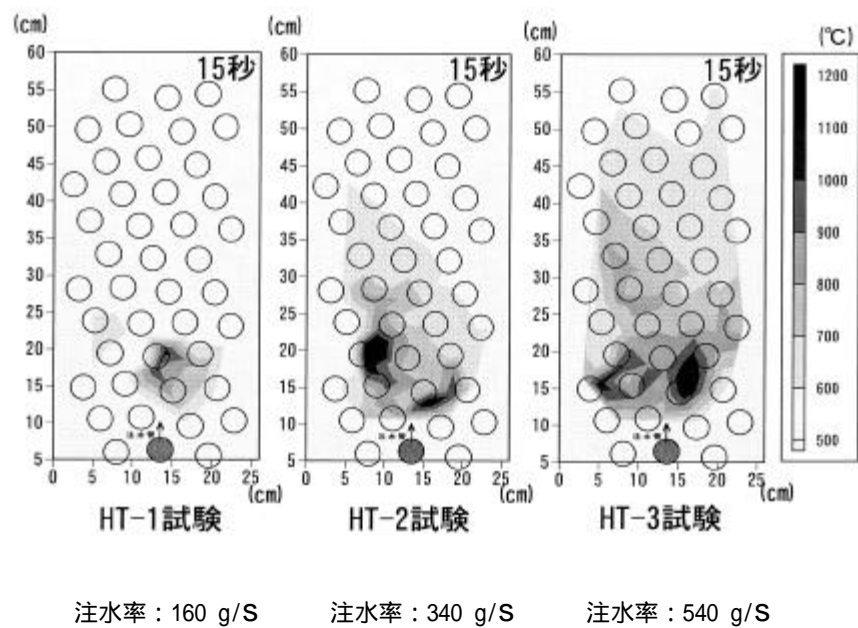


図2 反応ジェットの温度分布

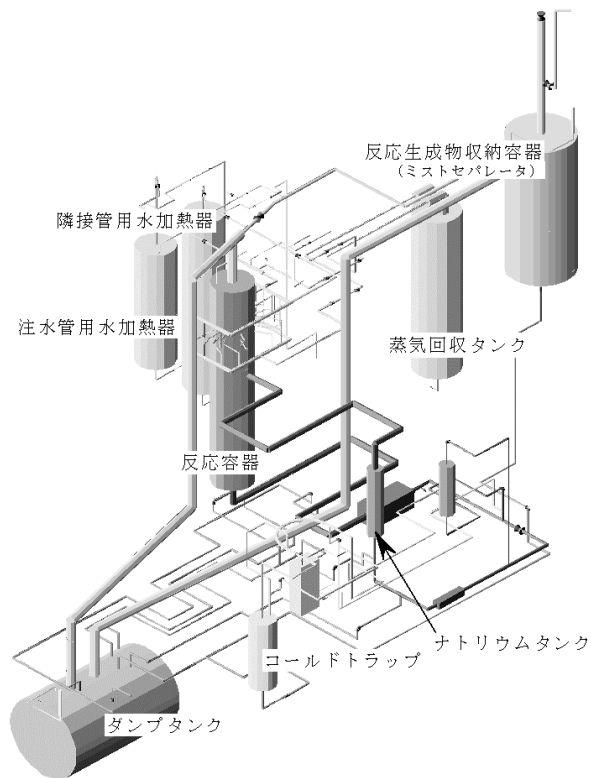


図3 蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R)

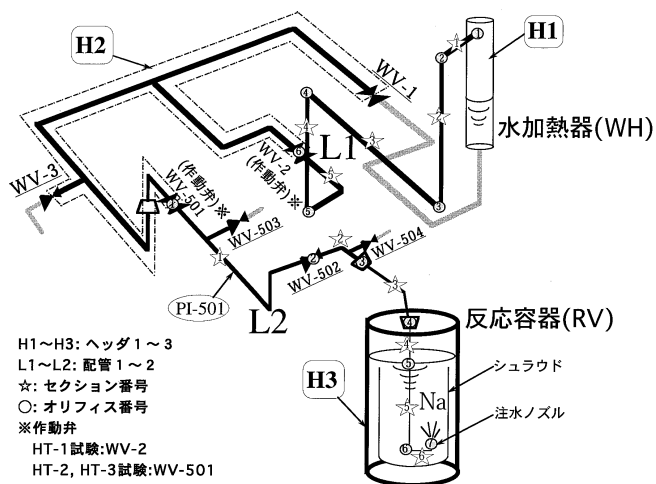


図4 SWAT-1R の LEAP-BLOW 解析モデル

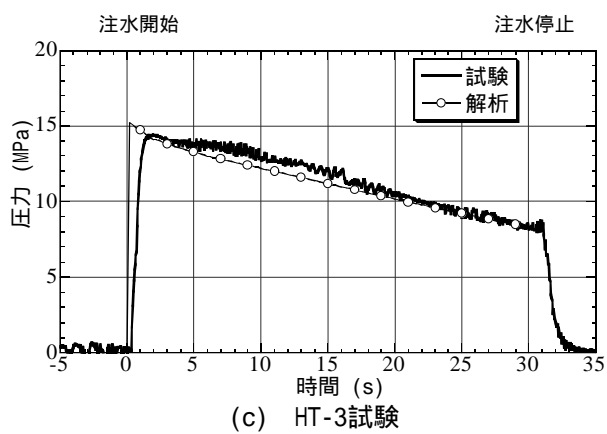
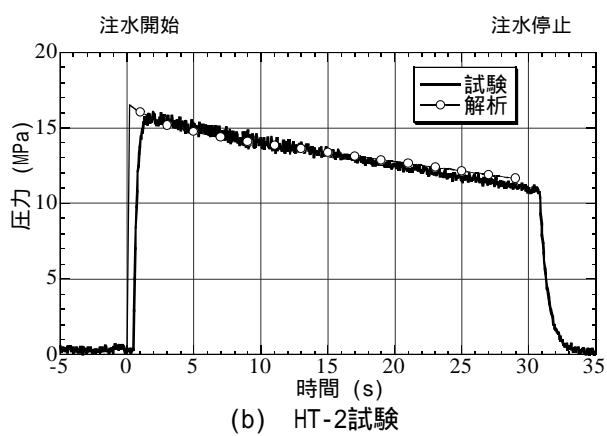
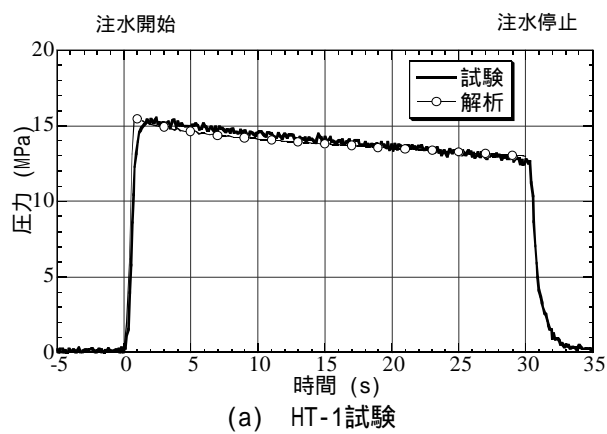


図5 LEAP-BLOW の検証結果 (PI-501 の圧力)



## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

4 - 1 ( 2 - 4 - 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 )

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[ 氏名 ] 佐藤 一憲 ( さとう いっけん )

[ 所属 ] 大洗工学センター 要素技術開発部 リスク評価研究グループ

[ 連絡先 ] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話番号 : 029-267-4141

(Name) Ikken SATO

(Title of Function) Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan : +81-29-267-4141

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[ 氏名 ] 飛田 吉春 ( とびた よしはる )

川田 賢一 ( かわだ けんいち )

山野秀将 ( やまの ひでまさ )

小野田 雄一 ( おのだ ゆういち )

[ 所属 ] 大洗工学センター 要素技術開発部 リスク評価研究グループ

(Name) Yoshiharu TOBITA

Ken-ichi KAWADA

Hidemasa YAMANO

Yuuichi ONODA

(Title of Function) Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[ 前期基本計画からの継続の有無 ]

前期基本計画からの継続 ( 研究課題名 : )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[ 共同研究名 ( 実施機関 ) ]

CABRI 共同炉内試験 ( 仏国 CEA )

SAS4A/SIMMER-III コード開発に関する日欧共同研究 ( 仏国 CEA, IRSN、独国 FZK )

高密度比二相流の界面積輸送モデルに関する研究 ( 京都大学 )

多成分多相流の熱流動現象の数値シミュレーションに関する研究 ( 九州大学 )

[ 実証試験名 ( 実施機関 ) ] なし

[ 委託研究名 ( 実施機関 ) ] なし

### 【使用主要施設】

・ 仏国 CABRI 炉内試験施設 ( 過渡試験、照射後試験 )

・ 京都大学高密度比気液二相流試験装置

## 【研究概要】

### 〔研究の経緯〕

安全性と経済性を兼ね備えた高速炉の実用化像を示すためには、高速炉が炉心損傷事象時においても、再臨界問題の排除を始めとしてその影響が適正に抑制されることを示すこと、あるいはそのための設計条件を明確にすることが重要である。そのためには、実験的根拠に裏付けられた物理メカニズムの把握と、これを適切に反映したモデルによる解析評価が必要であり、本研究はこのような評価手法を整備するものである。本計画においては、既存の研究成果に基づく手法をベースとして、熔融炉心プールの挙動と炉心からの熔融物質の流出挙動に係わる最新の実験データ(並行して実施される)を反映して評価精度を抜本的に改善することにより、再臨界問題排除の見通しを確認するとともに、安全性の観点から炉心設計自由度の範囲を明確にする。これにより、実用化段階での炉心損傷事象推移が把握でき、安全性の判断基準類への反映が図られる。

### 〔研究目的〕

FBR 実用炉の安全論理構築のために、炉心損傷事故評価の標準的安全評価手法を開発・検証・確立する。また、開発した安全解析コードを実用炉の安全解析に適用することにより、実用炉の炉心設計、成立性評価及び安全評価の考え方の整備への反映を行う。

### 〔研究内容〕

- イ．安全性試験データの総合評価：CABRI 炉内試験を中心としたこれまでの国内外の実験データベースを総合的に分析・評価するとともに、SAS 及び SIMMER コードの検証・改良に反映する。
- ロ．起因過程解析コードの開発・検証：既存の試験データを用いた SAS4A の検証を行うとともに、実用炉評価に必要な空間依存動特性等のモデル高度化を行い、標準的解析手法として整備する。
- ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証：既存及び新たな試験データを用いた SIMMER-III の検証を行うとともに、併せて 3 次元コード SIMMER-IV の開発を行い、標準的解析手法として整備する。
- ニ．大型炉安全評価への適用性検討：イ．～ハ．の成果を大型炉の安全解析に適用することを通じて、実用炉の炉心設計への反映事項及び炉心損傷事故評価の考え方を整理する。

なお、本研究の一部においては、大学及び他の研究機関における研究の成果等を活用していくものとする。

## 【研究の達成目標(平成13年度)】

### イ．安全性試験データの総合評価

実施済み CABRI-FAST 試験については、各試験の詳細なデータ分析を行い CABRI-FAST 試験の総合評価としてまとめる。CABRI-RAFT 試験については、本年度が仏国 IRSN との共同研究の最終年度にあたることに配慮して着実に試験を実施するとともに、既実施試験の破壊検査及びデータ分析を実施して CABRI-RAFT 試験の総合評価を進める。

### ロ．起因過程解析コードの開発・検証

全炉心解析コード SAS4A については、欧州研究機関と共同で開発検証を継続し、熔融燃料ピン内移動モデルの最新バージョンへの統合を行い、統一バージョンとして欧州各国へリリースする。

### ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

SIMMER-III コードについては、欧州研究機関との共同研究により実機評価上の主要現象に関わる検証研究とモデル改良を進めるとともに、3 次元コード SIMMER-IV の流体力学部の信頼性向上と核計算部の開発に着手する。

### ニ．大型炉安全評価への適用性検討

実機適用研究については、SAS4A/SIMMER-III 両コードを実用化戦略調査研究における各種実用化候補プラントにおける炉心損傷事象評価へ適用し、実用化へ向けた大型炉の安全評価、及び種々のプラント概念の安全特性の検討評価を進める。

## 【研究実施内容及び成果(平成13年度)】

### イ．安全性試験データの総合評価

実施済み CABRI-FAST 試験については、LT4 試験の破壊検査を実施し、全ての PTE( Post Test Examination、過渡試験後の PIE ) を完了するとともに、LT1 および LT4 試験の詳細なデータ分析を行い、報告書[1,2]としてまとめた。両試験とも ULOF 条件下において冷却材沸騰直前に過出力を投入した試験であるが、LT4 試験では広範な燃料溶融の後に被覆管が破損する結果であったのに対して、LT1 試験では燃料溶融以前

の早期破損の結果となった。実機 ULOF 条件下では、燃料条件や過渡条件に応じて破損条件にも大きな幅が考えられ、このような破損条件に依存した破損後挙動の検証データ整備が必要となっていた。これまでの CABRI 試験における破損データの多くは LT4 試験に近いものであったが、LT1 試験では CABRI 試験特有の単一ピン体系での冷却材流路条件が局所的な被覆管高温化をもたらしている可能性があるものの、結果として早期破損時の破損後応答の貴重な検証データが得られた。

CABRI-RAFT 計画のスケジュールと平成 13 年度の実績を表 1 に示す。平成 13 年度は TPA1、TPA2 および TP3 の 3 試験を実施し、これをもって計画された全 7 種 11 試験すべてを終了した。また、LTX、TP2 及び RB2 試験の破壊検査を完了した。さらに、RB1、RB2 および LTX の 3 試験について、試験データの詳細分析と解析評価結果を報告書[3,4,5]にまとめるとともに総合評価を進めた[6,7,8]。なお、これら 3 試験の詳細分析結果は平成 12 年度の成果として報告済みである。TPA1 試験は ULOF 事象における燃料移動挙動に主眼があり、TPA2 及び TP3 試験は溶融炉心プール挙動の評価精度向上に資する実験データ取得に主眼がある。これらの概略試験条件を他の CABRI-RAFT 試験と併せて表 2 に示すが、これら 3 試験の詳細分析は現在実施中であり、破壊検査は平成 14 年度に完了予定である。

#### ロ．起因過程解析コードの開発・検証

炉心損傷事象の起因過程解析コード SAS4A 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。また、コード改良に関して、欧州 (IPSN, FZK) と共同で開発・検証を実施した。CABRI 試験評価を通じ SAS4A コードの破損後燃料移動モデルの検証を進めるとともにプレナムガス放出モデルの適用性を確認した。各国の成果をとりまとめ、SAS4A コードの最新統合バージョン REF2001 リリース 0 を作成し、各研究機関へ配布した。

#### ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

CABRI-FAST 炉内試験計画 (1992 ~ 1995 年に過渡試験を実施) の一試験として「破損後の継続した燃料加熱条件下での燃料分散挙動の解明」を主要な目的として実施された EFM1 試験データを用いて SIMMER-III コードの検証解析を実施した[9,10]。同試験では軸方向ブランケットの長さが数 cm と短い試験燃料ピンを用いてブランケット及びその外側のガスプレナム領域への溶融燃料流出が実現されており、実用化戦略調査研究においてナトリウム冷却 MOX 燃料大型炉心の再臨界回避方策として提案されている、ABLE 集合体 (Axial Blanket Eliminated: 軸ブランケット削除型集合体) の有効性の評価に対して重要な実験的知見を与える試験である。図 1 に SIMMER-III によって得られた試験後の燃料分布と試験結果を比較してプロットしたグラフを示す。SIMMER-III は試験で得られた燃料分布、特に炉心から下方向のガスプレナム領域への燃料侵入挙動を再現しており、ABLE 集合体における燃料流出挙動を適切に評価できることが示された。

損傷炉心の熱流動現象に対する数値解析手法の高度化を図る位置付けで、多成分蒸気に含まれる非凝縮性ガスの蒸発 / 凝縮挙動に及ぼす影響を扱うための拡散律速型モデルを多成分系に拡張し、実験解析により妥当性を確認した[11 ~ 16, 25, 26]。また、実際の崩壊炉心における高密度流体の二相流を模擬した高密度比気液二相流実験で観察された cap 型気泡が現れる流動様式に対する新たな抵抗係数を使用し、さらに気泡形状を整理する無次元数に基づいて従来の抵抗係数モデルとの切り替えを行うモデルを導入することで、SIMMER-III の運動量交換関数モデルの適用範囲を拡張し、信頼性を向上した[12,17,30]。高速炉および軽水炉の炉心損傷事故において事象推移に重要な影響を与える FCI (Fuel Coolant Interaction: 燃料冷却材熱的相互作用) に関して、SIMMER-III を用いた MIXA-06 炉外試験の解析を行い、高温液滴の熱的な微粒化を扱うモデルが必要であることを明らかにして SIMMER-III へ導入し、FCI 現象への SIMMER-III の適用性を改善した[18 ~ 23, 27, 29, 30]。

SIMMER-III の整備と併行して、SIMMER-III を 3 次元に拡張した SIMMER-IV の開発・整備を進めた。流体力学部については、解析座標系について x-y-z の直交座標系に加えて r- $\theta$ -z の極座標系 (周期境界条件も適用可能) も使用できるように改良した。また、様々なサンプル問題を適用して疑似 2 次元体系における解析結果では 2 次元コードである SIMMER-III と結果が完全に一致するようにしてコードの信頼性を向上した。核計算部では、3 次元の中性子束分布解析モジュールとして独国 FZK と共同で THREEDANT コードの SIMMER-IV への移植を進め、断熱近似モデルを組み込んだ version 1.C を完成し、欧州研究機関へ配布した。

#### 二．大型炉安全評価への適用性検討

SAS4A コードの実機への適用として、Na 冷却 MOX 燃料大型炉心に対する CDA 起因過程評価を行った。対象とした炉心は、炉心高さが高くボイド反応度も高めの第 1 炉心、扁平でボイド反応度がやや抑えられた第 2 炉心、さらに径方向非均質でボイド反応度がさらに抑えられた第 3 炉心である。第 1 炉心

では全反応度が即発臨界を超え、炉心平均燃料温度は 3200K を超えたが、他の 2 つの炉心では即発臨界を超えることなく、遷移過程へ進む。(表 3、図 2)

第 1 炉心 (120cm 炉心): ここで対象とするナトリウム冷却 MOX 燃料大型炉心の第 1 炉心は、高燃焼度 (取り出し平均 15 万 MWd/t)、高いボイド反応度 (正值部合計 7.4 \$。集合体ギャップ及び内部ダクト内 Na を除く)、高い炉心長 (フィッサイル長 120 cm)、太いピン径 (被覆管外径 9.7mm) という特徴をもつ。ボイド反応度を 7.4 \$ とした解析では、即発臨界超過となった。

第 2 炉心 (80cm 炉心): この第 2 炉心は Na ボイド反応度を低減した炉心となっており、ボイド反応度 5.2 \$ (正值部合計。集合体ギャップ及び内部ダクト内 Na を除く)、フィッサイル長 80 cm という特徴をもつ。ただしこのために燃料の Pu 富化度は増加し、ドップラー係数も小さくなっている。ボイド反応度を 5.2 \$ とした解析では、起因過程でのエネルギー発生はなく、緩慢に遷移過程に進む結果となり、炉心高さを低くした効果が現れた。

第 3 炉心 (100cm 径方向非均質炉心): この第 3 炉心は炉心性能を向上し、Na ボイド反応度を低減した炉心となっており、ボイド反応度 5.1 \$ (正值部合計。集合体ギャップ及び内部ブランケット内 Na を除く)、フィッサイル長 100 cm という特徴をもつ。ただしこのために、第 2 炉心同様に燃料の Pu 富化度は増加し、ドップラー係数も小さくなっている。ボイド反応度を 5.1 \$ とした解析では、起因過程でのエネルギー発生はなく、緩慢に遷移過程に進む結果となった。遷移過程へ接続する炉心状態は、フィッサイル集合体はほとんどボイド化し、燃料はフィッサイル領域の上下へ分散し、UAB 領域へ侵入している集合体も見られる。ブランケット集合体は、一部で冷却材が沸騰しているが、ピン破損には至っておらず、ラッパー管も健全な状態である。以上の結果から、径方向非均質化によって、ボイド反応度の低減は起因過程での緩慢な事象推移を達成し、径方向に炉心崩壊領域が分断された状態で遷移過程へ進むことが予想された。

上記 3 炉心の CDA 起因過程応答の詳細な分析からは、ボイド反応度のみならず、炉心の出力 / 冷却材流量 / 燃焼度分布などにも依存する傾向が見られており、このような設計条件依存性に係わる検討が重要であるとの結論を得た。

SIMMER-III の実機への適用として、実用化戦略調査研究においてナトリウム冷却 MOX 燃料炉の実用化候補プラントの一つとして提案されている ABLE 集合体径方向非均質炉の炉心損傷事故の事象推移評価を実施した[10, 24]。まず、集合体単体における燃料流出挙動の解析を実施した。炉心領域の燃料のエネルギーレベルに対して燃料の残留割合をプロットしたグラフを図 3 に示す。燃料のエネルギーレベルがリキダス近傍では通常集合体では 10% 程度しか燃料が流出しないのに対して、ABLE 集合体では 60% 程度の燃料が流出しており、通常集合体と比べて ABLE 集合体は燃料流出促進に効果があることを確認した。続いて、全炉心を対象とした事象推移解析を実施した。事故の初期の過程の解析は SAS4A コードを用い、事故の後期の過程の解析では、上述の EFM1 試験解析によって ABLE ピン束での燃料流出挙動を検証した SIMMER-III を用いた。解析で得られた炉心の燃料残留割合、反応度、及び出力の時間履歴の一例を図 4 に示す。ABLE ピン束を通した燃料排出によって厳しい再臨界が生じることなく事象が終息し得ることが示された。一方、炉心外へ移動した燃料が炉心近傍に留まっていることによる長期的な物質移行過程での臨界性、発生エネルギーが少なく燃料の可動性が十分でない場合の事象推移が ABLE 集合体による再臨界排除の見通しを得るために今後検討すべき課題として認識された。

## 【研究の達成状況 (平成 13 年度)】

### イ. 安全性試験データの総合評価

実施済み CABRI-FAST 試験については、各試験の詳細なデータ分析を行い CABRI-FAST 試験の総合評価としてまとめた。CABRI-RAFT 試験については、計画されていた全試験を無事に実施することができた。また既実施試験の破壊検査を順調に進めるとともに、データ分析を実施して CABRI-RAFT 試験の総合評価を進めた。

### ロ. 起因過程解析コードの開発・検証

全炉心解析コード SAS4A については、欧州研究機関及び米国 ANL と共同で開発検証を継続し、熔融燃料ピン内移動モデルの最新バージョンへの統合を行い、国際統一バージョン REF2001 release 0 を完成させた。

### ハ. 炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

SIMMER-III コードについては、欧州研究機関との共同研究により実機評価上の主要現象に関わる検証研究とモデル改良を進めるとともに、欧州各機関の検証研究成果も反映した version 2.J を完成した。また 3 次元コード SIMMER-IV の流体力学部の核計算部として THREEDANT コードを組み込み、断熱近似バージョンとして version 1.C を完成した。

### ニ. 大型炉安全評価への適用性検討

実用化戦略調査研究における各種実用化候補プラントにおける炉心損傷事故事象評価へ適用し、実用化へ向けた大型炉の安全特性の検討評価を行った。

(今後の予定)

イ．安全性試験データの総合評価

CABRI-RAFT 試験については、既実施試験の破壊検査を進めるとともに、データ分析と解析評価を実施して CABRI-RAFT 試験の総合評価を進める。

ロ．起因過程解析コードの開発・検証

既存の試験データを用いた SAS4A の検証を行うとともに、実用炉評価に必要な各種炉心への適用性検討を行い、標準的解析手法として整備する。

ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

既存及び新たな試験データを用いた SIMMER-III の検証を行うとともに、併せて 3 次元コード SIMMER-IV の開発を行い、標準的解析手法として整備する。

二．大型炉安全評価への適用性検討

実用化戦略調査研究における各種実用化候補プラントにおける炉心損傷事故事象評価へ適用し、大型炉評価に適用する上での機能拡充など、モデル改良の具体化検討を進める。

**【成果の利用実績及び活用見通し】**

イ．安全性試験データの総合評価

核加熱条件により実機模擬性の高い CABRI 炉内試験の成果は解析コードの検証を通じて、安全評価手法の高度化と信頼性向上に反映されている。

ロ．起因過程解析コードの開発・検証

SAS4A コードは原型炉・実証炉・実用化炉の炉心損傷事象推移評価に活用された。FCMI 低減メカニズム等の炉内過出力試験の分析評価に基づく知見、及びこれを反映した PAPAS-2S コードを活用することで、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役立てられる。

ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

SIMMER-III コードは実用化戦略調査研究における多様な炉心の炉心損傷事故事象推移解析に活用された。今後は高速炉体系以外にも、再処理プラントの安全評価への適用も計画されている。

二．大型炉安全評価への適用性検討

安全解析コードの実用化戦略調査研究における各種候補プラント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、各候補プラントの安全特性を判断するための材料を提供した。

**【研究成果の発表状況】**

- 1) Yuichi ONODA and Ikken SATO, 「 Interpretation of the CABRI LT4 Test with SAS4A-code analysis 」、JNC TN9400 2001-047、( 2001 ) .
- 2) Ikken SATO and Yuichi ONODA, 「 Interpretation of the CABRI LT1 Test with SAS4A-code analysis 」、JNC TN9400 2001-048、( 2001 ) .
- 3) Yoshitaka FUKANO and Ikken SATO, 「 Interpretation of the CABRI-RAFT RB1 and RB2 tests through detailed data evaluation and PAPAS-2S code analysis 」、JNC TN9400 2001-084、( 2001 ) .
- 4) Yoshitaka FUKANO and Ikken SATO, 「 Interpretation of the CABRI-RAFT LTX Test up to Pin Failure based on Detailed Data Evaluation and PAPAS-2S Code Analysis 」、JNC TN9400 2001-096、( 2001 ) .
- 5) Soo-Dong SUK and Ikken SATO, 「 Interpretation of the CABRI LTX Test Using SAS4A Code 」、JNC TN9400 2001-115、( 2001 ) .
- 6) 佐藤一憲、深野義隆、小野田雄一、「 CABRI-RAFT 試験総合評価(1) : RAFT プログラムの概要と評価の現状 」、日本原子力学会 2002 年春の年会 ( 神戸商船大学 ) J30 ( 第 II 分冊 P.519 ) ( 2002 ) .
- 7) 深野義隆、佐藤一憲、「 CABRI-RAFT 試験総合評価(2) : 過出力条件下での破損燃料の冷却性 」、日本原子力学会 2002 年春の年会 ( 神戸商船大学 ) J31 ( 第 II 分冊 P.520 ) ( 2002 ) .
- 8) 小野田雄一、深野義隆、佐藤一憲、Soo-Dong SUK、「 CABRI-RAFT 試験総合評価(3) : LTX 試験の評価 」、日本原子力学会 2002 年春の年会 ( 神戸商船大学 ) J32 ( 第 II 分冊 P.521 ) ( 2002 ) .
- 9) 藤田朋子、飛田吉春, “SIMMER-III による CABRI-FAST EFM1 試験解析,” JNC TN9440 2001-100 (November 2001).

- 10) 藤田朋子, 飛田吉春, “EFM1 試験解析に基づいた再臨界回避方策の評価,” 日本原子力学会 2001 年春の年会, J41 (September 2001).
  - 11) 鈴木 徹, 山野秀将, 飛田吉春, 他, “画像処理を用いた拡散律速型蒸発 / 凝縮モデルの検証,” JNC TN9400 2001-041 (April 2001).
  - 12) 鈴木 徹, “溶融炉心物質の多相流挙動に関する研究 ( 博士研究員研究詳細報告書 ) Fundamental Research of Multiphase Flows in Disrupted Cores,” JNC TN9400 2001-127 (March 2002).
  - 13) 宇山孝士, 石橋 崇, 赤坂 亮, 他, “非凝縮性ガスを含む気泡群の凝縮挙動に関する研究,” JNC TW9404 2001-053 (November 2001).
  - 14) 守田幸路, 松元達也, 赤坂 亮, 他, “多成分多相流の熱流動現象の数値シミュレーションに関する研究 - 相変化を伴う多成分多相流のモデル化手法の開発 - ,” JNC TY9400 2001-016 (June 2002).
  - 15) 宇山孝士, 石橋 崇, 他, “非凝縮性ガスを含む気泡群の凝縮挙動に関する研究,” 日本原子力学会九州支部第 20 回研究発表講演会 (December 2001).
  - 16) Morita, K., Matsumoto, T., et al., “Advanced Modeling of Multicomponent Vaporization/Condensation Phenomena for a Reactor Safety Analysis Code SIMMER-III,” Proc. International Conference on Nuclear Engineering, ICONE10-22229, Arlington, Virginia (April 2002).
  - 17) Saito, Y., Hibiki, T., et al., “Visualization and Measurements of Liquid Phase Velocity and Void Fraction of Gas-liquid Metal Two-Phase Flow by Using Neutron Radiography” 9<sup>th</sup> International Symposium on Flow Visualization (2000).
  - 18) Cao, X. and Tobita, Y., “Simulation of the MIXZ-06 Experiment by SIMMER-III,” JNC TN9400 2001-122 (June 2001).
  - 19) Cao, X. and Tobita, Y., “Proposal of the Thermal Fragmentation Models for Numerical Study of FCI,” JNC TN9400 2001-123 (June 2001)
  - 20) 曹 学武, “多相多成分流体解析コードを用いた高温溶融燃料と冷却材の相互作用に関する研究 ( 博士研究員研究詳細報告書 ) Research on Fuel-Coolant Interaction by Using a Multi-component Code,” JNC TN9400 2001-128 (March 2002).
  - 21) Cao, X. and Tobita, Y., “A Proposal of the Thermal Fragmentation Model for Numerical Study of FCI,” 日本原子力学会 2001 年秋の大会, J70 (September 2001).
  - 22) Cao, X. and Tobita, Y., “Verification of Drag Coefficient Model on Premixing Phase of FCI Through Simulation Experiment,” Proc. 14<sup>th</sup> Australasian Fluid Mechanics Conference Adelaide University, Adelaide, Australia, 10-14, pp.837-840 (December 2001). 23)
  - 23) Cao, X. and Tobita, Y., “A Thermal Fragmentation Model of Melt Droplets Induced by Vapor Film Collapse” 日本原子力学会 2001 年春の年会, J42 (September 2001).
  - 24) 藤田朋子, 飛田吉春, “EFM1 解析に基づいた再臨界回避方策の評価,” JNC TW9404 2001-092 (November 2001).
- ( 発表予定 )
- 25) Morita, K., Matsumoto, T., et al., “Development of Multicomponent Vaporization/Condensation Model for a Reactor Safety Analysis Code SIMMER-III -Theoretical Modeling and Basic Verification-,” Nuclear Engineering and Design (to be printed).
  - 26) Suzuki, T., Tobita, Y., “Development of Multicomponent Vaporization/Condensation Model for a Reactor Safety Analysis Code SIMMER-III -Extended Verification Using Multi-bubble Condensation Experiment-,” Nuclear Engineering and Design (to be printed).
  - 27) Cao, X., Tobita, Y., “A Thermal Fragmentation Model Induced by Surface Solidification” Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.39, No.6 (June 2002).
  - 28) Cao, X. and Tobita, Y., et al., “Proposal of a Fragmentation Model for a Melt Droplet Induced by Vapor Film Collapse,” Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY (to be printed).
  - 29) Cao, X. and Tobita, Y., “Proposal of the Thermal Fragmentation Model for a Droplet Induced by Vapor Film Collapse,” Journal of Nuclear Science and Technology (submitted).
  - 30) Suzuki, T., Tobita, Y., et al., “ANALYSIS OF GAS-LIQUID METAL TWO-PHASE FLOWS USING MULTIPHASE, MULTICOMPONENT FLUID DYNAMICS CODE”, Nuclear Engineering and Design (to be

printed).

### 【国内外の研究動向】

#### [ 民間の研究の現状と動向 ]

イ．安全性試験データの総合評価  
なし。

ロ．起因過程解析コードの開発・検証

電力中央研究所において、金属燃料高速炉の起因過程解析コードとして CANIS コードの開発が進められている。実用化戦略調査研究において金属燃料炉の炉心損傷事故解析を共同で実施する予定である。

ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証  
なし。

ニ．大型炉安全評価への適用性検討

実用化戦略調査研究における候補プラントの一つである、内部ダクト型ナトリウム冷却径方向均質炉心の炉心損傷事故事象推移解析が SIMMER-III を用いて実施された。

( 参考文献 )

なし。

#### [ 海外の研究の現状と動向 ]

イ．安全性試験データの総合評価  
なし。

ロ．起因過程解析コードの開発・検証

全炉心解析コード SAS4A については、欧州 (IPSN, FZK) と共同で開発検証を実施し、国際統一バージョンである REF2001 release0 を作成した。

ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

炉心損傷事故の遷移過程を解析するための SIMMER-III コードは、総合検証計画が仏国 CEA、独国 FZK 及び日本 JNC の共同体制で行われ、各参加機関による炉内・炉外試験を用いたモデルの検証解析が実施された。また H13 年度には仏国 IRSN も共同開発体制へ参加した。

ニ．大型炉安全評価への適用性検討

FZK では SIMMER-III を加速器駆動システム (ADS) へ適用している。また仏国ではガス冷却高速炉への適用研究が予定されている。現在ベルギー Mol 研究所、スイス PSI 研究所などの新たな機関も SIMMER-III を用いた適用研究への参画を希望している。

( 参考文献 )

なし。

### 【研究評価 ( 自己評価 )】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

安全解析コードの安全評価上の主要現象に関する解析モデルの検証・改良によって評価信頼度を向上した。実用化戦略調査研究における適用研究を通じて多様な炉心への適用性確認を進めた。また、CABRI-RAFT 炉内試験の実施と試験データの分析を着実に進めた。

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

実用化戦略調査研究における多様な実用化候補プラントの炉心安全解析に活用され、各候補プラントの安全特性を判断するための材料を提供した。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

)

計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

安全評価上の主要現象に対する安全解析コードの検証・改良及び大型炉安全評価への適用研究を通じて、標準的評価手法としての整備を進めた。

【自由評価欄】



表 1 CABRI-RAFT 計画のスケジュールと平成 13 年度の実績

試験 ID	過渡試験	試験後破壊検査	試験結果の詳細分析	総合評価
RB1	既実施	既実施	既実施	H13 実施
RB2	既実施	H13 実施	既実施	H13 実施
LTX	既実施	H13 実施	既実施	H13 実施
TP2	既実施	H13 実施	H14	H14
TPA1	H13 実施	H14	H14	H14
TPA2	H13 実施	H14	H14	H14
TP3	H13 実施	H14	H14	H14

注：枠内数字は年度を表す。

表 2 CABRI-RAFT 計画 7 試験の概略条件と内容

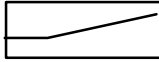
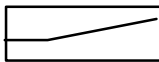





研究の対象	試験名	出力履歴	試験体	内容	実施施設
局所事故	RB1		単一ピン	溶融燃料放出挙動	CABRI
	RB2		単一ピン	溶融燃料放出挙動 (燃料溶融増加)	CABRI
炉心崩壊事故 (遷移過程)	LTX		単一ピン	遷移過程初期の 燃料再移動	CABRI
	TP2		3本ピン		CABRI
	TP-A1		3本ピン		CABRI
	TP3 (5試験)		カプセル (5mmφ × 5mmh)	遷移過程のプール 内伝熱特性	SILENE
	TPA-2		カプセル (14mmφ × 86mmh)	プール内流動と 2 相 状態での伝熱特性	CABRI

表3 Na冷却MOX燃料炉心ULOF事象起因過程解析結果

ケース	炉心高さ [cm] 炉心形状	ボイド反応 度(正值合 計)[\$]	最高全 反応度 [\$]	最高 出力 [P/Po]	最高到 達燃料 平均温 度[K]	沸騰開 始時刻 [s]	燃料破損 時刻[s]	燃料破損 時ボイド 反応度挿 入率[\$/s]	未沸騰集 合体での 燃料破損 [s]
第1 炉心	120 均質 2領域	7.4	1.015	1200	3210	11.456	12.818	23	12.822
第2 炉心	80 均質2 領域	5.2	0.964	110	2750	14.957	18.124	11	18.14
第3 炉心	100 径非均質	5.1	0.952	100	2770	12.772	17.221	6	(無し)

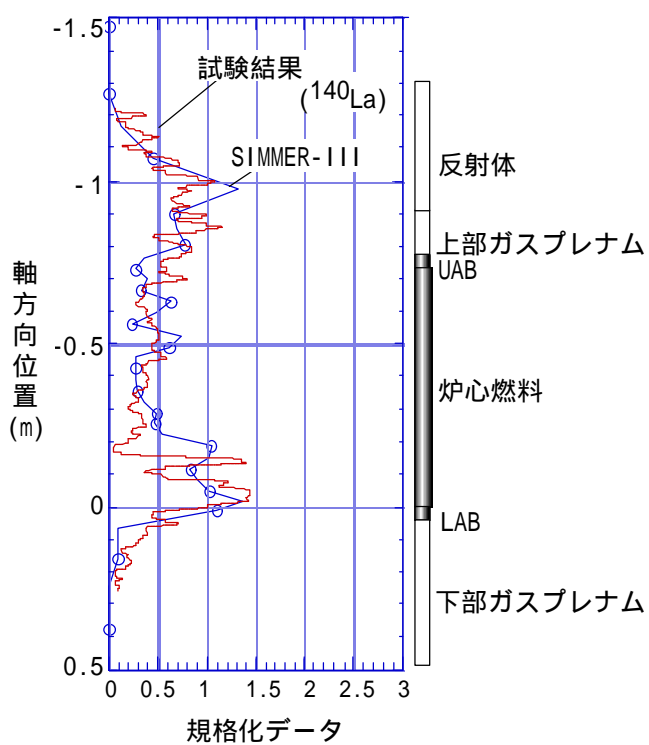
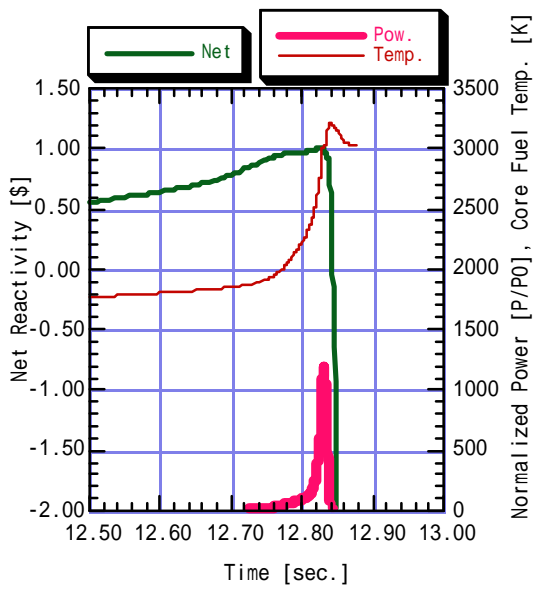
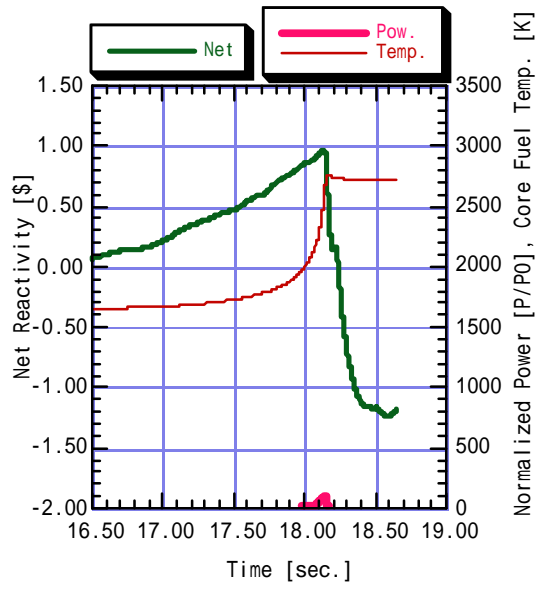


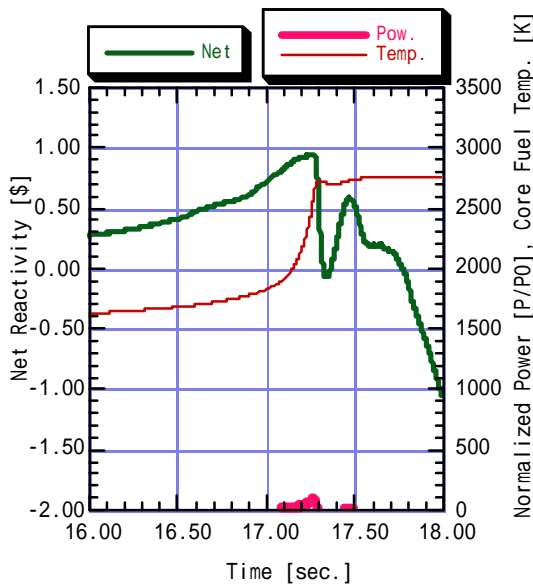
図1 SIMMER-IIIによるEFM1試験解析結果(燃料の軸方向分布)



a. Void 7.4 \$ ケース (第1炉心)



b. Void 5.2 \$ ケース (第2炉心)



c. Void 5.1 \$ ケース (第3炉心)

図 2 Na 冷却 MOX 燃料炉心 ULOF 事象起因過程解析結果 (標準ケース)

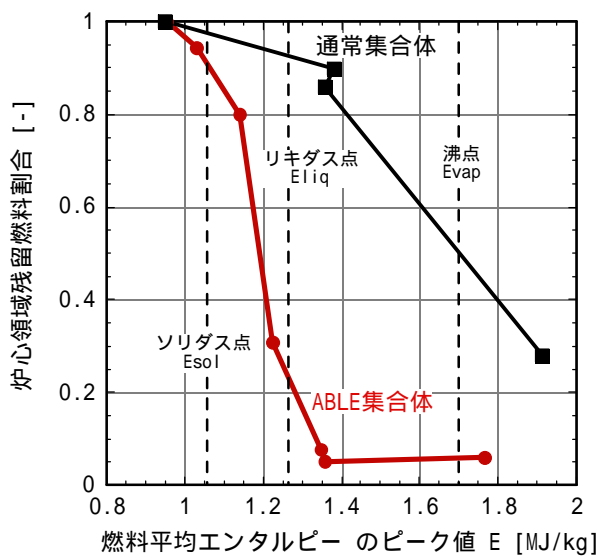


図3 集合体単体における炉心からの燃料流出挙動解析結果

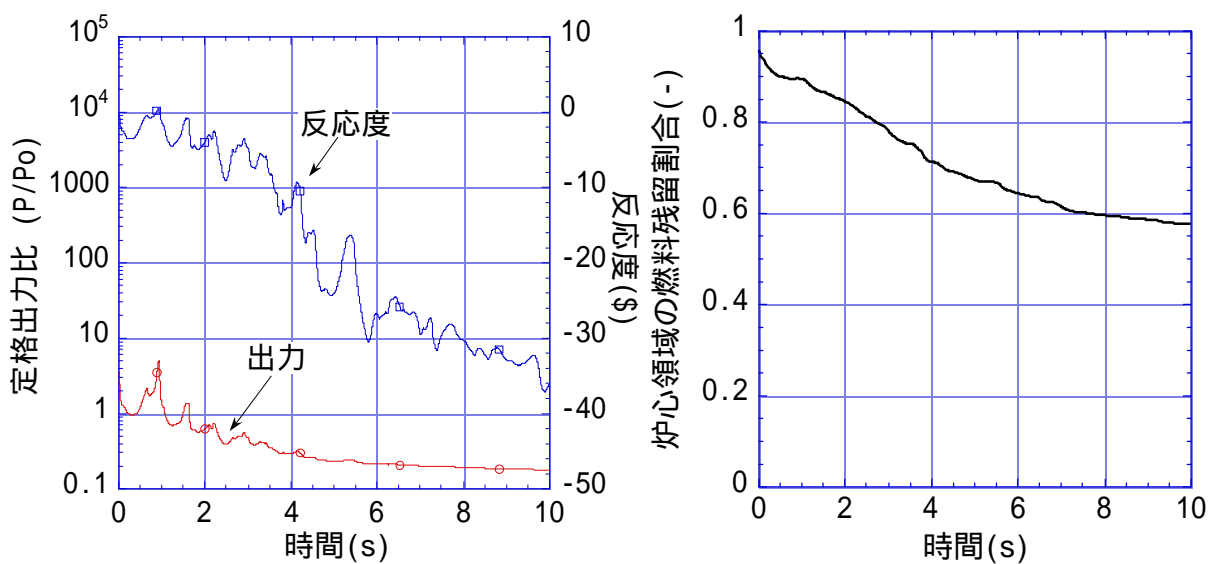


図4 ABLE 集合体径方向非均質炉心の炉心損傷事故解析結果

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

4 - 2 ( 2 - 4 - 2 )

## 【研究課題名(Title)】

炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究 (Study on Melt Discharge Phenomena during CDA)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 佐藤 一憲(さとう いっけん)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 リスク評価研究グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話番号：029-267-4141

(Name) Ikken SATO

(Title of Function) Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division, 0-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita-cho, 0-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan :+81-29-267-4141

## 【担当研究者名及び所属(Name, Title of function)】

[氏名] 磯崎 三喜男(いそざ きみお)

小西 賢介(こにし けんすけ)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 リスク評価研究グループ

(Name) Mikio ISOZAKI

Kensuke KONISHI

(Title of Function) Nuclear System Safety Research Group, Advanced Technology Division, 0-arai Engineering Center

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名： )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] EAGLE プロジェクト(カザフ国立原子力センター)

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

サイクル機構大洗工学センター-MELT- 試験施設

カザフ国立原子力センター-EAGLE 炉外試験施設及び試験炉 IGR (Impulse Graphite Reactor)

## 【研究概要】

[研究の経緯]

高速増殖炉固有の安全上の課題として、仮想的な炉心損傷事象(CDA)時に厳しい再臨界が発生し、機械的なエネルギーの放出に至る可能性が挙げられてきた。今後の我が国における高速増殖炉の実用化にあたっては、この固有の課題を解決し、原子炉容器等の構造設計を合理化するとともに、高速増殖炉の社会的受容性を高めていくことが必要である。この課題の解決のためには、炉心損傷時に形成される溶融炉心物質が早期に炉心領域から排出されて核的不活性に至るシナリオに実験的根拠を与えることが有効である。そのために、模擬物質を用いた可視化試験(一般的メカニズムの解明)及び実機物質を

用いた炉外・炉内試験(実証性の高いデータの取得)の特長を生かした試験計画を実施することとした。

#### [ 研究目的 ]

高速増殖炉の炉心損傷時に形成される溶融炉心物質が炉心領域から排出される際の初期条件及びその後の固化・分散・再配置挙動を実験的に解明し、早期燃料排出による再臨界問題排除の見通しを得るための根拠を提供する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

