

安全研究成果の概要

(平成16年度 - 動力炉分野)

2005年8月

核燃料サイクル開発機構

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。
〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 4 9

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) 2005

安全研究成果の概要 (平成16年度 - 動力炉分野)

編集 安全推進本部安全計画課

要 旨

核燃料サイクル開発機構は、平成16年度の安全研究を、平成12年10月に策定（平成14年5月改定、平成16年7月一部補正）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16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。

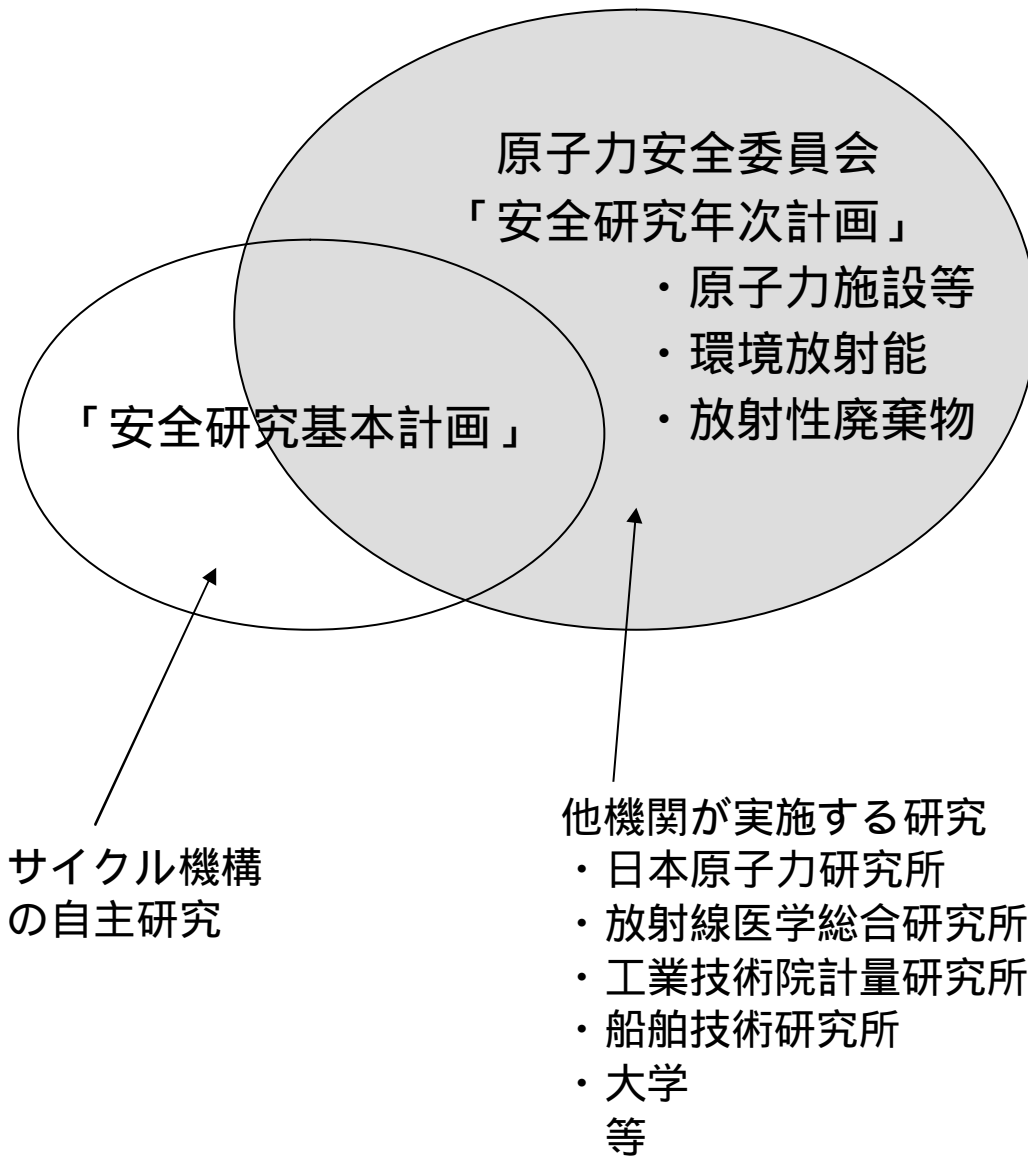
目 次

1 . 安全研究基本計画 (平成 1 3 年度 ~ 平成 1 7 年度) の概要	v
2 . 動力炉分野の安全研究の目的と課題	xi
3 . 安全研究成果調査票 (平成 1 6 年度) リスト (動力炉分野)	xv
4 . 安全研究成果調査票 (平成 1 6 年度) (動力炉分野)	xix