模擬物質を用いた炉外での融体放出移行挙動試験を実施し、炉心からの排出経路中での融体の放出・移行・固化現象に係わる基本メカニズムの解明を行い、解析モデルの改良・検証のための基礎データとして活用するとともに、その知見を下記ロ．における試験条件の選定に反映する。

##### ロ．IGR炉内・炉外試験

カザフ共和国、国立原子力センターのIGR炉内試験施設及び炉外試験施設を用いて、実燃料を用いた融体放出挙動試験を実施し、上記イ．の基礎データと合わせて再臨界問題排除に係わる基本メカニズムを実験的に把握するとともに、解析モデルの改良・検証のためのデータベースを構築する。

なお、本研究のイ．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。

#### 【研究の達成目標(平成13年度)】

##### イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

低融点合金と水を用いた可視化基礎試験を実施し、FCIを伴った融体排出に関わる基本的な物理メカニズムの解明を進める。

##### ロ．IGR炉内・炉外試験

計画に従って炉外・炉内試験の準備を進める。炉外試験については、ナトリウムを用いない条件での試験技術確認と要素データ取得を行う。炉内試験については、小規模試験にて試験技術確認を行う。

#### 【研究実施内容及び成果(平成13年度)】

##### イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

###### (1) 冷却材ボイド拡大挙動の解明

炉心物質の早期流出には、流出経路の冷却材が十分にボイド化することによって経路内での固化が抑制されることが必要条件であり、このような流出経路内での冷却材ボイド拡大挙動解明が重要課題である。このようなボイド拡大挙動に関する可視化試験(低融点金属-水系)の試験結果の分析評価により、冷却材ボイドの拡大挙動は「冷却材サブクール度の減少過程」と「ボイド拡大過程」から成り、融体エンタルピーの増加にともない前者の過程の時間が短縮されることを明らかにした。

また、物性値を用いて試験結果を整理し、実機高速炉条件へ外挿することにより、実機条件でのボイド拡大に見通しを得た。

図1は、横軸にボイド化の容易性を表す無次元パラメータ $C$ 、縦軸にボイド形成までの融体放出時間(すなわち、冷却材サブクール度の減少過程の時間)を融体放出速度 $v$ と冷却材流路直径 $d$ で規格化した時間 $t$ を対数で示し、試験結果をプロットしたものである。無次元パラメータ $C$ は、単位体積の融体エンタルピーと単位体積の冷却材がサブクール度を失うまでのエンタルピーの比に対して、融体放出口と冷却材流路の大きさに係わるパラメータを掛けた値で、実機 $UO_2/Na$ 条件は $C=1$ 付近に相当すると推定される。また、直線 $h$ は融体と冷却材の「混合領域の概略高さ」を冷却材流路の直径で規格化して表したものである。ここで、「混合領域の概略高さ」とは安定ボイド形成前に冷却材のサブクール度が減少する領域の高さを近似的に求めたものであり、例えば、 $h=1$ の条件は直径50mmの流路で冷却材が50mmの高さまで加熱されて初めて安定なボイドが形成されることを表している。また、直線 $h$ の右肩下がりには融体エンタルピーが大きいほど短時間でボイドが形成されることを意味している。試験結果は、パラメータ $C$ の値が大きくなる条件ほどボイド形成ま

での時間が短縮され、かつ  $h$  の値が小さくなる傾向（すなわち、狭い領域の冷却材が加熱されるだけでボイドが形成される傾向）を示している。この傾向を外挿することにより、パラメータ  $C$  の値が 1 付近と推定される実機  $UO_2/Na$  条件では早期にボイドが形成されることが見通された。

## (2) 冷却材逆流型 FCI の解明

燃料流出過程において冷却材が燃料プール中へ逆流した場合の圧力発生挙動及び燃料流出応答特性を解明するため、図 2 に示す試験装置を用いて高温融体（低融点金属）中に水を注入する試験を実施した。本試験装置では注入する水の量及び温度を制御でき、かつ融体と水との良好な混合を達成できるため、従来手法（例えば、ノズルを用いた連続注水方式）よりも明確な境界条件設定のもとでの圧力発生挙動を把握できる。平成 13 年度においては融体温度及び注水量をパラメータとする試験を実施し、圧力発生挙動に関する系統的な試験データを得た。

## ロ．IGR 炉内・炉外試験

### (1) 炉外試験計画と進捗

本研究課題では、核加熱条件下での溶融燃料排出を確認する炉内試験を最終試験と位置付けており、炉外試験は、ナトリウム取扱い等の試験技術の段階的習得と炉内試験の条件明確化や結果分析に必要な知見を得ることを目的として、炉内試験に先行して実施している。カザフ国立原子力センター（NNC）に新たに設置した高周波誘導加熱による融体生成部（EMF）と試験部からなる試験装置を用いて、融体として 20kg 程度の  $UO_2$  あるいは  $UO_2$  と  $ZrO_2$  の混合物を用いて、最終的にはナトリウムを内包するスチール製ダクトからの燃料排出挙動を観察する。炉外試験では、炉内試験に比べて計装系の自由度が大きく、また、融体温度の制御も比較的容易であることから、ダクト破損や冷却材ボイド拡大挙動に関する情報がより多く取得できることが期待され、炉内試験の条件明確化や結果分析に必要な知見を得る。図 3 に示したように、平成 15 年度までに合計 15 ショット程度の試験を計画しており、融体生成や移送等の試験技術の確認、ナトリウムを用いない体系での試験、ナトリウムを充填した試験を順次行い、段階的に試験技術の習得を進めることとしている。平成 13 年度までに、ナトリウムを用いない条件での試験を進め、融体物性の不確定性は残るものの、ダクトを通じた顕著な排出に関する試験データを得た。

### (2) 炉外 UTD-2 試験結果

UTD-2 試験は、図 4 左に示した試験体系で実施したものであり、EMF で混合融体（ $UO_2+ZrO_2$ +ステンレススチール）を生成した後、プラグを破壊することにより上部トラップへ融体を移送して、その後の挙動を計測した。試験計測データ及び試験後観察結果から、ダクト内にナトリウムが存在しない条件にて、融体によるダクト壁の溶融貫通が早期（上部トラップへの移送後約 0.6 秒）に生じ、ダクトを通じた速やかな融体流出（平均流速約 2.7m/s）により下部トラップへの移行・再配置が生じたことが確認された。約 20kg の初期融体のうち、12kg が上部トラップから流出した。しかしながら、EMF を構成するグラファイト製坩堝と融体との間で生じる融体の還元反応により炭化物融体や金属融体が生成され、融体物性の不確定性が顕著であることが認識されたため、次試験 UTD-3 では  $UO_2$  単体を用いた試験を予定している。

### (3) 炉内試験計画と進捗

図 3 に示したように、平成 16 年度までに本試験 3 回及び小規模準備試験 2 回を実施する炉内試験計画を遂行する。各々の試験目的を列記する。

GP 試験：ペレット数個（36g 程度）を過渡出力により溶融させ、発生するガス圧力を測定する。

WF 試験：燃料約 2kg を溶融させ、これによるナトリウム（約 300g）に冷やされたスチール壁の破損挙動を測定する。

FD 試験：ID 試験に先行して、ナトリウムを用いない条件にて、約 10kg の燃料の流出挙動を測定する。

ID 試験：ナトリウムの存在する条件にて、約 10kg の燃料の流出挙動を総合的に測定・把握する。

### (4) 炉内 GP 試験結果

本試験 FD、ID において、炉心集合体模擬部の内部ガス圧力は、燃料流出挙動の支配因子として

重要であり、制御性を確認しておく必要がある。そこで、燃料溶融時に放出される不純物ガスによる圧力上昇の程度を確認するための GP 試験を実施した。図 5 に示したカプセル中の燃料ペレットに約 5 秒の台形状過渡出力を印加することにより、燃料を溶融させ、カプセル内のガス圧力上昇を測定した。試験後の観察結果（図 6）から全燃料が溶融してカプセル下部に堆積したことが確認された。カプセル内のガス圧力上昇は、燃料から周辺ガスへの伝熱に起因する圧力上昇と燃料からの不純物ガス成分放出に起因する圧力上昇との和であるが、気体状態方程式による簡易評価に基づくと、不純物ガス放出による圧力上昇は無視し得る程度であり、後続試験における炉心集合体模擬部の内部ガス圧力の制御性に影響を与えないことが確認された。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

##### イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

冷却材ボイド拡大挙動に関する可視化試験の結果から、高速炉条件でのボイド拡大に見通しを得た。冷却材が融体プール中へ逆流した場合の圧力発生挙動及び融体流出応答特性を解明するため、冷却材注入型の試験を実施した。

##### ロ．I G R 炉内・炉外試験

炉外試験については、ナトリウムを用いない条件での要素試験を実施して、基本的な試験・計測技術に見通しを得た。I G R 炉内試験については、試験条件と試験体設計の具体化を行うと共に、最初の炉内準備試験 GP を実施して燃料溶融時のガス圧力に関するデータを取得し、後続試験における燃料背圧の制御性に見通しを得た。

（今後の予定）

##### イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

平成 13 年度試験結果の分析評価及び燃料流出応答特性に関する試験を実施する。

##### ロ．I G R 炉内・炉外試験

炉外試験については、ナトリウムを用いない要素試験を  $UO_2$  単体の条件にて実施した後、ナトリウムを一部用いた試験にてナトリウム取扱技術を確認し、その後、総合的ナトリウム試験に移行する。炉内試験については、ナトリウムの満たされた流路壁の破損条件を調べるための準備試験 WF を行った後、総合試験 FD、ID へと進む。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．で得られた成果は、ロ．において今後行う総合試験の結果の解釈に活用する。ロ．の成果により、後続試験計画の実現性見通しが蓄積された。

#### 【研究成果の発表状況】

- [1]小西他：「高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト (1) -炉内試験条件における燃料排出とクエンチ挙動に関する予測解析-」日本原子力学会 2001 年秋の大会 I-21, 北海道大学
- [2]松場他：「同 (2) -低融点合金 / 水系を用いた可視化試験における冷却材ボイド拡大挙動-」日本原子力学会 2001 年秋の大会 I-22, 北海道大学
- [3]久保他：「同 (3) -炉外試験計画概要とドライ条件における燃料流出挙動-」日本原子力学会 2002 年春の年会 J-39, 神戸商船大学
- [4]遠藤他：「同 (4) -炉外総合試験 (ID0 試験) の融体挙動予測評価-」日本原子力学会 2002 年春の年会 J-40, 神戸商船大学

（発表予定）

- [5]小西他：「高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト (5) 炉内 GP 試験の結果-」日本原子力学会 2002 年秋の大会, いわき明星大学
- [6]遠藤他：「同 (6) 中性子検出器群による燃料移動検出準備試験-」日本原子力学会 2002 年秋の大会, いわき明星大学

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

本課題のうちロ．については、サイクル機構と日本原子力発電(株)とが共同で実施しているものであり、



これ以外の民間での研究活動等を行われていない。

(参考文献)

該当なし

[ 海外の研究の現状と動向 ]

本課題に関わる海外での研究活動等を行われていない。

(参考文献)

該当なし

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

本研究で取得される燃料排出に関わる実験的知見は、再臨界の回避され得る高速炉炉心設計の成立性に裏付けを与えるものであり、高速炉の安全性の向上に直接反映できる。さらに、実験結果に基づいて安全解析コードを検証・改良することにより、安全性評価の合理的判断材料が提供される。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】

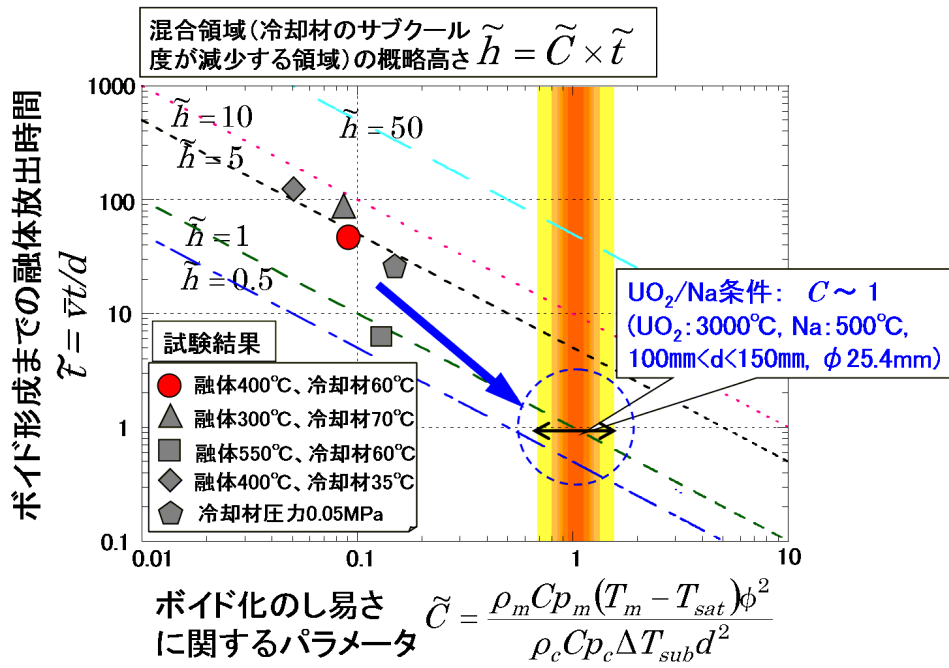


図1 ポイド化の容易性に関する実機条件への外挿

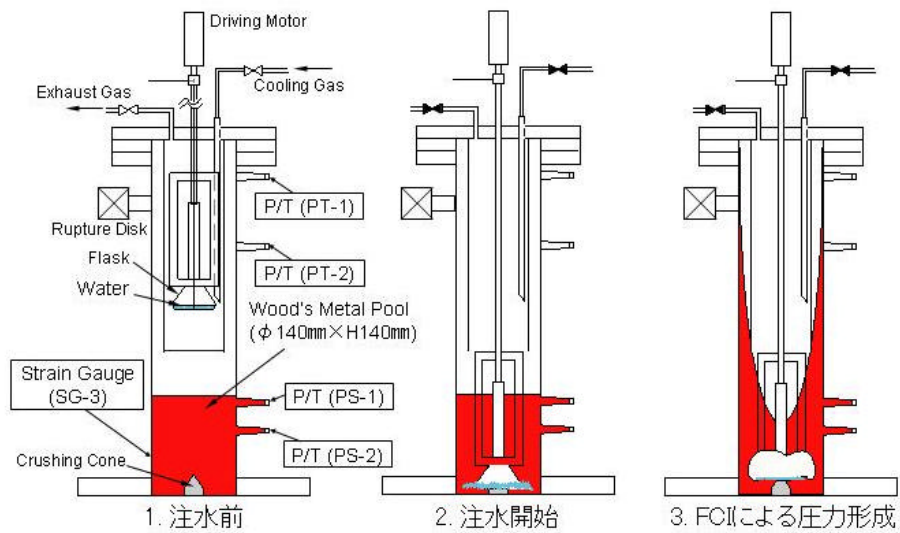


図2 冷却材逆流型 FCI 試験装置と試験方法

	平成12年度	13年度	14年度	15年度	16年度
<p><b>炉外試験</b></p> <p>(EAGLE炉外試験施設)</p>	試験技術確認 □□□□ UTD 0-1,2,3,3/1	Na無し要表試験 □□□□ UTD-1,2,3,4	Na準備試験 ■■■■ UTD-5, PIDO-2	Na総合試験 ■■■■ IDO-1,2,3,4	
<p><b>炉内試験</b></p> <p>(IGR施設)</p>		ガス圧試験 GP	壁破損試験 WF	ドライ総合試験 FD	Na総合試験 ID1 ID2

図3 IGR炉内・炉外試験スケジュール

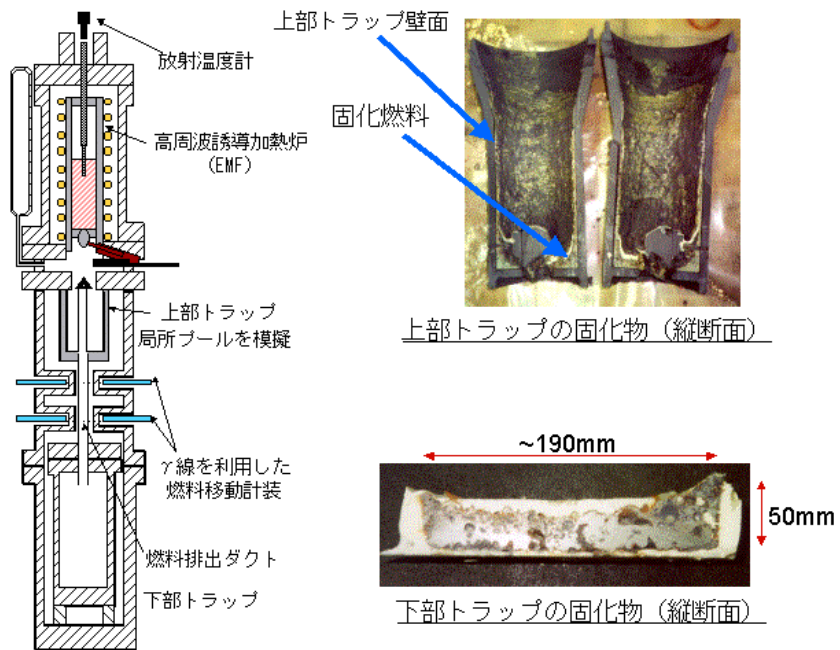


図4 UTD-2 試験装置概要と試験後の固化物

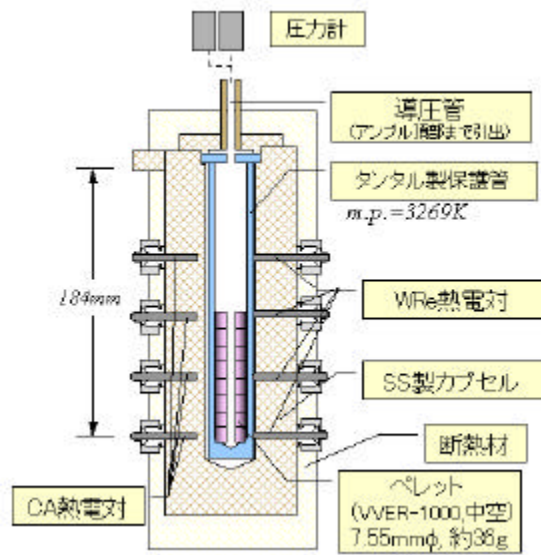


図5 GP試験カプセル

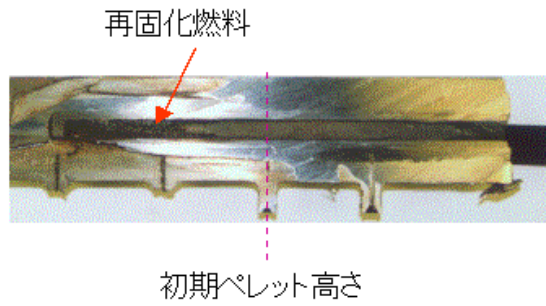


図6 GPカプセルの試験後切断面写真

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

5 - 1 ( 2 - 5 - 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)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 前田 幸基(まえだ ゆきもと)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話：029-267-4141

(Name) Yukimoto Maeda

(Title of Function) Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken, Japan, Tel:029-267-4141

### 【担当研究者名、所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 伊藤 和寛(いとう かずひろ:Kazuhiro Ito)、伊藤 主税(いとう ちから:Chikara Ito)、  
原野 英樹(はらの ひでき:Hideki Harano)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

(Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名:燃料破損時の運転手法最適化に関する研究)

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)]なし

[実証試験名(実施機関)]なし

[委託研究名(実施機関)]なし

### 【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: 140MW

### 【研究概要】

[研究の経緯]

原子炉内で燃料破損が発生した場合、破損の伝播を防止し、汚染の拡がりを抑止するため、燃料破損の発生時点及びその規模をいち早く検知し、破損した燃料集合体の位置を知ることが、プラントの安全性及び信頼性の向上、さらには、プラント運転員の被ばく低減や稼働率向上の観点から重要である。このため、燃料破損時の高速炉プラントの運転手法の最適化を図る必要がある。

## [ 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、最近の技術を取り入れて高度化する。高度化した破損燃料検出法を取り入れた場合の燃料破損時の高速増殖炉プラントにおける最適な運転手法を策定することによって、プラント運転における安全性と信頼性を向上させる。

## [ 研究内容 ]

### イ．FFD/FFDL システムの高度化に関する研究

「常陽」の運転を通して破損燃料検出システムの信頼度の向上を図る。特に、レーザ共鳴イオン化質量分析システム(RIMS)について、「常陽」のカバーガス等を用いた評価により、その適用性を確認する。

### ロ．燃料破損時のプラント運転手法の最適化に関する研究

燃料破損模擬試験により、破損燃料検出システムも含め、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運転手法の検証を行う。

イ．で高度化した破損燃料検出法を取り入れた場合の燃料破損時の最適なプラント運転手法を策定し、RTCB (Run to Cladding Breach) 試験で実証する。

## 【研究の達成目標（平成13年度）】

イ．RIMS の開発として、前年次計画で終えた Xe 検出部の整備に加えて、Kr 検出部の整備・調整を行う。

ロ．燃料破損模擬試験の実施計画の策定、試験用集合体製作等の準備を行う。

## 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

イ．単独又は複数の方式の組合せによる高速炉の FFDL システムの精度と信頼性向上のため、RIMS システムの開発を進めた<sup>(1)~(5)</sup>。この RIMS システムにより、タギング法におけるカバーガスの濃縮操作を省略でき設備の軽減と分析時間の短縮が図れる。また、破損燃料の燃焼度を推定し、被疑燃料集合体を絞り込むことによって、 SHIPPING 法における破損燃料の同定時間を短縮できる。

今年度は、「常陽」に導入した RIMS システムの Kr 検出部を開発した。Kr を測定するためには、Kr の共鳴イオン化に必要な 217nm のレーザ光を用いるが、これは Xe 用の 256nm より高エネルギーであるため、質量分析器の入口窓やレンズ等の光学機器での吸収が Xe 用レーザ光と比較して増大し、その結果、イオン化効率は減少し、Kr の信号強度は Xe に比べて小さい。また、レーザ光のエネルギーが高いことから、バックグラウンドとなる非共鳴成分の信号強度も強い。そこで、これらの問題点を改善し、Kr の検出を可能にするための研究開発を行った。

まず、非共鳴イオン化により生じる Ar イオンの影響を抑制するために質量分析器にマスゲートを設置した。これは、Ar イオンの入射に同期させて電場を発生させ、Ar イオンの飛行進路を曲げて検出部に到達しないようにするための装置であり、マスゲートの導入により、非共鳴イオン成分を低減できた<sup>(1), (2), (5)</sup>。さらに、非共鳴イオンの発生源となるレーザ光の散乱線を低減するため、除電器でレンズや質量分析計の入口窓等の表面から静電気を除去し、また、出口窓には適切に調整された偏光フィルタを設置して反射光の再入射を防止した<sup>(3)</sup>。併せて、レーザ光の偏光を考慮してエネルギーの損失を抑えたレーザ光路を設計して感度の向上を図り、レーザ光のビーム径を若干大きめに調整し、エネルギー密度を下げることによりレーザ出力の長期安定性を確保した<sup>(3)</sup>。これらの改良が施された「常陽」用 RIMS システムを図 1 に示す。

この装置で 10ppb の Xe 及び Kr の標準ガスを測定して得られた質量スペクトルを図 2、3 に示す。Ar 中の Xe 及び Kr を高感度かつ高分解能で測定でき、良好な質量スペクトルが得られることがわかった。また、標準ガス及び純 Ar ガスの測定の結果、Kr 一核種あたりの定量下限は 100ppt を得、また、Xe についても 2.2ppt まで性能を向上することができた。この結果、「常陽」において燃焼度推定による破損燃料集合体の絞り込みに適用できる検出性能を有することがわかった。これは、燃料破損時に炉内に放出された希ガス FP 核種を分析し、生成量が燃焼度に比例する安定核種と燃焼度に依らずに一定値となる短半減期核種との比から、当該集合体の燃焼度を推定する手法で、これを「常陽」に適用する場合に必要な一核種あたり 5ppb の分析が十分可能である結果を得た。また、Xe については「もんじゅ」タギング法にも適用できる性能(一核種あたり 7ppt)を有することがわかった<sup>(2), (3)</sup>。

ロ．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運転手法を確認するため、燃料破損模擬試験について、試験計画案を作成して試験の準備を進めた。

また、MK-III 炉心で計画されている燃料破損模擬試験に備えて、カバーガス中に放出された FP を除去するカバーガス浄化装置（CGCS）の機能確認試験を実施した。

#### (1) 燃料破損模擬試験の準備

燃料破損模擬試験は、燃料被覆管の燃料カラム部に人工欠陥を設けた試験用燃料要素を炉内で照射して行う。試験用集合体の構造・仕様は、過去に実施した燃料破損模擬試験と同様に、B 型照射燃料集合体にスリット付き燃料要素 2 本、校正用の燃料要素 1 本を装荷し、燃料ペレットは、MK-III の炉心燃料要素（内側炉心）相当とする。試験用集合体を炉中心に装荷し、原子炉出力 140MWt で約 1 日運転する。なお、これまでの試験経験から、スリット開口部から燃料要素内へ浸入したナトリウムと MOX 燃料の反応生成物が開口部を塞いだことによると考えられる FP 放出の抑制に至らないよう、FFD 信号を検出したら早期に原子炉を停止し、原子炉出力の再上昇操作は行わないこととする。

また、試験用集合体の製作の準備として、部材の一部を製作した。

#### (2) CGCS の機能確認試験

カバーガス中に放出される FP ガスによる放射能濃度を下げるため、「常陽」には CGCS が設置されている。CGCS は、液体窒素で冷却したチャコールフィルタ製の吸着床にカバーガスを通気させ、FP ガスを吸着して回収する装置である。CGCS 装置の概念図を図 4 に示す。今後、MK-III 炉心での本格運転が開始され、RTCB 試験や燃料破損模擬試験を実施することから、CGCS の機能確認試験を実施した。なお、CGCS の制御部は、旧式で老朽化が進んでいることから、設備を更新し、制御プログラムを制作した。同プログラムには、これまでの経験を踏まえて、工程をジャンプする機能や、保持温度、保持時間等をプログラム上で任意に変更できる機能を追加した。

機能確認試験は、カバーガスを模擬した清浄 Ar ガスを用いて行った。機能確認試験の工程を次に示す。

##### (a) 希ガス回収フィルター（フィルター）A-170 保持

フィルター A を -170 まで降温・保持して清浄 Ar ガスを通気させて回収する。

##### (b) フィルター A150 、フィルター B-170 保持

フィルター B を -170 、フィルター A を 150 として、フィルター A で回収した Ar ガスをフィルター B に移す。

##### (c) フィルター B-100 保持

フィルター B を -100 で保持して回収ガスを離脱させる。

##### (d) フィルター B150 保持

フィルター B を 150 として、残留ガスを貯蔵シリンダーに移送する。

機能確認試験結果例として、フィルター A における温度等の経時変化を図 5 に示す。フィルター A-170 保持の工程では、希ガス回収フィルター A を約 -160 から -196（液体窒素温度）で制御でき、フィルター A の出入口圧力や流量が安定していることを確認した。その他、各工程におけるフィルターの温度やバルブの制御、工程のジャンプなどの機能を確認した。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

イ．レーザ共鳴イオン化質量分析法(RIMS)を FFDL へ適用するため「常陽」に導入した RIMS システムの Kr 検出部を開発し、「常陽」での燃焼度推定による破損燃料の絞り込みが十分可能な検出性能を得た。

ロ．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運転手法を確認するため、燃料破損模擬試験について、試験計画案を作成した。

燃料破損模擬試験に備えるため、カバーガス浄化装置（CGCS）の整備を行った。

（今後の予定）

イ．破損燃料検出システムの信頼度の向上を図る。特に、「常陽」用 RIMS については、「常陽」カバーガス測定用システムを整備・調整し、測定精度を評価する。

ロ．これまでに策定した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運転手法を、燃料破損模擬試験で確認する。さらに、イ．で高度化した破損燃料検出法を取り入れた場合の燃料破損時の最適なプラント運転手法を策定し、RTCB 試験でその実証を行う。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

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

### 【研究成果の発表状況】

- (1) H. Harano, C. Ito, K. Watanabe and T. Iguchi, "Development of a RIMS-based FFDL system at the experimental fast reactor JOYO", The 10th International Symposium on Applied Electromagnetics and Mechanics, Tokyo, 2001
- (2) 原野英樹、伊藤主税、渡辺賢一、井口哲夫、「RIMSを用いたNa冷却高速炉用破損燃料位置検出システムの開発(2)」、第49回応用物理学関係連合講演会、平塚、2002年
- (3) 原野英樹、伊藤主税、有馬聡宏、山口勝行、「レーザー法による微量希ガス検出技術の「常陽」への適用」、JNC TN9400 2002-003 (2002年)
- (4) K. Watanabe, T. Iguchi, T. Ogita, A. Uritani and H. Harano, "Development of Failed Fuel Detection and Location Technique Using Resonance Ionization Mass Spectrometry", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 38, No. 10, pp. 844-849 (2001)

(発表予定)

- (5) H. Harano, C. Ito, K. Watanabe and T. Iguchi, "Development of a RIMS-based FFDL system at the experimental fast reactor JOYO", International Journal of Applied Electromagnetics and Mechanics

### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

( 参考文献 )

[ 海外の研究の現状と動向 ]

( 参考文献 )

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

高速炉用FFDLとして、RIMSの開発を行い、「常陽」での燃焼度推定が可能な検出性能を得た。また、燃料破損模擬試験の準備として、試験計画案の作成、試験用集合体の製作準備をした。

成果活用方策

[ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[ 説明欄 ]

「常陽」の運転に反映されるとともに、「もんじゅ」及び将来の高速炉の運転信頼性を向上させるための燃料破損時のプラント運転手法の技術基盤となる



計画の進捗状況

[チェック欄]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由：

)

計画以上に進捗した。

[説明欄]

予定どおりに高速炉用 FFDL として RIMS の開発を行うとともに、燃料破損模擬試験の準備を進めた。

【自由評価欄】

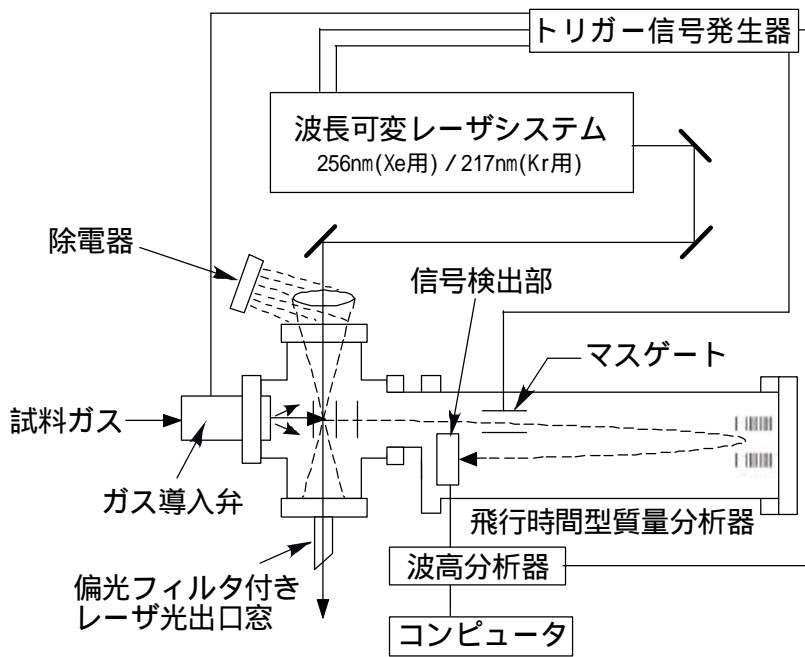


図1 「常陽」用 RIMS システム

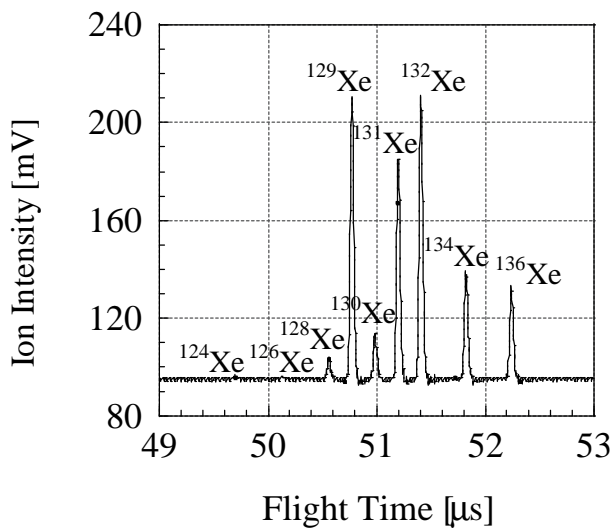


図2 Xe(10ppb)の質量スペクトル

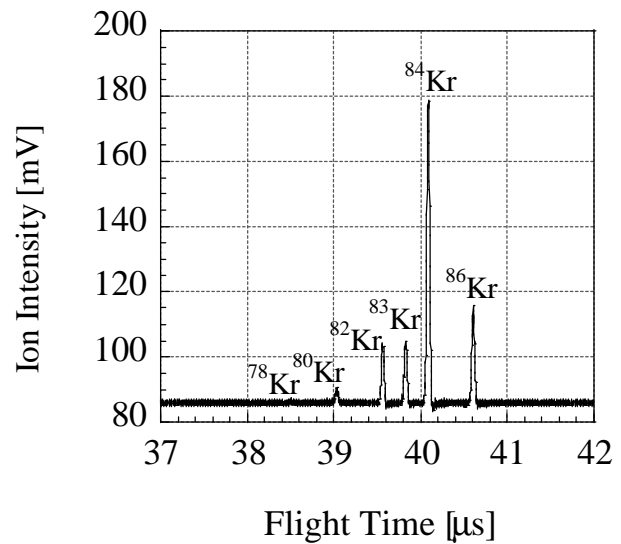


図3 Kr(10ppb)の質量スペクトル

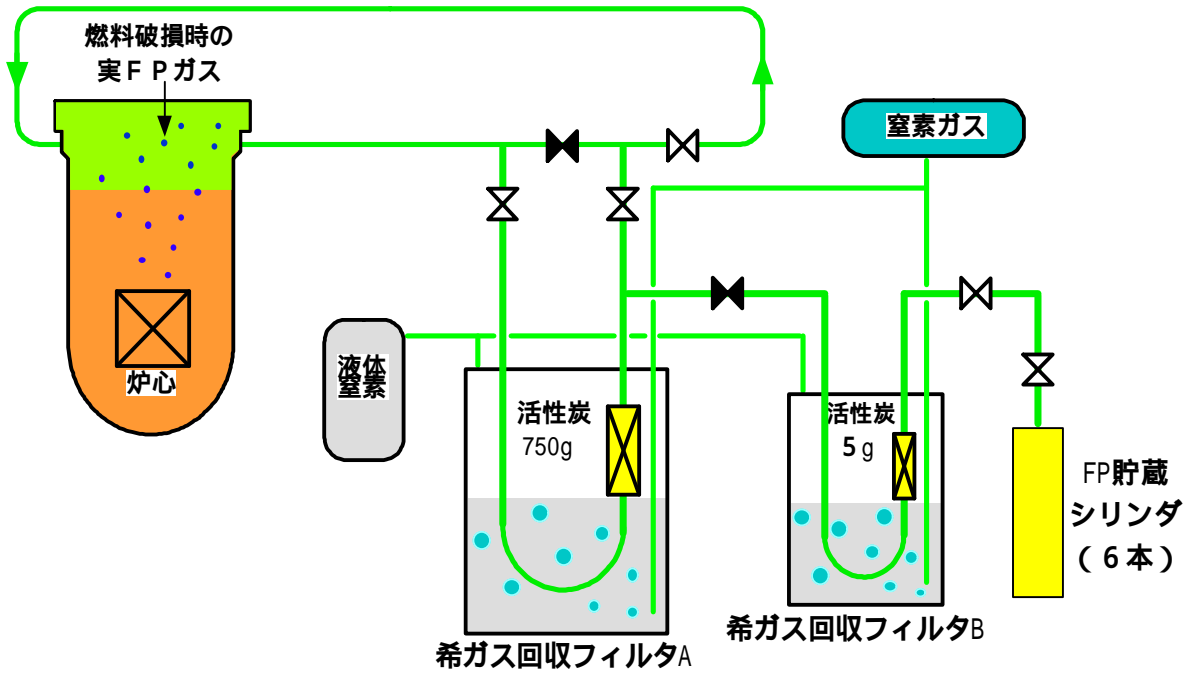


図4 「常陽」カバーガス浄化設備 (CGCS) の概念図

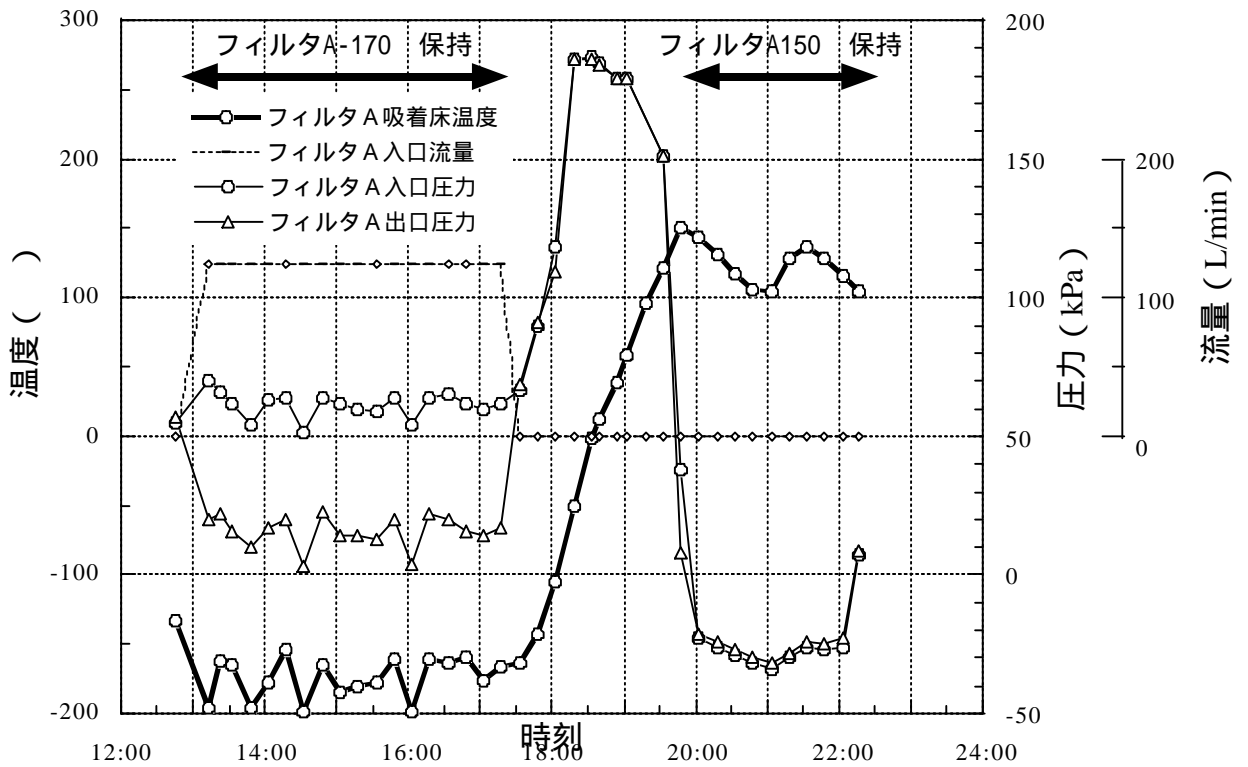


図5 CGCS 機能確認試験結果

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究5 - 2

### 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討

(Study on Reliability of the Failed Fuel Detection and Location System of Monju)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 弟子丸 剛英(でしまる たけひで)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木2丁目1番地、電話：0770-39-1031

(Name) DESHIMARU Takehide

(Title of Function) Reactor and Systems Engineering Section, Monju Construction Office

(Address and Phone) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan, Tel.:0770 39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 宇佐美 晋(うさみ しん:USAMI Shin)

斎藤 裕行(さいとう ひろゆき:SAITO Hiroyuki)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

(Reactor and Systems Engineering Section, Monju Construction Office)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続

(研究課題名:「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る予備的検討)

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

高速増殖原型炉「もんじゅ」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

高速増殖炉の安全性と信頼性を向上させるために、「もんじゅ」の破損燃料検出装置の燃料破損検出能力や破損燃料位置検出性能を確認し、その運転方法の最適化を図っていくことが必要である。

[研究目的]

「もんじゅ」で採用している破損燃料検出装置の検出性能を評価することにより破損燃料検出装置の信頼性を把握するとともに、破損燃料検出装置の運用方法の最適化を図る。

[研究内容]

イ.「常陽」における燃料破損模擬試験等を基に、「もんじゅ」における燃料破損時の核分裂生成物や

タグガスの1次主冷却材中への放出割合及びカバーガス空間への希ガスFP等の移行割合などを評価する。

- . イ . の評価結果等を基に、「もんじゅ」で採用している破損燃料検出装置（遅発中性子法、カバーガス法及びタギング法）の燃料破損の検出能力や破損燃料の位置同定能力を評価し、破損燃料検出装置構成の信頼性を把握する。また、破損燃料検出装置の最適な運用方法などについて検討する。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

- . 「もんじゅ」の性能試験結果に基づき、遅発中性子法破損燃料検出装置（DN法FFD）の燃料破損検出能力及び最適な運転方法について検討する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

- . 遅発中性子法破損燃料検出装置（以下、DN法FFD）は、燃料と1次冷却材Naが接触するような比較的大きな破損（開口破損）が発生した場合に、Na中に移行した遅発中性子先行核（Br-87、I-137等）から放出される遅発中性子をBF<sub>3</sub>比例計数管で測定することにより燃料破損を検出する装置である。DN法FFDは、1次主冷却系A～Cループに3本/ループの検出器が設置されており、燃料破損の規模に応じて、中央制御室に燃料破損警報信号を、また、2 out of 3 ロジックにより原子炉トリップ信号を発する。「もんじゅ」の破損燃料検出システムとDN法FFDの構成図を、それぞれ、図1及び図2に示す。

DN法FFDの燃料破損警報及び原子炉トリップ信号の設定値は、設計時に評価した燃料破損時の計数率予測値とバックグラウンド計数率予測値（45.4cps）に基づいて設定されており、設計当時より、定格出力運転時にバックグラウンド測定を行って当該設定値の見直すことが計画されていた。

そこで、今回、前回の性能試験（45%出力）時のDN法FFDのバックグラウンド測定結果に基づき、定格出力運転時のバックグラウンド計数率を予測するとともに、DN法FFDの燃料破損警報及び原子炉トリップの信号設定値の見直しを行った。

- (1) DN法FFDのバックグラウンド計数率に係わる性能試験結果：

原子炉運転時に、DN法FFDのバックグラウンド計数率に寄与する中性子源には、以下の3種類がある。第1は、炉心からの漏えい中性子であり、第2は、コンクリート、特に、含水量の多いパラライトコンクリート中の重水素と1次Na中のNa-24の高エネルギー線（2.75MeV）との（ $\gamma, n$ ）反応によって発生する光中性子である。そして、第3は、1次Na中の不純物ウランの核分裂生成物によって生ずる遅発中性子である。

前回の性能試験の45%出力での原子炉トリップ時におけるDN法FFDの計数率変化の一例を図3に示す。これより、DN法FFDの計数率の減衰曲線の半減期は、光中性子を生成するNa-24の半減期（15hr）と殆ど同じであることがわかった。一方、Arカバーガス中のXe及びKrの放射能の測定結果から、1次Na中の不純物ウランから生ずる遅発中性子の寄与は無視できると判断され、これより、DN法FFDのバックグラウンド計数率に寄与する大部分の中性子は光中性子であることが明らかとなった。また、DN法FFDの定格出力時のバックグラウンド計数率は設計値（45.4cps）の約1/45の約1cpsとなることが予測された。これは、遮蔽性能などが設計より良好で、設計では、炉心からの漏洩中性子、1次冷却系室の線レベル及び1次Na中の不純物を安全側に多めに見積もったためと考えられる。

- (2) DN法FFDに係わる運転方法の検討

DN法FFDの定格出力時のバックグラウンド計数率が設計値の約1/45の約1cpsと推定されることは、DN法FFDによる早期燃料破損検出の観点では安全側であるが、以下の課題がある。

DN法FFDの検出器の健全性が確認しにくい。

DN法FFDの設定値は、バックグラウンド計数率の倍数（警報：3倍、原子炉トリップ：38倍）で設定されているため、誤警報、誤トリップの可能性が大きくなる。

に関しては、低出力運転状態でも10cps程度のバックグラウンド計数率の得られる中性子源（Am-BeまたはCf）の設計検討とその設置構造図面作成、及び検出器のメンテナンス方法の検討等を行った。

また、に関しては、DN法FFDのバックグラウンド計数率を約10cpsに設定するとともに、警報及び原子炉トリップ信号の設定値としてバックグラウンド倍数ではなく絶対値設定を使用する方法の検討を行い、設計の感度評価検討書及び設定値リストの記載内容等を見直す見直しを得た。なお、本検討において、設計上の要求事項（冷却材との接触面積が2cm<sup>2</sup>相当の燃料破損を60秒以内に検出して燃料破損警報を発生し、冷却材との接触面積が50cm<sup>2</sup>相当の燃料破損を60秒以内に検出して原子炉トリップ信号を発生。）は満足するように考慮した。

### 【研究の達成状況（平成13年度）】

□．現在、DN法FFDの警報及び原子炉トリップ信号の設定値は、バックグラウンド計数率の倍数で設定されているため、それらをバックグラウンド計数率の実状に適合させて、DN法FFDの運転信頼性を向上させていくことは重要である。今回、前回の性能試験（45%出力）時のDN法FFDのバックグラウンド測定結果に基づき、定格出力運転時のバックグラウンド計数率を予測し、その予測値に基づいて、DN法FFDの健全性確認を可能とするシステムの検討を行うとともに、併せて、燃料破損警報及び原子炉トリップ信号の設定値の見直しによるDN法FFDの運転信頼性向上を図る検討を行ったので、当初の目標を達成した。

（今後の予定）

- イ．「常陽」で過去に実施されたFFDL炉内試験等の結果を燃料破損時のFPの放出割合等の評価に反映させる。
- ．希ガスFP等の燃料ピンガスプレナム移行量を評価する。
  - ・DN法FFDのバックグラウンド計数率については、定格出力運転後も監視を行い、DN法FFDの運転信頼性の向上に反映させていく。
  - ・タギング法破損燃料検出装置等の信頼性向上に向けた運用方法の検討を行う。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

□．実機のDN法FFDの信頼性向上に向けた設備改造や運用方法の見直しに反映する。

### 【研究成果の発表状況】

なし

（発表予定）

なし

### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

民間では行われていない。

（参考文献）

なし

[ 海外の研究の現状と動向 ]

海外では行われていない。

（参考文献）

なし

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由：

計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

)

【自由評価欄】

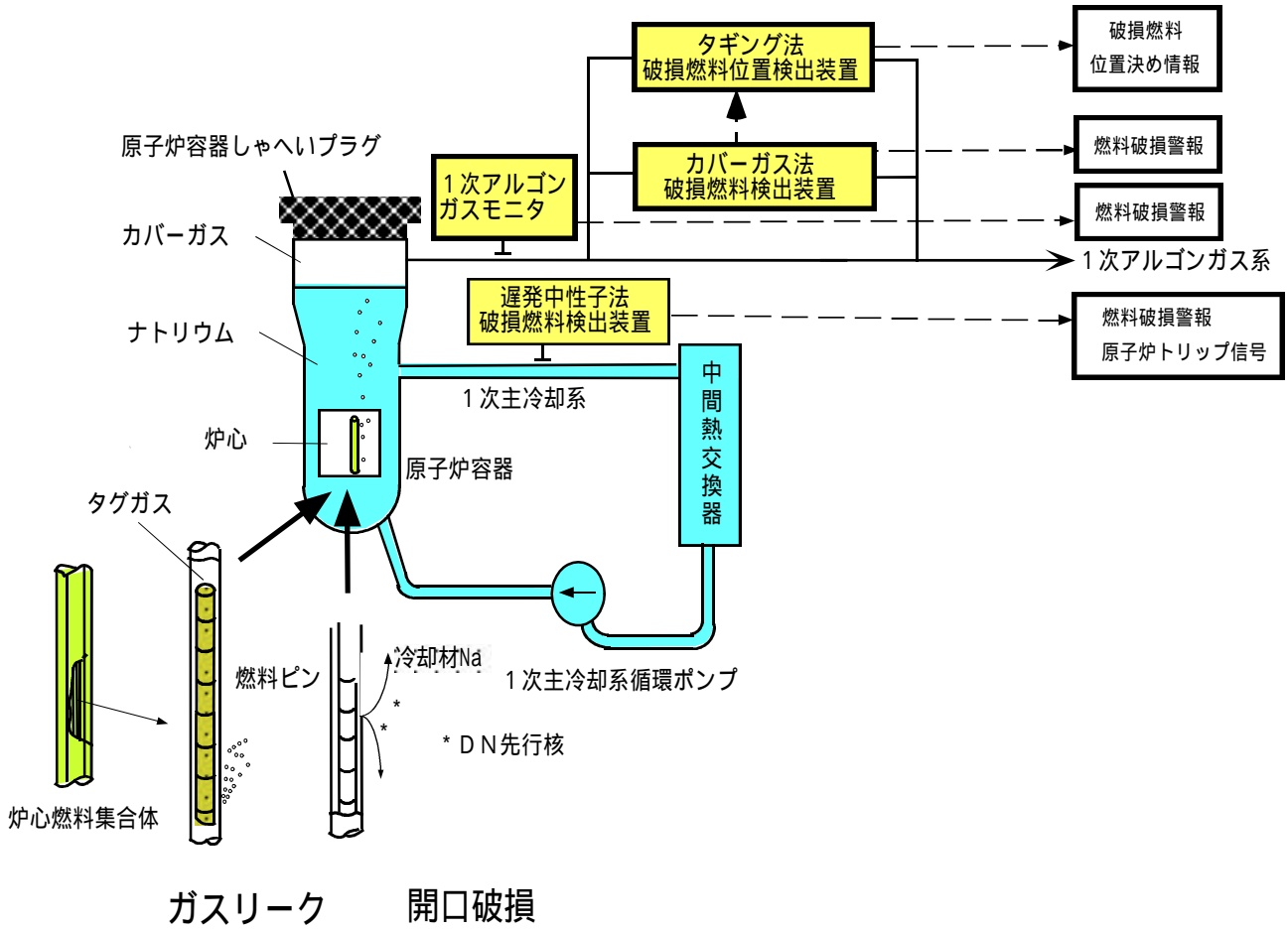


図1 破損燃料検出システムの構成図

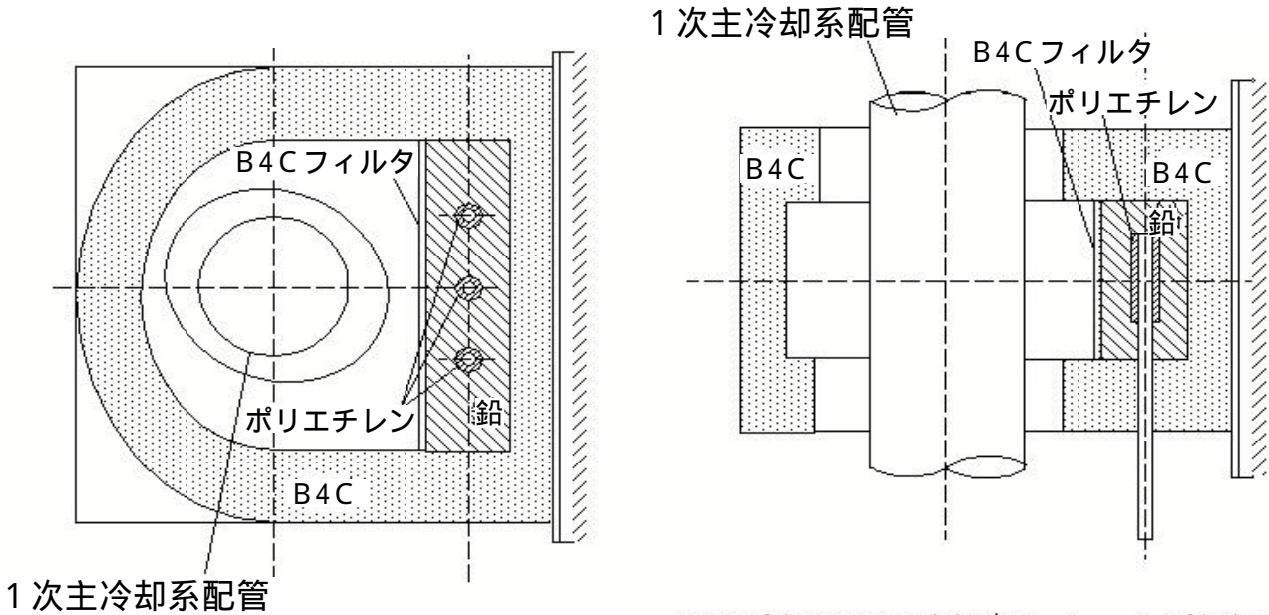


図2 DN法FFD減速しゃへい体断面図



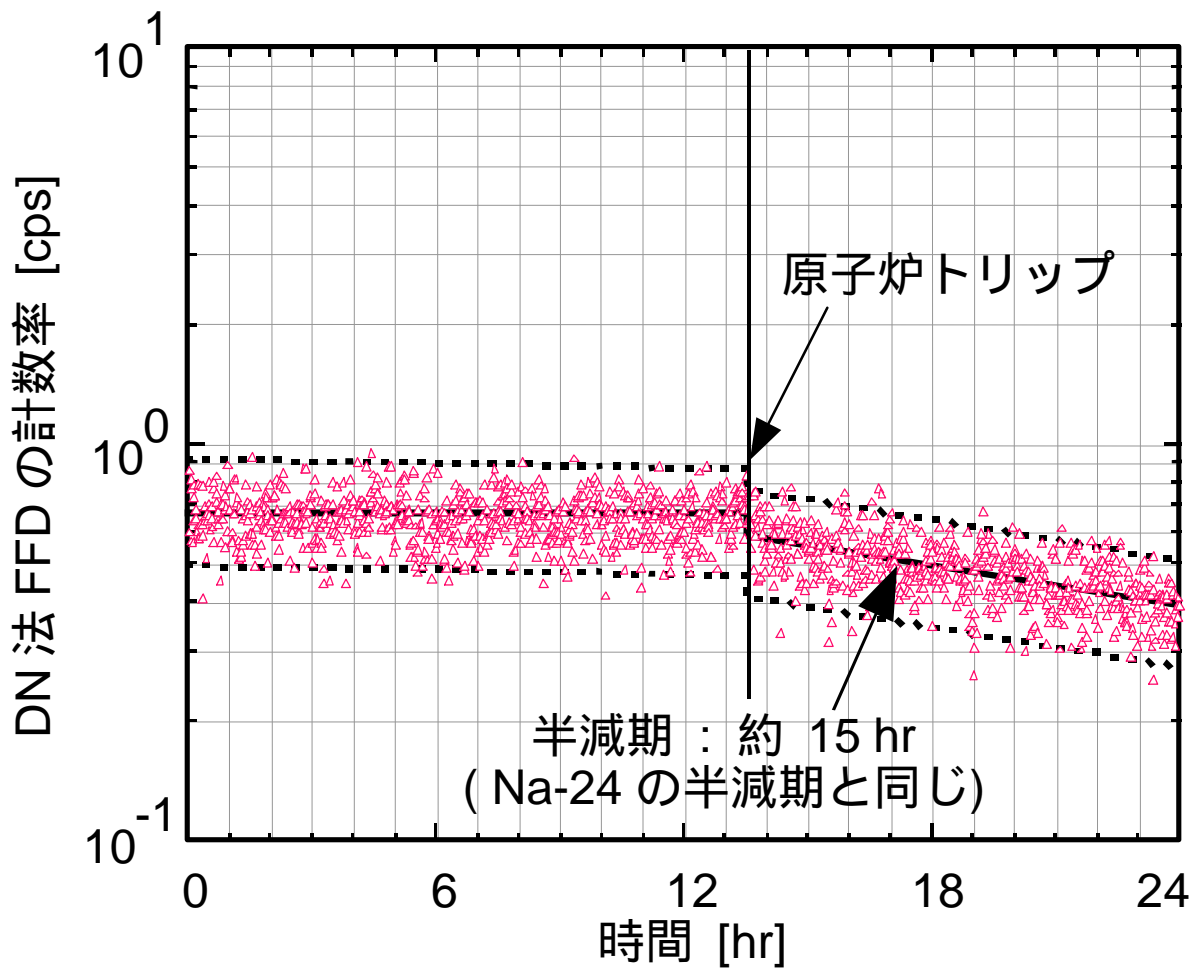


図3 45%出力からの原子炉トリップ時の  
 DN 法 FFD の計数率変化

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

5 - 3 ( 2 - 5 - 2 )

## 【研究課題名(Title)】

高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究 (Research on sodium removal and disposal in FBR)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 三宅 収(みやけ おさむ)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新技術開発試験グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 電話：029-267-4141

(Name) Osamu Miyake

(Title of Function) New Technology Development Group, Advanced Technology Division,  
O-arai Engineering Center

(Address and Phone) Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-1393, Japan, Tel.: 029-267-4141

## 【担当研究者名及び所属 (Name, Title of Function)】

[氏名] 平川 康 (ひらかわ やすし : Yasushi Hirakawa)

[氏名] 松本 寿之(まつもと としゆき : Toshiyuki Matsumoto)

[氏名] 吉田 英一(よしだ えいいち : Eiichi Yoshida)

[所属] 大洗工学センター 要素技術開発部 新技術開発試験グループ

(New Technology Development Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

ナトリウム洗浄基礎試験装置(大洗工学センター内設置)

ナトリウム転換基礎試験装置(大洗工学センター内設置)

## 【研究概要】

[研究の経緯]

国内において、放射性ナトリウムが付着残留した複雑かつ大型の機器に適用可能なナトリウム洗浄手法の特性データ(ナトリウムの洗浄(反応)の進展性等)に関しては定量的なデータが取得されおらず、また多量の放射性ナトリウムを処分する技術や洗浄・処分後の廃液等の処理法が確立されていない状況にある。将来のナトリウム冷却炉の廃炉措置を考えると、国内において放射性ナトリウムの洗浄処理技術を確立する必要があることから、これらの研究を展開する。

[研究目的]

高速炉のメンテナンスや廃炉時における放射性物質を含む機器付着ナトリウム及び大量のナトリ

ウムを安全かつ経済的に洗浄・処理する技術基盤を確立するために、反応現象や影響を与えるパラメータの明確化、モニタリングや制御技術の高度化及び保管・貯蔵技術の検討を行う。

[ 研究内容 ]

イ . ナトリウム洗浄技術に関する試験

機器付着ナトリウムの洗浄に影響を与える被洗浄物に付着するナトリウムの性状の効果や圧力、温度、洗浄溶媒等の洗浄条件の効果を確認するための試験を実施する。

ロ . ナトリウム処理技術に関する試験

大量のナトリウムを化学的に安定な化合物に変換するための反応に関する現象把握、影響を与える各種因子を把握するための試験を実施する。

ハ . 廃棄物保管体に関する検討

放射性ナトリウム化合物の長期保管を可能とするため、保管用固化体の構造健全性、最終生成量、コストについて調査を行うとともに試験に着手する。

【研究の達成目標（平成13年度）】

イ . 大型ナトリウム機器に適用可能と考えられる密閉蒸気洗浄法に関して、ナトリウム洗浄特性に影響を及ぼすと考えられる各種因子の影響を調査する。

ロ . ナトリウムを苛性ソーダに転換する際の反応現象を把握するための試験装置製作と装置性能確認。

ハ . ナトリウム化合物を固化体として長期保管するための固化手法を調査する。

【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

イ . 密閉蒸気洗浄法に関してナトリウム洗浄特性に影響を及ぼす因子として、ナトリウムの相状態（固相、液相）、ナトリウム温度、供給するガスの湿度などが考えられる。ここでは、常温で液体であるナトリウム - カリウム共晶合金 (Na-K) を用いた液相状態での洗浄特性ならびに炭酸ガスによる安定化処理状況を確認するための調査実験<sup>(1)</sup>を実施した。

図 - 1 及び 2 に実験結果の一例を示す。本実験では、ベッセル等の容器下部に付着残留するナトリウムを密閉蒸気洗浄法にて除去する際のナトリウム洗浄（反応）速度を定量的に調査することを目的としている。供試材には固相ナトリウムと液相ナトリウムを模擬した Na-K 共晶合金を用いた（実験に使用した試験装置には、ナトリウムを溶融させる機能がないことから、液相ナトリウムの代替として常温で液体である Na-K 共晶合金を使用）。試験条件は、温度 8 ~ 12 °C、湿分 8 ~ 11g/m<sup>3</sup>、キャリアガスは窒素 (N<sub>2</sub>) である。得られた主な結果を以下に示す。

- ・ NaK と Na では化学組成が異なることから直接比較することはできないが、低温の湿り窒素ガスとの接触による液相 NaK の反応速度は固相ナトリウムより 2 倍程度速い結果が得られていることから、効率良く（短時間で）洗浄する手段としてナトリウムを液相状態にすることは有効であると推定できる。
- ・ 溶融ナトリウムを模擬した NaK（共晶合金）と湿り N<sub>2</sub> ガスとの反応挙動は、大別すると 4 つの段階があり（図 - 2）、定常時は第 3、第 4 段階の繰り返しである。第 3 段階では、反応速度の鈍化 / 停止が認められ、生成した水素ガスが反応水溶液中に滞留することが要因であると推察される。実機プラント機器を密閉蒸気洗浄法でナトリウム洗浄を行う場合には、このような水素ガスの滞留を避けることが反応速度の維持につながると考えられる。

また、試験装置にナトリウムを溶融させる加熱装置を取り付ける工事を完了させ、液相のナトリウムを使用した実験に着手した。

ロ . アメリカなど国外の技術動向を調査しその成果を取り入れた形で、ナトリウムを苛性ソーダに転換する際の反応現象を把握するナトリウム転換基礎試験装置の製作を完了し、予備実験<sup>(2)</sup>により性能を確認した。図 - 3 には試験装置の構成を、図 - 4 に予備試験の結果の一例を示す。

- ・ 本試験装置は、溶融ナトリウムを苛性ソーダ水溶液中に注入させて処理するために、ナトリウム系、苛性ソーダ系、排ガス系、窒素ガス及び純水等のユーティリティの計 4 系統で構成されている。（図 - 3 参照）
- ・ ナトリウムの注入量は、最大 10 kg/h とした。苛性ソーダ水溶液中へナトリウムを注入する際には、安全および反応効率の面においてできる限り小さな液滴とする必要があるため、ナトリウム注入ノズル部には注入されたナトリウムにガスを吹き付けて微粒化させる機構（ガスアトマイジング方式）を採用している。
- ・ ナトリウムの注入により刻々変化する反応容器内の苛性ソーダ濃度を把握するために、各温度、濃度における苛性ソーダ中の音速を測定し、音速値から苛性ソーダ濃度を得るための校

正曲線を求めた。(図 - 4 参照) 図中のシンボルは実験データ、曲線は近似式の結果である。

ハ．既存の固化手法についてナトリウム化合物への適用性を調査した。(表 - 1) これをもとに、固化体に充填できる苛性ソーダの量や設備投資費用、固化体製作に係わる処理作業の簡便性などの観点から有望と考えられる廃液スラグ固化法にて固化試験体を試作し、特性調査実験を実施した。

#### 【研究の達成状況(平成13年度)】

イ．ナトリウムの相状態(固相、液層)が洗浄特性に与える影響を把握するため、常温で液体である Na-K 共晶合金を用いた予備試験を実施し、特性を把握した。また、ナトリウムを溶融できるよう装置改造を行い、パラメータ試験に着手した。

ロ．ナトリウム転換基礎装置の製作/据え付け工事を完了し、性能を確認した。

ハ．廃液スラグ固化法にて固化試験を実施し、苛性ソーダ固化技術の見通しが得られた。

(今後の予定)

イ．ナトリウムの相状態(固相、液相)及び供給湿度量をパラメータとした実験を実施し、ナトリウム洗浄速度の定量データを継続取得する。

ロ．ナトリウムを苛性ソーダに転換する際の反応現象データ及び最適な装置システムの構築/運転条件等のハード/ソフト面のデータを取得、蓄積する。

ハ．廃液スラグ固化法にて試作した固化体の健全性を確認すると共に、実機レベルの量にて固化体の試作及び固化体の物性等を調査する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

イ、ロ、ハ

化学的に活性かつ放射性物質を含むナトリウムを安全に、経済的にかつ廃棄物処理を考慮した洗浄及び処理を行うことにより、高速炉の各種機器のメンテナンスを容易にし信頼性を向上させるとともに、運転時のみならず廃炉時においても環境への負荷が少ないナトリウム冷却高速炉の実用化に資する。本研究で得られる洗浄・処理及び保管用固化体に関する技術を確立し、放射性ナトリウムの処理、処分における安全評価の判断材料として活用する。

#### 【研究成果の発表状況】

(1)平川 康、郡司 茂、山本 晋平、仲井 悟、ナトリウム洗浄技術開発 - 溶融 NaK 洗浄基礎実験 -、JNC TN9400 2001-079(2001)

(2)大道 正雄、川崎 弘嗣、遠藤 康志、仲井 悟、大量ナトリウムの処理技術開発 - ナトリウム転換基礎試験装置の製作と試運転結果 -、JNC TN9410 2002-004(2002)

(発表予定)

#### 【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

イ、ロ、ハ

民間企業での研究はなし

(参考文献)

[海外の研究の現状と動向]

イ、ロ、ハ

米国:EBR-II では、全てのナトリウムを ANL 法にて(苛性ソーダ中にナトリウムミストを噴霧)70wt%以上の苛性ソーダ(常温で固体)に転換し、ドラム缶に封入、固化し、アイダホ環境技術国立研究所内(INEEL)の廃棄物処分施設で処分した。

仏国:RAPSODIE の1次ナトリウム(37ton)は NOAH 法(苛性ソーダ液面にナトリウムを注入)により苛性ソーダに転換し、ラ・アージュ再処理工場にて中和処理に使用された。

(参考文献)

**【研究評価（自己評価）】**

成果の達成レベル

[チェック欄]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[説明欄]

成果活用方策

[チェック欄]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[説明欄]

計画の進捗状況

[チェック欄]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

（その理由：

計画以上に進捗した。

[説明欄]

**【自由評価欄】**

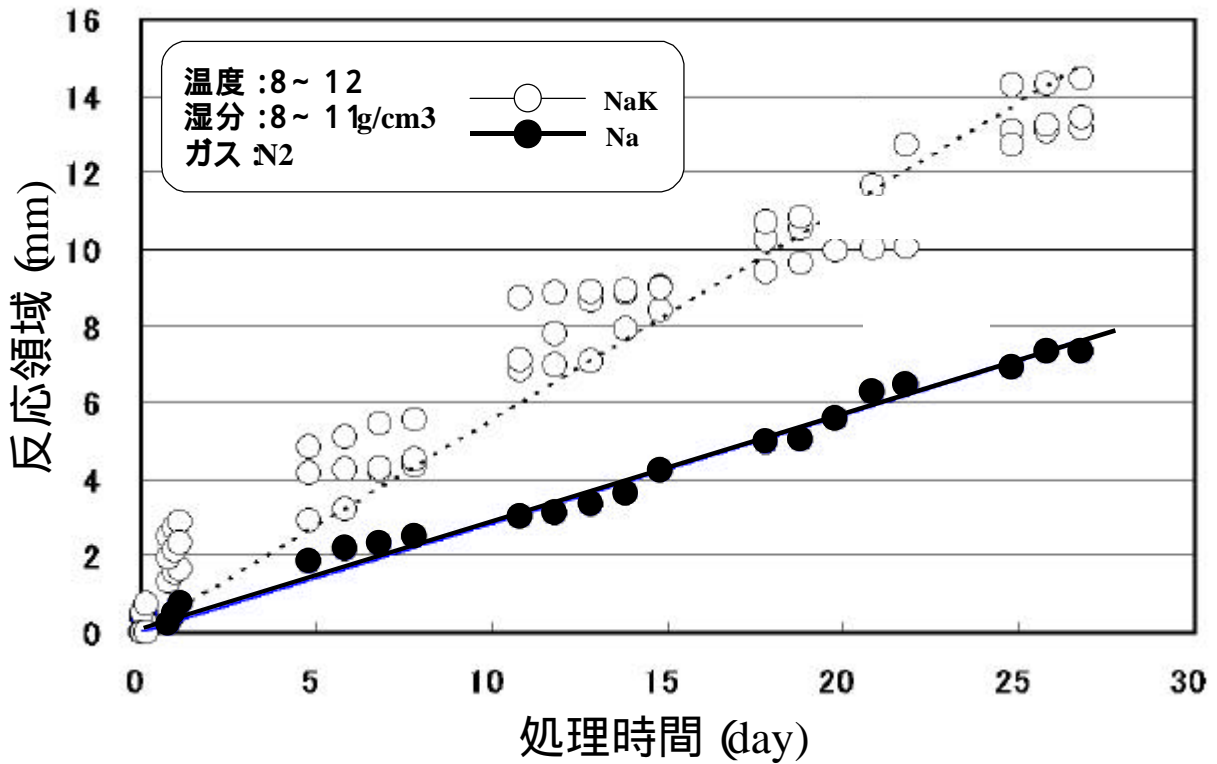


図 - 1 NaとNaKの反応速度 (湿り窒素雰囲気)

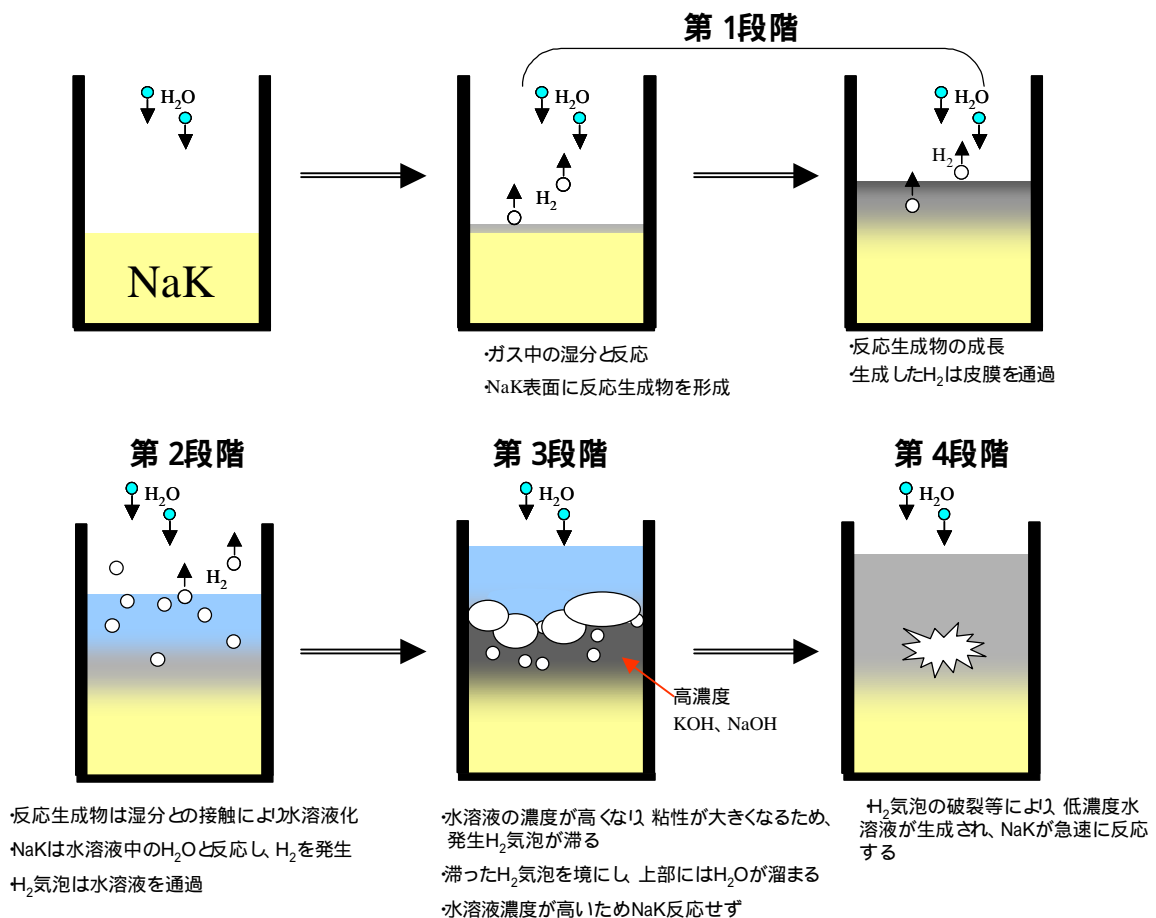


図 - 2 NaKの反応模式図 (湿り窒素雰囲気)

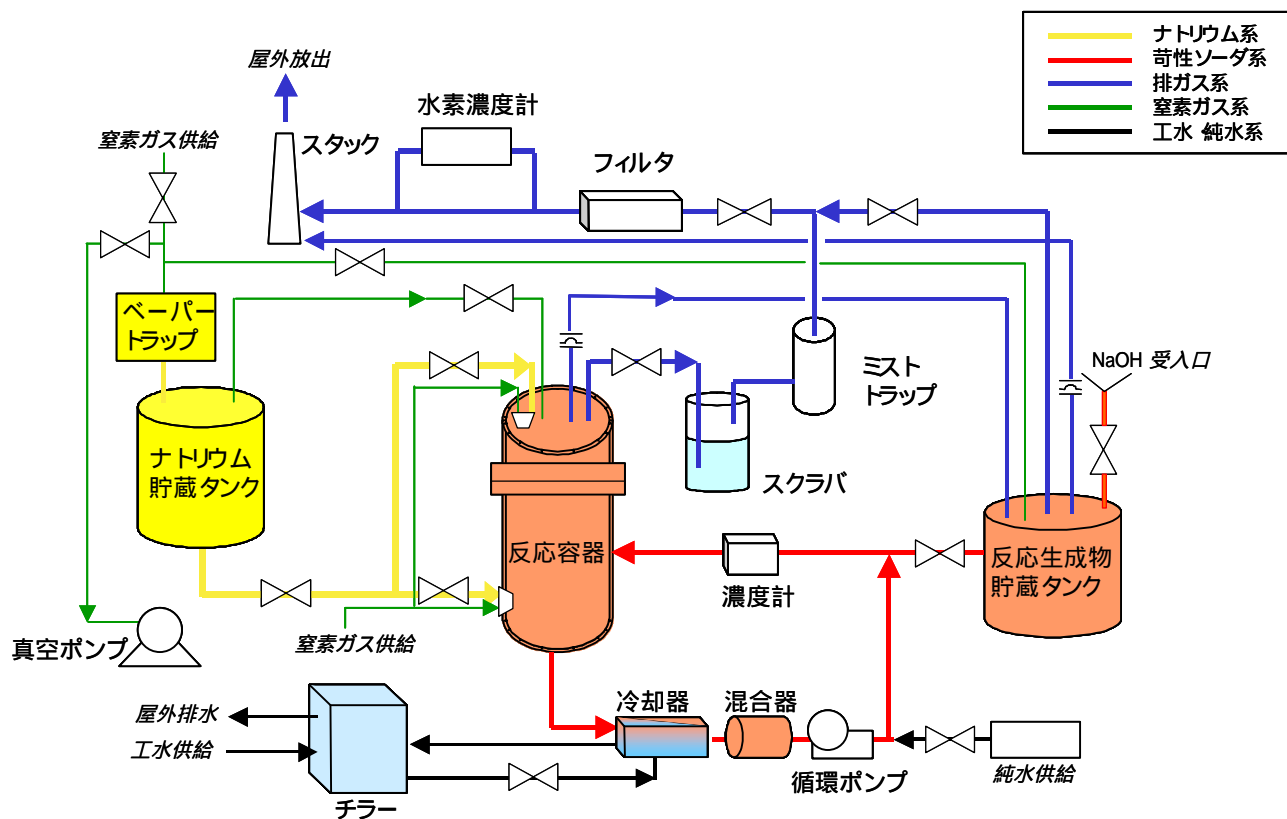


図 - 3 ナトリウム転換基礎試験装置構成図

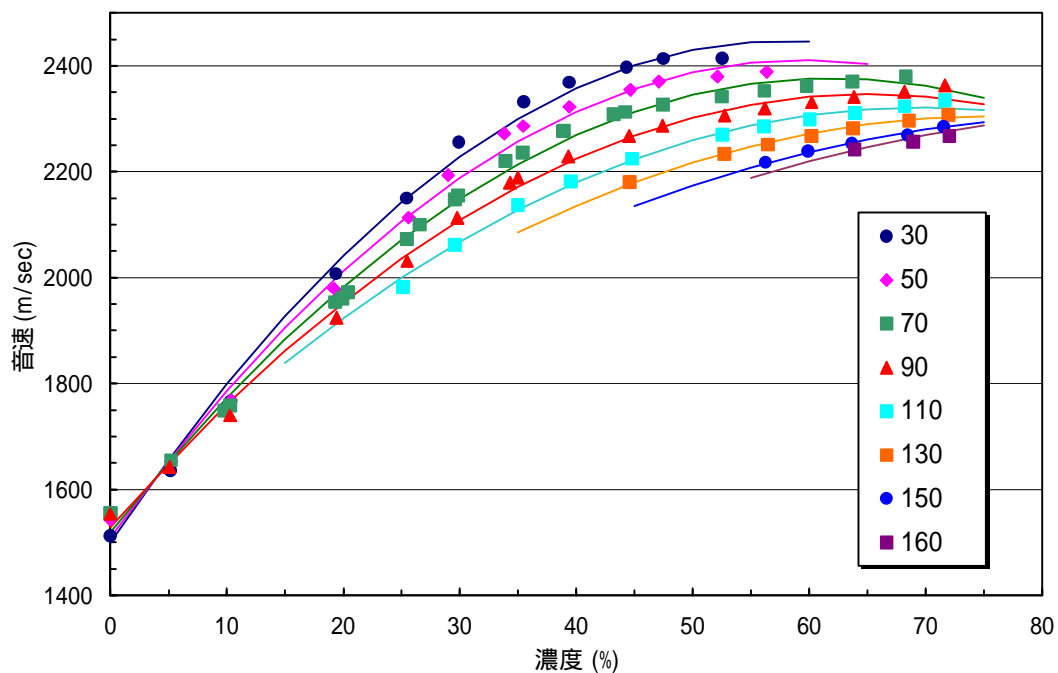


図 - 4 各温度における苛性ソーダ中音速と濃度の関係

# 表 - 1 各種固化手法の比較検討

No.	固化名称	簡略処理フロー	特 徴	NaOH充量率(固形分) (Kg/200リットルドラム缶)	設備規模
1	廃液セメント固化		・濃縮廃液とセメントを直接混合処理し、ドラム缶内に均一固体化させる方法。廃液充量率は200リットルドラム缶あたり約100Lと小さい。	約20	小
2	粉砕セメント固化		濃縮廃液を乾燥粉砕後、セメントスラリーと直接混合処理し、ドラム缶内に均一固体化させる方法。	約80	中
3	蒸発乾固+セメント固化		濃縮廃液を容器内で蒸発固体化させ、乾燥処理を行い、セメントスラリーと直接混合処理し、ドラム缶内に均一固体化させる方法。	約100	大
4	ペレットセメントガラス固化 (ペレット)		廃棄物発生量の低減と減容を目的として、廃棄物の乾燥・破砕したペレットをドラム缶に充填後、セメントガラス注入して固型化する方法。	約110	大
5	プラスチック固化		濃縮廃液等の廃棄物を乾燥粉砕後、プラスチック重合物と混合し固型化する方法。	約110	大
6	アスファルト固化		渣状またはスラリー状の廃棄物と溶融アスファルトとを加熱しながら混合処理することにより水分を蒸発除去し、残った固形分をアスファルト中に均一分散させ、容器に充填し自然冷却し固型化する方法。	約60	中
7	超濃縮スラグセメント固化		濃縮廃液の前処理後、超濃縮のみ、超濃縮(固形分濃度60wt%)を行いセメントまたはスラグと混合し固型化する方法。	約130	中
8	廃液スラグ固化		濃縮廃液をスラグと混合し固型化する方法。	約150	小
9	ガラス固化		高レベルの放射性廃液を含む濃縮廃液をガラス成分と混合し、1000℃以上の高温に加熱し、水分・揮発成分を除去後、放射性物質を含んだ溶融ガラスを専用の金型容器(キャニスター)に流し込み、自然冷却し固型化する方法。	約110	大



## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 5-4

### 【研究課題名(Title)】

「常陽」高性能化プラントの性能評価 (Plant Characteristics Evaluation of JOYO)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 前田 幸基 (まえだ ゆきもと)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 電話番号 029-267-4141 ext.(5410)

(Name) Maeda Yukimoto

(Title of Function) Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center, Japan Nuclear Cycle Development Institute

(Address and Phone) 4002 Narita, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-1393 JAPAN, Tel 029-267-4141 ext.(5410)

### 【担当研究者名、所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 則次 明弘 (のりつぎ あきひろ : Akihiro Noritsugi) \*1、

山崎 学 (やまざき まなぶ : Manabu Yamazaki) \*1、

磯崎 和則 (いそざき かずのり : Kazunori Isozaki) \*2

[所属] \*1 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 原子炉第一課

(JOYO Operation Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center)

\*2 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 原子炉第二課

(JOYO Maintenance Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続 (研究課題名 : )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名 (実施機関)] なし

[実証試験名 (実施機関)] なし

[委託研究名 (実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

高速実験炉「常陽」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

「常陽」では、これまで、MK-、MK-炉心の総合機能試験や性能試験を通じ、プラントの安全性を確認するとともに、得られたデータにより炉心・プラントの性能評価を行い、設備や運転手法の改善を図り、「もんじゅ」への反映等を行ってきた。MK-炉心への改造後も同様に炉心・

プラントの性能評価を行い、「常陽」、「もんじゅ」はもとより、将来の FBR の安全性向上に資するための研究を行う。

#### [ 研究目的 ]

MK-III 炉心として高度化改造した「常陽」において、総合機能試験、性能試験を実施し、プラントの安全性を確認するとともに、得られたデータによりプラントの性能評価を行い、設備や運転手法の改善策をまとめ、安全性の向上に資する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ．総合機能試験の実施

改造したプラントの総合機能試験を実施し、原子炉運転前の Na プラントとしての信頼性及び安全性を確認する。

##### ロ．性能試験の実施

高性能化プラントの性能試験を実施し、炉心及びプラントの特性を把握するとともに、原子炉が安全かつ安定に運転できることを確認する。

##### ハ．高性能化プラントの総合評価

イ．及びロ．で得られた試験データを基に、設計との比較を行うことにより、炉心・冷却系等の設計の妥当性を評価する。また、これらの評価を基に、「常陽」の安全性をより向上させるための設備や運転手法の改善策をまとめる。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

イ．総合機能試験を実施する。

ロ．性能試験の実施要領書案を作成する

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

高速実験炉「常陽」では、照射能力向上のためのMK- 計画を推進している<sup>1),2)</sup>。MK- 計画は、炉心の高中性子束化、照射運転時間の増大及び照射技術の高度化を目的としており、炉心の高中性子束化に伴い原子炉出力が現状の1.4倍（熱出力140MWt）となることから、原子炉冷却系の除熱能力を向上させるための冷却系改造工事が平成12年11月から平成13年9月の間に行われた。改造工事により更新された機器については、個々の機器を系統から切り離れた状態においてその機能を確認する「単体機能試験」を行い、続いて系統と接続した状態でシステムとしての機能を確認する「総合機能試験」を行う。単体機能試験及び総合機能試験により改造工事に関連する機器及びシステムとしての健全性を確認した後、原子炉を起動して段階的に原子炉出力を上昇させ、最終的には原子炉を定格出力運転へと移行しながら原子炉プラントとしての性能を確認する「性能試験」を行う。平成13年度は、総合機能試験の一部を実施し、性能試験の準備として試験実施要領書案を作成した。

#### イ．総合機能試験の実施

##### 1. 概要

総合機能試験の目的は、原子炉冷却系の改造工事において、更新あるいは改造された各系統の設備や機器が据付けられ、調整された後、プラントを構成する設備、機器としての機能及び性能を確認し、MK- 性能試験に移行できる条件を確立することである。総合機能試験は、プラント状態により以下の5段階に分類され、(1)～(4)を総合機能試験（その1）、(5)を総合機能試験（その2）と称する。

なお、2次主循環ポンプモータの交換及び平成13年10月31日に発生したメンテナンス建家における火災の影響で工程が遅れたため、平成13年度に終了する予定であった(4)の温態待機時試験「MK- 炉心構成前」のうち、一部が未実施となっている。

##### (1) 常温中試験（系統温度：約30℃）

冷却材ナトリウム（以下、「Na」）を原子炉容器内を除く冷却系統からドレンした後、冷却系統が常温の状態で行い、設備・機器が所定の機能を有することを確認する。

##### (2) 昇温中試験（系統温度：約30℃～200℃）

Naの充填に先立ち、予熱状態における系統の気密性、機器の動作、熱変位及び更新した主中間熱交換器と主冷却器の昇温特性等を確認し、Naの充填に支障のないことを確認する。

##### (3) Na純化運転中試験（系統温度：200～250℃）

冷却系改造工事によって系統内に混入した不純物（主に空気中の酸素）をNa純化系統に設置しているコールドトラップにより捕獲し、プラグング計によりNa純度を基準値以下にできることを確認

する他、Naを充填する際、プロセス計装系の校正試験等を行う。

(4) 温態待機時試験「MK- 炉心構成前」(系統温度：200～250 )

冷却系統へNaを充填した状態において、改造あるいは更新した機器の機能及び性能を確認するため、1次主冷却系統では予備試験、2次主冷却系統では本試験を実施する。

(5) 温態待機時試験「MK- 炉心構成後」(系統温度：200～250 )

MK- 炉心を構成し、炉心圧損を含むすべてのMK- プラント条件が揃った状態で、1次冷却系統の機能及び性能を確認する他、総合的なプラント機能の確認を行う。各試験のリストを図1に示す。

## 2. 試験結果

平成13年度に実施した総合機能試験のうち、プラント管理上重要な試験項目として、冷却系改造工事に伴い更新した主中間熱交換器の昇温特性試験及び冷却系改造工事によって1次冷却系統内に混入した不純物除去を目的に実施した1次系Naの純度測定試験の結果を以下に示す<sup>1)</sup>。

### 2.1 主中間熱交換器昇温特性試験

#### 2.1.1 1次冷却系予熱系統の概要と試験目的

1次冷却系統の主配管及び主要機器(原子炉容器、主中間熱交換器、主循環ポンプ等)は、Na漏洩防止の観点から内管と外管または内容器と外容器からなる二重構造を採用しているため、1次冷却系統の主配管及び主要機器の予熱には、二重構造のアニュラス部に加熱した窒素ガスを循環させる予熱窒素ガス循環方式を採用している。その他の配管及び機器(ダンプタンク等)の予熱には、電気ヒータ方式を採用している。予熱窒素ガス系統は、窒素ガスを循環させる窒素ガスブロワ、電気ヒータにより窒素ガスを加熱する加熱器及び原子炉容器、主冷却系統に通気するガス量を調節する弁等から構成される。冷却系改造工事期間中は、主中間熱交換器の交換作業に伴い、主冷却系統への加熱窒素ガスの通気を停止する一方、原子炉容器内のNa温度保持のため、原子炉容器廻りへの通気を継続した。

主中間熱交換器昇温特性試験は、冷却系改造工事によって更新された主中間熱交換器を加熱窒素ガスの通気によって、常温の状態から約200℃まで昇温する際の昇温特性を確認するものである。

#### 2.1.2 旧主中間熱交換器昇温時の問題点

加熱窒素ガスの循環によって1次冷却系統の昇温を行う場合、対象物の外側から熱を伝えるため、配管は短時間で昇温が完了となるが、主循環ポンプや主中間交換器等の機器類は、内部が目標温度に到達するまで時間を要する。特に、内部に構造物が多い主中間熱交換器の昇温に時間を要する。しかし、「常陽」MK-、MK- で使用した旧主中間熱交換器の温度計装系は、内容器の表面温度計のみで、内部温度を直接確認する計装系がなかったため、コールド施設の大型機器の昇温試験データを基にした昇温特性から、加熱窒素ガスの通気開始から14日間の通気状態保持をもって昇温完了と判断していた。このため、熱衝撃防止の観点からは十分安全側であったが、昇温工程の最適運用の観点からは、必ずしも十分なものとは言えなかった。

#### 2.1.3 主中間熱交換器温度計装の改良

更新された新主中間熱交換器の温度計装系には、従来の表面温度計の取り付け位置に加えて、主中間熱交換器の中心部に設置されている2次冷却系Naのドレン配管の3ヵ所に温度検出器が設置された。これにより主中間熱交換器の昇温時における内部温度の推移を確認できるようになった。

製作メーカーによる主中間熱交換器の昇温解析によれば、従来の昇温率(主中間熱交換器壁面下部の実績値：+20℃/h)で昇温を行った場合、主中間熱交換器内部の温度上昇が飽和するまでの時間は、加熱窒素ガスの通気開始から約4日間であった。

#### 2.1.4 主中間熱交換器昇温試験操作

1次冷却系統の昇温操作は、予熱窒素ガス系統の主冷却系統出入口弁を開として、加熱した窒素ガスを通気するものである。昇温率の調整は、主冷却系統出口弁の開度を調節することで行う。昇温率の制限は、1次冷却材の温度変化率の制限と同様に+50℃/hで管理されるが、従来の加熱窒素ガス通気操作による旧主中間熱交換器の昇温率実績値は約+20℃/hである。今回は、更新した主中間熱交換器の最初の昇温操作であるため、本試験における昇温率は、実績値の1/2である+10℃/hを目標とし、制限値を+20℃/hとして、加熱窒素ガスの通気操作を実施した。

#### 2.1.5 結論

加熱窒素ガスの通気開始とともに、主中間熱交換器の壁面温度が応答良く上昇を始め、内部温度は遅れて上昇したものの、通気を開始してから約 5 日で内部温度の上昇は飽和し、壁面との温度差も 10 以内で安定した。また、昇温率についても、通気操作全般を通じて約 10 /h 以内に調整できた。

これまで、定期検査時の工程管理では、1 次冷却系統の予熱開始から、Na を充填するまで 2 週間を確保してきたが、主中間熱交換器の昇温率を従来の 1/2 程度としても、これを 1 週間程度に短縮できることが確認できた。図 2 に主中間熱交換器昇温特性、図 3 に主中間熱交換器昇温率特性を示す。今回の結果により、常温状態から冷却材 Na 充填状態に至るまでの主中間熱交換器温度計装の機能及び主中間熱交換器の健全性、冷却系統の予熱機能を確認できた。また、主中間熱交換器への熱衝撃を防止して、構造健全性を担保した上で、昇温工程の短縮化を図ることが可能となった。

## 2.2 1 次系 Na 純度測定試験

### 2.2.1 冷却材 Na の純度管理の概要と試験目的

Na によるステンレス鋼の腐食は、Na 中の不純物濃度、特に酸素濃度を低く保つことによりその促進を抑制することができる。「常陽」では、燃料被覆管及び 1 次冷却系の配管・機器にステンレス鋼が使用されているため、冷却材 Na 中の酸素濃度の維持基準値を 10ppm 以下としている。

1 次系 Na 純度測定試験は、主中間熱交換器の更新に伴い、系統内に混入した不純物（主に空気中の酸素）を Na 純化系統に設置しているコールドトラップにより捕獲し、Na の純度を維持基準値以下にできることを確認するために実施するものである。

「常陽」の Na 純化系統は、Na 精製系であるコールドトラップと Na 純度測定系であるブラギング計等から構成される。コールドトラップは、Na 中の不純物（主に酸化物）の溶解度が温度低下とともに減少することを利用して、Na を冷却することにより不純物を析出させ、これをコールドトラップ内のステンレス鋼製の金網に捕獲し、取り除く装置である。ブラギング計は、コールドトラップの原理と同様に、不純物の析出によるオリフィス部の流量の低下を検出し、その時の温度（ブラギング温度）を測定する装置である。ブラギング温度と溶存酸素濃度の関係は、Eichelberger の換算式

$$\log S = 6.239 - 2447 / T$$

（ここで S は酸素濃度（ppm）、T は絶対ブラギング温度（K））

を用いて求めている。酸素濃度の維持基準値である 10ppm に相当するブラギング温度は、約 194 であり、保安規定では、1 次冷却材 Na の純度管理として、ブラギング温度が 200 以下であることを 1 日に 1 回確認することとしている。

### 2.2.2 1 次系 Na の純化工程

「常陽」の 1 次冷却系統には、Na を保有するタンクが 3 基（ダンプタンク A/B、オーバフロータンク）あり、冷却系改造工事中に不純物が混入した Na を効率良く純化するため、以下の工程により純化運転を行い、ブラギング温度を 200 以下に維持管理する。

#### (1) 初期純化・Na 充填

冷却系改造工事期間中にダンプタンク（B）内にドレン・保持されていた冷却材 Na の純度を測定した後、コールドトラップにより純化を行い、純度維持基準値を満足した Na を原子炉容器に汲み上げ、1 次冷却系統に充填する。

#### (2) Na ドレン・再純化

1 次冷却系統の機器及び配管表面に付着した不純物を充填された冷却材 Na でフラッシング（主循環ポンプを運転しての Na 強制循環によるフラッシングは実施せず）した後、ダンプタンク（A）に Na をドレンする。ドレン後、Na の純度を測定し、再びコールドトラップにより純化を行う。

#### (3) オーバフロータンク内 Na 純化・再充填

ダンプタンク（A）の Na 純化終了後、冷却系改造工事期間中にオーバフロータンク内に保持されていた冷却材 Na の純度を測定し、コールドトラップにより Na の純化を行い、再び原子炉容器へ Na を汲み上げ、1 次冷却系統に充填する。

#### (4) ドレン循環による系統純化運転

オーバフロー系により原子炉容器への Na 汲み上げを継続し、オーバフロータンク内の Na をコールドトラップにより純化する。この時、主循環ポンプと原子炉容器とを接続する主冷却系統の配管から少量の Na をオーバフロータンクにドレンし、系統内の Na の循環を促進させるドレン循環を実施する。

#### (5) 通常純化運転

ドレン循環による系統純化運転を終了した後、1 次主循環ポンプの運転による Na の強制循環にて冷却系統内をフラッシングし、新たに Na 中に溶け出す不純物をコールドトラップにより除去する。

### 2.2.3 1次系 Na 純度測定試験結果

#### (1) 初期純化・Na 充填

ダンプタンク(B)の純化では、純化運転前のプラグング温度は 144 であった。純化運転により、1次冷却系統に Na を充填する時のプラグング温度は 128 となった。

#### (2) Na ドレン・再純化

1次冷却系統のフラッシング及びドレン後のダンプタンク(A)の Na のプラグング温度は 166 、ダンプタンク(A)純化運転終了時のプラグング温度は 128 であった。

#### (3) オーバフロータンク内 Na 純化・再充填

オーバフロータンク純化前のプラグング温度は 150 であった。プラグング温度 140 まで純化した後、再び系統への Na 充填を行った。

#### (4) ドレン循環による系統純化運転

ドレン循環初期のプラグング温度は 145 となったが、純化運転の継続によりプラグング温度は 127 となった。

#### (5) 通常純化運転

1次主循環ポンプの起動によるプラグング温度の上昇傾向はみられなかったことから、Na の充填・ドレン及びドレン循環によって十分な系統のフラッシングが行われたと考えられる。

### 2.2.4 結論

一連の純化運転工程を通して、プラグング温度は 200 以下に保持され、純度維持基準値を満足している。図 4 に純化運転期間中の Na 純度データを示す。今回の結果により、プラントを安全かつ安定に運転するための Na の純化能力を有していることが確認できた。

また、冷却系改造工事に伴う 1次冷却系統への空気混入による酸素濃度の上昇は、300ppm 以下を目標としており、この値に相当する混入不純物量は、約 419g-O であるが、プラグング温度データから純化運転期間中にコールドトラップが捕獲した不純物量は、383g-O と推測されることから、冷却系改造工事期間中の作業管理が適切に行われたと言える。表 1 に改造工事に伴う不純物混入量予測と不純物捕獲量を示す。

## 3. まとめ

M K - 冷却系改造工事が終了した後、機器の単体機能試験及び総合機能試験により、常温状態から冷却材 Na 充填状態に至るまでの機器の機能及び健全性、冷却系統の予熱機能及び冷却材 Na の純化機能等を確認することができた。その他の試験についても、それぞれの試験で定めた目的を満足する試験結果が得られている。

### □ . 性能試験の実施

M K - 性能試験の準備として、試験期間のプラント状態表を作成し、それに基づき、各試験項目の実施要領書案を作成した。東海事業所における M K - 燃料の製造データ及び M K - 移行炉心から装荷した M K - 外側燃料 20 体の燃焼組成に基づいて炉心管理計算を行い、M K - 性能試験用の炉心構成を決定するとともに、性能試験における過剰反応度等を予測した。また、性能試験で実施する電源喪失試験、手動スクラム試験等を予測評価するため、「常陽」のプラント動特性解析コード "Mimir-N2" を用いた解析を行った。

M K - 性能試験以降の定格出力運転において実施する炉内の出力分布及び中性子束分布の詳細測定のための核特性測定試験については、核特性測定用炉心燃料集合体に装荷するドシメータキャプセルの製造を終了し、東海事業所において集合体の製造に着手した。

## 【研究の達成状況(平成 13 年度)】

### イ . 総合機能試験の実施

メンテナンス建家において発生した火災の影響により工程が遅れたため、一部の試験を実施できなかったが、それ以外の項目については予定どおり試験を実施し、プラントの安全性及び安定性を確認するとともにプラント管理に必要なデータや知見を蓄積した。

### □ . 性能試験の実施

計画どおり性能試験各項目の実施要領書案を作成し、核熱・プラント特性の予測評価を実施した。

(今後の予定)

以下の工程で総合機能試験、性能試験を実施し、プラントの安全性を確認するとともに、得られたデータによりプラントの性能評価を行い、設備及び運転手法の改善策をまとめる。

・総合機能試験(MK-炉心構成前)	平成14年4月	～	平成14年5月
・MK-炉心構成	平成14年6月	～	平成15年1月
・2次純化系コールドトラップ交換	平成14年8月	～	平成14年10月
・総合機能試験(MK-炉心構成後)	平成15年1月	～	平成15年3月
・格納容器全体漏洩率試験	平成15年4月	～	平成15年5月
・性能試験	平成15年7月	～	平成15年10月
・MK-完成(使用前検査合格取得)	平成15年10月末		

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

#### 【研究成果の発表状況】

- 1) 則次明広、山崎学、他、“「常陽」MK-総合機能試験”、13年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」, UTNL-R 0416 (2002年3月)
- 2) T. AOYAMA, T. ODO, S. SUZUKI and S. YOGO, “Operational Experience and Upgrading Program of the Experimental Fast Reactor JOYO,” *Proc of IAEA Technical Meeting on Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors*, Cadarache France, March 11-15, 2002, to be published.