1 . 安全研究基本計画（平成 1 3 年度～平成 1 7 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

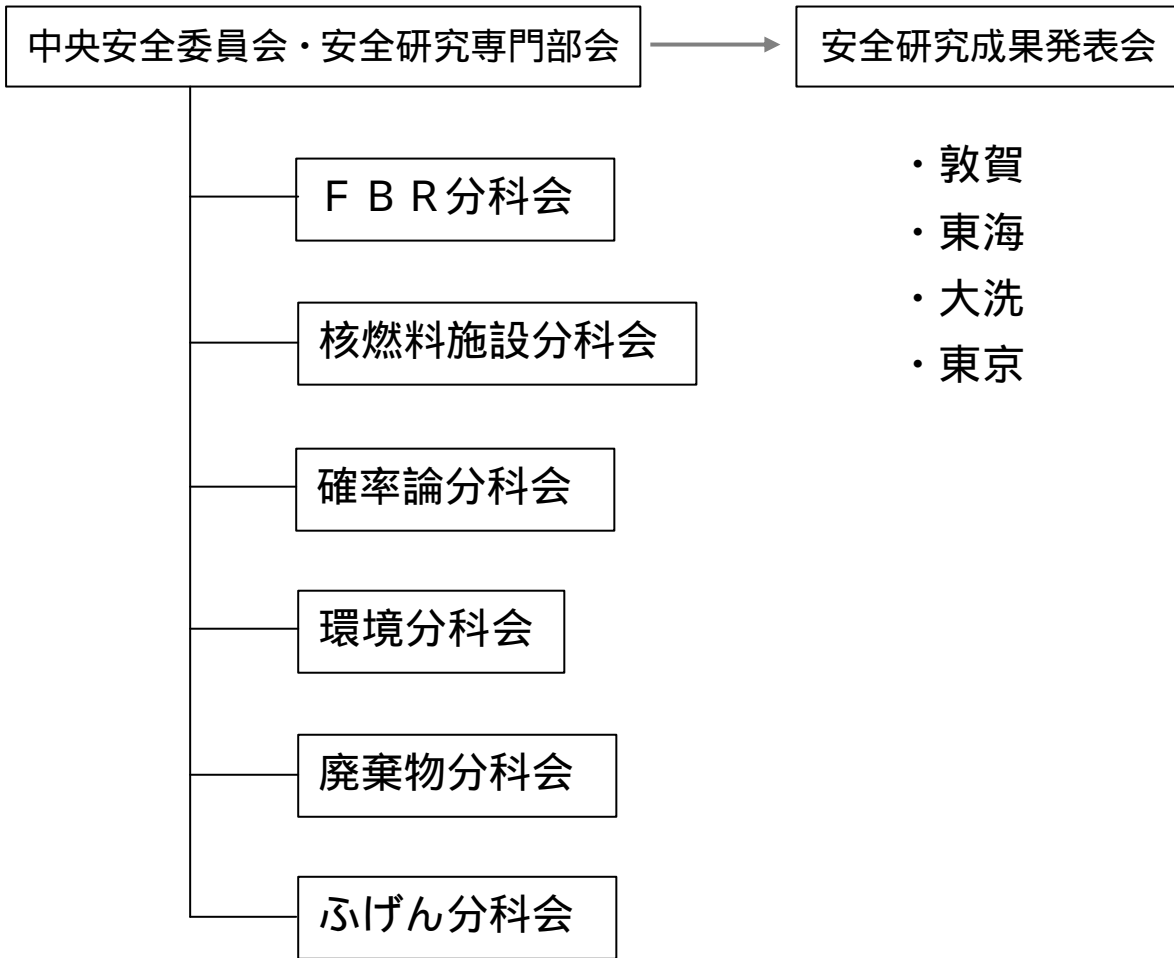
- 1．施設の安全性の向上による原子力に対する国民の信頼性の増進
- 2．安全技術の高度化及び体系化による民間への円滑な技術移転及び技術協力
- 3．設計裕度及び評価基準等の適切化による原子力の信頼性、経済性の向上
- 4．成果の統合化による指針・基準類の整備等、原子力安全規制への貢献