(発表予定)

なし

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

実用化戦略調査研究(FS)を含め、高速炉に関するプラント性能評価までの研究は行われていない。他の炉型で、民間以外の研究機関では、原研大洗のHTTRが使用前検査に合格し、炉心及びプラントの性能評価に関する成果が報告されている。

(参考文献)

- (1)馬場治, 国富一彦他、高温工学試験研究炉(HTTR)の出力上昇試験計画、X0587B 日本機械学会年次大会講演論文集(2000)
- (2)中川繁昭, 斎藤賢司, 他、HTTR出力上昇試験の制御特性試験計画 JAERI-TECH-2000-009 (2000)

[ 海外の研究の現状と動向 ]

他の炉型に関する報告例はあるが、高速炉に関しては、新たな原子炉の建設、または大規模な改造に伴う炉心及びプラントの性能評価は行われていない。

(参考文献)

#### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由：二次主循環ポンプモータの交換及び平成 13 年 10 月 31 日に発生したメンテナンス  
建家における火災の影響で工程が遅れたため、予定していた総合機能試験のうち、一部が未実施  
となった。)

計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

## 総合機能試験の項目

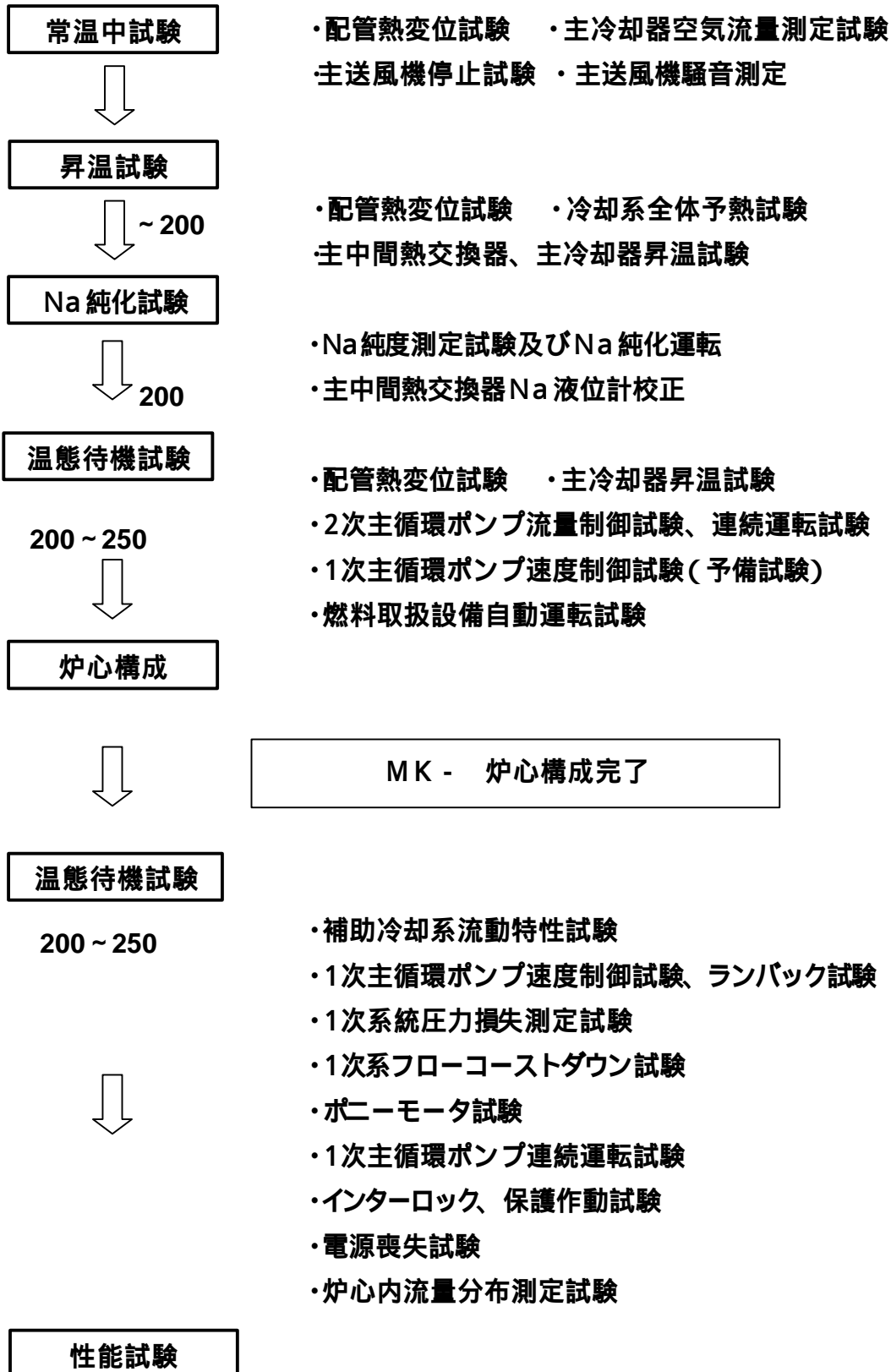
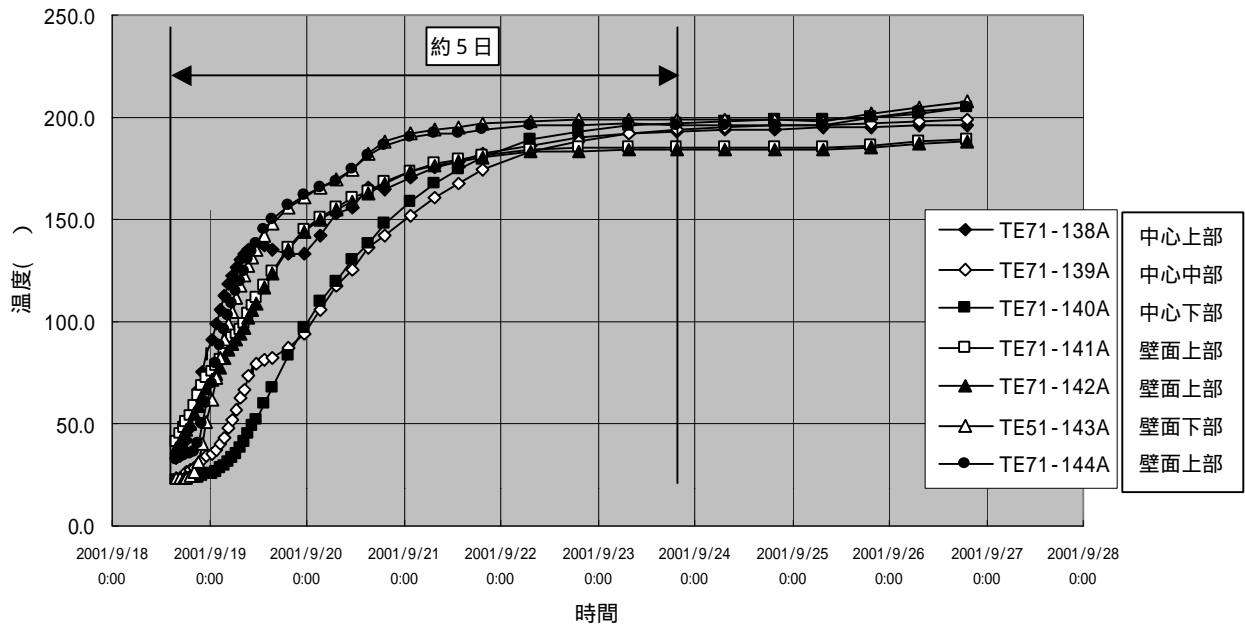


図 - 1 総合機能試験



IHX(A)昇温特性試験結果



IHX(B)昇温特性試験結果

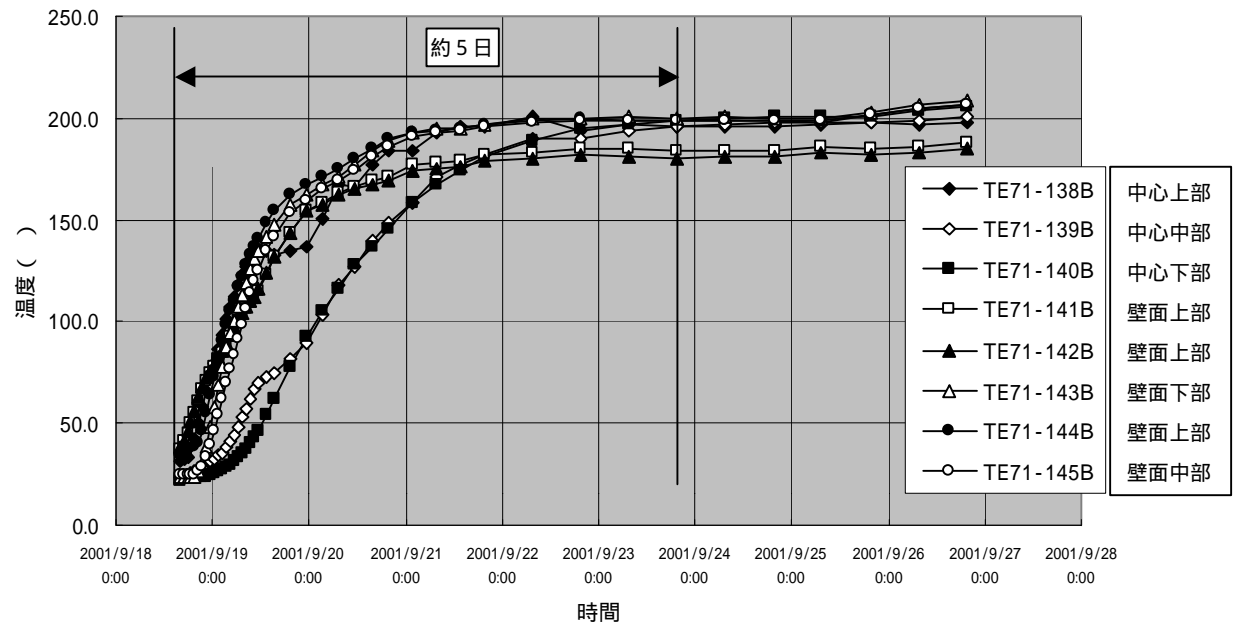
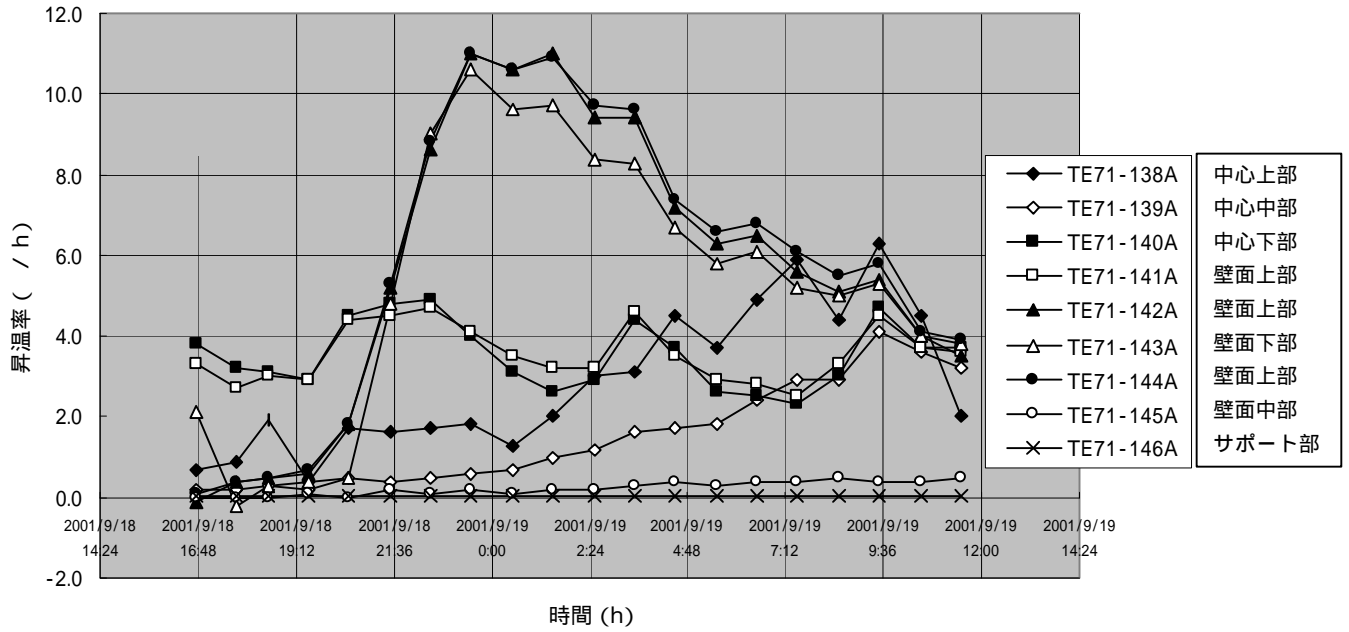


図 - 2 主中間熱交換器昇温特性

IHX(A)昇温率变化



IHX(B)昇温率特性

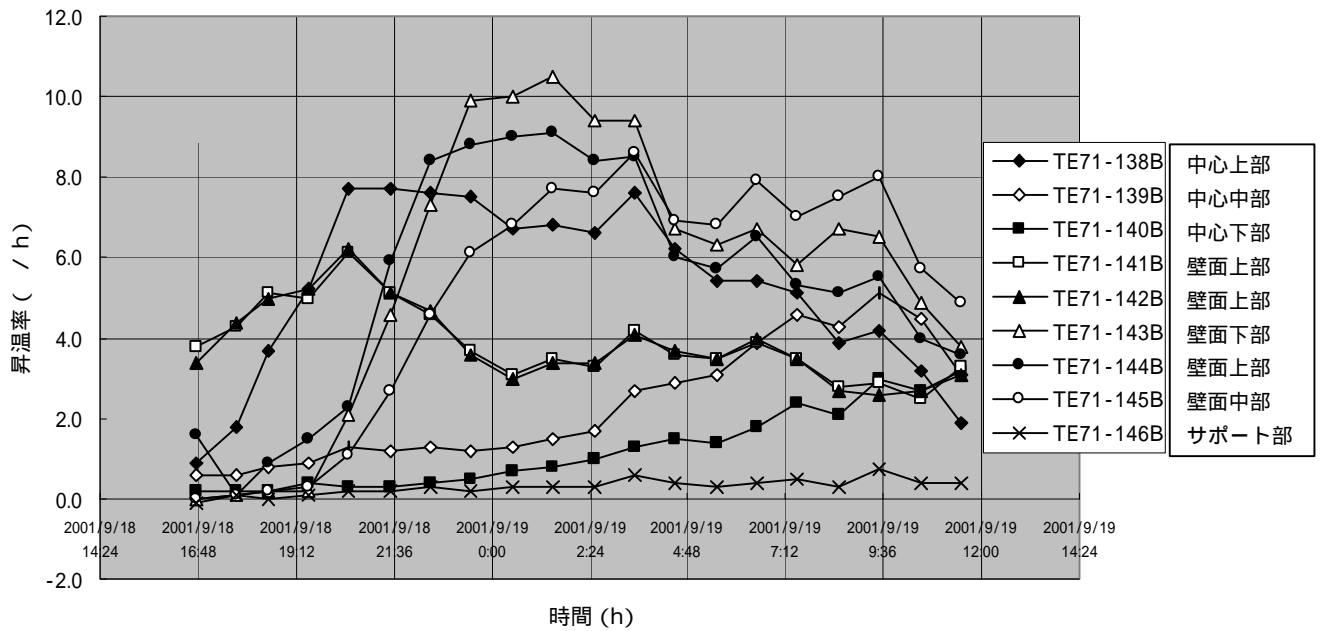


図 - 3 主中間熱交換器昇温率特性

温度

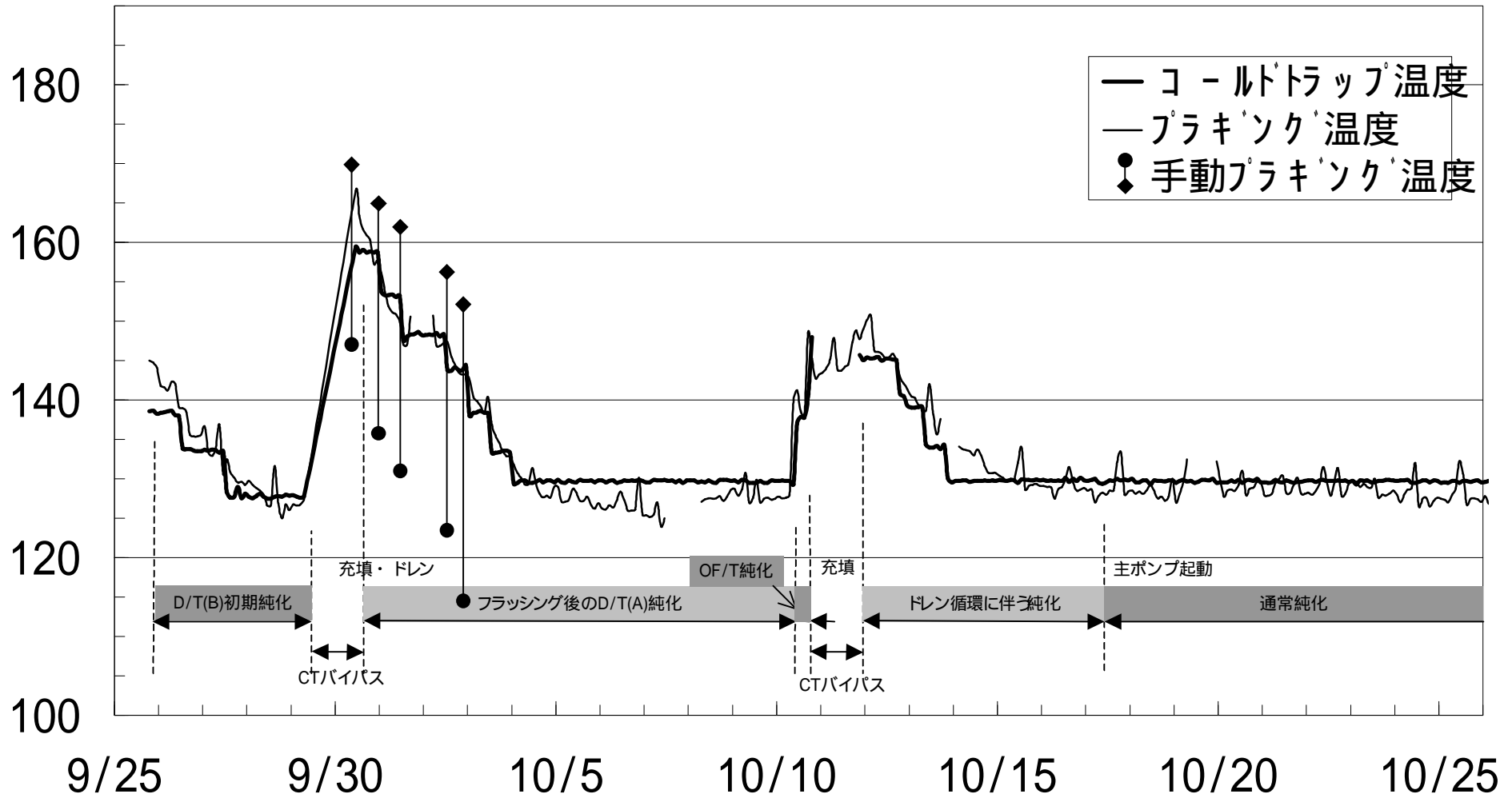


図 - 4 1次系ナトリウム純度データ

# 表 - 1 MK - 改造工事に伴う不純物混入量予測と不純物捕獲量

## 1. MK - 改造工事に伴う不純物混入量予測

主中間熱交換器更新に伴う機器・配管等の表面付着不純物量	カバーガス中の不純物量
主中間熱交換器表面積 1002.0m <sup>2</sup> (A・B2基分) 付属配管表面積 21.8m <sup>2</sup> (A・B2基分) 単位面積あたりの酸素付着量 0.33g/m <sup>2</sup> -O  $0.33 \times (1002.0 + 21.8) = 337.85g - O$	カバーガス容積 190.2m <sup>3</sup> *1 *1 1次冷却系の全容積からナトリウム及び工事期間中に 隔離状態となる部分の容量を差し引いた容積  ・冷却系改造工事におけるプラント管理上のカバーガス中酸素濃度は 300ppm以下を目標としている。これを用いて求めると  $300 \times 10^{-6} \times 32 / 22.4 \times 10^{-3} \times 190.2 = 81.5g - O$
合 計 + = 419.35 g - O	

## 2. 純化運転期間中におけるコールドトラップ不純物捕獲量

No.	工程	ブラキンク 温度( )	D/T(A) 温度( )	D/T(A) 容量(m <sup>3</sup> )	D/T(B) 温度( )	D/T(B) 容量(m <sup>3</sup> )	OF/T 温度( )	OF/T 容量(m <sup>3</sup> )	不純物捕獲量 (g - O)
1	ダンプタンクB初期純化前	144	159	5.1	188	73	198	13.1	65
	ダンプタンクB初期純化後、充填前	128	162	5.3	197	71.9	197	13.6	
2	ダンプタンクAにドレン後、純化前	166	196	60.8	182	6.4	198	13.9	179
	ダンプタンク(A)純化後	128	183	57.9	160	6.7	198	16.3	
3	オーバフロータンク純化前	150	182	57.3	160	6.7	199	16.9	12
	オーバフロータンク純化後	140							
4	充填後、ドレン循環時	145	173	4.7	160	6.7	200	14	127
	通常純化時(主ポンプ起動後)	127					195	14.6	
合 計									<u>383</u>

太字は不純物混入量算出に使用したデータ。

ナトリウム中酸素溶解度式(Eichelberger)  $\log S = 6.239 - 2.447/T$  S(wt.ppm) T(絶対ブラキンク温度)

ナトリウム密度 (g/cm<sup>3</sup>) =  $0.9501 - 2.2976 \times 10^{-4} \times T - 1.460 \times 10^{-8} \times T^2 + 5.638 \times 10^{-12} \times T^3$  T(絶対ナトリウム温度)

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 5 - 5

### 【研究課題名(Title)】

機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発  
(Development of the Structural Integrity Monitoring System for Components and Piping of FBR  
“MONJU”)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 渡士 克己(わたし かつみ)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター プラント機器技術開発グループ

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木1, 電話番号 0770-39-1031

(Name) Katsumi WATASHI

(Title of Function) Plant Technology Development Group, International Cooperation and  
Technology Development Center, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) Shiraki 1, Tsuruga, Fukui-ken, 919-1279, Japan

TEL : +81-770-39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 田辺 宏暁(たなべ ひろあき)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター プラント機器技術開発グループ

(Name) Hiroaki TANABE

(Title of Function) Plant Technology Development Group, International Cooperation and  
Technology Development Center, Tsuruga Head Office

### 【研究期間】

平成13年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

なし

### 【研究概要】

[研究の経緯]

原子力プラントの安定かつ安全な運転を維持するために、運転開始からのプラント運用期間中の健全性確認は重要であり、供用期間中検査以外で機器の健全性確認を目的とした補助的なシステムとして、国内の軽水炉や海外炉等で実際のプラントデータから機器・配管の疲労損傷評価等を行うシステムが設置されている。

そこで、「もんじゅ」においても同様のシステムとして、プラント運転によって得られる温度等の計測値を用いて運用開始の初期から機器に発生する応力の履歴と、これによるクリープ疲労損傷

を計算し、制限値に対する裕度を表示するプロトタイプシステムの開発を進めていた。

#### [ 研究目的 ]

ナトリウムを内包する機器・配管のプラント運転中の構造健全性をモニタリングするためのデータ採取方法、健全性評価方法及びモニタリングシステムのネットワーク・ハードウェア構成を検討し、システムの整備を行い、「もんじゅ」の安全運転に資する。

#### [ 研究内容 ]

軽水炉・海外炉等で運用されている機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステム（実際のプラントデータから機器・配管の疲労損傷評価等を行うシステム）の調査を行い、「もんじゅ」用のモニタリングシステム概念の検討を行い、開発すべきモニタリングシステムに必要な機能や仕様をまとめ、プロトタイプシステムを製作する。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

- イ．国内・海外の先行炉で機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステムの調査  
公開文献や外部の講習会の情報を調査し、システムの概要等を調査する。
- ロ．「もんじゅ」用モニタリングシステム概念の検討  
先行炉のモニタリングシステムを参考にもんじゅ用モニタリングシステムの仕様を検討する。
- ハ．プロトタイプシステムの構築  
検討したシステムの仕様から、プロトタイプシステムを構築する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

- イ．国内・海外の先行炉で機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステムの調査  
従来から調査していた情報のうち代表的なものを以下に示す。
  - ・国内では、日本原子力発電株式会社の敦賀1号に疲労モニタリングシステムが1991年から設置・運用されている。給水ノズルを評価場所としており、Green関数法等による熱過渡応力の計算を行っている<sup>1)</sup>。
  - ・アメリカでは、EPRIが中心となって軽水炉用に「FatiguePro」、ボイラー及びタービン機器用に「Creep-FatiguePro」の開発を行っており、多くのプラントに設置されている。プラント内に多くの評価場所を持ち、Green関数法による熱過渡応力の計算を行っており、疲労評価は計算した応力算出結果をベースとする方法を実施している。疲労評価以外にも亀裂成長評価なども可能となっている<sup>2)</sup>。
  - ・フランスのSUPERPHENIXにもクリープ疲労損傷評価を行うモニタリングシステムが設置されており、計36箇所を評価場所としている<sup>3)</sup>。

#### (参考文献)

- 1) 青木孝行, : “敦賀1号における疲労モニタリングシステム”, 日本溶接協会主催 原子力発電設備における健全性モニタリング技術の現状と将来に関するシンポジウム(第26回 国内シンポジウム) 資料集, p.47, (2000)
- 2) 中村均, : “米国における疲労及びクリープ疲労モニタリング技術の現状”, 日本溶接協会主催 原子力発電設備における健全性モニタリング技術の現状と将来に関するシンポジウム(第26回 国内シンポジウム) 資料集, p.19, (2000)
- 3) Philip M., Darde P. et al., : “Regulatory damage monitoring of the liquid metal reactor SUPERPHENIX”, Transactions of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14), D08/3, p.535, (1997)

#### ロ．「もんじゅ」用モニタリングシステム概念の検討

従来から開発してきた「もんじゅ」用モニタリングシステムのレビューを行った。

##### (1) 評価場所

「設計時の強度計算書においてクリープ疲労損傷が相対的に大きい部位」, 「通常運転や過渡時の熱応力の発生が特徴的な部位」として下記部位をプロトタイプシステムの評価場所としている。

原子炉容器：液面近傍部, 出口ノズル

中間熱交換器：サポート胴, 上部管板吊胴部

一次主冷却系配管：ホットレグエルボ, コールドレグサポート部

二次主冷却系配管：ミキシングティ，コールドレグエルボ

この評価場所のうち，原子炉容器，中間熱交換器，一次主冷却系配管で選定した場所は，各系統・機器の中から 30 年運転後の熱過渡応力によるクリープ疲労損傷が相対的に大きくなる場所であり，構造や応力発生状況が異なる場所として容器の胴部，ノズル，管板吊胴部および配管を選定している。二次主冷却系配管では，発生する熱応力が特徴的な場所を選定している。すなわち，運転中は常時 425 以下であるが，空気冷却器送風機起動失敗事故事象で一時的に 425 を超えるコールドレグエルボと，手動トリップなどの補助冷却設備起動時に空気冷却器にて冷却されたナトリウムを主配管に戻すことによって熱過渡応力が相対的に大きくなるミキシングティを選定している。

(2) 熱応力の評価方法

システム開発において現在の PC の処理能力を念頭におくと，通常の FEM 解析を用いることは適切でなく，評価結果を比較的短時間で計算できる機能（応力の経時変化を比較的短時間で算出する処理能力）が必要なため，評価場所に応じて以下に示す簡易法を適切に採用している。

Green 関数法

Green関数法は，構造物が受ける温度履歴から発生する評価場所の温度応答や応力を簡易評価する場合に用いられ，軽水炉の疲労モニターでも用いられている。Green関数による応力算出方法を模式図にして図-1に示す。同図左側に示すように境界温度のステップ状単位温度変化に対する構造物の応力変化 ( $G(t)$ : Green関数) を求める。実際の温度変化に対しては，同図右側に示すように，単位時間 当りの温度変化幅  $T_i$  に  $G(t)$  を適用し，重ね合わせて応力の経時変化を算出する。Green関数法は線形性を前提とした応答解析手法であり，伝熱境界における熱伝達率の変化などの非線形性を定式化の中で陽に考慮することは困難である。そのため(1)式に示すように複数の熱伝達率  $h(t)$  に対するGreen関数をあらかじめFEM解析によって準備し，異なる熱伝達率の解を重ね合わせて計算する方法を採用している。

$$\sigma(t) = \int_0^t G\{t - \tau, h(\tau)\} \frac{\delta T(\tau)}{\delta \tau} d\tau \dots\dots\dots (1)$$

$$\approx \sum_{j=1}^i G(i - j, h_j) \delta T(j)$$

- $t$  および  $\tau$  : 時間
- $T(\ )$  : 境界温度 (冷却材温度)
- $G(t)$  : Green 関数
- $h(t)$  : 熱伝達率

簡易テーブル法

評価場所の熱応力の発生挙動 (メカニズム) が明らかである場合は，その特徴 (冷却材の温度差，温度落差及び温度変化率と構造物評価断面の発生応力の関係) に基づく応力算出用簡易テーブルを用いることによって温度計による測定値から熱応力を読み取ることができる。

計算式による方法

一次主冷却系配管及び二次主冷却系配管は，内圧，自重，熱膨張，熱過渡により応力が発生し，これらの応力発生要因を考慮した「構造等の技術基準」の配管の (1次+2次) 応力強さ範囲 Sn 算出式 (2)式を用いて応力強さの計算を行う。

第一項は“内圧”，第二項は“自重及び熱膨張によるモーメント”，第三項は“熱過渡による壁厚方向温度勾配”，第四項は“自重および熱膨張による軸力”による寄与をそれぞれ表している。

$$\text{応力強さ} = \frac{K_1 C_1 P_0 D_0}{200t} + \frac{C_2 D_0}{2I} M_i + \frac{E_0 \alpha_0 |\Delta T_1|}{2(1-\nu)} + \frac{|F_a|}{A} \dots\dots\dots (2)$$

- $K_1'$  ,  $C_1$  及び  $C_2$  : 「構造等の技術基準第 48 条」に定める応力係数
- $P_0$  : 運転圧力
- $D_0$  : 管の外径
- $t$  : 管の厚さ
- $I$  : 管の断面二次モーメント
- $M_i$  : 自重および熱膨張によるモーメント
- $E_0$  : ヤング率
- $\alpha_0$  : 瞬時熱膨張係数

$T_1$  : 評価断面の温度差 (線形温度勾配)  
: ポアソン比  
A : 管の断面積  
 $F_a$  : 自重, 熱膨張及びアンカー点の熱変位による軸力

### (3) クリープ疲労損傷評価方法 (モニタリングシステムとしての特徴)

「構造等の技術基準」においては, クリープ疲労損傷は, 疲労損傷  $D_f$  とクリープ損傷  $D_c$  を合計した値を制限値  $D$  により規定しており, プロトタイプシステムにおいてもクリープ疲労損傷の評価方法の考え方は, 基本的にはこれと同様とした。但し, モニタリングシステムでは, 設計時と異なり評価場所が経験してきた過渡の回数及び順序が分かっているため, 以下に示す評価方法としている。

#### 疲労損傷 $D_f$ の評価方法

設計評価時にはプラントの起動, 通常停止, 異常事象等の設計想定回数に対して, 損傷の評価結果が厳しくなるような全ひずみ範囲の時点の組合せを設定し疲労損傷の評価を実施しており, 荷重の組合せにレンジペア法の考え方をを用いている。

一方, 評価場所が経験してきた過渡の回数や順序が既知の場合は, 荷重サイクルを想定するのではなく, 現実に経験した荷重サイクルを用いることにより, 適切な疲労損傷をレインフロー法によって計算することができる。レンジペア法とレインフロー法によるサイクル組合せと回数の考え方の違いを図-2 に示す。

モニタリングシステムでは, 各評価場所の応力成分と温度の履歴から極値となる時点を選び, それを時刻歴データとして応力成分, 金属温度, 極値間の最高金属温度等を保存しておき, それらのデータからレインフロー法で応力強さ範囲  $S_n$  を算出し, ひずみ範囲  $\epsilon$  及び累積疲労損傷  $D_f$  を計算している。なお, 使用した疲労曲線は設計疲労曲線とした。

#### クリープ損傷 $D_c$ の評価方法

設計評価時は, 疲労損傷評価と同様に各事象の発生順序と各発生応力に対する高温での保持時間が想定できないため, 「構造等の技術基準」に則り損傷が大きくなるようにひずみ範囲や応力緩和レベル等を設定し, クリープ損傷を評価している。

モニタリングシステムにおいては, 経験してきた運転履歴が既知である。また, クリープ損傷は, 過渡により発生した応力が高温に保持されて応力緩和する過程で発生するため, 図-3 に示すように評価場所の温度 425 をしきい値として「過渡 + 高温保持」で一つのサイクルを定めることとした。クリープ損傷は当該サイクルの高温保持時間について計算される。1 サイクル中の応力緩和は, 1 サイクル中の応力変動も含めた最大応力を初期値とした応力緩和曲線で代表させ, それぞれの評価場所に応じた弾性追従の程度を想定した。ただし, 前サイクルの応力緩和終了時の応力レベルが当該サイクルの最大応力より大きいときは, 前サイクルの応力緩和終了時の応力を緩和開始応力として採用することとした。

プロトタイプシステムでは, 「構造等の技術基準」と同じ方法, すなわちクリープ損傷の計算に設計用クリープ破断曲線に対する高温使用時間の積分値を用い, 計算された値の 2 倍をクリープ損傷としている。

### (4) クリープ疲労損傷の初期値の計算

各系統とも有意な損傷が発生し始めるのは, 系統内にナトリウムが充填され, 主循環ポンプの運転が開始してからと思われるため, 各系統の主循環ポンプの試験が開始された以下の時期から二次系ナトリウム漏洩事故までの運転履歴 (MIDAS, 中央計算機データ等) を調査し, 各評価場所の初期値を算出している。

- ・ 原子炉容器, 一次主冷却系 ..... 1991(H3)年12月
- ・ 二次主冷却系 ..... 1992(H4)年4月末

### (5) システム構成

機器構成は, 機能拡張やシステムトラブル対応を容易にするよう, 下記のように機能及びハードを分散させたシステムとしている (図-4)。

- ・ プラントデータ収集用 EWS (評価用プラント運転データの収集・蓄積・保存)
- ・ 構造健全性モニタリング用 PC (クリープ疲労損傷の評価及び結果の保存)



## 八．プロトタイプシステムの構築

上記の仕様及び、下記に示す「評価タイミング」「評価結果の表示」に関する仕様を取り込み、従来から開発してきた要素プログラムを利用し、ユーザ作成の計画運転データから、その計画運転でのクリープ疲労損傷の増分を計算するソフトウェア(計画運転評価プログラム)も準備し、「もんじゅ」の安全運転に資するプロトタイプシステムを構築した。プロトタイプシステムに組み込んだ各熱応力評価方法の適用性や、安全運転を念頭においた本システムの運用(利用)方法は、このプロトタイプを運用しながら明確にしていくことになる。

### 評価タイミング

- ・ 1日1回、自動解析処理を行う(1:00 am)。
- ・ 速報処理として、操作時刻の解析を行う。
- ・ システム起動時に自動解析を行う。

### 評価結果の表示

以下の評価データを表示する。代表的な表示画面を図-5、図-6に示す。

- ・ 応力成分、応力強さ
- ・ 累積疲労損傷:  $D_f$
- ・ 累積クリープ損傷:  $D_c$
- ・ 累積クリープ疲労損傷:  $D_f + D_c$
- ・ 累積クリープ疲労損傷制限値:  $D$
- ・ 裕度: 制限値  $D$  に対する裕度
- ・  $D_f$  vs.  $D_c$  図(図-6)
- ・  $D_f$ ,  $D_c$  の詳細内容(部位の金属温度, 応力強さ範囲, ひずみ範囲, 用いた設計疲労線図, 許容繰返し回数, 当該サイクルの緩和開始応力)

} (図-5)

## 【研究の達成状況(平成13年度)】

イ. 国内・海外の先行炉で機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステムの調査  
公開文献や外部の講習会の情報を調査し、システムの概要を調査した。

ロ. もんじゅ用モニタリングシステムの概念検討

先行炉のモニタリングシステムを参考に「もんじゅ」用モニタリングシステムの仕様をまとめた。

ハ. プロトタイプシステムの構築

検討したシステムの仕様からプロトタイプとして、実際のプラントデータを用いて熱応力推定からクリープ疲労損傷評価を行い、結果を表示するプロトタイプシステム、およびその要素プログラムを利用した計画運転評価プログラムを構築した。

(今後の予定)

なし

## 【成果の利用実績及び活用見通し】

プロトタイプシステムの試運用にてシステムとして動作を確認した。

現在、「もんじゅ」建設所にて本システムの運用について検討されており、構築したプロトタイプシステムは、クリープ疲労損傷の状態を監視し、その情報より点検・保守すべき機器・配管の場所の情報を得ることができる予防保全の補助的なシステムとして活用できる。また、計画運転評価プログラムは、計画運転によるクリープ疲労損傷の増分を計算し、計画運転変更の検討を行うための情報を提供するツールとして活用できる。

## 【研究成果の発表状況】

- (1) 田辺宏暁, 渡士克己, 他, :“もんじゅ損傷診断システムの開発(1) システムの概要-”, 日本機械学会 2001年度年次大会 講演論文集, Vol. 1, p.381, (2001)
- (2) 佐郷ひろみ, 町田秀夫, 他, :“もんじゅ損傷診断システムの開発(2) 原子炉容器-”, 日本機械学会 2001年度年次大会 講演論文集, Vol. 1, p.383, (2001)
- (3) 芋生和道, 田辺宏暁, :“もんじゅ損傷診断システムの開発(3) 1次主冷却系配管及び中間熱交換器-”, 日本機械学会 2001年度年次大会 講演論文集, Vol. 1, p.385, (2001)
- (4) 平山浩, 高倉賢一, 他, :“もんじゅ損傷診断システムの開発(4) 2次主冷却系配管-”, 日本機械学会 2001年度年次大会 講演論文集, Vol. 1, p.387, (2001)

(5) 田辺宏暁，土井基尾，他，：“「もんじゅ」構造健全性診断システムの開発”，サイクル機構技報，No.13, p.13, (2001)

(発表予定)  
なし

### 【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

前述の「【研究実施内容及び成果(平成13年度)】イ.国内・海外の先行炉で機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステムの調査」を参照ください。

(参考文献)

[海外の研究の現状と動向]

前述の「【研究実施内容及び成果(平成13年度)】イ.国内・海外の先行炉で機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステムの調査」を参照ください。

(参考文献)

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[チェック欄]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[説明欄]

成果活用方策

[チェック欄]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[説明欄]

計画の進捗状況

[チェック欄]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由：

計画以上に進捗した。 )

[説明欄]

### 【自由評価欄】

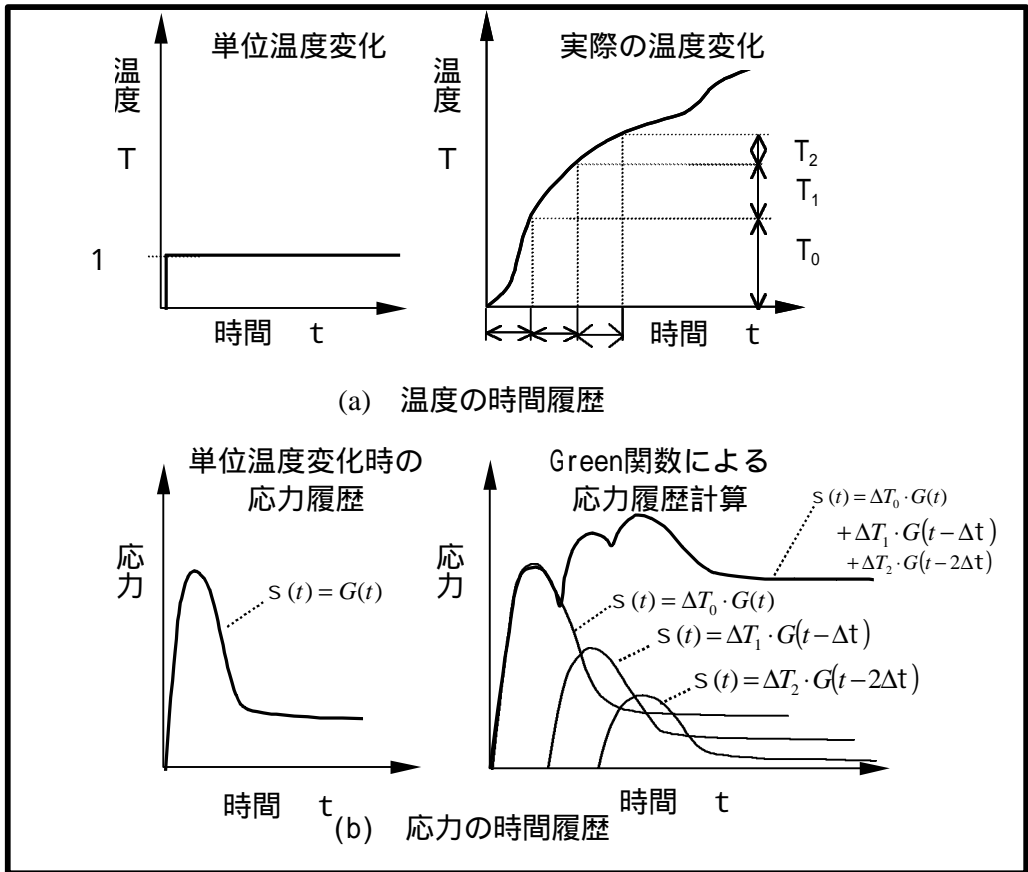


図-1 Green関数法による応力算出

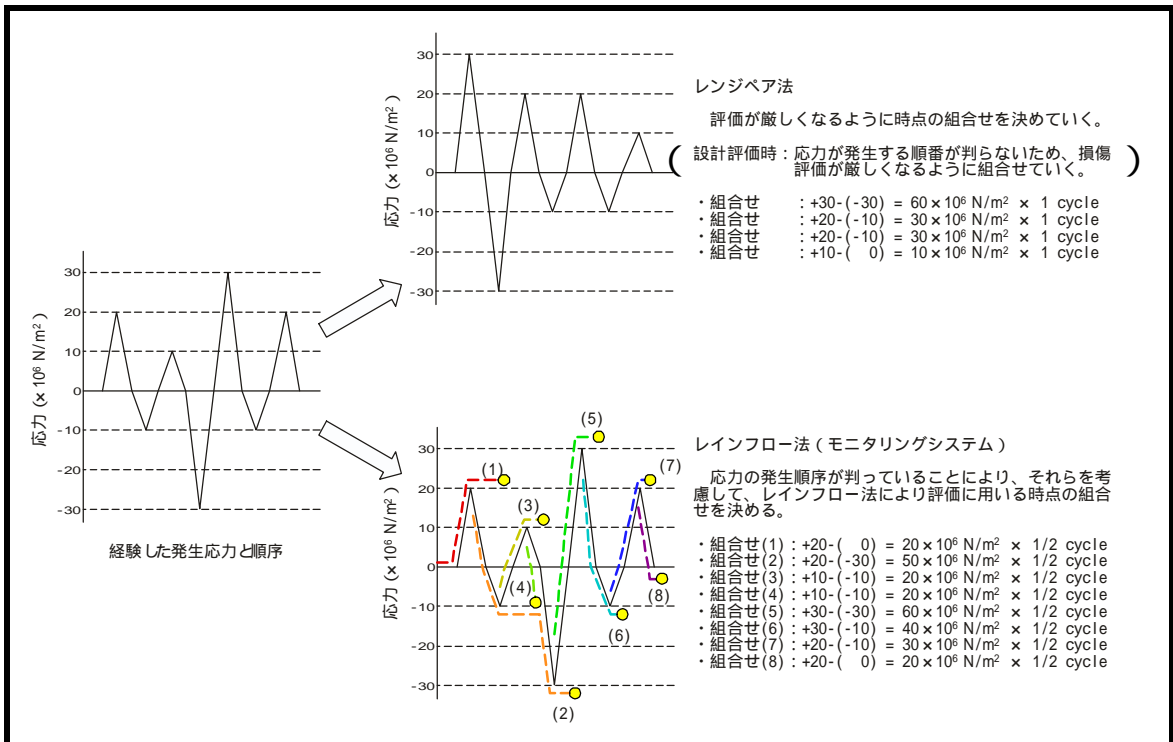


図-2 レンジペア法とレインフロー法の違い

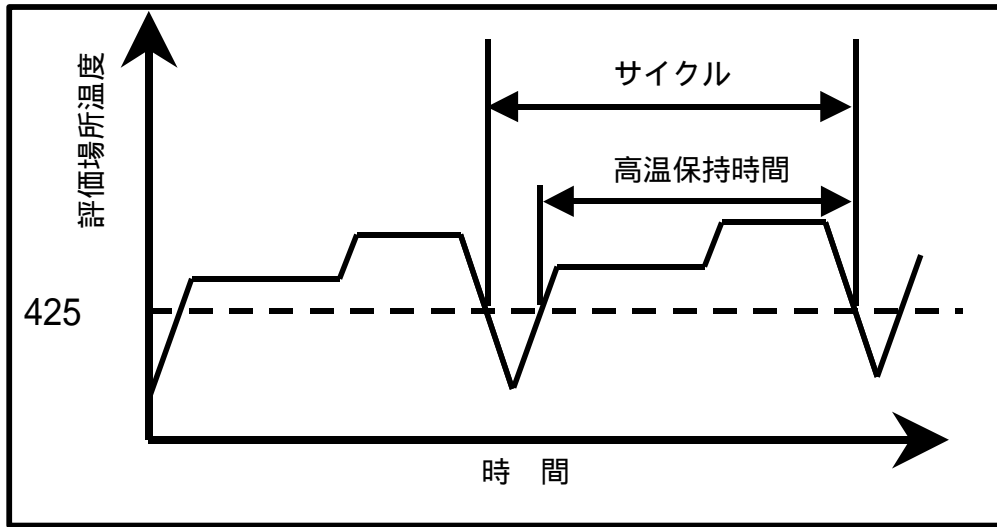


図-3 クリープ損傷評価のサイクルと高温保持時間

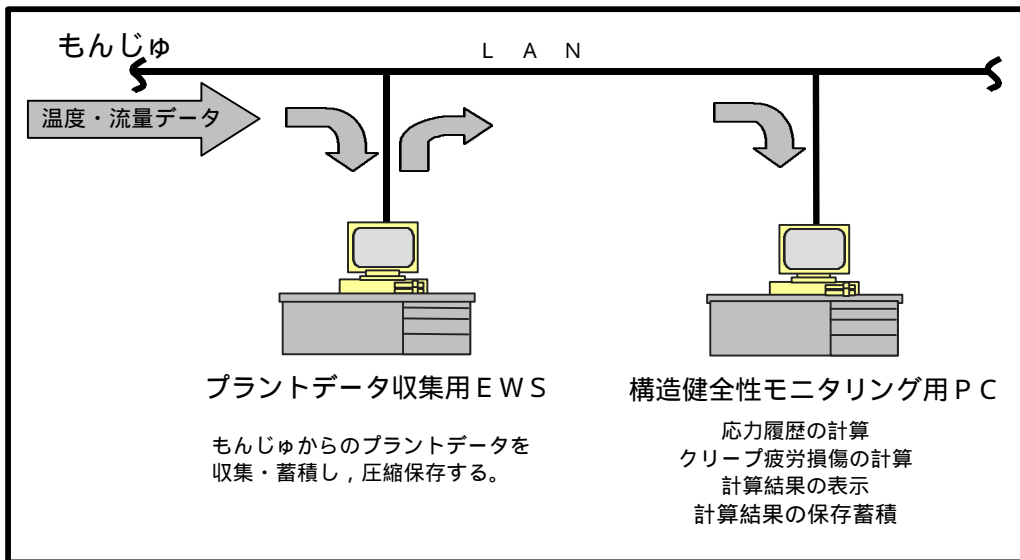


図-4 構造健全性モニタリングシステム機器構成図

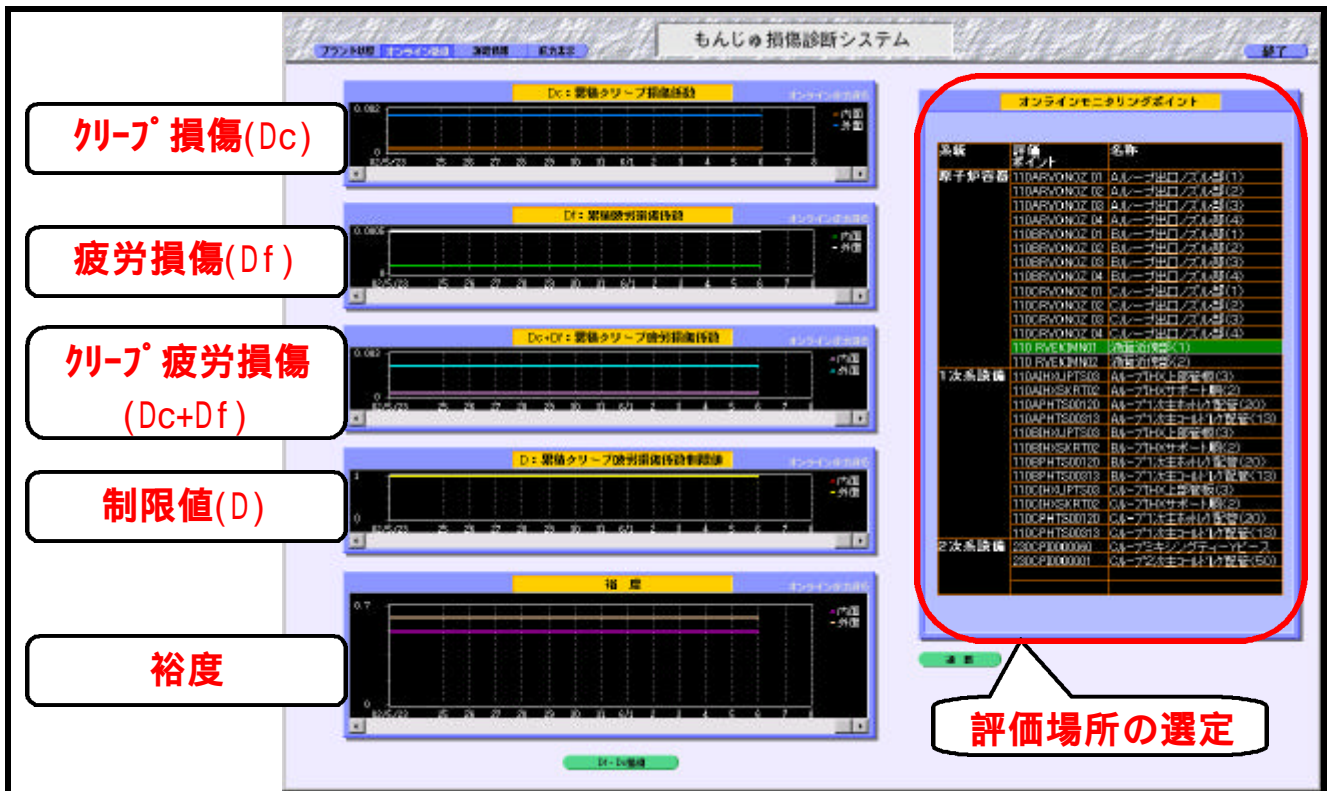


図-5 モニタリングシステムの表示画面 (Dc, Df, Dc+Df, D, 裕度)

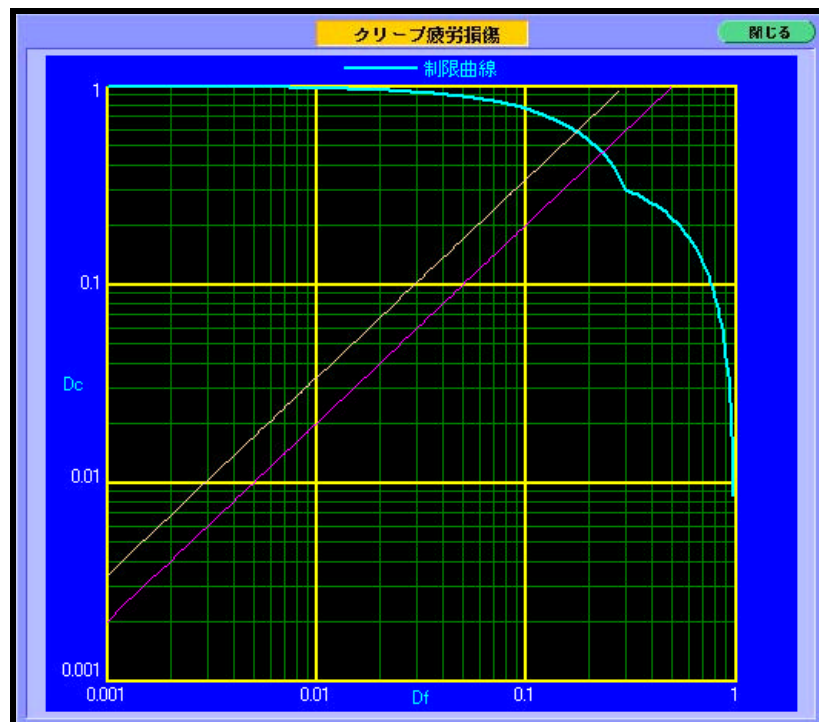


図-6 モニタリングシステムの表示画面 (Df v.s. Dc 図)

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 5 - 6

### 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究 ( Study of MONJU Control System Stability )

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 玉山 清志(たまやま きよし)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

[連絡先] 〒919-1279 福井県 敦賀市 白木1 電話番号:0770-39-1031 (内線 5400)

(Name) Kiyoshi TAMAYAMA

(Title of Function) System Engineering Group, International Cooperation and  
Technology Development Center, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) 1 Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279, Japan  
:+81-770-39-1031 ext5400

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 大草 享一(おおくさ きょういち: Kyoichi OKUSA)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

(System Engineering Group, International Cooperation and

Technology Development Center, Tsuruga Head Office)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

「もんじゅ」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

「もんじゅ」はH7年の性能試験(以下、SSTと略す)途中で運転を中断している。それまでの制御系に関わる試験での安定性評価と、今後予定されている各種改造工事を考慮した制御の安定性を評価する必要があった。このため、H6~7年度に実施した性能試験の報告の中で将来改善が望まれる項目が挙げられていること、約40%出力以上での運転は未経験であることや、また、今後予定されている改造工場の影響を考慮した予測解析や感度解析が必要と考える。

これを受け、SSTで報告された運転制御に関して改善が望まれる項目を明確にし、予定の改造工事の内容も踏まえた上でシミュレーションによる予測解析で運転操作と制御の安定性の評価を行い、「もんじゅ」の安定な運転を確保するための研究を行う。

#### [ 研究目的 ]

「もんじゅ」の安定な運転を確保するために、過去の性能試験で報告された運転制御に関して改善が望まれる項目を明確にし、予定の改造工事の内容も踏まえた上でシミュレーションによる予測解析で運転操作と制御の安定性の評価を行う。

#### [ 研究内容 ]

「もんじゅ」のプラント動特性解析コード<sup>\*</sup>を用い、過去の性能試験（S S T）の再現解析による解析コードのチューニングと解析関連機能の整備、及び「もんじゅ」改造工事に伴うプラント系統 / 機器の特性変化の取込みを行う。また、制御の応答性に関する予測解析や感度解析を実施し、「もんじゅ」運転再開後の性能試験計画の作成に資して、安定運転を確保する。

このため、以下を段階的に実施する。

- イ. 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗出し
- ロ. プラント動特性解析コードによる過去のS S T結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造
- ハ. 「もんじゅ」改造項目の中で運転制御への影響が予想される項目の抽出と影響の評価
- ニ. 「もんじゅ」S S Tの予測解析及び制御定数や機器特性を変化させた時の安定領域への影響を見る感度解析

〔 \* …… FANPSY : (「もんじゅ」水蒸気系エンジニアリングシミュレータ)  
Super-COPD : (「もんじゅ」プラント動特性解析コード) 〕

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

- イ. 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗出し  
H7年度までに実施したS S Tについて試験報告書の記載内容等から試験時の懸案や特記事項を確認し、将来「もんじゅ」の制御系の安定性にとって重要と考えられ、改善が望まれる項目について調査を行う。
- ロ. プラント動特性解析コードによる過去のS S T結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造  
プラント動特性解析コードによる解析を開始する準備として、S S Tで実施済みの試験の過渡データを解析結果と比較できるようにするための整備、解析コードでの様々な制御定数や機器スペック値等の条件を変更して解析するためのシミュレーション条件の設定変更が可能な項目の確認、また解析結果をS S Tの実績データと比較評価するためのツールの整備を行う。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

- イ. 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗出し  
H7年度までに実施したS S Tの報告内容を元に、将来改善が望まれる項目について調査を行い、水蒸気系の起動バイパス系（気水分離器、フラッシュタンクの圧力制御）や給水ポンプの切替操作に伴う流量変動時の制御の安定性の改善が望まれていることを確認した。またそれらの項目は、現在別途改善工事として実施を検討中である工事予定項目との整合性があることを確認した。
- ロ. プラント動特性解析コードによる過去のS S T結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造  
プラント動特性解析コードによる解析開始の準備として、S S Tで実施済みの40%出力までの水蒸気系試験の過渡データを解析結果と比較できるようにするための整備を行った。整備した試験データの試験時の記録ファイル名称等のリストの一部を参考に表1に示す。また、解析コードにおいて様々な制御定数や機器スペック値等の項目について変更して解析することが可能な項目の確認を行い、実際のS S T試験で制御系調整用に振られたパラメータの種類と範囲（例えば比例ゲインを初期設定の2倍、1/2倍に変更しての試験等）で変更して解析が行え、制御系の安定性解析に解析コードが適用可能であることを確認した。シミュレーション条件の設定変更が可能な項目の例を図1に示す。更に、解析結果をS S T結果と比較して評価するためのデータ処理ルーチンの整備を行った。整備した処理ルーチンを図2に示す。

#### 【研究の達成状況（平成13年度）】

- イ. 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗出し  
S S Tの報告書他の資料の調査により、試験結果から改善が望まれる項目を明確にすると共に、特に

プラント運転時の安定性に関わるものについては現状予定されている改善工事との整合性があることを確認し、予定の研究内容は達成できた。

- . プラント動特性解析コードによる過去のS S T結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造

S S Tの試験時の過渡データ記録を解析結果と比較するためのデータの整備を行い、そのデータが解析結果と比較できるようにするためのデータ処理（グラフ化機能）のルーチンの作成を行った。また、今後、安定性解析で必要となる解析コードについて、解析条件として変更可能なパラメータの確認を行った。以上により、予定の研究内容は達成できた。

（今後の予定）

- イ . 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗い出し

H 1 3年度で終了。

- . プラント動特性解析コードによる過去のS S T結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造

主要な制御系の再現解析を実施し、S S Tの結果との比較から必要に応じて解析コードのチューニングを行う。また解析結果から、現状の設定が安定な範囲内であるか、また安定裕度はどの程度あるのかを評価する。尚、解析の順序としては、まず水蒸気系起動バイパス系に含まれる個々の制御系の過渡応答の再現解析とチューニング、続いてプラントの出力増加や給水ポンプ切替等の複数の制御系が同時に制御状態となる運転操作、最後にプラントトリップ等のプラント運転状態が大きく変化する試験についての解析を実施する予定である。

- ハ . 「もんじゅ」改造項目の中で運転制御への影響が予想される項目の抽出と影響の評価

H 1 4年度より着手の予定。制御系の安定性に影響を及ぼすことが予想される工事計画の詳細について調査し、必要に応じて解析コードに反映する。

- ニ . 「もんじゅ」S S Tの予測解析及び制御定数や機器特性を変化させた時の安定領域への影響を見る感度解析

H 1 6年度より着手の予定。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

特になし

#### 【研究成果の発表状況】

なし

（発表予定）

なし

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

特になし

（参考文献）

なし

[ 海外の研究の現状と動向 ]

未調査

（参考文献）

#### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。



その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

本安全研究の成果を将来作成する性能試験要領書に活用する。

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

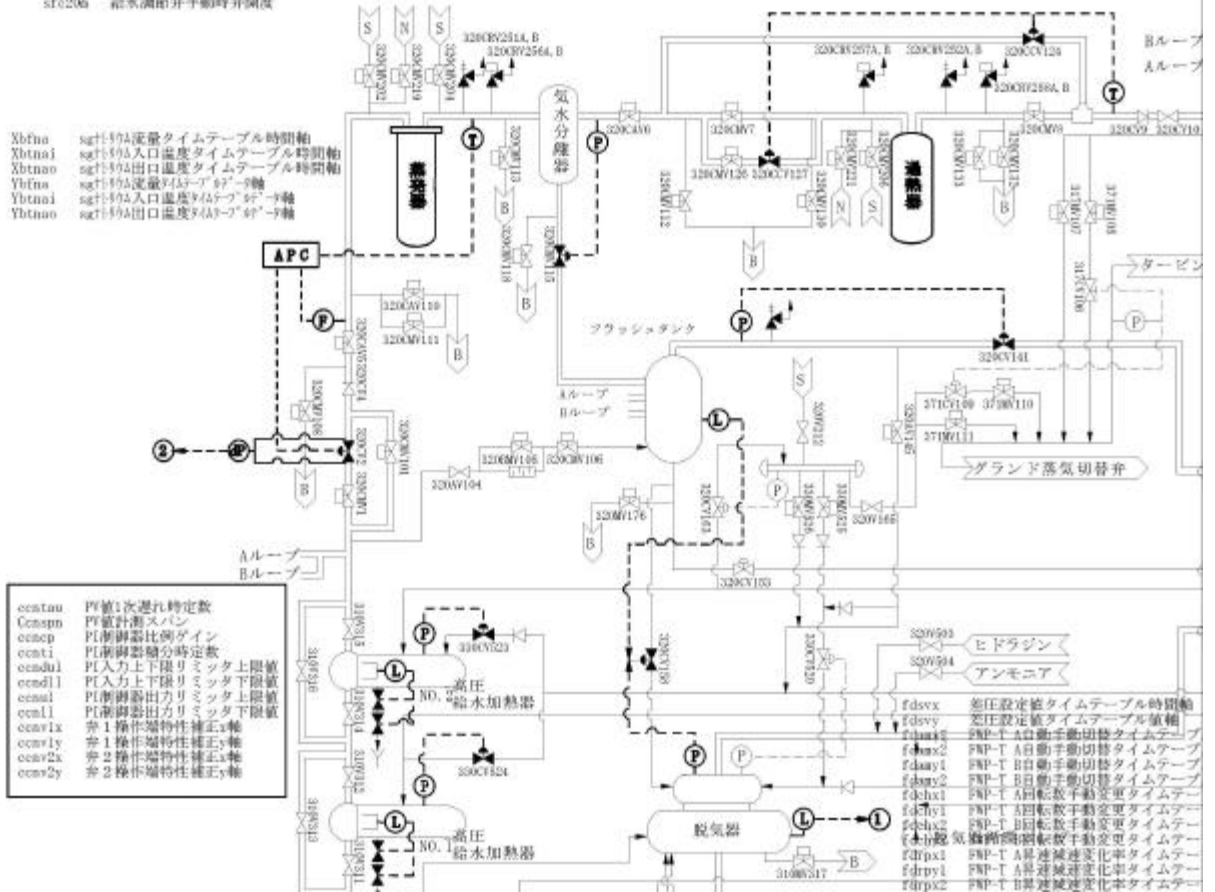
【自由評価欄】

特になし

filename	試験内容	試験日
950513MN.H11	FT水位_600_->_-100_->_900mm	19950513
950513ST.H01	給水流量_30%_95/05/12_夜	19950512
950514MN.H00	給水流量減少_41%_->_10%	19950514
950514MN.H01	給水流量_10%_定常 $\tau$ - $t$ _0.5秒	19950514
950514MN.H02	給水流量_10%_->_41%(10°C/h)	19950514
950514MN.H03	給水流量_41%_定常 $\tau$ - $t$ _0.5秒	19950514
950514MN.H12	給水流量_41%_定常 $\tau$ - $t$ _100ms	19950514
950514ST.H05	給水流量_41%_95/05/13_夜	19950513
950515ST.H06	給水流量_41%_定常_95/5/14_夜	19950514
950516MN.H05	W/Sドレン弁制御_+5%_0.7_/30	19950516
950516MN.H06	W/Sドレン弁制御_+5%_1.5_/30	19950516
950516MN.H14	W/Sドレン弁制御_+5%_1.0_/30	19950516
950516MN.H15	W/Sドレン弁制御_+5%_0.7_/10	19950516
950516MN.H17	起動用給水調節弁_+5%_1/25.5	19950516
950516MN.H18	起動用給水調節弁_+5%_2/25.5	19950516
950516MN.H19	起動用給水調節弁_+5%_3/25.5	19950516
950516MN.H20	起動用給水調節弁_+5%_1/10	19950516
950516MN.H21	給水調節弁制御回路+2.5%1/10	19950516
950516MN.H22	給水調節弁制御回路+5%0.6/50	19950516
950516MN.H23	給水調節弁制御回路+5%1.2/50	19950516
950517MN.H01	FT圧調弁制御_+5%_4/20_	19950517
950517MN.H02	FT圧調弁制御_+5%_3/20_	19950517
950517MN.H07	FT圧調弁制御_+5%_2/20_	19950517
950517MN.H08	FT圧調弁制御_+5%_5/20_	19950517
950517MN.H09	FT圧調弁制御_+5%_4/30_	19950517
950517MN.H11	FT水位制御_+100mm変更_5/100	19950517
950517MN.H12	FT圧調弁制御_+5%_4/20_再	19950517
950517MN.H24	FT圧調弁制御_+5%_3/20_再	19950517
950517MN.H25	FT圧調弁制御_+5%_2/20_再	19950517
950517MN.H26	FT圧調弁制御_+5%_5/20_再	19950517
950517MN.H27	FT圧調弁制御_+5%_6/20_再	19950517
950517MN.H28	FT圧調弁制御_+5%_4/30_再	19950517
950517ST.H07	給水流量41%_定常_95/05/16_夜	19950516
950518MN.H03	給水流量減少41%_->10%(10°C/h)	19950518
950518MN.H29	給水流量41%_タービンローカル	19950518
950518ST.H12	給水流量41%_定常_95/5/17_夜	19950517
950519MN.H01	給水流量増大10%_->41%(15°C/h)	19950519
950519MN.H02	給水流量_41%_定常状態_0.5秒	19950519
950519MN.H05	給水流量減少41%_->10%(15°C/h)	19950519
950519ST.H13	給水流量_10%_定常_95/05/18_夜	19950518
950521MN.H06	給水流量_40%_定常_95/05/21_	19950521
950521MN.H07	給水流量41%_EV出口323->350°C	19950521
950521MN.H08	CV158_閉操作	19950521
950521MN.H09	給水流量41%_Na温度350->370°C	19950521
950521MN.H14	給水流量41%_Na温度370°C_定常	19950521
950521ST.H00	給水流量_10%_95/05/19_->	19950519
950522MN.H01	W/Sドレン弁制御_+5%_0.7_/30	19950522
950522MN.H02	W/Sドレン弁制御_+5%_1.5_/30	19950522
950522MN.H03	W/Sドレン弁制御_+5%_3.0_/30	19950522
950522MN.H04	W/Sドレン弁制御_+5%_1.5_/10	19950522
950522MN.H10	起動用給水調節弁_+5%_1/25.5	19950522

表 1 試験データの試験時記録名称のリスト (一部抜粋)

cfefax	蒸発器出口蒸気温度-給水流速設定関数x軸	tfenva	蒸発器出口蒸気温度設定値タイムテーブル時間軸	wpsva	圧力設定タイムテーブル時間軸
cfefxy	蒸発器出口蒸気温度-給水流速設定関数y軸	tfesvr	蒸発器出口蒸気温度設定値タイムテーブル温度	wpsvy	圧力設定タイムテーブル温度
cfefax	蒸発器出口蒸気温度-流量% <sup>2</sup> /PI入力補正設定関数x軸	wfesa	給水流速設定値(カスケード)タイムテーブル時間軸	wcasx	制御系自動/手動切替タイムテーブル
cfefxy	蒸発器出口蒸気温度-流量% <sup>2</sup> /PI入力補正設定関数y軸	wfesvy	給水流速設定値(カスケード)タイムテーブル流量	wcasny	制御系自動/手動切替タイムテーブル
tfefpi	温度側比例ゲイン	ffesva	給水流速設定値(ローカル)タイムテーブル時間軸	wcasnx	手動+1時限度変更開始時間
tfefpi	温度側積分時定数	ffesvr	給水流速設定値(ローカル)タイムテーブル温度	wcasny	手動+1時限度変更開始時間
wfesvt	給水流速設定値1次遅れ時定数	sfesx	給水調節弁手動開度タイムテーブル時間軸	swcm	開度手動変更日標値
wfespi	流量制御(カスケード)比例ゲイン	sfesv	給水調節弁手動開度タイムテーブル温度	wcramp	開度手動変更比率
wfespi	流量制御(カスケード)積分時定数	sfeads	給水調節弁制御モードタイムテーブル時間軸		
ffespi	流量制御(ローカル)比例ゲイン	sfeady	給水調節弁制御モードタイムテーブル制御モード		
ffespi	流量制御(ローカル)積分時定数				
tfetau1	蒸発器出口蒸気温度検出器1次遅れ時定数	wetfex	S H入口Na温度-弁開度変換関数x軸		
tfetau2	蒸発器出口蒸気温度検出器スパン変換器時定数	wetfy	S H入口Na温度-弁開度変換関数y軸		
tfella	蒸発器出口蒸気温度過み遅れ補償遅み時定数	wepist	温度調節制PI定数ゲイン		
tfellid	蒸発器出口蒸気温度過み遅れ補償遅れ時定数	wepitt	温度調節制PI定数積分時定数		
wfetau3	給水流速検出器スパン変換器1次遅れ時定数	wepiap	圧力調節制PI定数ゲイン		
		wepitp	圧力調節制PI定数積分時定数		
sfc20a	給水調節弁手動弁開度				



centau	PI値1次遅れ時定数
Censpn	PI値計測スパン
cenop	PI制御器比例ゲイン
centi	PI制御器積分時定数
ceendul	PI入力上下限リミッタ上限値
ceendl	PI入力上下限リミッタ下限値
ceaul	PI制御器出力リミッタ上限値
ceall	PI制御器出力リミッタ下限値
cenr1x	弁1操作特性補正x軸
cenr1y	弁1操作特性補正y軸
cenr2x	弁2操作特性補正x軸
cenr2y	弁2操作特性補正y軸

図1 シミュレーション条件の設定変更が可能な項目(抜粋)

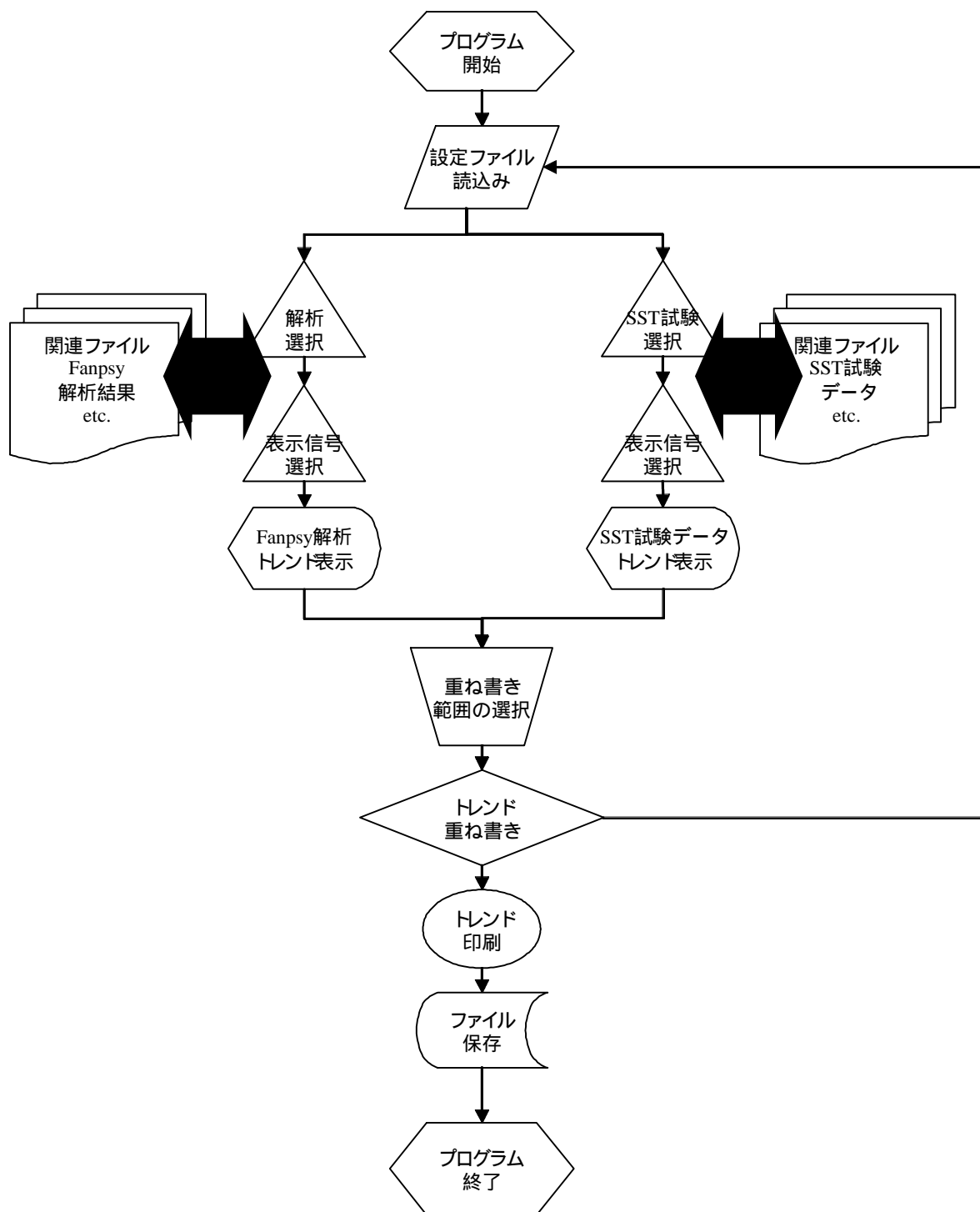


図2 解析結果とSST試験結果との比較するため処理ルーチン

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

・高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

社内研究 5 - 7

## 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開  
(Training for safety and steady operation of Monju)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 森下 喜嗣<sup>1)</sup>、澤田 誠<sup>2)</sup>

[所属] 敦賀本部 国際技術センター 1)研修計画グループ、2)実技訓練グループ

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木1丁目 Tel 0770-39-1031

(Name) Yoshitsugu Morishita<sup>1)</sup>, Makoto Sawada<sup>2)</sup>

(Title of Function) Tsuruga Head Office, International Cooperation and Technology Development Center

1)FBR Training and Planning Group, 2)Operation and Maintenance Training Group

(Address and Phone) 1, Shiraki, Tsuruga, Fukui Pref., 919-1279, Tel 0770-39-1031

## 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 小屋越 直樹(こやごし なおき: Naoki Koyagoshi)<sup>3)</sup>

渡辺 智夫(わたなべ としお: Toshio Watanabe)<sup>3)</sup>

尾下 博教(おした ひろのり: Hironori Oshita)<sup>4)</sup>

[所属] 3)敦賀本部 国際技術センター 実技訓練グループ

(Operation and Maintenance Training Group, International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office)

4)敦賀本部 国際技術センター 研修計画グループ

(FBR Training and Planning Group, International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office)

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

もんじゅ運転訓練シミュレータ、FBR サイクル総合研修施設(ナトリウム取扱研修施設、保守研修施設)

## 【研究概要】

[研究の経緯]

「もんじゅ」は再起動に向けて準備段階にあり、日常の運転・保守管理や今後の改造工事、再起動およびその後の運転を適切に支援していくために、必要な技術研修を実施する。

## [ 研究目的 ]

「もんじゅ」の運転員および保守員を対象に、運転シミュレータ訓練、ナトリウム取扱研修およびFBR 特有機器設備を主体とした保守研修を実施し、「もんじゅ」の再起動とその後の安全・安定な運転を支援する。

## [ 研究内容 ]

### イ．運転訓練シミュレータによる教育訓練の実施

「もんじゅ」の運転員に対して、運転訓練シミュレータを用いた実技訓練によってスキルベースの技能を高めると共に、運転マニュアルの理解習得により、これに基づいて行動するルールベースの技能を確実にする教育訓練を、運転員の資格に応じて行う。また、判断や意思決定を必要とするケースに対してこれを円滑に行えるように、FBR の設計思想等の理解習得のための教育研修を行う。これらの研修により、運転員の資質の維持、向上を図り、「もんじゅ」の安全・安定運転に資する。

### ロ．ナトリウム取扱研修の実施

「もんじゅ」の冷却材としての金属ナトリウムの物理化学的特性の理解や、ナトリウムループの運転技術習得、ナトリウム漏洩時の燃焼挙動の理解やナトリウム漏洩火災への対応等に係る技術習得のための教育研修を行う。これらの研修により、運転員および保守員の資質の維持、向上を図り、「もんじゅ」の安全・安定運転や異常時の適切な対応に資する。

### ハ．保守作業研修の実施

FBR に特有な機器設備や重要な機器設備に係る保守、点検作業を中心とした実技研修ならびに「もんじゅ」設計技術情報の理解習得を目的とした教育研修の組合せにより、設計思想や設計条件等の知識に裏打ちされた保守点検作業を実現し、「もんじゅ」の安全・安定な運転のための適切なプラント維持管理と、異常時の迅速な対応を図ることができるようにする。

### ニ．研修共通事項に係る検討

上記の研修について、質を維持、確保し、研修効果を高めるための手段の検討、導入および活用を行う。また、計算機インフラ等を活用した先進的な研修手段の検討、導入を行う。

本研究は、研究課題 5-10 「「もんじゅ」事故時運転手順書の体系的見直しと効果的教育訓練方法の検討」と連携して実施する。

## 【研究の達成目標（平成13年度）】

「もんじゅ」の安全安定運転を適切に支援するために、運転・保守技術の維持、向上に努め、FBR 技術を適切に継承していくために、運転訓練シミュレータとFBR サイクル総合研修施設（ナトリウム取扱研修施設および保守研修施設）を用いた研修を実施する。また、研修の質を向上させるための手段の検討、活用および、学習方法の多様化によって研修効果を高めるために計算機インフラ等を活用した研修手段の検討を行う。

## 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

### イ．運転シミュレータによる教育訓練の実施

「もんじゅ」の運転担当者を対象に、初、中、上級及び当直長補佐、運転責任者の各資格に応じた訓練とチームワーク維持・強化を目的とした訓練を実施した。

本研修では、国内軽水炉の教育訓練に係わる情報調査、収集結果等に基づく訓練体系の見直しや、JCO 事故等により制定された保安教育に基づく訓練内容の見直し、臨界に関する CAI 教材の導入を行った。

さらに、平成 12 年度までに実施した「教育訓練支援システムの開発と訓練データの収集・分析に関する研究」で実施した「プラント可視化システム」を用いて、より理解しやすいシミュレータ訓練を行った。なお、上記システムの教材の一つである「制御棒駆動機構」については、保守コースの教材としても利用されている。

平成 13 年度における実施講座と受講者は以下の通りである。

- ・実施講座数 : 69 講座(講座種類 13)
- ・延べ受講者数 : 338 人

### ロ．ナトリウム取扱研修の実施

ナトリウム研修は、ナトリウムに関する知識、技能を効率良く習得することを目的として、計 8 講座種類を次の 3 つのカテゴリーに分けて実施した。

- ナトリウム特性学習コース(3 講座種類)
- ナトリウムループ運転技術コース(2 講座種類)

### ナトリウム取扱コース（3講座種類）

本研修を遂行するに当たっては、学習効果を高めるため次のような工夫を図っている。

- ・研修の成果を受講者自身が定量的に把握できることを目指して「研修成果評価手法」を考案・導入し、学習効果を上げるための工夫を図っている。「研修成果評価手法」は、講義内容から出題される“チャレンジナトリウムクイズ”なる確認試験を研修前後に実施し、研修前の知識度が研修によってどの程度向上したかを受講者自身が定量評価する手法で、評価は講義に応じた科目毎に行っている。これにより、受講者はどの科目の知識度が向上し、どの科目の習熟度が低いかを把握することができ、効率良く学習効果を上げることができる。
- ・ナトリウム特性学習コースは、ナトリウムの一般・専門知識や化学・物理特性を階層別に学習できるようにコースを設定し、受講者の程度に応じて効率良くナトリウムについて学習できるように工夫している。
- ・ナトリウムループ運転技術コースは、実際のループ運転の経験を通して受講生自らが運転の技術的ノウハウを習熟することが最も重要なポイントである。この視点に立って、本研修では講師は相談役的な役割に徹し、受講生自らが考えて自らが運転を実行するトライアンドエラー的なやり方を採用している。これにより、受講生は効率良くノウハウを習熟できる他、運転手順の必然性や本質を適切に習得できることが期待できる。
- ・ナトリウム取扱コースにおいては、「もんじゅ」事故の教訓を踏まえて新たに「配管漏えい対応訓練コース」を新設した。実際に配管からナトリウムを漏えいさせ、その状況や漏えい後の処理を実習体験するという本コースのような研修は世界的にも例がなく、小口径配管からナトリウムを漏えいさせる技術を確立し、当センターにおいて初めて成功させた。

また、20年以上にわたる仏国のナトリウム取扱に係る知見を学ぶために、CEA/Na 学校から講師を招聘し、特別研修を実施した。研修では、1)ナトリウム洗浄および補修技術、2)ナトリウム純度管理技術、について、ラプソディ、フェニックス、スーパーフェニックスでの例を交えながら、洗浄作業時の安全確保策や洗浄、補修作業の実際、純度管理条件や方法、異常時の措置等の情報を入手した。

平成 13 年度における実施講座と受講者は以下の通りである。

- ・実施講座数 : 27 講座(講座種類 8)
- ・延べ受講者数 : 175 人

### 八．保守作業研修の実施

本研修は、保守員を養成するための「保守研修」と FBR 技術者を育成するための「FBR 技術講座」とから成り、「保守研修」については計 8 講座種類を 3 つのカテゴリーに分けて、また「FBR 技術講座」については 1 講座種類をそれぞれ実施した。

「保守研修」では、「もんじゅ」固有設備に対する固有な保守技術を習熟するためのコースを 4 種類、機械、非破壊関係の汎用保守技術を学習するためのコースを 3 種類、電気計測技術を 2 種類用意するなど、幅広い保守技術を学習できるように考慮している。

また、講師については、内部講師を基本としているものの、専門的知識と経験が要求されるコースについては外部から講師を招聘し専門技術の習熟ができる環境を整えている。この他、一部の研修についてはナトリウム取扱研修と同様に「研修成果評価手法」を適用するなど、学習効果を高めるための工夫を図っている。

「FBR 技術講座」については、「FBR 基礎講座」なる講座を設け FBR 技術を炉心や燃料、プラントシステムなどの 12 分野に分類して実施している。講師は、その分野の専門家が担当し、単なる講義だけでなく、その専門家が有する知的財産の伝承を図るといった観点からの講義を行っている。また、H14 年度の開催を目指して「FBR 応用講座」なる上位講座を準備中である。この講座は、設計の根拠や経緯などを含めて FBR 技術を体系的に学習することを目指しているものである。

平成 13 年度における実施講座と受講者は以下の通りである。

- ・実施講座数 : 13 講座(講座種類 9)
- ・延べ受講者数 : 87 人

### 二．研修共通事項に係る検討

- ・研修結果の評価や計画、研修テキスト等のレビューを行い研修の質を確保するため、「教育研修検討委員会」を組織し運用を開始した。
- ・保守員の資格認定制度について、社内の「指導会」を通じてもんじゅ建設所と検討を進め、基本概念を明らかにした。この中では、保守員の作業要素を洗い出し、各作業要素の難易度に応じて担当する作業要素を保守員のクラスに関連付けると共に、各保守員クラスに行われるべき教育研修内容を明らかにし、制度の骨子を作成した。
- ・「常陽」火災事故対応の一環として、平成 14 年度から導入を予定している「ナトリウム取扱作業に関する技能認定」のための新規研修の準備を行い、原因究明の結果等を反映しながらカリキュラムやテキストの作成を行った。
- ・社内ネットワークを活用した自己学習システムについて、一般社会での活用状況やシステムの開

発状況を調査した。この結果、“e-ラーニングシステム”に代表されるように、教材の配信、受講進捗状況の把握と、アセスメントテストによる受講者の能力診断や理解度の進捗管理、受講計画の立案支援、メールなどによる支援や受講者間の情報交換・情報共有等の特徴を有しており、多くの企業が資産を教育研修に有効に活用するために導入を進めていること、社内的にも現行研修教材や社内ネットワーク計算機のインフラを有効に活用できる自己学習、知識の蓄積、継承のための手段としてその有効性が期待できことが明らかになった。

#### 【研究の達成状況（平成13年度）】

「もんじゅ」の安全安定運転を適切に支援するために、運転・保守技術の維持、向上に努め、また、FBR技術を適切に継承していくために、運転訓練シミュレータ、ナトリウム取扱研修施設および保守作業研修施設を用いた研修を実施すると共に、研修の質確保の仕組みや新規研修の導入、計算機インフラ等を活用した研修手段の検討を行い、所期の成果が得られた。

（今後の予定）

運転訓練シミュレータ、ナトリウム取扱研修施設および保守作業研修施設を用いた研修を継続すると共に、社内外の動向を反映して研修内容の見直しや新規研修の導入を行う。また、研修の質を確保する仕組みの運用および計算機インフラ等を活用した研修手段の検討を行い、必要に応じて研修業務に適用していく。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

本成果は、「もんじゅ」における日常の運転および保守管理やFBR技術開発に生かされている。また、「もんじゅ」の再起動やその後の安全・安定運転に反映される。

#### 【研究成果の発表状況】

- (1) FBR総合研修の実施(1) - 研修計画および運用方策 -、日本原子力学会 2001年秋の大会
- (2) FBR総合研修の実施(2) - 研修方法および研修結果 -、日本原子力学会 2001年秋の大会
- (3) 「FBRサイクル総合研修施設の紹介」、“産業と電気”、平成13年6月号、関西電気協会

（発表予定）

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

（参考文献）

[ 海外の研究の現状と動向 ]

仏国のCEA/Cadaracheにあるナトリウム学校において、ナトリウムの取扱や火災消火等に関する研修が実施されてきている。また、SPXの廃止措置等の動向を受けて、ナトリウムや施設の廃止措置技術に係る研修も行われるようになってきている。

（参考文献）

#### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。



安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】

年間計画に沿って「もんじゅ」の運転員、保守担当者等の研修を予定通り遂行すると共に、20年以上のナトリウム取扱に係る研修経験を有する仏国 CEA/Cadarache のナトリウム学校との情報交換および講師を招聘しての特別研修を実施した。

また、常陽メンテナンス建物での火災の水平展開を受けて、作業安全確保のために新規研修の導入準備をすすめると共に、研修の質を確保する仕組みを定め、運用を開始した。

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

## 【分類番号】

社内研究 5-8

## 【研究課題名(Title)】

冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討 (A Study of Rapid Analysis Method for Coolant Sodium)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 橋爪 和美(はしづめ かずみ)

[所属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 安全管理課

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木2-1、電話番号：0770-39-1031

(Name) HASHIZUME Kazumi

(Title of Function) Radiation and Chemistry Management Section, Monju Construction Office

(Address and Phone) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan,  
Tel.:0770-39-1031

## 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 飯島 稔(いじま みのる)

[所属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 安全管理課

(Name) IIJIMA Minoru

(Title of Function) Radiation and Chemistry Management Section, Monju Construction Office

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成16年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

高速増殖原型炉「もんじゅ」

## 【研究概要】

[研究の経緯]