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
- 5．前基本計画からのシフトの着実な推進
- 6．重点研究分野の効率的な推進

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

（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 85）

高速増殖炉

23

核燃料施設

27

耐震

1

確率論的
安全評価

8

環境放射能

7

廃棄物処分

16

「ふげん」の
廃止措置等

3

全件数 / サイクル機構

19 / -

← 16 / 14 →

← 22 / 10 →

3 / -

← 12 / 1 →

← 8 / 3 →

← 97 / 6 →

← 29 / 15 →

（注）数字は研究課題の件数を示す

安全研究基本計画

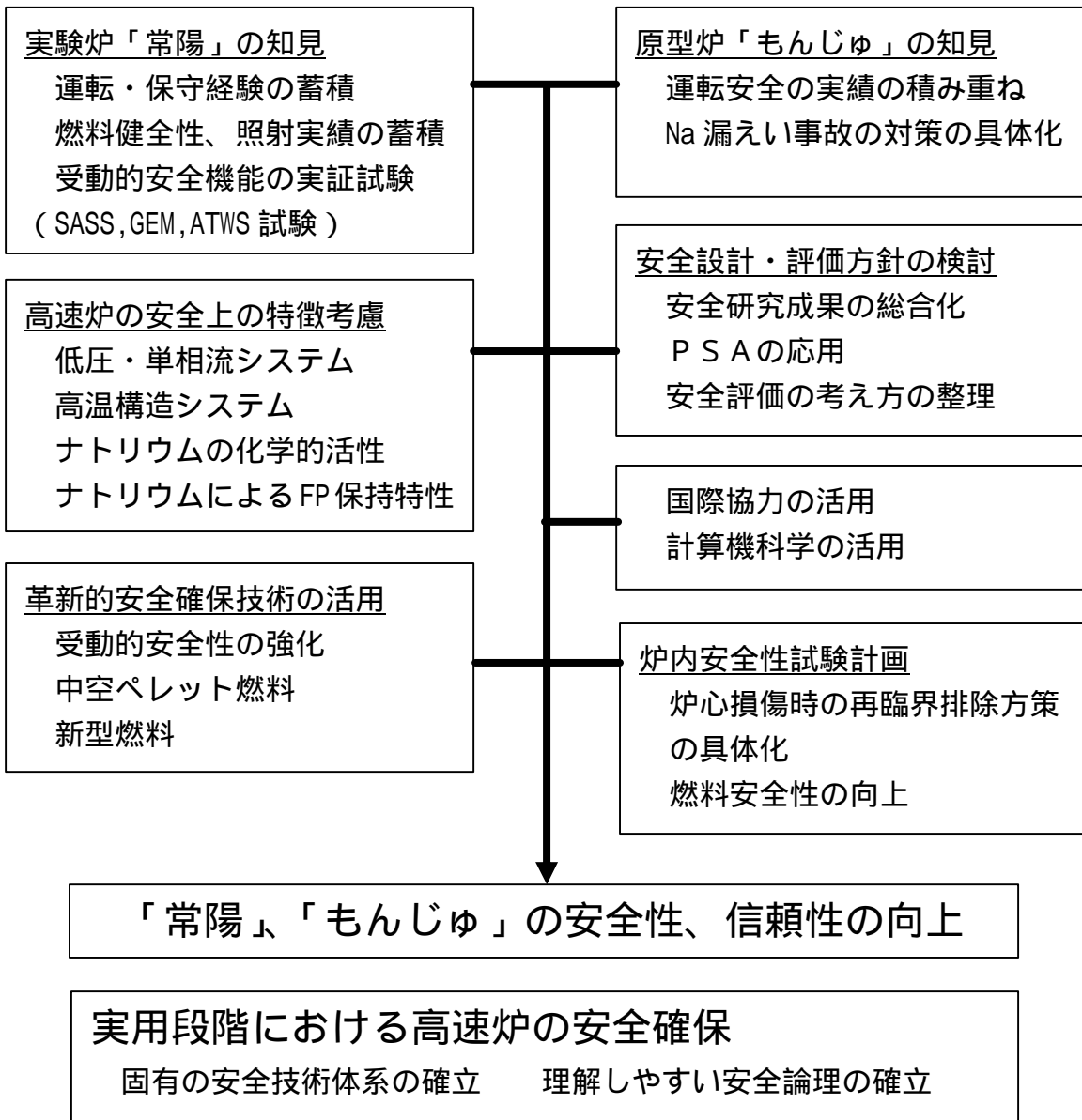
2 . 動力炉分野の安全研究の目的と課題

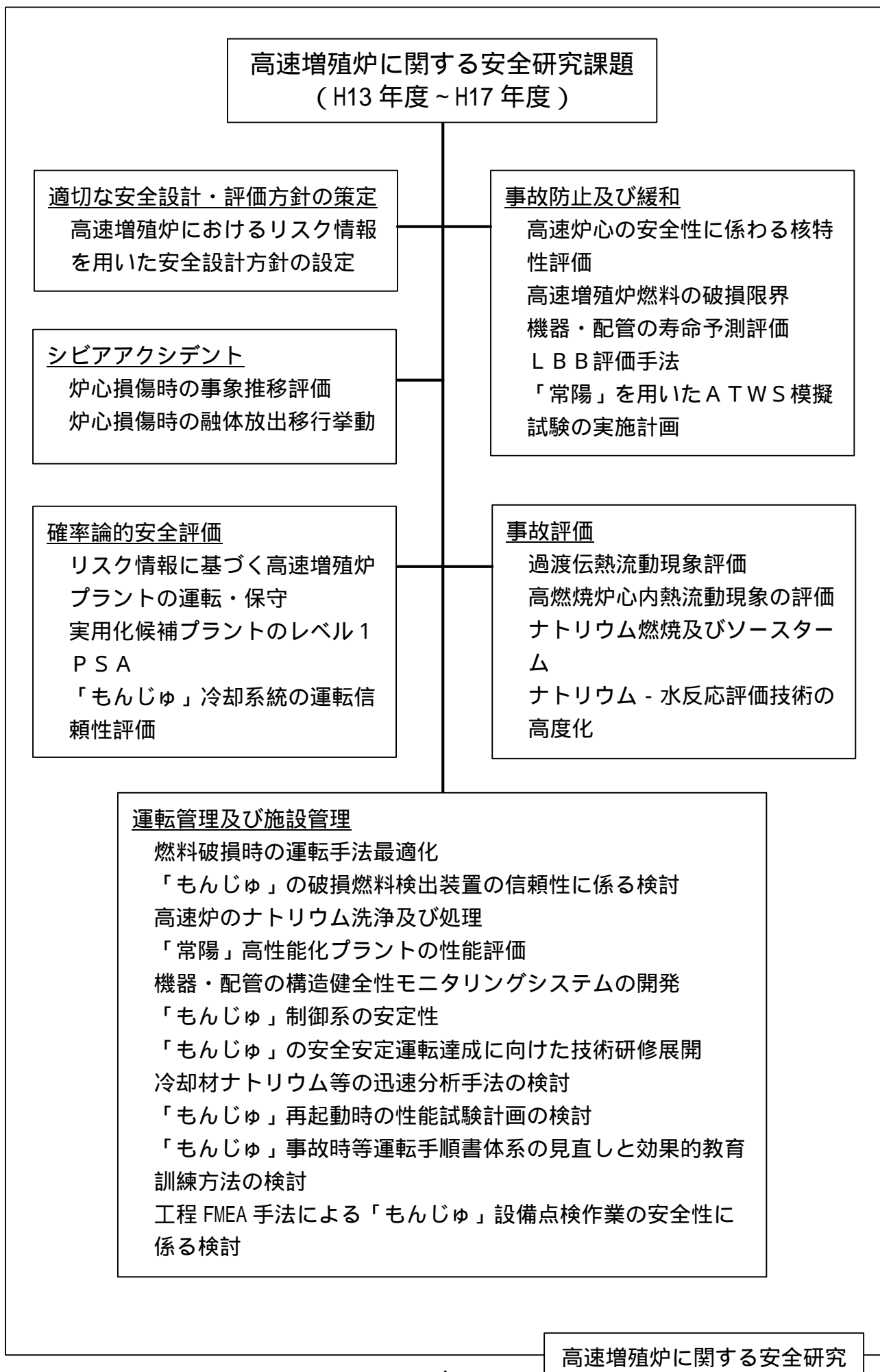
高速増殖炉に関する安全研究

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





3 . 安全研究成果調査票（平成16年度）リスト （動力炉分野）

安全研究成果調査票（平成15年度）リスト （動力炉分野）

〔高速増殖炉：20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）適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究	
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	1
（2）事故防止及び緩和に関する研究	
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	9
2- 2 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究	21
2- 3 機器・配管の寿命予測評価に関する研究	27
2- 4 L B B 評価手法に関する研究	39
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	47
（3）事故評価に関する研究	
3- 1 過渡伝熱流動現象評価に関する研究	61
3- 2 高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究	73
3- 3 ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究	85
3- 4 ナトリウム - 水反応評価技術の高度化に関する研究	95
（4）シビアアクシデントに関する研究	
4- 1 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	107
4- 2 炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究	117
（5）運転管理及び施設管理に関する研究	
5- 1 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	127
5- 2 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討	139