「もんじゅ」における冷却材ナトリウム中の酸素、水素等、非放射性不純物の分析は、大洗工学センタや諸外国で開発された方法を採用しており、その不純物元素毎に金属ナトリウムの前処理を専用の装置を用いて行った後、特定の機器にて測定している。ところが、これらの分析方法では、一元素毎の分析処理時間が長くプラント運転に対する即応性に欠けること、人体に有害な薬品類を多数使用しなければならないこと、熟練者を必要とすること、また、分析するナトリウムが放射化している場合には無用な被ばくを受ける等の課題があった。従って、金属ナトリウムを前処理せずに直接分析できる方法を開発し、プラント運転への即応性を向上させる必要がある。ナトリウム化合物の組成分析についても同様の経緯である。

また、「もんじゅ」に設置されているガス吸引型差圧式ナトリウム漏えい検出設備において警報が発報した場合、その真偽を簡易に判定するために、現状ではサーベイメータによるフィルタの放射

能測定又は専用 pH 試験紙によるアルカリ度測定を行っている。ところが、これら方法による真偽判定が不確定の場合にはフィルタ付着ナトリウムの手分析を行うこととなり、その分析・データ評価には時間を要する。このため、漏えい検出設備の通常運転中におけるフィルタ付着ナトリウムのバックグラウンドを測定し、判定基準を求めておくことにより、漏えい警報発報時の真偽判定の迅速性を向上させる必要がある。

#### [ 研究目的 ]

「もんじゅ」の冷却材ナトリウム中不純物分析及び各種設備点検等で回収されるナトリウム化合物の組成分析を迅速化し、プラント運転に対する情報の即応性を図り、「もんじゅ」の安定・安全運転に資する。

また、ナトリウム漏えい検出設備の一つとして「もんじゅ」に設置されているガス吸引型差圧検出設備のフィルタ付着ナトリウムのバックグラウンドを測定・把握し、漏えい警報発報時の真偽判定の迅速化に資する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

半導体等の各分野で広く採用されている、固体金属を直接分析する「グロー放電質量分析装置」を用いて、金属ナトリウム中の多元素分析を直接行う手法を試験・検討し、現状実施しているナトリウム中不純物（酸素、水素、炭素等放射性核種を除く 18 元素）の元素毎の単一定量分析手法からの代替の可否を判断する。

##### ロ.ナトリウム化合物分析の迅速化

これまでに実施した設備点検等で回収されたナトリウム化合物の組成分析方法を整理・評価するとともに、データの信頼性向上と分析時間短縮に向け、X 線分析装置等を活用した迅速分析手法の確立を図る。

##### ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

「もんじゅ」1 次、2 次、EVST 各系統・設備に設置されている差圧式ナトリウム漏えい検出設備のフィルタ（DPD フィルタ）付着物のバックグラウンド（ナトリウム・塩素・硫酸イオン等）を測定・評価し、現状定められているナトリウム漏えい警報発報時の確認方法によって、警報の真偽判定が困難な場合に実施する手分析時の判定基準を求める。

#### 【研究の達成目標（平成 13 年度）】

##### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

メーカ所有のグロー放電質量分析装置をレンタルしてこれまでに実施した予備試験のデータを整理・評価するとともに、今後の検討課題を抽出し、結果を纏める。

##### ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

各系統の DPD フィルタ付着物のバックグラウンド測定に関する計画書を作成し、関係課への説明及び合議を得た後、フィルタの回収・測定を行い、データの収集を開始する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

##### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

平成 13 年度までに実施してきた予備試験である、金属ナトリウムを含む低融点金属の分析事例調査、低合金鋼標準物質による装置の性能確認、市販金属ナトリウムを用いた分析試験、簡易型グローボックスを採用した高純度ナトリウムによる分析試験、にて得られた種々のデータ及び知見を整理・評価し、結果を取り纏めた。

分析事例調査では、金属ナトリウムそのものの測定経験が世界中で一例も無かったが、リチウム、ガリウム等のアルカリ金属や低融点金属の分析事例が海外の 1 社で確認できたことから、金属ナトリウムを用いた測定試験を開始した。その結果、約 98 と低融点金属であるナトリウムを固体状態で装置へ装着し、測定中の溶融も見られず一連の測定操作が何ら支障無くできることを確認するとともに、水素からウラン（質量数 1~238）までの「もんじゅ」で分析対象としている 18 元素が短時間で測定可能なことを確認した。

また、「もんじゅ」プラントの化学管理分析への導入に対する課題を解決するためには、循環精製型高純度不活性ガスのグローボックスを使用することによる測定試料への空気や湿分の影響を極力排除した条件での測定試験、ナトリウム中不純物の標準物質による各元素毎の検量線作成試験、の実施が必要であることがわかった。

## ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

各系統のD P Dフィルタ付着物のバックグラウンド測定に関する計画書を作成し、関係課への説明及び合議を得た。各課の作業分担は、D P Dフィルタの取外し回収をプラント第2課が、当該フィルタへの通気時間算出をプラント第1課の協力を得てプラント第2課が、フィルタ付着物の測定を安全管理課が実施することとした。なお、2次主冷却系については、他の系統と運用が異なり常時通気型でないこと及びナトリウム漏えい事故の影響を受けている可能性があることから、ナトリウム漏えい対策工事実施後に一定時間通気し、回収・測定を行うこととした。

その後、ナトリウム漏えい検出設備の運転状況に応じて、原子炉容器廻り・1次主冷却系分のフィルタ回収・測定・データ収集を開始した。なお、炉外燃料貯蔵槽系は漏えい検出設備の点検作業に伴い、平成14年度より行うこととなった。

### 【研究の達成状況（平成13年度）】

#### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

これまでに実施した予備試験のデータを整理・評価するとともに、今後の検討課題を抽出する等、結果を取り纏めたので、当初の目標を達成した。

#### ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

D P Dフィルタ付着物のバックグラウンド測定に関する計画書を作成し、関係課への説明及び合議を得た後、フィルタの回収・測定・データの収集を開始したので、当初の目標を達成した。

（今後の予定）

#### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

ナトリウム中不純物の標準物質を調達し、高純度不活性ガス雰囲気グローブボックスを採用した分析装置を用い、各元素の検量線を作成する。なお、ナトリウムの標準物質は一般的に市販されていないことから、ナトリウム製造メーカ及び各種標準物質取扱メーカ等への製作可否の調査から開始する。

#### ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

2次主冷却系を除く各系統のフィルタの回収・測定・データの収集を継続する。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

#### イ.冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

プラント運転に対するナトリウム化学管理面からの迅速な情報提供に反映できる。

#### ハ.ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

差圧式ナトリウム漏えい検出設備の警報発報時における警報の真偽判定に反映できる。

### 【研究成果の発表状況】

なし

### 【国内外の研究動向】

#### [ 民間の研究の現状と動向 ]

民間では行われていない。

#### [ 海外の研究の現状と動向 ]

海外では行われていない。

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

#### [ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

#### [ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。  
( その理由 : )  
計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

なし

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究5 - 9

### 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」再起動時の性能試験計画の検討

(Study of the system start-up test program at the restart of MONJU)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 弟子丸 剛英(でしまる たけひで)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木2丁目1番地 電話番号：0770-39-1031

(Name) DESHIMARU Takehide

(Title of Function) Reactor and Systems Engineering Section, Monju Construction Office

(Address and Phone) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan TEL:0770-39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 暦本 雅史(れきもと まさふみ：REKIMOTO Masafumi)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

(Reactor and Systems Engineering Section, Monju Construction Office)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成14年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名：)

本基本計画から新規

### 【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)]

### 【使用主要施設】

高速増殖原型炉「もんじゅ」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

性能試験の実施(要領書作成、試験実施、報告書作成等)に先立ち、性能試験項目の選定・試験工程の作成等を行なう必要があることから、本研究を実施した。

[研究目的]

ナトリウム漏えい対策を始めとし種々の安全性向上のための改造工事を行った「もんじゅ」において、再度実施する性能試験は安全かつ確実に行わなければならない。性能試験では発電炉としての「もんじゅ」の機能性能を確認すること及び将来の高速炉実用化に資する実プラントデータを取得することが要求される。上記観点を中心に十分考慮して性能試験の試験項目・内容、工程を検討し、性能試験計画を立案することで、性能試験の安全確保を図る。

[研究内容]

#### イ 試験項目の選定（平成13～14年度）

ナトリウム漏えい対策を始めとする種々の安全性向上のための改造工事、安全総点検等指摘事項、高速炉実用化に資するためのデータ取得、前回性能試験の経験の反映等を基に、種々の観点から、性能試験計画を総合的に見直すとともに、再実施する性能試験項目の選定を行う。この際、所定の期間に可能な限り多くのデータを取得できるよう、合理的な試験実施ができるように試験項目を選定する。

#### ロ 試験内容等の確定（平成14年度）

選定された試験項目について、必要に応じ予備解析を行い、試験実施時の安全性を十分確保しつつ、必要なデータを取得するための具体的な試験内容を検討・確定する。

併せて、試験実施時に必要なプラント制限条件の設定及び必要に応じて仮設設備の概念検討を行う。

### 【研究の達成目標（平成13年度）】

イ ナトリウム漏えい対策を始めとする種々の安全性向上のための改造工事、安全総点検等指摘事項、高速炉実用化に資するためのデータ取得、前回性能試験の経験の反映等を基に、種々の観点から、性能試験計画を総合的に見直すとともに、再実施する性能試験項目の選定を行う。この際、所定の期間に可能な限り多くのデータを取得できるよう、合理的な試験実施ができるように試験項目を選定する。

ロ 上記作業により抽出された性能試験項目に基づき、試験工程表を作成する。試験工程の検討にあたっては、これまでの試運転経験に基づき、試験工程の短縮化を図るものとする。

### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

イ 回目の性能試験において実施すべき試験項目の抽出は、以下の考え方に基いて行った。ここで、設備改造に係る試験項目抽出の検討に際しては、「ナトリウム漏えい対策改造工事」及び「ナトリウム漏えい対策工事以外の改造工事(安全対策関連)」の両方を対象とし、試験項目の抽出漏れが生じないように実施した。

使用前検査受検に備えた、社内試験に該当する試験項目。

例：過剰反応度測定試験、反応度停止余裕測定試験、プラントトリップ時特性評価(タービン)等  
前回の性能試験において、未着手であった試験項目(ナトリウム漏えい事故以降に予定されていた試験項目)、及びナトリウム漏えい事故により中断した試験項目のうちの未実施の部分。

例：出力係数測定試験、原子炉まわり遮へい評価、発電機負荷遮断時特性評価等  
前回の性能試験時に終了はしたが、燃料交換による炉心特性の変化により、再度、試験を実施しなければならぬと判断される試験項目。

過剰反応度測定試験、制御棒価値確認、反応度停止余裕評価等  
前回の性能試験時に実施した項目(完了した項目及び事故により中断した試験項目のうち実施済みの部分)のうち、ナトリウム漏えい事故以降の設備改造により、前回実施した性能試験の評価が変更となる可能性のある試験項目。

例えば、水・蒸気系設備の改造により、以下の試験項目の再実施が必要。

水・蒸気系起動バルブ系統制御特性確認、換気空調設備特性確認、給水流量制御系特性確認等  
前回の性能試験以降、新たに追加された設備に関する試験項目。

本項目に該当する機能確認は、殆ど工事確認試験で実施することとしており、性能試験項目としての抽出は無かった。(例：緊急ドレン機能等の確認は、工事確認試験として実施)

前回の性能試験時に実施した項目(完了した試験項目及び事故により中断した試験項目のうち実施済みの部分)のうち、ナトリウム漏えい事故以降の設備改造による直接的な影響はないが、プラントが長期間にわたって停止状態にあることを踏まえ、次回の再起動時に安定した起動試験を行うために、実施すべきと考えられる試験項目(制御系の確認等)。

1次主冷却系設備特性確認、水漏えい検出器特性確認等

その他、プラントの信頼性向上またはR&Dの観点から、実施が提案された試験項目。

前回の試験結果に基づき、試験方法を見直した上で、再度試験を行うもの等。

例：出力分布評価(炉内構造物及び原子炉容器における累積中性子照射量の設計裕度を適切に評価するとともに、しゃへい設計手法の妥当性評価と将来炉に向けての基礎データの取得を目的とした、炉内ラック等における反応率測定の実施)等

以上の考え方に基き、性能試験項目の抽出及び概要検討を、以下のとおり実施した。

前回の性能試験時に実施された(あるいは実施が予定されていた)試験項目に対しては、以下の検討を行った。

(a) 前回の性能試験時に計画されていた全試験項目について、実施した項目、未実施の項目、事故により中断した項目の整理

- (b) 前回の性能試験時に実施した試験項目について、再試験の実施の要否の検討及び再試験が必要と判断された項目に対する試験要領(手順)書の見直しの要否の検討
  - (c) 前回の性能試験時に未実施であった試験項目(あるいは事故により中断した試験項目)について、試験要領(手順)書の見直しの要否の検討
  - (d) 上記において、再試験実施が必要な項目及び試験要領(手順)書の見直しが必要と判断された項目について具体的な見直し内容の検討
- 今回、新規に性能試験の実施が提案された項目については、以下の内容を含んだ試験内容整理一覧表を作成した。

- (a) 試験概要
- (b) 制約条件
- (c) 所要日数
- (d) その他(予備解析の要否、仮設設備の要否等)

□ 上記(イ)作業により抽出された性能試験項目及びその概要に基づき、性能試験工程の作成を行った。特に、前回実施済みの試験項目の再実施に相当する試験工程については、試験工程の合理化により全体工程を短縮するように心がけた。

### 【研究の達成状況(平成13年度)】

イ 次回性能試験の再開に備え、「もんじゅ」の設備改造の状況や試運転経験・総点検指摘事項などを踏まえ、試験項目の抽出を行うとともに、各試験項目について試験概要の検討を行なうことができたので、所期の成果が得られた。

□ 抽出された試験項目に基づき、次回性能試験工程の作成を行ったので、所期の成果が得られた。

(今後の予定)

イ 抽出された性能試験項目について、試験条件・試験手順・判定基準等について、より詳細な検討を行うことにより、次回性能試験時の要領書作成のための準備を進める。また、これにより次回性能試験の実施に先立って必要な予備解析の実施項目を明らかにし、予備解析の実施に必要な準備を進めていく。また、性能試験実施の際に必要な仮設設備についても検討を進めていく。

□ 上記詳細検討の結果に基づき、性能試験工程の見直しを行うとともに、更なる工程短縮化について検討する。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

本研究の成果を活用することにより、次回性能試験の実施(要領書作成・試験実施・報告書作成等)を円滑に進めることができる。

### 【研究成果の発表状況】

なし

(発表予定)

なし

### 【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

なし

(参考文献)

なし

[海外の研究の現状と動向]

国内外のFBRプラントの長期停止後の再起動時のトラブル事例を調査した結果、長期間のプラント停止が原因で発生した設備上の大きなトラブル事例は殆ど無かった。一部トラブルの発生が確認された事例の原因は、溶接不良や使用部材の間違いによるものであった。

従って、もんじゅ性能試験項目の抽出に際して、海外炉の長期停止後の再起動時のトラブル経験については、直接的に反映できる事項はなかった。

しかし、海外炉の長期間停止後におけるプラントの再起動にあたっては、プラントを動かす組織・



人員等のソフト面について、細心の注意を払い、運転再開に臨んだようである。これらの事項については、直接的には今回の安全研究には関係しないが、今後もんじゅの試運転再開を進めていくにあたって、考慮していくこととする。

(参考文献)

なし

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[チェック欄]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[説明欄]

成果活用方策

[チェック欄]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[説明欄]

計画の進捗状況

[チェック欄]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由:

計画以上に進捗した。)

[説明欄]

### 【自由評価欄】

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 5-10

### 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討  
(Reconsideration of the system of the operation procedures and examination of the effective education program in MONJU )

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名, 所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 山崎 修 (やまざき おさむ)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第一課

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木2-1 電話番号: 0770-39-1031

(Name) Osamu YAMAZAKI

(Title of Function) Operations Engineering Section, Monju Construction Office

(Address and Phone) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan

: +81-770-39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 山崎 修\*1 (やまざき おさむ: YAMAZAKI Osamu)

鈴木 隆之\*1 (すずき たかゆき: SUZUKI Takayuki)

稲垣 佳温\*1 (いながき よしはる: INAGAKI Yoshiharu)

佐久間 祐一\*1 (さくま ゆういち: SAKUMA Yuichi)

近藤 哲緒\*1 (こんどう てつお: KONDOU Tetsuo)

小屋越 直喜\*2 (こやごし なおき: KOYAGOSHI Naoki)

[所属] \*1 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第一課

(Operations Engineering Section, Monju Construction Office)

\*2 敦賀本部 国際技術センター 実技訓練グループ

(Operation and Maintenance Training Group, International Cooperation and Technology Development Center)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続

(研究課題名: 「もんじゅ」の運転保守支援システム開発に関する研究)

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究, 実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

国際技術センター 運転訓練シミュレータ「MARS」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の教訓・反省から、特に事故時等に用いる運転手順書について、運転員の判断基準や対応の明確さ、使いやすさなどの観点から手順書の見直し・高度化が必要となり、また、これらの手順書に基づく教育訓練がより実効性のあるものとなるよう検討する必要が生じた。

#### [ 研究目的 ]

「もんじゅ」の事故時等に用いる運転手順書について手順書体系を見直し、事故発生後の対応手順についてより明確にするとともに、運転員の訓練に適用して運転安全性の向上に資する。

#### [ 研究内容 ]

「もんじゅ」の事故時等に用いる運転手順書は、異常時運転手順書と故障時運転手順書で構成されている。これまで「もんじゅ」の安全総点検の結果などに基づき、1次系、2次系等において、ナトリウム漏えい等の事象が発生した場合に必要な運転操作手順について検討し、手順書の充実を図ってきているが、これらの手順書について、以下の事項を実施する。

##### イ．事故時等運転手順書体系の見直し（平成13年度）

異常時及び故障時運転手順書体系を見直し、手順書の統合整理、新たに必要な手順書の検討をした上で、体系を再構築する。

##### ロ．事故時等運転手順書の検討・整備（平成13～15年度）

イ．項の結果に基づき、運転手順書の検討・追加・整備を行う。また、運転手順書について記載内容の適切性及び運転員の充足性を確認するため、必要に応じてシミュレータを用いた検証を行う。

##### ハ．効果的教育訓練方法の検討（平成16～17年度）

整備した運転手順書の体系に基づき、運転員に対する効果的な教育訓練方法、訓練結果の評価方法等の検討を行う。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

##### イ．事故時等運転手順書体系の見直し

異常時及び故障時運転手順書体系を見直し、手順書の統合整理、新たに必要な手順書の検討をした上で、体系を再構築する。

##### ロ．事故時等運転手順書の検討・整備

イ．項の結果に基づき、運転手順書の検討・追加・整備を行う。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

##### イ．事故時等運転手順書体系の見直し

異常時及び故障時運転手順書の体系の見直しは、類似異常事象の整理、異常事象の想定範囲の見直し等について行い、運転手順書の統合、区分変更及び新規整備等により、異常状態の進展によって円滑な対応が可能となる運転手順書の体系とした。図1に異常時及び故障時運転手順書の体系見直し結果を示す。なお、異常時及び故障時運転手順書の区分の考え方は、従来通り設置許可申請書添付書類十における「各種事故」及び「運転時の異常な過渡変化」を踏まえ、事象の包絡性を考慮し、運転員の対応操作が同様な事象についてまとめ、基本的には「各種事故」事象を異常時運転手順書、「運転時の異常な過渡変化」を故障時運転手順書としている。

以下に主な見直し内容を示す。

異常時運転手順書のうちの「1次冷却材漏えい事故」及び「2次冷却材漏えい事故」の中にそれぞれ1次メンテナンス冷却系及び2次メンテナンス冷却系、補助ナトリウム系からのナトリウム漏えい事象を追加した。

また、プラントメンテナンス中のナトリウム漏えい事象も追加した。

異常時運転手順書のうちの「反応度(正)挿入」に、類似事象である故障時運転手順書のうちの「微調整棒連続引抜き」及び「制御棒誤挿入」を統合し、「反応度異常」とした。

故障時運転手順書のうちの「燃料破損」で燃料ピンの開口破損を想定していることから異常時運転手順書に区分を変更した。

異常時運転手順書のうちの「1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」に、類似事象である故障時運転手順書のうちの「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次主冷却系流量増大」、「1次主冷却系流量減少」を統合し、「1次主冷却系流量異常」とした。また、2次主冷却系についても同様に統合した。

異常時運転手順書に1次主冷却系及びメンテナンス冷却系中間熱交換器の伝熱管漏えい時の対応手順として「中間熱交換器伝熱管漏えい」を新規追加した。

異常時運転手順書のうちの「蒸気発生器伝熱管破損事故」に、類似事象である故障時運転手順書のうちの「蒸気発生器伝熱管水漏えい」を統合した。

故障時運転手順書のうちの「E V S T系(炉外燃料貯蔵設備)ナトリウム漏えい」の中にE V S T 2次補助ナトリウム系からのナトリウム漏えい事象を追加し、異常時運転手順書に区分を変更した。

故障時運転手順書のうちの類似事象である「2次主冷却系液面異常」及び「2次アルゴンガス系過熱器均圧ライン止め弁誤開」を統合し、「過熱器液面制御系故障」とした。

故障時運転手順書のうちの類似事象である「給水加熱喪失」及び「給水加熱器ドレン水位制御系故障」を統合し、「給水加熱系故障」とした。

故障時運転手順書のうちの「主蒸気圧力制御系」に類似事象である故障時運転手順書のうちの「タービンバイパス弁誤開」を統合した。

軽水炉の故障時運転手順書を参考に、「復水器細管漏えい」、「火災」、「中央制御室外原子炉停止」、「直流電源喪失」等13件を故障時運転手順書として新規追加した。

#### □．事故時等運転手順書の検討・整備

再構築した異常時・故障時運転手順書の体系に基づき、全体で43件の手順書のうち、異常時運転手順書14件、故障時運転手順書20件について、手順書の検討・追加・整備に着手している。(平成15年度完了目標)

### 【研究の達成状況(平成13年度)】

#### イ．事故時等運転手順書体系の見直し

事故時等に用いる異常時・故障時運転手順書の体系を再構築し、所期の目標を達成した。

(今後の予定)

#### □．事故時等運転手順書の検討・整備

再構築した異常時・故障時運転手順書の体系に基づき、引き続き手順書の検討・追加・整備を行う。

#### ハ．効果的教育訓練方法の検討

運転員に対する効果的な教育訓練方法、訓練結果の評価方法等の検討を行う。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

なし

### 【研究成果の発表状況】

なし

(発表予定)

高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る対処及び報告について(第2回報告)

### 【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

未調査

[海外の研究の現状と動向]

未調査

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[チェック欄]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[説明欄]

成果活用方策

[チェック欄]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

(その理由：

計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

)

【自由評価欄】

特になし。

	従来の手順書体系	見直し後の手順書体系
異常時 運転 転 手 順 書	1 原子炉トリップ・タービントリップ	1 原子炉トリップ・タービントリップ
	2 外部電源喪失	2 外部電源喪失
	3 反応度(正)挿入	3 反応度異常 * 1、* 3
	4 1次主冷却系循環ホッパ軸固着事故	4 燃料破損 * 1
	5 2次主冷却系循環ホッパ軸固着事故	5 1次主冷却系流量異常 * 1、* 3
	6 1次冷却材漏えい事故	6 2次主冷却系流量異常 * 1、* 3
	7 2次冷却材漏えい事故	7 1次冷却材漏えい * 3、* 4
	8 蒸気発生器伝熱管破損事故	8 2次冷却材漏えい * 3、* 5
	9 燃料取替取扱事故	9 中間熱交換器伝熱管漏えい * 2
	10 気体廃棄物処理設備破損事故	10 蒸気発生器伝熱管破損 * 1、* 3
	11 1次アルゴンガス漏えい事故	11 E V S T系ナトリウム漏えい * 1、* 3
	12 燃料取替取扱事故	
	13 気体廃棄物処理設備破損 * 3	
	14 1次アルゴンガス漏えい * 3	
故 障 時 運 転 手 順 書	1 微調整棒連続引抜き	1 - - - - -
	2 制御棒誤挿入	2 - - - - -
	3 燃料破損	3 - - - - -
	4 1次主循環ポンプトリップ	4 - - - - -
	5 1次主冷却系流量増大	5 - - - - -
	6 1次主冷却系流量減少	6 - - - - -
	7 1次ナトリウムオーバフロー系故障	7 1次ナトリウムオーバフロー系故障
	8 2次主循環ポンプトリップ	8 - - - - -
	9 2次主冷却系流量増大	9 - - - - -
	10 2次主冷却系流量減少	10 - - - - -
	11 補助冷却設備の制御系故障	11 補助冷却設備制御系故障 * 3
	12 2次ナトリウムオーバフロー系故障	12 蒸発器オーバフロー止め弁誤閉 * 3
	13 2次ナトリウム純化系流量低	13 2次ナトリウム純化系流量低
	14 2次主冷却系液面異常	14 過熱器液面制御系故障 * 1、* 3
	15 2次アルゴンガス系過熱器均圧ライン止め弁誤閉	15 - - - - -
	16 蒸気発生器伝熱管水漏えい	16 - - - - -
	17 蒸気発生器の水・蒸気弁故障	17 気水分離器ドレン弁誤閉 * 3
	18 過熱器バイパス弁誤閉	18 過熱器バイパス弁誤閉
	19 主給水ポンプ1台トリップ	19 主給水ポンプ1台トリップ
	20 給水流量制御弁故障	20 給水流量調節弁故障 * 3
	21 給水流量差圧制御系故障	21 給水流量差圧制御系故障
	22 給水加熱喪失	22 給水加熱系故障 * 1、* 3
	23 給水加熱器ドレン水位制御系故障	23 - - - - -
	24 タービンバイパス弁誤閉	24 - - - - -
	25 主蒸気圧力制御系故障	25 主蒸気圧力制御系故障 * 1
	26 発電機負荷遮断	26 発電機負荷遮断
	27 循環水ポンプ1台故障	27 循環水ポンプ1台故障
	28 原子炉補機冷却系故障	28 原子炉補機冷却系故障
	29 制御用圧縮空気設備の供給配管破損	29 制御用圧縮空気喪失 * 3
	30 E V S T系のナトリウム漏えい	30 - - - - -
	31 復水器細管漏えい * 2	
	32 復水器真空度低下 * 2	
	33 燃料池水冷却浄化装置故障 * 2	
	34 中性子計装故障 * 2	
	35 直流電源喪失 * 2	
	36 交流無停電電源喪失 * 2	
	37 一般計装電源喪失 * 2	
	38 非常用メタクラ電源1系統喪失 * 2	
	39 特高開閉所碍子過汚損 * 2	
	40 火災 * 2	
	41 中央制御室外原子炉停止 * 2	
	42 地震・津波 * 2	
	43 取水口異常 * 2	

注記) \* 1 : 手順書の統合・区分変更  
\* 2 : 新規に整備する手順書  
\* 3 : 手順書名の見直し  
\* 4 : 1次メンテナンス冷却系のナトリウム漏えい含む  
\* 5 : 2次メンテナンス冷却系のナトリウム漏えい含む

図 1 異常時及び故障時運転手順書の体系見直し結果

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

高速増殖炉の安全性に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 5 - 1 1

### 【研究課題名(Title)】

工程FMEA手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討  
(Preliminary Study on the Occupational Hazard within the Major Equipment Maintenance Works at Monju Site by Work-Process FMEA Method)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 池田 真輝典(いけだ まきのり)

[所属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第二課

[連絡先] 福井県敦賀市白木2-1、電話番号：0770-39-1031

(Name) Makinori IKEDA

(Title of Function) Maintenance Engineering Section, Monju Construction Office

(Address and Phone) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan, TEL:0770-39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 笹 淳一(ささ じゅんいち: Junichi SASA)

[所属] 高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第二課

(Maintenance Engineering Section, Monju Construction Office)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成15年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

「もんじゅ」

### 【研究概要】

[研究の経緯]

現場作業の安全衛生管理にリスク評価の考え方を取り入れた活動としてリスクアセスメントが注目されるようになってきている。その実施方法に関する参考図書として、中央労働災害防止協会が発行したガイドブックがあるが、一般共通事項に関する基本原則とその典型的な実施例が示されるにとどまり、実際に現場に適用するための実施要領を定めるに当たっては、各事業場の特質を考慮した上で、修正・追補が必要になる。「もんじゅ」における設備点検作業の安全衛生水準向上を図るための実効的な検討手段として、工程FMEA手法を用いた作業工程解析の実施要領を検討することで、今後必要性が高まると見られるリスクアセスメント活動の基盤整備を図ることを計画した。

[研究目的]

「もんじゅ」の主要な設備点検作業における作業安全性確保策の信頼性向上を目的として、信頼性解

析手法の一手法として多用されている工程 F M E A 手法<sup>\*</sup>)を用いた作業工程解析を行い、その結果に基づいた作業安全対策の検討を行う。

\* : Failure Mode and Effects Analysis;故障モード影響解析と呼ばれる解析手法

**[ 研究内容 ]**

イ．手法の調査

社内外の文献等により工程 F M E A 手法の調査を行い、評価手法を習得する。( H13 年度 )

ロ．実作業評価への試適用

「もんじゅ」の代表的な設備点検作業を選定し、同手法の適用を試み、評価検討を行う。( H14 年度 )

ハ．総合評価と標準化

H14 年度実施の適用結果を分析・評価し、必要に応じて同手法適用に係る標準化を行う。( H15 年度 )

**【研究の達成目標 (平成 13 年度)】**

イ．手法の調査

社内外の文献等により工程 F M E A 手法の調査を行い、評価方法の適用性について見通しを得る。

**【研究実施内容及び成果 (平成 13 年度)】**

イ．手法の調査 ( 図-1, -2, 表-1 ~ -3 参照 )

人形峠環境技術センターの工程 F M E A 適用に係る指導会報告資料、中央労働災害防止協会が作成した「リスクアセスメント・ガイドブック」等により工程 F M E A 手法の調査を行った。その結果、工程 F M E A 手法に基づいたリスクアセスメントは事業場における機械、設備、化学物質等の危険又は有害要因を特定する検討プロセスに効果的に適用しうる手法であり、職場にある危険源を特定しそのリスクを評価して、そのリスクが労働災害に至るかどうかを判断し、労働災害に至ると判断した場合にはリスクの低減対策 (安全衛生対策) を実施するという、一連の論理的な手順を提供する手法であることを確認した。「もんじゅ」設備点検作業への適用可能性については、設備の信頼性に重点をおいた予防保全計画の検討に F M E A 手法を適用した経験を有しており、その経験を活用することで十分実行可能であると判断でき、「もんじゅ」設備点検作業の安全衛生水準向上を図るうえで、評価手法としての適用性見通しが得られた。なお、本調査結果は次年度実施を計画している試評価に適用する予定の作業解析要領 (工程 F M E A 手法にて検討するにあたっての手引書 ; 策定中) に反映済みである。

**【研究の達成状況 (平成 13 年度)】**

イ．手法の調査

社内外の文献等により工程 F M E A 手法の調査を行い、評価手法を習得することにより、所期の成果が得られた。

( 今後の予定 )

ロ．実作業評価への試適用

「もんじゅ」の代表的な設備点検作業を選定し、同手法の適用を試み、評価検討を行う。( H14 年度 )

ハ．総合評価と標準化

H14 年度実施の適用結果を分析・評価し、必要に応じて同手法適用に係る標準化を行う。( H15 年度 )

**【成果の利用実績及び活用見通し】**

社内外の文献等により工程 F M E A 手法の調査を行い、計画通り評価手法を習得した。この成果は、職場の安全衛生水準向上のための検討作業に活用できる。

**【研究成果の発表状況】**

なし

( 発表予定 )

なし



## 【国内外の研究動向】

### [ 民間の研究の現状と動向 ]

事業場における安全衛生管理に係る「労働安全衛生マネジメントシステム」の仕組み作りに関する国内の動向として、労働省ではシステム普及促進事業等を通じて指針<sup>1)</sup>の周知を図り、事業場における安全衛生水準の向上を図るとともに、ILO（国際労働機関）において検討されている国際的指針の策定について積極的に協力して行くこととしている。また、中央労働災害防止協会では平成11年度に「日本版・職場のリスクアセスメント標準モデル開発委員会」を設置し、平成12年6月にリスクアセスメントの実施方法に関するガイドブック<sup>2)</sup>を作成している。さらに平成13年6月に厚生労働省は「機械の包括的な安全基準に関する指針」<sup>3)</sup>を公表し、中央労働災害防止協会と共催で本指針の説明会を日本各地で開催している。

### ( 参考文献 )

- (1) 「労働安全衛生マネジメントシステムに関する指針」H11.4.30；労働省告示第53号
- (2) 「職場におけるリスクアセスメントのガイドブック」H12.6；中央労働災害防止協会
- (3) 「機械の包括的な安全基準に関する指針」H13.6.1；厚生労働省 基発第501号（通達）

### [ 海外の研究の現状と動向 ]

未調査

## 【研究評価（自己評価）】

### 成果の達成レベル

#### [ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

#### [ 説明欄 ]

### 成果活用方策

#### [ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

#### [ 説明欄 ]

職場の安全衛生水準の向上に活用できる。

### 計画の進捗状況

#### [ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。
- ( その理由：  
計画以上に進捗した。 )

#### [ 説明欄 ]

## 【自由評価欄】

# 図 - 1 FMEA 解析の手順

【4M:Man, Machine, Material, Method】

手順1

FMEA 解析の準備

解析対象作業の選定  
Process Flow Diagram



手順2

工程機能の分析

不良モードの抽出

不良影響と重要度の評価

単位工程毎の機能  
単位工程毎に全て網羅  
保安上の影響度(人身事故)  
発生頻度、検出難易度も考慮



手順3

不良原因の洗い出し

対策案の検討

対策の選定

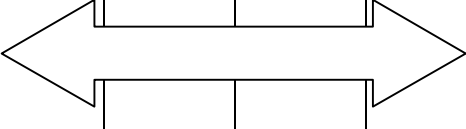
4Mの観点  
重要度の高い不良モードから  
4Mの観点・ハード面の対策



対策の実施とフォローアップ

効果の確認と必要な見直し

# 表 - 1 工程 FMEA のワークシートと検討内容

No.	工程名	工程の機能	不良モード	不良モードの影響	不良モードの原因	不良モードの評価				対策の着眼点	対策内容	結果
						発生頻度	影響度	検出難易	重要度			
	解析しようとする工程名	解析しようとする工程の具体的な機能	発生する可能性のある全ての不良モード	不良モードが及ぼす影響	4 M について、不良モードを引き起こすと考えられる全ての原因	<div style="text-align: center;">  <p>重要度のランク = 発生頻度のランク × 影響度のランク × 検出難易のランク (三指標とも 5 点満点)</p> </div>				重要度の高い不良モードについて処置作業上の留意点	重要度評価点数が 27 点以上、または発生頻度 / 影響度 / 検出難易の評価点に 1 項目でも 5 点がある重要度の高い不良モードの対策	対策のフォロー (結果をもとに評価点を見直し、不良モードの追加等を行う)
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     PFD に従い全工程について展開 (不良モードの抽出)                 </div>			<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     抽出された全不良モードについて重要度評価を行い、重要度「高」となった不良モードに対して、当該不良モードの発生防止対策を検討                 </div>						<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     可能な限り人的要素の入らない設備・治工具等の発生源対策とする                 </div>			

## 表 - 2 工程 F M E A の評価基準（例）

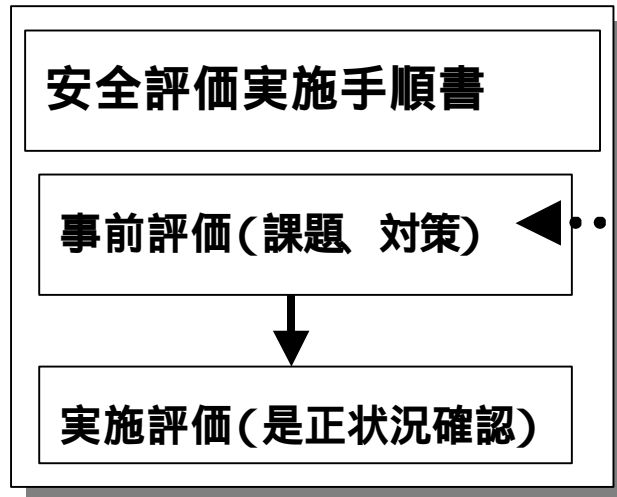
発生頻度		影響度		検出難易度	
評価	評価基準	評価	評価基準	評価	評価基準
5	不良の発生がほとんど確実	5	人身・物損事故等の保安上の致命的不良	5	検出が不可能（発生まで不明）
4	不良の発生が多い	4	作業中止に至る重大な不良	4	検出の可能性がある
3	不良の発生の可能性がある	3	中程度の作業遅れを招く不良	3	検出の可能性が大きい
2	不良の発生が少ない	2	軽微な作業遅れを招く不良	2	検出できる
1	不良の発生がほとんどない	1	作業遅れをほとんど招かない	1	容易に検出できる

## 図 - 2 工程 FMEA 導入と安全管理の流れ

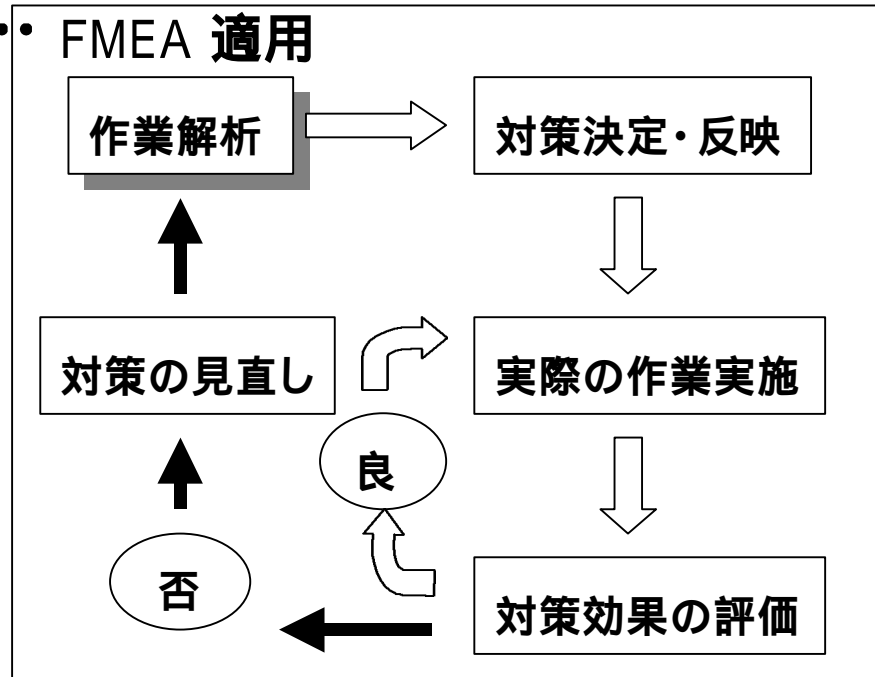
FMEA : Failure Mode and  
Effects Analysis

人的及び物的事故・トラブル発生の未然防止

### 【安全評価の手順】



経験者の知識・経験・勘に  
基づいた定性的評価



安全評価の精度向上(不良モードとその  
原因/影響・重要度の体系的定量評価)

表 - 3 「工程 F M E A」と「リスクアセスメント」の比較

項目		工程 F M E A <sup>*</sup>	リスクアセスメント <sup>**</sup>
用語	評価対象	不良モード	危険源（危険状態、危険事象までを含む）
	評価尺度	（不良モードの）重要度	（危険源の）リスク
リスク算定法	評価項目	影響度 発生頻度 検出難易度	a. 災害・健康障害の程度 b. 危険源へ接近する頻度 c. 危険源接近した場合に災害が発生する可能性
	リスク計算式	（ の評点 ） × （ の評点 ） × （ の評点 ）	（ a の評点 ） + （ b の評点 ） + （ c の評点 ）
P F D の作成		不良モードを抽出するために解析対象作業を Process Flow Diagram に展開して分析	解析対象作業をフロー化することの重要性の注記有り（具体例提示なし）
危険源の特定要領		P F D の各工程で発生が予想される不良モードを全て列挙する（過去に経験した不良モードを一覧表に蓄積し継承することの重要性注記あり）元々は製品製造工程を解析することで、製品の品質管理に適用された手法（安全管理に応用）	危険源、危険状態、危険事象を区分定義し、3者を合せて広義の危険源と定義 危険源分類の事例を複数添付 充実

\* 「工程 F M E A」手法は中央大学宮村教授の指導会資料（人形峠環境技術センター殿より入手）による

\*\* 「リスクアセスメント」手法は中央労働災害防止協会の「職場におけるリスクアセスメントのガイドブック」による

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【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】

1 - 1 ( 6 - 1 - 3 )

### 【研究課題名(Title)】

リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究  
(Research on risk informed operation and maintenance in FBR plants)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 丹羽 元(にわ はじめ)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 Tel.029-267-4141

(Name) NIWA Hajime

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology  
Division, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393,  
Phone: +81-29-267-4141

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 栗坂 健一(くりさか けんいち : KURISAKA Kenichi)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ

(FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai  
Engineering Center)

[氏名] 大山 信美(おおやま のぶみ : OHYAMA Nobumi)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 原子炉第二課

(Maintenance Engineering Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center,  
O-arai Engineering Center)

[氏名] 山田 文昭(やまだ ふみあき : YAMADA Fumiaki)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

(System Engineering Group, International Cooperation and Technology Development  
Center, Tsuruga Head Office)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

なし

### 【研究概要】

[研究の経緯]

軽水炉分野では、国内外においてリスク情報を活用したプラント管理や規制が検討されている。これは、安全性のレベルを定量的に把握するためにはリスク評価が重要であるとの認識が高まったためと考えられる。高速増殖炉についても、リスク評価の重要性は同じである。リスク評価を行うためには、機器故障率データを常に最新の運転・故障統計に基づいて更新する必要がある。特に運転経験の少ない高速増殖炉について機器信頼性データの整備は極めて重要である。

また、リスク情報をプラントの運転や保守、さらには規制活動へ活用する場合、活用先によって、求められるリスク情報の種類と詳細度が異なる。このため、活用先に応じて適切なリスク情報を提供できるように、評価モデル、データ、及び手法を整備することによって、リスク情報の活用方法を整備する必要がある。

#### [ 研究目的 ]

高速増殖炉に特有な機器を中心に信頼性データを収集・整理して母集団の拡充を図るとともに、信頼性データの分析・評価及び確率論的安全評価の結果から得られる情報を高速増殖炉の運転または保守に活用できる形に整理することによって、リスク情報に基づく運転・保守技術の確立に資する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ．信頼性データの収集・整備

高速増殖炉原型炉「もんじゅ」及び高速実験炉「常陽」を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備する。

##### ロ．信頼性データの分析・評価

新規故障データの蓄積に応じて機器故障モード、共通原因故障、経年変化、人的因子等に関する信頼性データの分析・評価を行う。

##### ハ．リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

ロの結果に加えて、異常の早期検知に寄与し得る設備の状態量を故障率あるいは故障確率の評価に取り入れることにより、リビングPSA手法の高度化を図る。この手法を用いて、リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転管理方策、保守管理方策を考案し、実機への適用を検討する。この際、リスク情報としては、炉心損傷リスクのみならず、ダウンタイムや例えばナトリウムの漏洩といった他の指標の活用についても検討する。

#### 【研究の達成目標（平成13年度）】

##### イ．「常陽」及び「もんじゅ」の機器信頼性データの収集・整備

ロ．これまでのPSAの経験を基に、高速炉PSAにおいて重要な故障事象やヒューマンエラー事象の発生確率の定量化方法とデータを整理し、それらについてPSAから得られるリスク情報を運転・保守へ活用する際の課題（例：データ設定根拠の妥当性）を検討する。

ハ．供用期間中検査や予防保全効果等をPSAに取り入れる評価モデルを検討する。定格出力運転時を対象としたリビングPSA実施のための詳細なシステムモデルを整備する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

##### イ．信頼性データの収集・整備

高速実験炉「常陽」について、平成12年4月から平成13年3月までの1年間の運転データを収集することにより約 $3.8 \times 10^7$ 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2件、配管支持装置3件、電気ヒーター2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46件に上る。なお、Mk-III炉心への改造に伴う機器の交換履歴データについては、一連の改造が完了した後に作成する予定である。

高速増殖炉原型炉「もんじゅ」について、機器工学データの収集・整備を行った。高速炉機器信頼性データベースCORDSでは、故障率の定量化に必要な機器運転時間を算定するために、機器の稼働率在事前に工学データとして登録することとしている。このため、本年度は、登録対象として選定した約2,700機器について、総合機能試験及び試運転時の運転計画やこれまでの運転履歴に関する情報を収集し、それを基に稼働率を算出する手法を整備した。なお、算出した稼働率は、運転開始前の状態に対する暫定値として取り扱うこととし、運転開始後に改めて算出し設定することとした。



また、機器故障データについては、CORDS のキーワード（例えば、故障モード、故障原因、是正措置など）を割り当てる考え方を検討し、今後の故障データ作成のガイドラインを整備した。

#### ロ．信頼性データの分析・評価、及びハ．リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

運転開始前の高速増殖炉を対象として、リスク情報をプラントの運転・保守に活用する方法を検討し、リスク情報の活用に向けた課題を抽出するとともに、解析モデルの改良を検討した。

##### (1) リスク情報活用目的

リスク情報をプラントの運転・保守へ活用する目的は、安全確保活動において特にリスク上重要な故障事象やヒューマンエラーを防止するための活動を関係者へ提示することにより注意喚起を図ることやリスクに基づく適切な運転・保守計画の考え方を提示することと考えられる。そのために有益なリスク情報としては、現状のプラントに対する Fussell-Vesely 重要度指標及び Risk Achievement Worth 指標、現状のプラントの全炉心損傷リスク並びに運転・保守計画変更に伴う同リスクの変化量が挙げられる。

##### (2) リスク情報を運転・保守に活用する際に PSA に求められる詳細度

全炉心損傷リスクの把握を主目的とした PSA 解析作業では、全リスクに大きく寄与する代表的な異常事象シーケンスを漏れなく考慮することに注意が払われる。その理由は、全リスクを構成する個々の事象シーケンスの発生頻度を全て詳細に推定せずとも、和事象の発生頻度として表現される全リスクは十分な精度で得られるからである。これに対して、運転・保守にリスク情報を活用するためには、全リスクでなく、運転・保守活動に関係する具体的な異常事象のレベルで全リスクへの貢献度を精度良く評価することが求められる。ただし、この場合でも、解析モデルの中の全ての異常事象について、同等の詳細度が求められるわけではなく、活用しようとしているリスク情報への影響度の高い異常事象すなわち活用目的に応じたリスク上重要な異常事象ほど詳細に評価することが求められる。

##### (3) 運転・保守のためのリスク情報活用方法

設計段階の PSA 評価が存在し、これから運転を開始するような原子炉を対象を絞り、リスク指標を「炉心損傷リスク」に限定した場合のリスク情報の活用方法について述べる。設計段階のプラントに対して実施した PSA の解析モデルには、運転・保守に関する具体的な計画や手順が定まっていなかったことから運転・保守に関する仮定が含まれている。このため、運転・保守計画の策定作業に合わせて設計段階の PSA 解析モデルを見直した上でリスク解析を行うことにより、新たに作成される計画や手順が炉心損傷リスクを一定水準以下に維持するものであることを確認していくとともに、必要に応じて同計画や手順の修正案を提示することが運転・保守へのリスク情報の活用であるといえよう。

また、検討対象とすべきリスク指標については、炉心損傷のみならず、原子炉の安定運転を阻害する起因事象を検討対象とすること、あるいは一般公衆にリスクが高いと認知されている事象（リスク認知度の高い事象）を調査・抽出することにより、それらを直接管理すべきリスク指標に掲げて運転・保全計画を検討することも考えられるが、これについては今後の検討課題である。

##### (4) 運転・保守へ PSA を活用するための解析モデル

設計段階での PSA 解析モデルでは、設計の進捗に応じて解析モデルを更新してきたことや、解析モデルを含めた解析手法が開発途上であったことから、事故後に運転員が取ると考えられるアクシデントマネジメントの効果を、PSA 解析モデルの骨格を成すイベントツリー及びフォールトツリー上に必ずしも明示的に表現せず、事象シーケンスの発生確率を低減させる因子としてシーケンスカットセット毎に発生頻度の補正係数を乗じる形で考慮してきた。このような考慮の方法では、解析モデルに一貫性が欠けているために、PSA に精通した第 3 者が解析の妥当性を検証しようとしても、妥当性を容易に判断できないという問題点が残る。一方、PSA の専門家のみならず、プラントの運転・保守に携わる者がリスク情報の根拠を追跡する際に、容易に解析モデルの全貌が理解できることは極めて重要である。この観点から、リスクを決定する運転・保守に係る因子は、一貫してイベントツリーとフォールトツリー上に明示的に展開されることが望ましい。

このため、設計段階で構築した PSA 解析モデルを改良・整備することとした。本年度は、アクシデントマネジメントのモデル構築に適用すべく、イベントツリー・フォールトツリーモデルとしてアクシデントマネジメントの成功・失敗を明示的に考慮する方法を検討した。さらに、原子炉容器液位確保失敗シーケンスに関わるイベントツリー・フォールトツリーモデルの改良を実施している。

ここで検討した方法は、アクシデントマネージメントの複数のタスク間における診断失敗の従属性を考慮したシステムフォールトツリーのモデル化である。実際の解析モデルへの反映が完了していないため、本調査票では一般的な例を用いて述べる。起因事象が発生して所定の安全機能が働かない場合に、アクシデントマネージメントとして機器1と機器2の操作を順に実施するものと想定し、いずれも失敗した場合に炉心損傷に至るとする(図1)。このとき、機器1の操作に関するアクシデントマネージメントのヒューマンファクターに関する因子のみを図2のイベントツリーに展開した。機器1の操作は「診断1」と「操作1」に展開され、両者とも成功して初めて成功となる。図2において機器1の状態が失敗であるようなカットセットの和が機器1のヒューマンファクターに起因する失敗要因となる。同様に機器2の操作についても「診断2」と「操作2」に展開されるが、「診断2」の成功・失敗は「診断1」の成功・失敗に依存することから、図3においては、「診断1」の結果も考慮に入れる。このように系統的に展開することにより導出されたカットセットの和をフォールトツリーで表現すると図4及び図5が得られる。これらの図には、ハードウェアの故障事象も含まれていることが図2及び図3と異なる点である。「診断1」の成功事象として「/D1」を明示的に表現することに加えて「診断2」の失敗を「診断1」の成功・失敗に応じて「D2」、「D2'」と使い分けることにより、タスク間の従属性を適切に考慮することが期待できる。

#### 【研究の達成状況(平成13年度)】

- イ. 「常陽」、「もんじゅ」ともに、運転経験に基づく機器信頼性データが収集・整備され、予定通りの成果が得られた。
- ロ. 及びハ. リスク情報の運転・保守への活用について、その目的、活用方法、PSAに求められる精度を検討し、同活用の観点から解析モデルの改良を検討したことから、予定通りの成果が得られた。

(今後の予定)

- イ. 「常陽」、「もんじゅ」の機器信頼性データの収集・整備を継続する。
- ロ. リスク上重要な異常事象の発生確率について、リスク情報の活用の観点から定量化方法と得られる定量値の持つ意味を検討する。
- ハ. 定格出力運転時のリスク情報の活用を目的とした詳細なシステムモデルを継続的に整備するとともに、定格出力運転時の詳細なリスク評価に基づき、設備の点検周期、運転中の補修、及びアクシデントマネージメント等を検討する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

「もんじゅ」サイトでの運転・保全の手順書あるいは教育訓練活動等をリスク情報の反映先として検討中である。

#### 【研究成果の発表状況】

なし

(発表予定)

なし

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

高速増殖炉の機器信頼性データベースの開発に関する研究の例は無い。リスク情報の活用については、軽水炉分野において定期試験頻度、許容待機除外時間についての最適化検討が進められている[1]。

(参考文献)

[1] T. Zama, "Risk Information Usage on Configuration Control", 5th KJPSA, April, 1999

[ 海外の研究の現状と動向 ]

高速増殖炉の機器信頼性データベースの開発に関する研究の例は無い。既に、種々のリビングPSAシステムが開発されてきており[1]、米国等では、実際の原子力発電プラントにおいて運転・管理に関わる意思決定の為に情報提供ツールとしての試験的利用が行われている[2], [3]。システムの開発では、単なるリスク値の表示だけではなく、P&ID図による機器状態の表示やリスクのトレ

ンド変化、さらにはリスク値の上昇に伴う警報機能等、運転員による活用を前提としたユーザフレンドリーな表示・出力環境の構築に重点が置かれている。また、サイト内LANを介した機器状態自動管理システムや系統運用スケジューリングシステムとのインターフェイスの構築等、リスク評価の為に入力作業の負担低減・現状のプラント状態との整合性向上を狙った開発も進められている[4]。起因事象については、機器等のランダム故障だけではなく、悪天候や関連機器近傍での保守活動、当該POS (Plant Operational State) での系統構成の影響を考慮できることが重要との指摘がなされている[5]。本論文によれば、これらの要因を定量化することは容易ではなく、現状では経験データを基にするというよりは、エキスパートジャッジメントにより大小関係を相対化しており、正確な発生頻度よりも、まず運転員に注意を促すことを可能とすることが重要であるとされている。

プラントの設計・建設時に行われる標準的なPSA、運転開始以降継続的に行われるLiving PSA、そしてRisk monitorの三者に関する解析ツールの開発、適用研究が成熟してきたことを踏まえて、これら三者の概念がOECDやIAEAにおいて整理され、明確に区別して定義されつつある。今後の研究の方向はLiving PSAやRisk monitorを原子力発電所の運営の中でどのように組み込んでいくかについて重点が置かれていく傾向である。[7]

#### (参考文献)

- [1] P. Kafka, "Living PSA-risk monitoring - current use and developments", Nucl. Eng. and Des., Vol. 175, 1997
- [2] J. Stamm, J. A. Tunink, H. Hamzehee, F. J. Rahn, et al., "Safety monitor implementation project at Wolf Creek, Callaway, and Comanche Peak stations", PSA'96, Sep. - Oct., 1996
- [3] R. Harris, M. Lloyd, W. S. Gough, "Application of E00S monitor at Arkansas nuclear One 1 & 2 to assess on-line maintenance risk", PSA'96, Sep. - Oct., 1996
- [4] K. Hambrice, L. Bedell, W. Gough, "Application of the E00S Monitor at River Bend Station to Assess On-Line Maintenance and Shutdown Risk", PSAM3, June, 1996
- [5] Z. Simic, "Experience with Making a Complete On-line Risk Monitoring Model", PSAM4, Sep., 1998
- [6] B. C. Carrol, "On-Line Risk Management with ORAM-SENTINEL at Duke Power Company", PSAM4, Sep., 1998
- [7] "State of living PSA and further development", OECD/NEA/CSNI/R(99)15, July, 1999

#### 【研究評価(自己評価)】

##### 成果の達成レベル

###### [チェック欄]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

###### [説明欄]

##### 成果活用方策

###### [チェック欄]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

###### [説明欄]

##### 計画の進捗状況

###### [チェック欄]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

(その理由：

)

計画以上に進捗した。  
[ 説明欄 ]

【自由評価欄】  
特になし。

起因事象	安全機能	アクシデントマネジメント		炉心状態
		機器 1	機器 2	

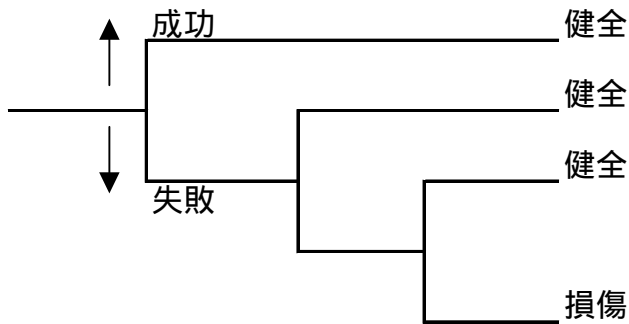


図1 炉心損傷イベントツリーの例

機器 1 の操作			
診断 1	操作 1	機器 1 の状態	カットセット
D1	A1		

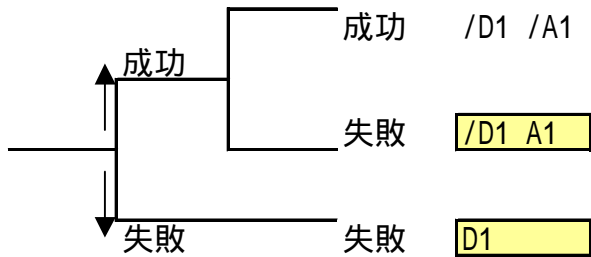


図2 機器 1 の操作についてのイベントツリーの例

機器 1 の操作		機器 2 の操作		
診断 1		診断 2	操作 2	機器 2 の状態
D1		D2(D2')	A2	カットセット

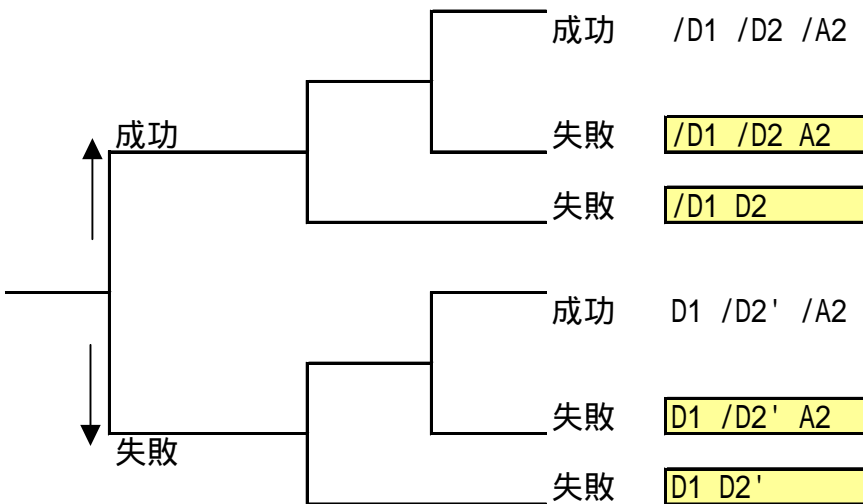


図3 機器 2 の操作についてのイベントツリーの例

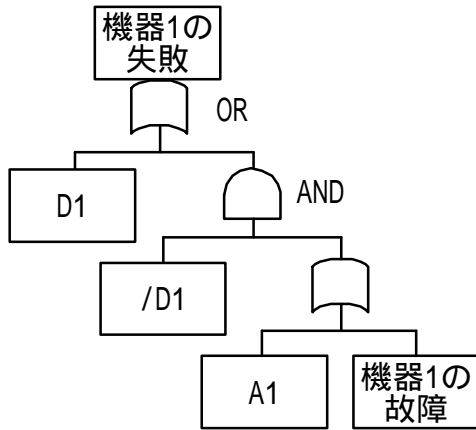


図4 機器1のフォールトツリーの例

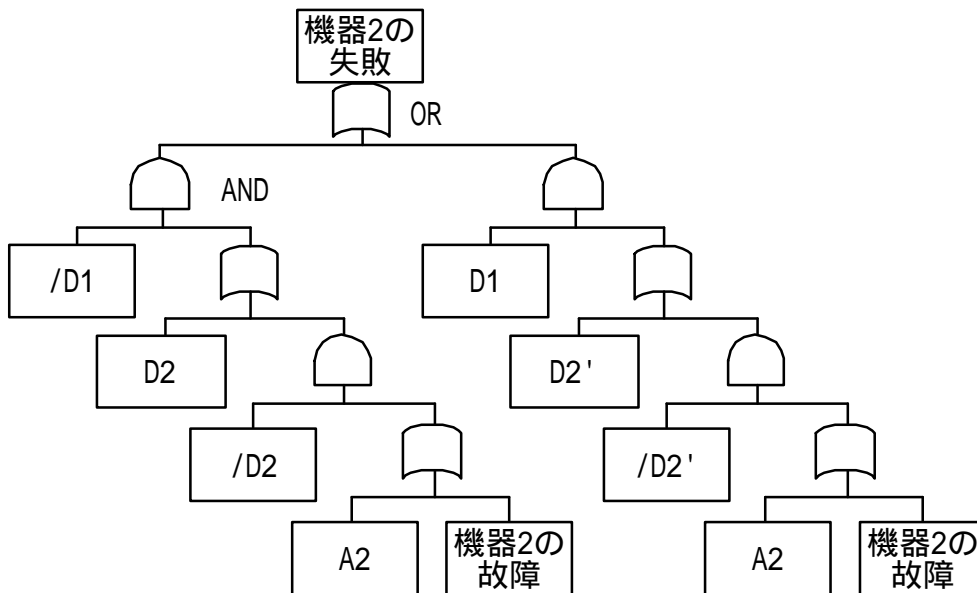


図5 機器2のフォールトツリーの例

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【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】

社内研究1 - 2

### 【研究課題名(Title)】

実用化候補プラントのレベル1 PSA に関する研究  
(Research on level-1 PSA for various designs of commercialized FBR plants)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 丹羽 元(にわ はじめ)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 Tel.029-267-4141

(Name) NIWA Hajime

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address and Phone) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393,

Phone: +81-29-267-4141

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 栗坂 健一(くりさか けんいち : KURISAKA Kenichi)

[所属] 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ

(FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center)

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

なし

### 【研究概要】

[研究の経緯]

高速増殖炉についての実用化戦略調査研究の中で、様々な高速増殖炉の設計概念が提案されており、その中から有望な概念を絞り込む際に、炉心損傷発生頻度が考慮される。このため、ナトリウム冷却型高速増殖炉以外の概念も含めて様々な設計概念についての炉心損傷発生頻度を定量評価するためのレベル1 PSA 手法を整備する必要がある。特に、評価上の課題と考えられるのは、安全上の特徴がこれまで我が国が開発してきたナトリウム冷却型炉と異なる設計概念についての炉心損傷シナリオの考え方や運転・故障経験が希有な系統・機器の故障発生確率評価の考え方であるため、この点を重視した研究を行う必要がある。

## [ 研究目的 ]

様々な安全上の特徴を有する概念設計段階の高速増殖炉実用化候補プラントを対象としたレベル1 PSA を行うための評価モデルの作成や信頼性データの設定について、考え方を整理する。

## [ 研究内容 ]

### イ．システムモデルの作成

概念設計段階の実用化候補プラントを対象に、炉心損傷防止の観点から安全上の特徴（例えば、被覆粒子燃料の持つ固有の安全性）を分析する。そして、それらの特徴について確率論的評価のための取り扱い方を検討して整理する。その結果を用いて、炉心損傷発生頻度を評価するためのシステムモデルを作成する。

### ロ．系統・機器の信頼度評価の検討

実用化候補プラントの炉心損傷発生頻度を定量化するために必要な信頼性データのうち、運転・故障経験が存在するものについてはデータを調査、収集する。運転・故障経験が希少な系統・機器（ガス炉や重金属炉の系統・機器、自己作動型炉停止装置等）について、既存の類似機種に関する信頼性データの適用を含めた信頼度評価の考え方を検討して整理する。

### ハ．炉心損傷発生頻度の解析評価

イ．で作成したシステムモデルに対して、ロ．で整理したデータや考え方を基に定量値データを設定することにより、候補として考えられている設計オプションが炉心損傷発生頻度の低減にどれだけ貢献しているか、その優劣を定量的に解析する。また、炉心損傷発生頻度に対する寄与因子を分析することによって、設計要求を達成しつつ設備を合理化するための方策を検討する。

## 【研究の達成目標（平成13年度）】

- イ．概念設計情報を基に各種実用化候補プラントについて炉心損傷の定義と炉心損傷に至るシナリオ上の特徴を検討する。
- ロ．先行 PSA 等を参考にガス冷却炉や鉛ビスマス冷却炉の冷却系の故障確率、起因事象発生頻度の設定について検討する。

## 【研究実施内容及び成果（平成13年度）】

### イ．システムモデルの作成

概念設計の進捗が早い大型ナトリウム冷却高速炉（図1参照）を対象として、既往研究を参考に炉心損傷の起因事象を抽出した。次に、プラント応答及び安全系への影響を検討してイベントツリーを展開することによって炉心損傷防止の観点から概念設計の特徴を整理するとともに、炉心損傷シナリオを同定した。

炉心の健全性を維持するために必要な安全機能は、原子炉停止機能と崩壊熱除去機能である。一方、冷却材ナトリウムの化学的活性度が高いことから、冷却材漏洩を防止することが安全上重要となる。特に、原子炉を冷却する冷却材ナトリウムの漏洩は、事象が拡大した場合に原子炉容器液位の低下や原子炉容器室（セル）内での漏洩ナトリウムによる燃焼等の化学反応による影響を有し、その影響は多重化された崩壊熱除去系にとって従属的な機能喪失要因となる。このため、図1に示す冷却系システム概念設計を基に1次主冷却系漏洩を起因事象とするイベントツリーを原子炉容器液位確保、セル内への冷却材漏洩の観点から展開した。

イベントツリーについて述べる前に、本検討で想定した安全上の特徴を述べる。

1次主冷却系のバウンダリにおいて冷却材漏洩が生じたとしても、サイフォン効果によって原子炉容器の液位が崩壊熱除去機能を損なう水準（ここでは、これを EsL と呼ぶ）まで低下しないような高さに同バウンダリを配置している。

1次主冷却系の配管は区分された外管を有しており、中間熱交換器と循環ポンプの合体機器については同様に区分された外容器に覆われている。外管及び外容器内は窒素雰囲気であり、同雰囲気は窒素雰囲気調整系に接続されている。

原子炉容器及び循環ポンプは液面を有しており、同液面は加圧されたアルゴンガスに覆われている。原子炉容器及び1次・2次主冷却系の配置されたセル内は空気雰囲気であり、セルの床及び壁はコ



ンクリートが剥き出しの状態である。

図2に示すイベントツリーのヘディングは漏洩箇所によって具体的な名称が異なるが、ツリーの基本構造は同一なので、1枚の図にまとめている。

例えば、1次系 IHX 入口ノズル周辺で漏洩が発生した場合、漏洩 Na は当該領域の外容器内へ溜まる。このため、同外容器の健全性が喪失した場合、セル内へ漏洩 Na が漏出する。この場合、原子炉容器カバーガスの加圧を停止すれば、セル内への漏洩は限定的となる。このとき、漏洩 Na による化学反応の影響を考慮しても原子炉支持構造の健全性が維持されるならば炉心の健全性は維持される（シーケンス5）。しかし、セル内での Na 燃焼や Na とコンクリートとの反応等の影響によって、原子炉支持構造の健全性が従属的に損なわれれば、炉心損傷に至ると考えられる（シーケンス6）。一方、加圧停止に失敗すれば、原子炉容器液位が EsL を下回るまで同漏洩が継続するため、いずれは崩壊熱除去が不可能となり炉心損傷に至る（シーケンス7）。

外容器が健全な場合、外容器内雰囲気気を隔離すれば1次系内と外容器内の圧力が均衡した時点で漏洩が止まるため、炉心の健全性は維持される（シーケンス1）。同隔離に失敗した場合でも原子炉容器カバーガスの加圧を停止すれば、同様に漏洩が止まるため炉心は健全である（シーケンス2）。しかし、いずれも失敗すれば、高温の漏洩 Na が窒素雰囲気調整系へ流入する。この場合、当該系統のパウダリが高温の Na により従属的に破損すれば原子炉容器液位が EsL を下回るまで同漏洩が継続するため、シーケンス7と同様のシナリオを辿る（シーケンス4）。反対に同系のパウダリが健全であれば同系への Na 流入量が限定されるような設計となることを前提として、シーケンス3では原子炉容器液位が EsL 以上に維持されるとした。

以上をまとめると、1次主冷却系漏洩に起因して炉心損傷に至る可能性のあるシーケンスとして図2におけるシーケンス4、6及び7が同定された。なお、本イベントツリーは設計が具体化していない部分について仮定や前提を置いて展開したものであるため、今後、設計の具体化に合わせて本イベントツリーを見直していく。

#### ロ．系統・機器の信頼度評価の検討

鉛ビスマス冷却材（LBC）用の蒸気発生器（SG）及び循環ポンプの故障発生率の設定について検討するために、鉛ビスマス冷却系での機器の運転・故障経験を調査した。データソースは、ロシアの原子力潜水艦（原潜）搭載の鉛ビスマス冷却炉である。本炉システムには、以下に示す第1世代と第2世代が存在する。

##### (1) 第1世代

原型施設 27/VT（地上での試験用の原子炉施設）

原潜（プロシクト645） 1隻

##### (2) 第2世代

原型施設 27/VT-5、KM-1（地上での試験用の原子炉施設）

原潜（プロシクト705） 4隻

原潜（プロシクト705K） 4隻

各原子炉システムの概要を表1にまとめた。我が国の高速実験炉と同規模の出力であることがわかる。これらに用いられている LBC 用の SG 及び循環ポンプを対象として、機器の運転時間及び故障事例を調査した。

まず、調査した SG の概要を述べる。第1世代の SG には MP-1 型と MP-2 型が存在し、これらはステンレス鋼で作られ、伝熱管は蒸発チャンバーと過熱チャンバーに区画された容器の中に U 字型の管群として収められている。LBC は、SG 入口から下降し、順に過熱管及び蒸発管部を通して上昇し、循環ポンプへ送られる。水・蒸気側については、管上部に蒸気と水を分離する円筒形シェルが設けられている。また管群は焼バメではめ込まれ、各チューブを管板に溶接している。一方、第2世代の SG には MP-7 型、MP-7M 型及び MP-8M 型が存在し、これらはパーライト鋼製の U 字形の管群が同じ U 字形の管型容器に収められた熱交換器である。第1世代と比べて蒸発部と過熱部の管群の保持方法が改良され、MP-7M、MP-8M では爆発力ではめ込む方式が採用されている。これら SG の使用期間を図3にまとめた。第1世代は1960年代に使用され、第2世代は1970年代と1980年代に使用されたことがわかる。

次に SG 伝熱管故障事例について述べる。表 2 に示すように、第 1 世代、第 2 世代全ての型の SG において故障事例が報告されている。故障内容は伝熱管における 2 次冷却材（水・蒸気）の 1 次系への漏洩である。故障原因には、取付加工不良、管群の剛性不足に起因する振動による摩耗、2 次系水質管理不備による電気化学腐食等が報告されている。

これらの故障事例を基に、SG の型別に故障発生率を推定した結果を図 4 に示す。発生率を熱出力当たりで整理した理由は、故障発生率は伝熱管の数や長さに比例すると考えたからである。第 1 世代においては、MP-1 から MP-2 への改善、さらに第 1 世代から第 2 世代への改良が図られた結果、伝熱管漏洩の発生率が著しく低減したことがわかる。第 2 世代 SG のうち、MP-7M と MP-8M の故障統計から導出した伝熱管漏洩発生率をナトリウム冷却系や軽水炉用 SG のそれと比較した図を図 5 に示す。調査対象の鉛ビスマス冷却炉では、SG 伝熱管で漏洩が生じても激しい化学反応が生じないことから少量の漏洩であれば許容できる点がナトリウム冷却系用 SG と信頼性に対する考え方が異なるが、故障の発生率を単純に比較すると海外での故障統計を基に導出したナトリウム冷却系用 SG と同程度の水準であると言える。国内軽水炉用 SG と同程度の信頼性を有することを示していくためには、LBC 用、ナトリウム冷却系用ともに国内で SG を製作し、無故障の運転実績を積むことが重要である。

LBC 用循環ポンプの主要目を表 3 にまとめた。なお、漏洩回収ポンプは、SG で LBC 中に混入した水・蒸気を分離して LBC のみを再び主冷却系へ戻す回路に設けられたポンプである。この中で第 2 世代のポンプについて収集した故障事例を表 4 に示す。故障の詳細原因は明らかでないが、インペラの破損、モータの異常、シール不良等を経験していることがわかる。これらを基に LBC 用ポンプの故障率を導出し、ナトリウム用及び軽水炉における安全系用ポンプの運転失敗モードの故障率と比較した（図 6）。設計の異なるポンプを同一母集団として故障率を算定しているため、細かな違いに言及できない。しかし、開発段階の LBC とナトリウム用はほぼ同水準にあり、商業運転中の国内軽水炉における安全系ポンプのそれは 1 桁程度高い信頼性を示していることはわかる。

上述の故障発生率の推定値は、実用化候補概念において安全性の検討事象である SG 伝熱管破損 / 漏洩及び強制循環冷却炉における流量減少事象の発生頻度を算定するための基礎データとなる。LBC 及びナトリウムともに開発段階にあるとはいえ、将来の実用化炉の評価に当たっては、本研究で把握できた現状の機器信頼度水準と同等かそれ以上の信頼度を見込んで良いと考えられる。また、推定信頼度の上限としては、商業運転中の国内軽水炉の同種機器が実績値として示す信頼度であろう。いずれにしても、FBR の実用化に向けてこれらの機器について、信頼性向上努力とともに信頼度が向上していることを示すデータの蓄積は重要である。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

- イ．ナトリウム冷却高速炉について炉心損傷に至るシナリオ上の特徴が整理され、予定通りの成果が得られた。
- ロ．鉛ビスマス冷却系の主要な機器について海外における現状の信頼度水準が把握できたことから、予定通りの成果が得られた。

（今後の予定）

- イ．概念設計の進捗に応じてナトリウム冷却炉以外の候補概念についても炉心損傷シナリオの検討を行う。炉心損傷シナリオに現れる安全系を構成する設備の特徴を信頼度の観点から整理するとともにシステムモデルを構築し、解析条件を設定する。
- ロ．系統・機器の非信頼度の予備的定量化解析を実施する。
- ハ．上述のイとロを基に各種感度解析を実施することによって、炉心損傷発生頻度評価における信頼性データや設計上の特徴の感度を把握する。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

サイクル機構が電気事業者等と共同で実施している実用化戦略調査研究において、安全性についての設計要求への達成度評価として利用される。

#### 【研究成果の発表状況】

なし

（発表予定）

なし

### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

国内大学と海外メーカーとの共同で次世代型軽水炉[1]を対象とした確率論的安全評価に関する研究が進められているが、高速増殖炉に関する研究の例は無い。

( 参考文献 )

[1] Yuko O. Mizuno, Kathunori Ogura, Hisashi Ninokata and Lawrence E. Conway, "Preliminary probabilistic safety Assessment of the IRIS plant", 10<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, USA.

[ 海外の研究の現状と動向 ]

未調査

( 参考文献 )

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】

特になし。

表1 ロシアの鉛ビスマス冷却炉施設の概要

プロジェクト	原子炉基数	原子炉1基の基本パラメータ				
		熱出力 (MW)	LBC 流量 (m <sup>3</sup> /h)	運転圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	LBC 原子炉入口温度 ( )	LBC 原子炉出口温度 ( )
645	2	70	1700	15	235	440
705	1	155	2080	35	274	450
705K	1	155	1980	30	269	456

LBC：鉛ビスマス冷却材

表2 蒸気発生器伝熱管の故障事例

世代	SG	所属施設	事象内容	原因	事後保全
第1	MP-1	27/VT	管板への管取付部で漏洩	取付加工不良、蒸発部の熱伝達の差異	管の溶接プラグ
	MP-2	プロジェクト645			
第2	MP-7	27/VT-5	管板への管取付部で漏洩	取付加工不良	管の溶接プラグ
		プロジェクト705	蒸発管部で漏洩	管群の剛性不足に起因する振動による摩耗	
	MP-7M		蒸発管部で小規模な漏洩 (0.2-0.5kg/d)	管板への管取付部の気密不良	管の溶接プラグ
	MP-8M	プロジェクト705K	蒸発管部で小規模な漏洩 (2.5kg/d)	管の溶接不良	
			蒸発管部で漏洩	2次系水質管理不備による電気化学腐食	修理

表3 1次系ポンプの主要目

プロジェクト	目的	能力 (m <sup>3</sup> /h)	吐出ヘッド (m)	回転数 (rpm)	必要ヘッド* (m)
645	主循環	950	12.5	1000	5
	補助	135	1.5	615	5
	漏回収	13	7	1000	0.4
705	主循環	640	20	2000	12
	漏回収	17	10	3000	0.4
705K	主循環	1000	24	1250	8.5
	漏回収	14	9	3000	0.4

\*：キャビテーションを起こさないためのLBCの必要高さ

表4 第2世代1次系ポンプの故障事例

プロジェクト	ポンプ	故障内容	原因	事後保全
705	主循環	流量喪失	付属品破損によるインペラのシャフトからの離脱	ポンプ内部ユニット交換
	漏回収	流量低下	モータのノイズ	モータ交換
		カバーガス漏洩	ポンプベアリンググリースシステムのプラグの気密不良	プラグの交換
705K	主循環	1次系へのオイル侵入	シャフトのオイルシールの不全	LBCの純化。水シールを導入
	漏回収	据付直後のインペラ破損	金属片の侵入	ポンプ交換

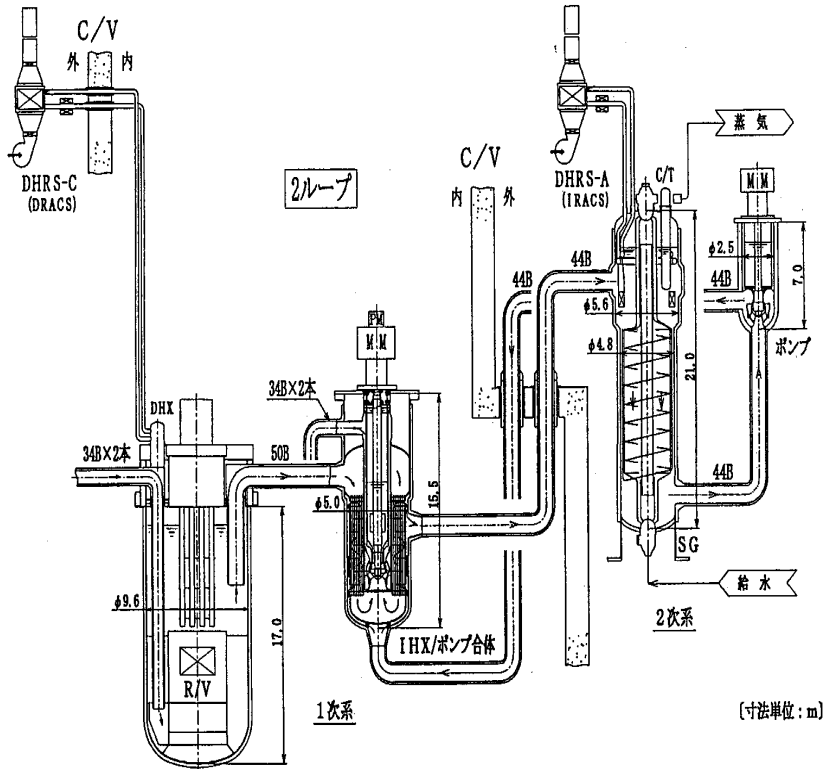


図1 大型ナトリウム冷却炉の冷却系概要

でのNa漏洩	の健全性	内部雰囲気 の隔離	1次Arガス系 隔離	窒素雰囲気調 整系バウンダ リ健全性 <sup>1</sup>	原子炉支持構 造の健全性 <sup>2</sup>	シーケ ンス	プラント状態					
							原子炉容器 液位	1次系ポンプ	炉心流量	セル内Na漏洩 <sup>3</sup>	原子炉支持構 造の健全性 <sup>2</sup>	炉心
発生	維持	成功	無しの場合	成功	維持	1	EsL以上	原子炉トリップ するまで運転 継続可能	原子炉トリップ するまで 定格流量	無し	維持	健全
						2	EsL以上	軸封ガス停止 運転継続不可	ポンプ停止後 減少	無し	維持	健全
						3	EsL以上	原子炉トリップ するまで運転 継続可能	原子炉トリップ するまで 定格流量	無し	維持	健全
						4	EsL未満 <sup>4</sup>	EsLを下回った後、 運転継続不可	EsLを下回った後、 急激な喪失	発生 <sup>5, 6</sup>	維持または 喪失	損傷
						5	EsL以上	軸封ガス停止 運転継続不可	ポンプ停止後 減少	発生 <sup>7</sup>	維持	健全
						6	EsL以上	軸封ガス停止 運転継続不可	ポンプ停止後 減少	発生 <sup>7</sup>	喪失	損傷
						7	EsL未満 <sup>4</sup>	EsLを下回った後、 運転継続不可	EsLを下回った後、 急激な喪失	発生 <sup>6</sup>	維持または 喪失	損傷

- 1: 高温のNaが侵入した際のバウンダリの健全性を考慮したもの。
- 2: セル内Na漏洩に伴う様々な化学反応による影響を考慮したもの。
- 3: セル内Na漏洩が発生すると、Na燃焼反応やNa-コクリト反応により生じた水素の燃焼反応によってセル内の温度が上昇する。
- 4: 1次主冷却系サイフォンブレイク及びDRACS熱交換器露出が生じて原子炉冷却失敗に至る。
- 5: 窒素ガス配管へNa侵入後、同配管破損を経て発生。
- 6: 原子炉容器液位がEsLを下回った後、運転継続不可。
- 7: 漏洩量は制限される。

1次系IHX入口ノズル周辺部	1次系IHX入口周辺部外容器	外容器
1次系ポンプ出口ノズル(2個)周辺部	1次系ポンプ出口周辺部外容器	外容器
1次系コールドレグ配管2重管部(エルボー3個)及び炉内同外管液浸部	1次系コールドレグ炉外外管(ペローズ)	外管
1次系ホットレグ配管(エルボー)及び炉内同外管液浸部	1次系ホットレグ炉外外管(ペローズ)	外管

図2 1次主冷却系漏洩時の原子炉容器液位確保とセル内ナトリウム漏洩に関するイベントツリー

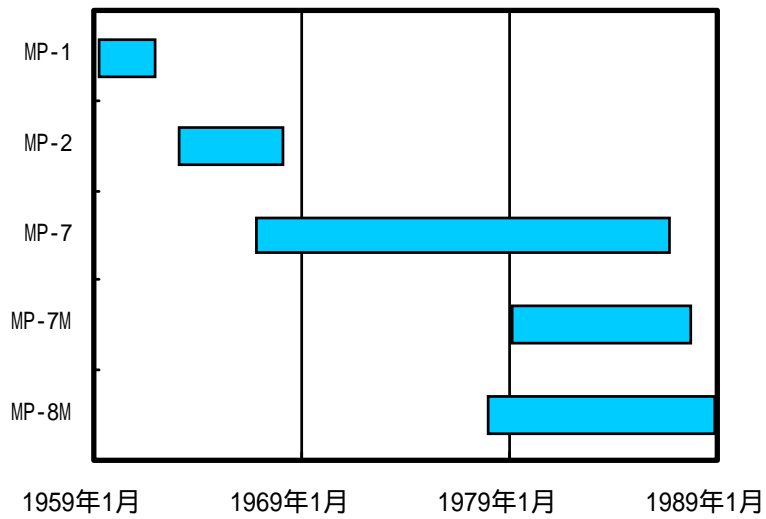


図3 蒸気発生器の使用経験

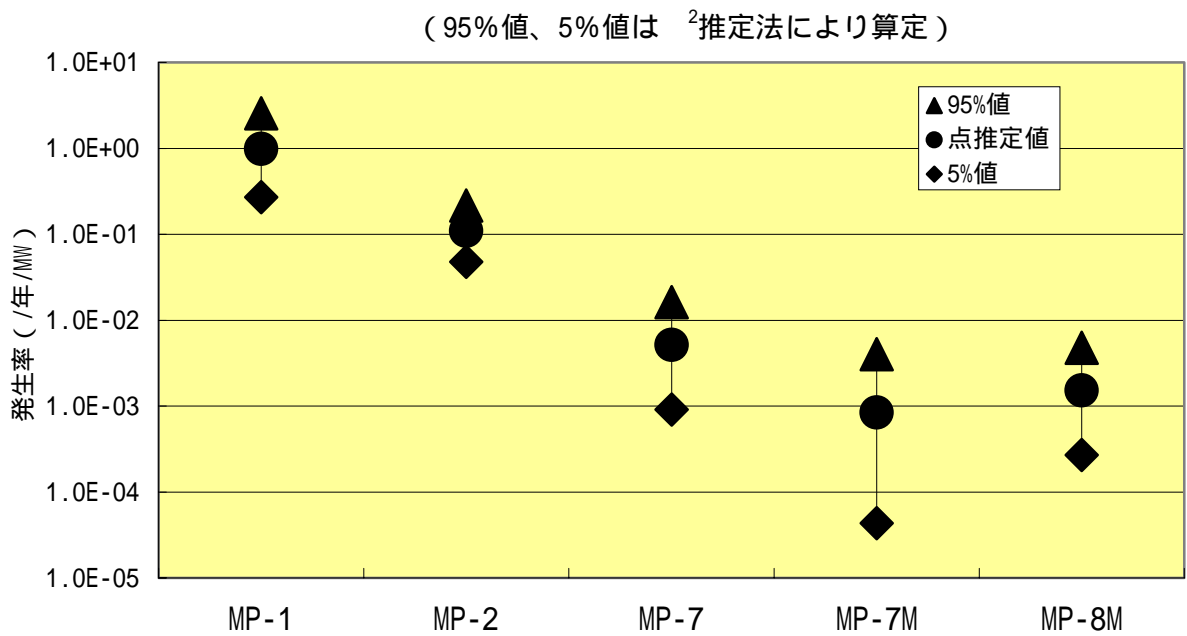


図4 単位熱出力当たりのLBC用SG伝熱管漏洩発生率

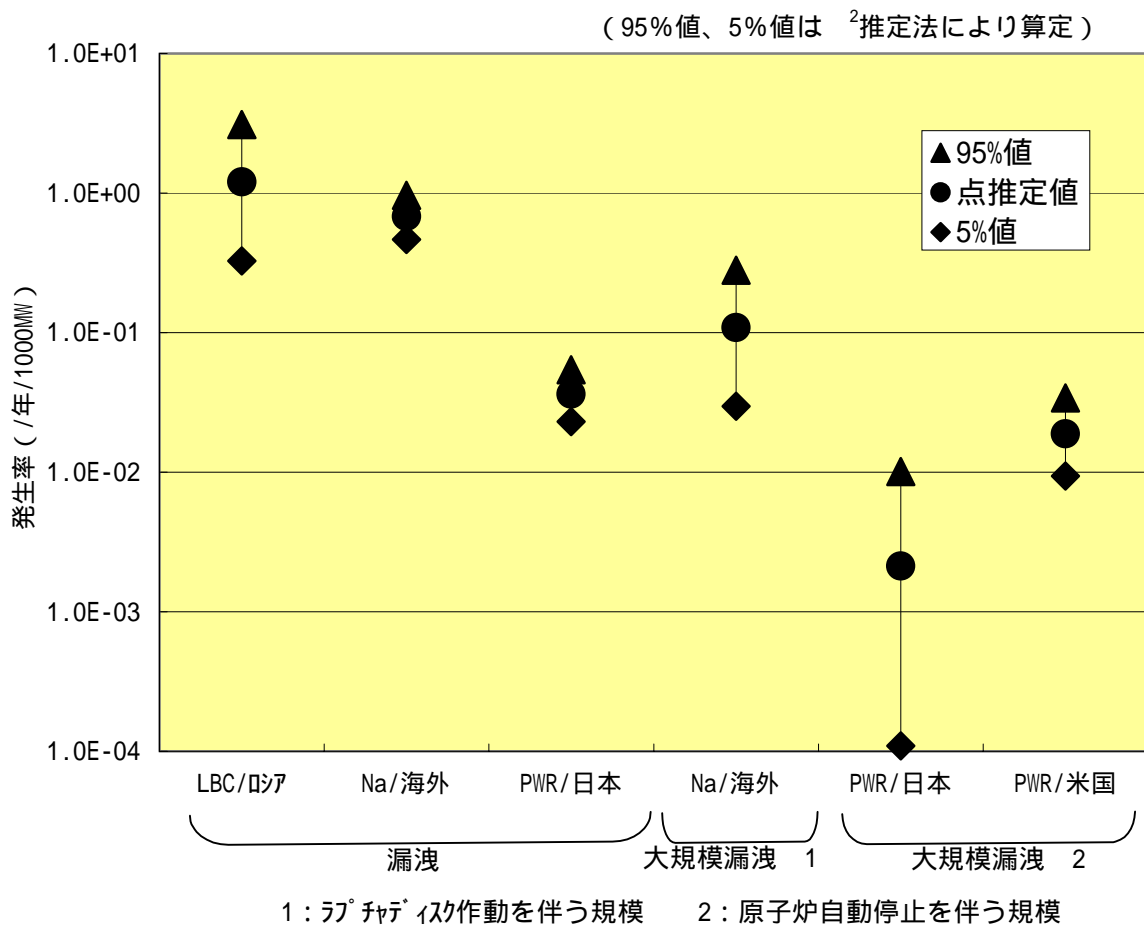


図5 熱出力 1000MW 当たりの SG 伝熱管漏洩発生率の比較

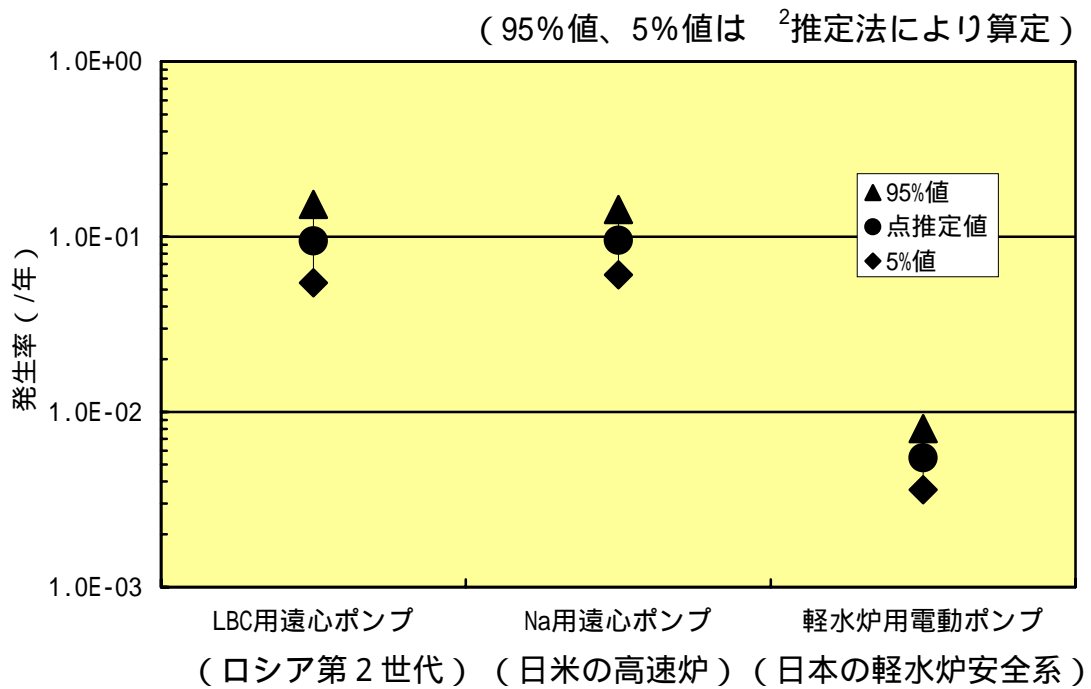


図6 ポンプ運転失敗の発生率比較

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【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】

社内研究1 - 3

### 【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 ( Operation reliability analysis of B.O.P of MONJU )

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[ 氏名 ] 玉山 清志 ( たまやま きよし )

[ 所属 ] 敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

[ 連絡先 ] 〒919-1279 福井県敦賀市白木1丁目、電話番号：0770-39-1031

(Name) Kiyoshi TAMAYAMA

(Title of Function) System Engineering Group, International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) 1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, Ibaraki, 919-1279 Japan  
Phone : +81-770-39-1031

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[ 氏名 ] 山田 文昭 ( やまだ ふみあき : Fumiaki YAMADA )

[ 所属 ] 敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

(System Engineering Group, International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office)

### 【研究期間】

平成8年度 ~ 平成17年度

[ 前期基本計画からの継続の有無 ]

前期基本計画からの継続 ( 研究課題名 : 水・蒸気系のスクラム信頼性に関する研究 )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[ 共同研究名 ( 実施機関 ) ] なし

[ 実証試験名 ( 実施機関 ) ] なし

[ 委託研究名 ( 実施機関 ) ] なし

### 【使用主要施設】

なし

### 【研究概要】

[ 研究の経緯 ]

安全・安定なる運転が求められる「もんじゅ」においては、出力運転中における計画外停止を出来る限り無くすることが重要である。このため、機器の誤作動や誤信号に起因するプラントトリップ(スクラム)を頂上事象としたフォールトツリー解析評価に基づきプラントトリップ低減方を検討し、その結果をプラント運用へ反映させることとした。

[ 研究目的 ]

「もんじゅ」冷却系統の信頼性解析を実施し、運転安全性の向上に反映させる。確率論的手法に基づいて1次冷却系及び2次冷却系統の信頼性を解析し、プラントトリップを引き起こす相対確率の高い機器を抽出し、故障モードの分析を行う。その結果をプラント運転方法及び保守方策に反映し、同



系統設備機器の不具合に起因するプラントトリップ頻度の低減に資する。

#### [ 研究内容 ]

##### イ．系統の信頼性評価

1 次冷却系及び 2 次冷却系を構成する弁・ポンプ等の動的機器及び計装設備を対象として、インタロック線図や計装線図、配管系統図等に基づいてプラントトリップを頂上事象としたフォールトツリー図を作成する。また、機器の故障率は、高速炉機器信頼性データベース CORDS 等のデータを利用する。これらのデータをフォールトツリー解析ツールに入力整備し、プラントトリップ発生確率及びそれに対する機器の寄与割合を算出する。

##### ロ．重要機器の故障モード分析

イ．で抽出されたプラントトリップ発生確率に対して寄与割合の大きい重要機器について、実際に使用されている機器の故障事例の調査等を行い、不要なプラントトリップを回避するのに十分な信頼性を有するかという観点で故障モードを分析する。

##### ハ．改善策の策定

上記ロ．の成果に基づき、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、プラントトリップ発生確率の低減策を具体的に策定する。

#### 【研究の達成目標（平成 13 年度）】

##### イ．系統の信頼性評価

###### 2 次冷却系フォールトツリー作成

2 次冷却系（ナトリウム漏えい対策により追設を予定される設備を含む）を構成する弁・ポンプ等の動的機器及び計装設備を対象として、インタロック線図や計装線図、配管系統図等に基づいて原子炉トリップを頂上事象としたフォールトツリー図（以下、スクラム FT）を作成する。

###### 機器故障率データ整備

機器故障率データは、ナトリウム機器は高速炉機器の故障率データから抽出し、それ以外の機器及び電気計装品は国内軽水炉プラントの約 10 年にわたる実績から算出された(財)原子力安全研究協会(原子力発電所信頼性データ調査専門委員会)発行の PSA 用故障率データに関する調査(以下、国内軽水炉データ)から抽出し整備する。

###### 2 次冷却系フォールトツリー解析

スクラム FT 及び機器故障率データをフォールトツリー解析ツールに入力整備し、プラントトリップ発生確率及びそれに対する機器の寄与割合を算出する。

#### 【研究実施内容及び成果（平成 13 年度）】

##### イ．系統の信頼性評価

###### 2 次冷却系フォールトツリー作成

スクラム FT 作成にあたって表-1 に示す前提条件を定めるとともに、2 次冷却系異常に起因して原子炉トリップに至る事象を全て抽出するための方法を整備した。

原子炉トリップに至る事象抽出の方法は、2 次冷却系の基本機能を設置許可申請書から抽出し、次にその機能を喪失する中間事象を整理し、その中間事象に機器の故障あるいは誤作動が伝搬し直接的に至るか評価することとした。中間事象の選定結果を表-2 に示す。選定された中間事象は、機器故障により原子炉トリップに至る事象 No.1～5 の 5 事象、論理回路誤作動(インタロック誤作動)により原子炉トリップ信号が発信され原子炉トリップに至る事象 No.6～20 の 15 事象となった。

中間事象のフォールトツリーは、機器の故障あるいは誤作動が原因となり、それが伝搬し中間事象に至る過程を配管系統図、インタロック線図及び計装線図から作成し、基事象約 800 を想定した。

###### 機器故障率データ整備

約 800 の基事象(機器故障)は、液体金属ナトリウムと接するポンプや弁等の機器と演算器、リレー、警報設定器等の電気計装品に大きく別けられる。機器故障率データは、ナトリウム機器は高速炉機器の故障率データから、それ以外の機器及び電気計装品は国内軽水炉データから抽出し整備した。

故障データの抽出にあたっては、想定した基事象及びその故障モードと故障率データベース(或はハンドブック)のそれとが一致しない場合には、その対応を表-3 及び表 4 に示す方法で行うこととした。これらの表では、想定した基事象の故障モードが高誤信号の場合、データベース上の誤信号(高/低両方の誤信号発生回数から算出)の故障率データを 1/2 することにより算出した。また、MV/V 変換器等、データベース上に無い機器は、機器の中で最も構造・機能等が近いと考えられる他の機器

故障（演算器等）に置き換えて設定することとした。さらに、冗長度を有する機器に対しては単一故障は瞬時に検知できると仮定し、修復時間は2次冷却系では168時間（1週間）として機器故障率を算出することとした。

機器故障率データを整備した結果、高速炉機器の故障率データから抽出したデータは約100基事象で、残り約700基事象は国内軽水炉データから抽出した。この場合の機器故障率は、その絶対値よりはむしろ機器間のバランスを重視する必要があるが、経緯の異なる2つの故障率データベースを用いたことから、解析結果の妥当性を確認するために全ての基事象を国内軽水炉データを用いたデータ整備と米国データを用いた機器故障率データセットを整備した。米国データは、機械部品はNUREG/CR 2815から、電機部品はIEEE Std500-1984を用いた。

#### 2次冷却系フォールトツリー解析

上記で整備したスクラム FT 及び機器故障データをフォールトツリー解析ツールにデータ入力し、2次冷却系異常に起因するトリップ確率及びトリップ確率に対して寄与割合の高い基事象（重要機器）を求めた。

トリップ確率の解析結果を表-5に示す。トリップ確率は $4.0 \times 10^{-5}$ /hとなり、プラント稼働率80%と仮定した場合のトリップ頻度は0.28（回/年/3ループ）となった。このうち、トリップ確率に対して中間事象「2次主冷却系ポンプ回転数減少」の寄与割合が約94%と最も大きく、他の中間事象のトリップ確率は十分に小さい結果となった。また、その要因として基事象の2次主循環ポンプの継続運転失敗の故障が約90%を占める結果となった。

一方、全ての基事象を国内軽水炉データを用いて解析した場合、トリップ頻度は上記に比べ1桁低下する結果となり、米国データから整備した機器故障率を用いて解析した場合、トリップ頻度は1桁上昇した。なお、この場合の機器の重要度ランキングには大きな差異は生じない結果となった。

機械式ポンプの継続運転失敗の故障データについて「常陽」及び「もんじゅ」主モータ運転経験から故障率データを算出し、トリップ確率を解析した。その結果、トリップ頻度は約0.01（回/年/3ループ）となり、上記で示したトリップ頻度は現状においては十分に保守的な結果である見通しを得た。

### 【研究の達成状況（平成13年度）】

#### イ．システムの信頼性評価

スクラム FT 作成及び機器故障データ抽出の手法を整備し、2次冷却系フォールトツリー解析評価を行い、予定通りの成果が得られた。

（今後の予定）

#### イ．システムの信頼性評価

1次冷却系フォールトツリーを作成し、解析評価を行う。さらに、1次冷却系・2次冷却系・水蒸気系（給水ポンプから過熱器出口までの起動バイパス系）のフォールトツリーを結合し、冷却系全体としての解析評価を行う。

#### ロ．重要機器の故障モード分析、及びハ．改善策の策定

イ．の解析結果に基づき、重要機器の故障モード分析からトリップ確率の低減策を具体的に策定する。

### 【成果の利用実績及び活用見通し】

「もんじゅ」の運転・保守の手順書、教育訓練活動等にリスク情報として反映する予定。

### 【研究成果の発表状況】

・西田・他，“「もんじゅ」冷却システムの運転信頼性評価 - 2次冷却系スクラム FT 解析 - ”，原子力学会2002年春の年会（神戸商船大）J29

### 【国内外の研究動向】

#### [ 民間の研究の現状と動向 ]

軽水炉型原子力プラントの運転信頼性向上を図ることを目的に、確率論的手法に基づいて頂上事象をプラント自動トリップとしたフォールトツリーモデルを開発し解析評価を行い、その結果を実際のプラントの運転管理に活用しようとしている[1],[2]。ここでは、ヒューマンエラーを機器故障率に換算しフォールトツリーに組み込む評価の試みもなされている[3]。一方、トリップ確率等の解析結果を運

転保守向上への具体的な活用については今後の課題となっている。

(参考文献)

- [1] 島田.他, “加圧水型原子炉の自動トリップ確率評価モデルの開発”, INSS JOURNAL Vol.8 2001
- [2] 後藤.他, “BWRプラントのスクラムFT作成とその妥当性評価”, 原子力学会 2000年春の年会 N19
- [3] 桜本.他, “スクラムFTのBWRプラントへの適用性研究”, 原子力学会 2001年秋の年会 129

[ 海外の研究の現状と動向 ]

未調査。

(参考文献)

なし

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

- 指針・基準類への整備に反映できる。
- 安全性評価の判断材料として活用できる。
- 安全性の向上に反映できる。
- 原子力防災対策に反映できる。
- その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。
- (その理由：  
計画以上に進捗した。)

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】

特になし。

表-1. スクラム FT 作成の主な前提条件

	項目	前提条件	備考
1	プラント状態	出力運転中	出力 40% ~ 100%
2	頂上事象	2 次冷却系異常に起因する原子炉トリップ	
3	中間事象	直接原子炉トリップに至る事象を抽出	
4	基事象の機器故障	動的機器（弁・ポンプ等）電気品を対象	静的機器（タンク、配管等）の信頼性は別途評価
5	系統	2 次冷却系設備	
6	多重故障	2 重故障まで考慮	
7	人的過誤要因	考慮しない（手動弁の誤操作等）	今後の課題
8	共通原因故障	考慮しない	今後の課題

表-2. 中間事象の選定

	基本機能	機能喪失対象事象	中間事象(直接原子炉トリップに至る事象)
1	冷却材流路形成	<ul style="list-style-type: none"> <li>主冷却ライン弁誤閉</li> <li>補助冷却設備空気冷却器出口止め弁誤閉</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>主冷却ライン弁誤閉</li> <li>補助冷却設備空気冷却器出口止め弁誤閉</li> </ol>
2	冷却材流量確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>2 次主循環ポンプ回転数減少・上昇</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>2 次主循環ポンプ回転数減少</li> <li>2 次主循環ポンプ回転数上昇</li> </ol>
3	熱交換および熱除去機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>中間熱交換器 or 蒸気発生器本体故障</li> <li>過熱器 or 蒸気器圧力開放板誤閉</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>過熱器 or 蒸気器圧力開放板誤閉 (中間熱交換器 or 蒸気発生器本体故障は静的機器のため除外)</li> </ol>
4	冷却材液位の維持	<ul style="list-style-type: none"> <li>過熱器液位上昇・下降</li> <li>蒸気器液位上昇・下降</li> <li>Na インベントリ増大・減少</li> </ul>	<p>(原子炉トリップに至る前に警報によって液位の異常が知られるため、直接的には原子炉トリップに至らないと判断し除外)</p>
5	動的機器の機能維持	<ul style="list-style-type: none"> <li>2 次主循環ポンプ潤滑油系停止</li> <li>2 次主循環ポンプサイリスタインバータ冷却装置停止</li> </ul>	<p>(潤滑油系停止、サイリスタインバータ冷却装置停止で主ポンプ本体が即停止にならないこと、警報にて異常が知られるため除外)</p>
6	システム構造物の健全性確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>2 次主循環ポンプ保護論理回路誤作動</li> <li>2 次主冷却系流量論理回路誤作動</li> <li>2 次主循環ポンプ回転数論理回路誤作動</li> <li>蒸気器 / 過熱器出口 Na 温度論理回路誤作動</li> <li>待機時空気冷却器出口 Na 流量論理回路誤作動</li> <li>水リーク論理回路誤作動</li> <li>蒸気器 / 過熱器液位論理回路誤作動</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>2 次主循環ポンプ液位高高誤作動</li> <li>2 次主循環ポンプ軸封油温度高高誤作動</li> <li>2 次主循環ポンプ軸封部温度高高誤作動</li> <li>給水/2 次 Na 流量 mismatch 誤作動</li> <li>2 次主冷却系流量低誤作動</li> <li>2 次主循環ポンプ回転数高高誤作動</li> <li>2 次主循環ポンプ回転数低誤作動</li> <li>蒸気器出口 Na 温度高誤作動</li> <li>過熱器出口 Na 温度高高誤作動</li> <li>待機時空気冷却器出口 Na 流量高誤作動</li> <li>Na 中水素濃度上昇率高高誤作動</li> <li>蒸気器カバースタック圧力高誤作動</li> <li>過熱器 or 蒸気器圧力開放板開放信号誤作動</li> <li>過熱器液位高高 or 低低誤信号</li> <li>蒸気器液位高高 or 低低誤信号</li> </ol>

表-3. 液体金属用機器故障データ整備

スクラム FT 上の主な基事象		高速炉機器の故障率データ	機器故障データの主な算出方法
機器名	故障モード	故障モード	
主循環ポンプ本体	ポンプ回転数減少	運転失敗	
電動式止め弁	誤開	開閉失敗	誤開 = 開閉失敗 / 2
電磁流量計	高誤信号 / 低誤信号	誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2
液位検出器	高高 / 低低誤信号	誤信号 (日本原子炉)	高高誤信号 = 誤信号 / 2
熱電対	高誤信号 / 低誤信号	誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2

表-4. 電気計装品等機器故障データ整備

スクラム FT 上の主な基事象		PSA 用故障率データに関する調査	機器故障データの主な算出方法
機器名	故障モード	機器名 / 故障モード	
警報設定器	高誤信号 / 低誤信号	警報設定器 / 誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2
増幅器	高誤信号 / 低誤信号	演算器 / 誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2
MV / V、V / V、F / V、I / V 変換器	高誤信号 / 低誤信号	演算器 / 誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2
関数発生器	高誤信号 / 低誤信号	演算器 / 誤信号	高誤信号 = 誤信号 / 2

表-5. 2次冷却系異常に起因するスクラム FT 解析結果

	中間事象名	トリップ確率 ( / h)	寄与割合 (%)
1	主冷却ライン弁誤閉	9.5E-08	0.24
2	補助冷却設備空気冷却器出口止め弁誤開	3.8E-07	0.97
3	2次主循環ポンプ回転数減少	3.7E-05	94.3
4	2次主循環ポンプ回転数上昇	2.2E-07	0.56
5	過熱器 or 蒸発器圧力開放板誤開	1.5E-06	3.8
6	2次主循環ポンプ液位高高誤作動	3.8E-09	0.01
7	2次主循環ポンプ軸封油温度高高誤作動	3.3E-09	0.01
8	2次主循環ポンプ軸封部温度高高誤作動	3.3E-09	0.01
9	給水/2次 Na 流量ミスマッチ誤作動	3.5E-09	0.01
10	2次主冷却系流量低誤作動	6.0E-09	0.02
11	2次主循環ポンプ回転数高高誤作動	3.7E-09	0.01
12	2次主循環ポンプ回転数低誤作動	4.1E-09	0.01
13	蒸発器出口 Na 温度高誤作動	3.3E-09	0.01
14	過熱器出口 Na 温度高高誤作動	3.3E-09	0.01
15	待機時空気冷却器出口 Na 流量高誤作動	3.4E-09	0.01
16	Na 中水素濃度上昇率高高高誤作動	3.3E-09	0.01
17	蒸発器カバースガス圧力高誤作動	3.3E-09	0.01
18	過熱器 or 蒸発器圧力開放板開放信号誤作動	6.6E-09	0.02
19	過熱器液位高高 or 低低誤信号	5.4E-09	0.01
20	蒸発器液位高高 or 低低誤信号	5.4E-09	0.01
	計	4.0E-05	
	トリップ頻度(回 / 年 / 3 ループ)	0.35	
	プラント稼働率 80%	0.28	

## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

「ふげん」の廃止措置等に関する研究

### 【分類番号】

社内研究 1 - 1

### 【研究課題名(Title)】

原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発  
(Development of an Engineering Support System for Decommissioning)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 清田 史功(きよた しこう)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境保全課

[連絡先] 〒914-8510 福井県敦賀市明神町3 TEL. 0770-26-1221

(Name) Shikou KIYOTA

(Title of Function) Waste Management Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) 3 Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui 914-8510 Japan

Phone : +81-770-26-1221

### 【担当研究者名、所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 井口 幸弘(いぐち ゆきひろ)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境保全課

(Name) Yukihiro IGUCHI

(Title of Function) Waste Management Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

[氏名] 兼平 宜紀(かねひら よしき)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境保全課

(Name) Yoshiki KANEHIRA

(Title of Function) Waste Management Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成15年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)]

原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発(日本原子力研究所)

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

新型転換炉ふげん発電所

### 【研究概要】

[研究の経緯]

原子力施設の廃止措置は、経済的かつ安全に進める必要がある。このためには、解体等の廃止措置計画を事前に詳細に検討する必要がある。

特に原子炉施設のように膨大な物量の機器や構造物の解体計画の立案については、作業工数、被ばく、廃棄物発生量等を考慮して、手順や工法等を選定し、最適化を図るシステムエンジニアリングの手法が

有効である。

したがって、これらのシステムを構築するため、廃止措置計画の評価システムのCOSMARD及びバーチャルリアリティを用いた解体作業シミュレーションシステムを開発し、「ふげん」の合理的な廃止措置計画の策定に反映する必要がある。

#### [ 研究目的 ]

これまでに原研で開発したCOSMARDを新型転換炉「ふげん」の廃止措置計画の検討に適用することにより、原子力施設の廃止措置計画の最適化に資する。また、原研が開発を進めている解体作業シミュレーションシステムの手法とサイクル機構が準備している「ふげん」の3次元画像データ、バーチャルリアリティ技術を用いた解体作業シミュレーションシステムの開発により、廃止措置計画の検討に資することを目的とする。

#### [ 研究内容 ]

##### イ. COSMARDの適用性評価

「ふげん」の物量及び作業データベースを構築し、解体工法、作業期間などをパラメータにして、COSMARDにおいて、「ふげん」用の各種管理データ(人工数、被ばく線量、廃棄物発生量など)を計算し、「ふげん」の最適な廃止措置計画を検討する。また、COSMARDの圧力管型重水炉への適用性を評価する。

なお、平成13年度末までに、計算結果の評価検討を行う。

##### ロ. 解体作業シミュレーションの開発

原研の解体作業シミュレーションシステムの手法と「ふげん」の3次元画像データ、最新のバーチャルリアリティ技術を用いて、作業者の被ばく線量、作業性評価等も評価可能な、解体作業シミュレーションシステムを開発する。

なお、平成15年度末までに、システムの総合評価を実施する。

#### 【研究の達成目標(平成13年度)】

イ. COSMARDによって、「ふげん」の解体計画の作業量、被ばく、廃棄物量等を適切に評価できることを確認する。

ロ. 解体作業シミュレーションシステムの開発により、解体作業の被ばく評価、作業量の評価が適切に評価でき、「ふげん」用COSMARDの精度向上に寄与することを確認する。

#### 【研究実施内容及び成果(平成13年度)】

##### イ. COSMARDの適用性評価

COSMARDは、解体される機器の重量や、準備/片付け作業等の作業内容に、単位作業係数を掛け合わせることで解体人工数等を計算する。この単位作業係数は、JPDRの解体実績に基づいて設定されており、機器については機器の種類毎に重量と解体人工数実績の関係を一次近似し、この直線の傾きを用いている。したがって、「ふげん」にCOSMARDを適用して、JPDRの単位作業係数を用いて解体工数等を適切に評価するためには、「ふげん」とJPDRの機器の重量と数量の分布が似通っていることが前提となる。このため、「ふげん」とJPDRの物量データを機器毎に比較した。この結果、「ふげん」とJPDRは機器の重量分布は良く似ており、「ふげん」の大半の機器はJPDRの単位作業係数を適用することによって、解体人工数等の各種管理データが適切に評価できることを確認した。重量分布を比較した代表例を図-1に示す。

別途作成した「ふげん」の3D-CADデータから抽出した物量データ、定期検査時に測定した線量データ、及び解体手順の暫定データを用いてCOSMARDによる「ふげん」の解体人工数等の試算を実施した。計算は、COSMARDで計算可能なポンプや熱交換機等「ふげん」の一般機器を対象とし、項で述べたように「ふげん」の一般機器の大半を適切に評価できるJPDRの単位作業係数を用いた。この結果、「ふげん」の各種管理データ計算中にCOSMARDはエラー等の発生もなく正常に計算できたことから、「ふげん」の3D-CADデータから抽出した物量データ等はCOSMARDに必要な情報を有していることが確認できた。さらに、JPDRの単位作業係数を用いることによって、「ふげん」の一般機器の大半について各種管理データを適切に評価できることを確認した。解体人工数の計算結果一覧を図-2に示す。

##### ロ. 解体作業シミュレーションの開発

別途作成した「ふげん」の3D-CADデータと仮想現実(VR)技術を用いて、作業員を

VR空間に配置するとともにCOSMARDの作業内容と整合を取った作業シナリオの作成機能、空間の線量を可視化する機能、及び立体視を可能とする機能等を有する解体作業シミュレーションシステムを開発し、解体作業の被ばく評価、作業量の評価が適切に評価でき、「ふげん」用COSMARDの精度向上に寄与することを確認した。解体作業シミュレーションシステムの表示例を図-3に示す。

#### 【研究の達成状況（平成13年度）】

##### イ. COSMARDの適用性評価

JPDRの実績に基づく単位作業係数を「ふげん」の一般機器の大半に適用できることが確認できたこと、この単位作業係数と「ふげん」の3D-CADデータから抽出した物量データ等を用いてCOSMARDでエラー等の発生もなく正常に計算できたことから、COSMARDを用いて「ふげん」の解体計画の作業量、被ばく、廃棄物量等の管理データを適切に評価できることが確認できた。よって、所期の成果が得られた。

##### ロ. 解体作業シミュレーションの開発

開発した解体作業シミュレーションシステムを用いて、VR空間に作業員を配置して作業シナリオに基づいた解体作業のシミュレーションを行い、作業中の被ばく量や作業量が正常に計算できたこと、その他の機能についても設計通りの機能を有していることが確認できたことから、解体作業シミュレーションシステムは、被ばく評価、作業量の評価が適切に評価でき、また「ふげん」用COSMARDの精度向上に寄与することが確認できた。よって、所期の成果が得られた。

（今後の予定）

##### イ. COSMARDの適用性評価

別途検討中の最新の廃止措置シナリオや系統除染効果等のCOSMARD入力データへの反映、物量データの精度向上、及びこれらを用いた「ふげん」の解体計画の作業量、被ばく、廃棄物量等の評価精度の向上等。

##### ロ. 解体作業シミュレーションの開発

COSMARDの作業内容と整合を取った作業員の作業シナリオ作成機能の充実化、VR空間上での機器の切断機能の充実化、別途開発中の線量動的評価システムとの連携機能の開発、システムのレスポンスの向上等。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

「ふげん」の合理的な廃止措置計画の検討に資する。

#### 【研究成果の発表状況】

- (1) 原子力学会 2000年春の年会：「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング(1)
- (2) サイクル技報 2001年3月：廃止措置エンジニアリング支援システムの構築
- (3) 原子力学会 2001年春の年会：「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング(3)  
解体作業シミュレーションシステムの開発
- (4) 原子力学会 2001年秋の大会：「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング(4)  
COSMARDによる廃止措置計画の検討
- (5) 先端原子力・ラ・カルト(原子力学会、先端原子力の社会啓発に関する特別調査専門委員会) 2002年3月

VR技術を用いた解体作業シミュレーションシステム

（発表予定）

- (1) 原子力学会 2002年秋の大会  
「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング(7)  
解体作業シミュレーションシステムの開発 その2

#### 【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

原子炉施設の廃止措置という観点から、本件と類似する民間の研究としては、PWR、BWR及びGCRの廃止措置用の支援システムの研究開発が電力会社で実施されている情報がある。そのなか



でもGCRは原研が開発し「ふげん」にも適用しようとしているCOSMARDをGCR用に改良して利用している情報もある。しかし、いずれもATRの「ふげん」とは炉型や設備規模（電気出力）が異なっており、「ふげん」の廃止措置にそのまま適用できるものはない。

解体作業シミュレーションシステムについては、ロボット等による遠隔解体用のシミュレーションシステムは開発されている。しかし、本研究で行っているような、人的作業に関する解体作業シミュレーションシステムに該当するシステムの開発に関する情報はない。

（参考文献）

JAERI-memo08-107 原子炉デコミッション管理のための計算コードシステム  
の大型発電炉への適用性の研究( )

[ 海外の研究の現状と動向 ]

国外では特に米国のTLG社やデュークエンジニアリング社がPWR / BWRの解体費用見積支援ソフトを開発し実運用している。しかし、いずれもATRの「ふげん」とは炉型や設備規模（電気出力）が異なっており、「ふげん」の廃止措置にそのまま適用できるものはない。

解体作業シミュレーションシステムについては、国内の状況と同様に、本研究で行っているような、人的作業に関する解体作業シミュレーションシステムに該当するシステムの開発に関する情報はない。

（参考文献）

### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

（その理由：

計画以上に進捗した。

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】

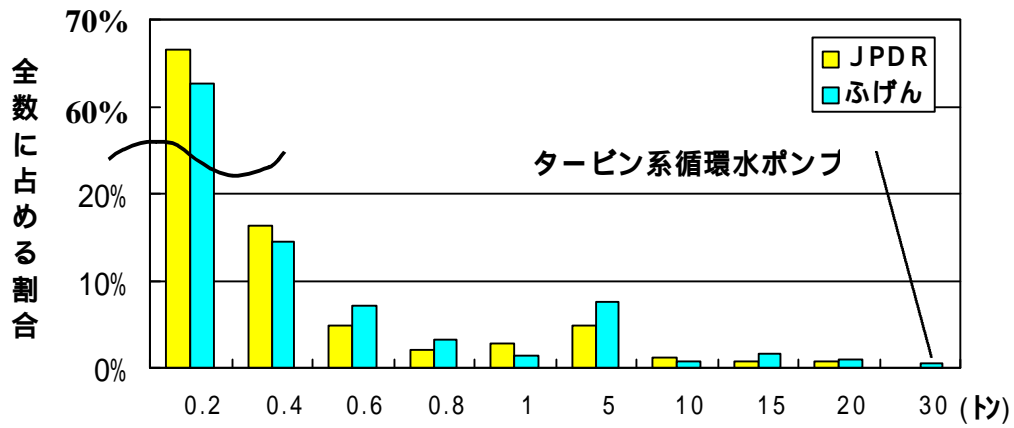


図 - 1 「ふげん」とJPDRの機器の重量分布比較例 (ポンプ/モータ)

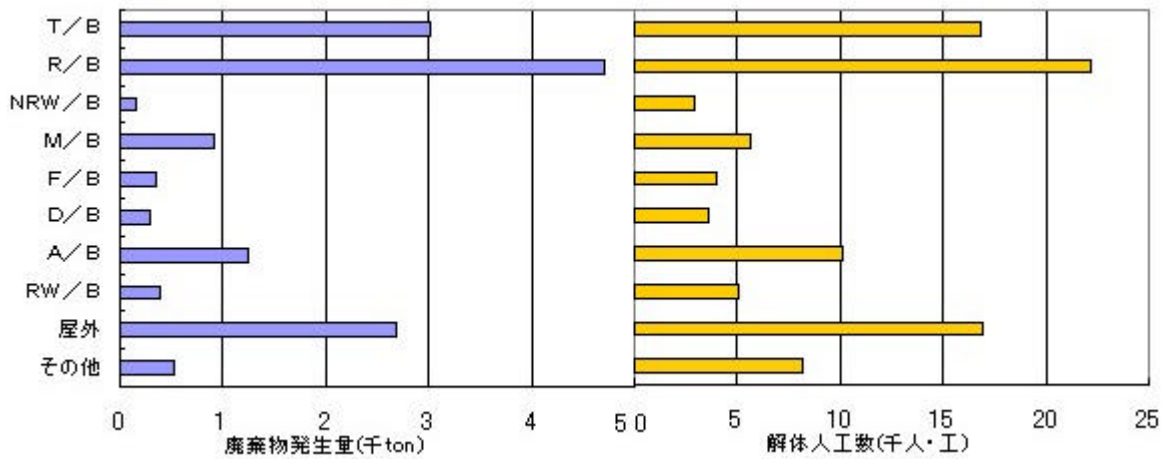


図 - 2 COSMARD による「ふげん」の一般機器の解体人工数計算例

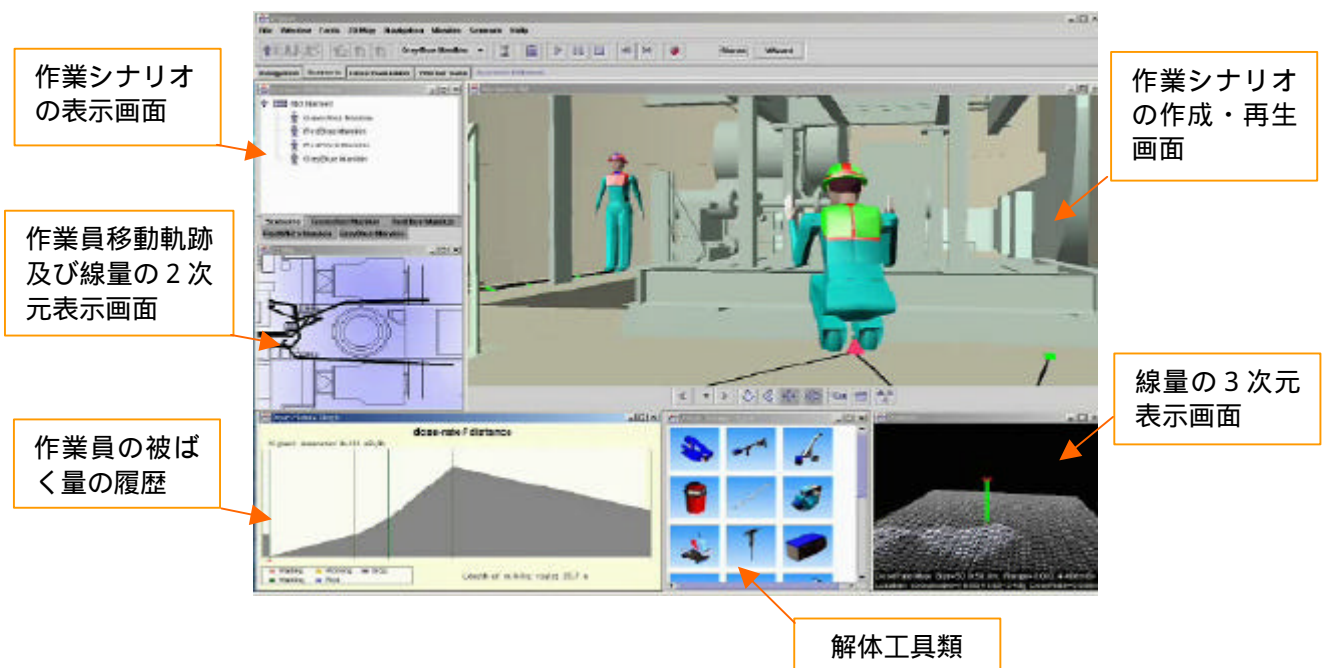


図3 解体作業シミュレーションシステム表示例

# 安全研究成果調査票（平成13年度）

## 【研究分野】

「ふげん」の廃止措置等に関する研究

## 【分類番号】

社内研究 1 - 2

## 【研究課題名(Title)】

原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価  
(Radioactive Inventory Evaluation about Decommissioning of Nuclear Power Reactor)

## 【実施機関(Organization)】

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

## 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 清田 史功 (きよた しこう)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境保全課

[連絡先] 〒914-8510 福井県敦賀市明神町3 TEL. 0770-26-1221

(Name) Shikou KIYOTA

(Title of Function) Waste Management Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) 3 Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui 914-8510 Japan

Phone : +81-770-26-1221

## 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 白鳥 芳武 (しらとり よしたけ)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境保全課

(Name) Yoshitake SHIRATORI

(Title of Function) Waste Management Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

## 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

## 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

## 【使用主要施設】

新型転換炉ふげん発電所

## 【研究概要】

[研究の経緯]

原子力の廃止措置を経済的かつ安全に進めるためには、解体等の廃止措置計画を事前に詳細に検討する必要がある。

特に、ふげん廃止措置計画の策定やふげん解体届において、合理的な廃止措置計画を検討するため、原子炉構造材料等の放射化量や内蔵放射エネルギー等を事前に精度良く把握することが重要となっている。

これまで「ふげん」では、ORIGEN-79 コードで放射化量を評価してきたが、軽水炉や東海1号炉では ORIGEN-2 コードも使われている。このため、ORIGEN-79 コードによる「ふげん」での解析の妥当性を確認するため、「ふげん」用の ORIGEN-2 断面積ライブラリを作成して、ORIGEN-2 コードの放射化量計算結果と比較評価することとした。

## [ 研究目的 ]

新型転換炉ふげん発電所は、平成 15 年に廃止措置に移行する予定である。原子炉停止後の廃止措置を合理的なものとするためには、原子炉構造材等の放射化量、内蔵放射エネルギー等を精度良く把握することは重要である。対象は圧力管やカランドリア管等の炉心構造材、生体遮へい体コンクリート、格納容器内にある金属、コンクリートなど多岐に亘ることから、これらの放射化量を適切に評価するための測定法及び解析手法を確立する。

## [ 研究内容 ]

### イ．原子炉構造材の放射化量評価

原子炉構造材は、放射化量を直接サンプリングによって評価することが難しいので、圧力管監視試験片のような試験片の放射化量測定や放射化箔による中性子束密度測定を行い、その結果をもとに解析によって放射化量を評価する必要がある。解析に必要な中性子束密度分布は、中性子輸送計算コード等によって求め、その結果をもとに燃焼解析コードによって放射化量を算出する。なお、生体遮へい体コンクリート部分については、サンプリングによる評価が可能であるので、これを含めて評価する。

平成 13、14 年度は中性子束の測定値と解析値の比較評価を進めるとともに、燃焼解析コード (ORIGEN 2) の「ふげん」用放射化解析ライブラリを整備し、平成 17 年度までに総合評価を実施する。

### ロ．格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価

原子炉構造材や生体遮へい体コンクリート以外の格納容器内にある金属、コンクリートは、原子炉から離れた位置にあること、複雑な形状をしていることから、解析によって中性子束密度を精度良く求めることは難しい。従って、放射化箔 (金箔等) によって中性子束密度の測定を行い、その結果をもとに放射化解析によって放射化量を評価する。解析による評価の妥当性については、一部のコンクリート等のサンプルを測定し比較評価を行う。

平成 13、14 年度は中性子束密度の測定手法の検証や測定値の信頼性検討を進め、平成 17 年度未までに、総合評価を実施する。

## 【研究の達成目標 (平成 13 年度)】

### イ．原子炉構造材の放射化量評価

平成 13 年度は、原子炉構造材の放射化量評価のために、圧力管監視試験片の放射化量の評価を行い、その結果をもとに炉心の主要な構造材の放射化量の評価を行う。

また、ORIGEN-2 による放射化計算を可能とするために、199 群の中性子スペクトルライブラリと ORIGEN-2 用の断面積の整備を一部行う。

## 【研究実施内容及び成果 (平成 13 年度)】

### イ．原子炉構造材の放射化量評価

平成 13 年度は、原子炉構造材の放射化量評価のために、圧力管監視試験片の放射化量の評価を行い、その結果をもとに炉心の主要な構造材の放射化量の評価を行った。放射化解析では、中性子スペクトルを精度良く求めることが重要である。そのため、炉心管理コードとして使用実績のある POLESTAR コードで中性子束分布を、WIMS-ATR コードで圧力管等の形状を正確に模擬した解析によって中性子スペクトルを求めた。得られた中性子束と中性子スペクトル及び材料組成データを入力として ORIGEN-79 コードで圧力管監視試験片の放射化解析を行った結果、表 1 に示すように、解析値と測定値が良く一致することを確認した。なお、核種 Cm-244 は圧力管監視試験片中の不純物ウランの中性子吸収により高次化し生成したものである。

炉心内の構造材は、供与期間中であるのでサンプリングによる測定ができないが、上記の解析手法を用いることにより、表 2 に示すように、圧力管、カランドリア管及び制御棒案内管の放射化量を推定することができた。

軽水炉や東海 1 号炉では ORIGEN-2 コードも使われており、「ふげん」で使用している ORIGEN-79 コードによる解析の妥当性を確認する必要がある。ORIGEN-79 コードでは 3 群中性子スペクトルを使用するが、ふげんは熱中性子が多いので、ORIGEN-2 コードでは熱領域がより詳細な 199 群構造で考慮することとした。本年度は、ORIGEN-2 用 1 群縮約断面積を作成するために必要な JENDL-3.2 核データライブラリから約 1300 核種の 199 群断面積ライブラリの作成と、輸送計算コー

ド DOT-3.5 で炉心廻り構造材の 199 群中性子スペクトルの作成を行った。

#### 【研究の達成状況（平成 13 年度）】

- (1) 圧力管監視試験片の放射化量の評価を行った。
- (2) 炉心構造材（圧力管、カランドリア管等）の放射化量の評価を行った。
- (3) 原子炉廻りにおける 199 群中性子スペクトルライブラリを作成した。
- (4) ORIGEN-2 用の 199 群断面積ライブラリを作成した。

（今後の予定）

平成 14 年度以降は、ORIGEN-2 による放射化解析が可能となるように、「ふげん」用断面積ライブラリと中性子スペクトルの整備を引き続き行って、生体遮へい体コンクリート表面の中性子束密度測定及びコンクリート放射化量の測定値との比較評価を行うことにより、同コードの解析精度を向上させる予定である。

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

- ・ 「ふげん」の合理的な廃止措置計画の検討に資する。

#### 【研究成果の発表状況】

- (1) 原子力学会 2000 年春の大会 G38 「放射能インベントリ評価」
- (2) 原子力学会 2000 年秋の大会 L2 「放射能インベントリ評価(2)」
- (3) 原子力学会 2001 年春の大会 K31 「放射能インベントリ評価(3)」
- (4) 原子力学会 2001 年秋の大会 N53 「放射能インベントリ評価(4)」
- (5) 原子力学会 2002 年春の大会 K18 「放射能インベントリ評価(5)」
- (6) 第 13 回デコミッションング技術講座「放射能インベントリ評価」

（発表予定）

- (7) 原子力学会 2002 年秋の大会「放射能インベントリ評価(6)」
- (8) 原子力学会 2002 年秋の大会「放射能インベントリ評価(7)」
- (9) サイクル技報、2002 年 9 月、「ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価」

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

日本原子力発電(株)東海 1 号炉において、残存放射性物質の解析評価及び実測評価が行われている。なお、東海 1 号炉においても、放射化量の評価が行われているが、「ふげん」と炉型が違うのでそのまま適応できない。

（参考文献）

「東海発電所の残存放射能評価 - 生体遮へい体放射能濃度の計算値と実測値の比較 - 」、徳原、他、日本原子力学会 2000 年秋の大会、L16（2000 年 9 月）

[ 海外の研究の現状と動向 ]

特になし。

（参考文献）

なし。

#### 【研究評価（自己評価）】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

- 予定以上の成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られた。
- 予定どおりの成果が得られなかった。
- その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。  
安全性評価の判断材料として活用できる。  
安全性の向上に反映できる。  
原子力防災対策に反映できる。  
その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。  
計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。 )

[ 説明欄 ]

【自由評価欄】

表 1 圧力管監視試験片の測定値と解析値の比較

(単位 : Bq/t)

放射性核種	核種										核種
	H-3	C-14	Co-60	Ni-59	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	
半減期(年)	12.3	5730	5.26	$8.0 \times 10^4$	92	28.1	$2.0 \times 10^4$	$2.13 \times 10^5$	$1.7 \times 10^7$	30	Cm-244
ORIGEN-79 解析値	5.4E+08	1.9E+11	4.8E+12	2.0E+09	4.5E+11	1.3E+10	4.7E+12	5.5E+07	2.0E+04	3.5E+10	2.0E+10
測定値	--	--	1.8E+12	--	--	--	4.8E+12	--	--	3.2E+10	2.2E+10

\* 1 : 第 1 ~ 2 2 運転サイクルの照射 (約 10.7 年、約 3900 日) を行った後、測定日まで 3.85 年の冷却期間を考慮した。

\* 2 : 解析に使用した不純物ウラン濃度は 1.0ppm。

表2 圧力管、カランドリア管及び制御棒案内管の放射化量予測

(単位：Bq/t)

放射性核種	核種										核種
	H-3	C-14	Co-60	Ni-59	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	
半減期(年)	12.3	5730	5.26	$8.0 \times 10^4$	92	28.1	$2.0 \times 10^4$	$2.13 \times 10^5$	$1.7 \times 10^7$	30	全
圧力管 (ORIGEN-79 解析値)	6.3E+08	3.0E+11	3.2E+12	2.3E+09	5.9E+11	1.5E+10	6.4E+12	9.5E+07	2.7E+04	4.1E+10	2.8E+10
カランドリア管 (ORIGEN-79 解析値)	1.1E+09	3.5E+11	3.3E+13	4.1E+10	1.2E+13	1.5E+10	2.5E+05	6.4E+07	2.7E+04	4.1E+10	2.9E+10
制御棒案内管 (ORIGEN-79 解析値)	1.2E+09	4.1E+11	3.4E+13	4.1E+10	1.3E+13	1.5E+10	3.1E+05	7.1E+07	2.8E+04	4.2E+10	2.9E+10

\* 1 : 平成14年度末までの運転を想定。それまでの積算照射量を  $7.9 \times 10^{22}$  nvt、冷却期間を6年とした。

\* 2 : 解析に使用したウラン濃度は、圧力管、カランドリア管とも1.0ppm(圧力管監視試験片と同じ)。

\* 3 : 解析値は、圧力管又はカランドリア管に含まれる放射性核種の平均値である。最大値はそれぞれ約31GBq/t、約30GBq/tになると予測される。



## 安全研究成果調査票（平成13年度）

### 【研究分野】

「ふげん」の廃止措置等に関する研究

### 【分類番号】

社内研究1 - 3

### 【研究課題名(Title)】

「ふげん」における亜鉛注入によるプラント線量率上昇抑制  
(Reducing the equivalent dose of Zinc Injection in Fugen Nuclear Power Station)

### 【実施機関(Organization)】

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

### 【研究者名、所属及び連絡先(Name, Title of Function, Address and Phone)】

[氏名] 二之宮 和重(にのみや かずしげ)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 安全管理課

[連絡先] 〒914-8510 福井県敦賀市明神町3番地, 電話番号: 0770-26-1221

(Name) Kazusige NINOMIYA

(Title of Function) Safety and Chemical Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

(Address and Phone) 3 Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui, 914-8510 Japan,

Phone: +81-0770-26-1221

### 【担当研究者名及び所属(Name, Title of Function)】

[氏名] 北端 琢也(きたばた たくや)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所

(Name) Takuya KITABATA

(Title of Function) Senior Project Engineer, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

[氏名] 高城 久承(たかぎ ひさつぐ)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 安全管理課

(Name) Hisatsugu TAKAGI

(Title of Function) Safety and Chemical Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

### 【研究期間】

平成13年度 ~ 平成15年度

[前期基本計画からの継続の有無]

前期基本計画からの継続(研究課題名: )

本基本計画から新規

### 【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] なし

[実証試験名(実施機関)] なし

[委託研究名(実施機関)] なし

### 【使用主要施設】

新型転換炉ふげん発電所 原子炉冷却系統、原子炉給水系統

### 【研究概要】

[研究の経緯]

「ふげん」では、定期検査作業に伴う被ばく低減対策として平成元年に我が国で初めて系統化学除染を実施した。除染後の再汚染については、海外炉の経験から相当早いことが予測されたため、これを抑制する技術として亜鉛注入法の検討を系統化学除染前の昭和63年から開始した。まず、亜鉛注入による放射能付着抑制効果を確認するための各種炉外試験を実施し、「ふげん」への適用の見通しが得られた。この結果を受けて、平成11年8月の原子炉起動時から本格的な亜鉛注入を開始し、系統化学除染

後の再循環系配管への放射能付着抑制効果が確認された。その後もプラント線量率上昇抑制対策としての亜鉛注入を継続して実施し、線量率上昇抑制効果を評価する。

#### [ 研究目的 ]

原子炉冷却水中に 5～10ppb 程度の微量の亜鉛イオンを存在させると、原子力発電所の定期検査作業に伴う作業員の被ばくの原因となる Co-60 等の放射性核種の配管への付着・蓄積が抑制され、原子炉冷却系配管等の線量当量率上昇が抑制される。「ふげん」ではこの効果に着目して昭和 63 年からステンレス配管への放射性核種の付着抑制効果を確認するための試験、亜鉛注入水質下における炉心構造材料の健全性確認試験及び「ふげん」実機への亜鉛注入によるプラントへの影響確認試験等、亜鉛注入に関する技術開発を実施してきた。

この亜鉛注入による原子炉冷却系の線量率上昇抑制効果を評価して原子力学会誌に投稿発表し、「ふげん」のデータを軽水炉等に利用しやすい形で提供するとともに、「ふげん」の開発成果のとりまとめに反映させる。

#### [ 研究内容 ]

イ．原子力学会誌への「ふげん」での亜鉛注入効果の投稿発表

「ふげん」の系統化学除染後に実施した亜鉛注入によるプラントの線量抑制効果を実測値(系統除染後、亜鉛注入を行わなかった 1989 年の値と亜鉛注入を実施した 1999 年より後の線量上昇の実測値)および解析値と比較することにより、亜鉛注入によるプラント線量の抑制効果を評価し、これらの結果を平成 14 年度内に原子力学会誌に投稿し発表していく。

ロ．「ふげん」の開発成果

「ふげん」の運転期間中におけるプラント線量変化を評価して報告書を作成し、「ふげん」の開発成果として取りまとめる。

#### 【研究の達成目標(平成 13 年度)】

ロ．亜鉛注入による水質データの収集・評価及びプラント線量変化を評価する。

#### 【研究実施内容及び成果(平成 13 年度)】

ロ．水質データの収集・評価及びプラント線量変化を評価した。

#### 【研究の達成状況(平成 13 年度)】

ロ．ヘリウム系配管 SCC 対策のためプラントの運転期間は短かったが、運転中の水質評価及びプラント線量評価を実施した。

(今後の予定)

イ．平成 14 年度内に原子力学会誌に投稿

#### 【成果の利用実績及び活用見通し】

原子力学会誌等に発表することにより、軽水炉等を運転している事業者が利用しやすい形で「ふげん」のデータを提供していく。

#### 【研究成果の発表状況】

- ・ 原子力学会 2001 年(平成 13 年)春の年会で【「ふげん」における亜鉛注入による線量当量率抑制効果の確認】のタイトルで発表
- ・ サイクル機構の技報 2001.9(平成 13 年 9 月)に【新型転換炉ふげん発電所における亜鉛注入技術の実証】のタイトルで投稿

(発表予定)

14 年度内に原子力学会誌に投稿

#### 【国内外の研究動向】

[ 民間の研究の現状と動向 ]

中部電力浜岡発電所で平成 9 年(1997)より実機への亜鉛注入を継続実施中

(参考文献)

白尾泰之, 可児和広 他 : “ 浜岡 1 号機における亜鉛注入時の水質放射能挙動 ”, 日本原子力学会  
「2001 年春の年会」要旨集, M46, p.699.

[ 海外の研究の現状と動向 ]

亜鉛注入の適用実績は GE 社製 BWR では平成 9 年(1998)の時点で 32 プラントにおいて実施され, 効果  
を上げている

(参考文献)

S.E.Garcia, R.L.Cowan, et al. : “ Zinc Addition Experience in BWR<sub>s</sub> Under Normal and Hydrogen  
Addition Chemistry ”, JAIF International Conference Water Chemistry in Nuclear Power Plants ,  
p.225 ~ 232(1998).

### 【研究評価(自己評価)】

成果の達成レベル

[ チェック欄 ]

予定以上の成果が得られた。

予定どおりの成果が得られた。

予定どおりの成果が得られなかった。

その他

[ 説明欄 ]

成果活用方策

[ チェック欄 ]

指針・基準類への整備に反映できる。

安全性評価の判断材料として活用できる。

安全性の向上に反映できる。

原子力防災対策に反映できる。

その他

[ 説明欄 ]

計画の進捗状況

[ チェック欄 ]

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

( その理由 :

計画以上に進捗した。

)

[ 説明欄 ]

### 【自由評価欄】