5- 3 高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究	143
5- 4 「常陽」高性能化プラントの性能評価	149
5- 6 「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究	161

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	167
5- 8	冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討	171
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	185

〔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) 高速増殖炉に関する研究

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	189
1- 2	実用化候補プラントのレベル1 PSA に関する研究	199
1- 3	「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価	207

〔「ふげん」の廃止措置等：全2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	223
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	235

4 . 安全研究成果調査票（平成 1 6 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16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 (施設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 so on)】

[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 FAX: 029-267-1676

(Name) NIWA Hajime

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address, Phone and Fax) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393,

Tel: +81-29-267-4141, Fax: +81-29-267-1676

(E-mail) niwa@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 丹羽 元*1(にわ はじめ)、栗坂 健一*1(くりさか けんいち)

佐藤 一憲*2(さとう いっけん)、宮原 信哉*3(みやはら しんや)

[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

*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

*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

(Name) NIWA Hajime*1, KURISAKA Kennichi*1, SATO Ikken*2, MIYAKE Osamu*3

(Title of Function) *1FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology,

*2Nuclear System Safety research Group, Advanced Technology Division, *3Thermochemistry Safety Engineering Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] Establishment of a Rationalized Safety Assurance Logic Aiming at FBRs with Enhanced Social Acceptance (CEA)

[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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

- イ．安全要求レベルについては必要に応じて適宜見直しを行う。H17 年度に 2 次案を提示する。
- ロ．ハ．H16 年度は、炉心損傷事象に関わる安全確保の考え方、設計対応方針を検討し、関連する設備の安全設計の方針として整理する。同様に、Na 漏洩燃焼、Na-水反応についても検討を行う。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

ロ．各安全設備への要求条件の整理

(1) 事象カテゴリの検討

従来、設計基準事象を超える事象として「設計基準外事象 (Beyond Design Basis Event)」と称されてきた事象のカテゴリに対して、諸外国の動向を調査した結果を反映し、「設計対応を拡張して考慮する条件範囲」との意味合いで、「設計拡張条件 (DEC: Design Extended Condition)」と称することを提案した。^(1, 2, 3, 4)このような提案を行う背景は、IAEA による深層防護の定義において、その第 3 レベルまでがいわゆる設計基準事象に対応しているところ、設計基準をこえるシビアアクシデント状態に対するアクシデントマネジメント策についても深層防護の第 4 レベルとして設計において特別な設計設備により適切に考慮されることとしていることに対応している（図 1 参照）。従来、「運転時の異常な過渡」や「事故」を超える事象については「設計基準外事象」と称され、もって「設計において考慮する必要のない事象」と受け取られることがあった。しかしながら実際にはそのような事象カテゴリに対してもアクシデントマネジメントとしての何らかの設計を含む対応を考慮していた訳であるから、この用語を使用することにより用語上の矛盾を是正し誤解を避けることができる。なお、新しい用語としても従来と比較して実用上の差異はない。

当該事象のカテゴリは「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」においてはいわゆる(5)項事象として位置づけられ、安全審査において念のために評価されてきた。当該カテゴリの事象に対する将来の安全審査における位置付けについては、運転経験が蓄積され、また確率論的安全評価の実績やアクシデントマネジメントの検討を積み重ねることにより、軽水炉におけると同等の取り扱い方に収束していくものと考えられる。

(2) サイト外緊急時対応を不要とするための安全設計要求

「緊急時対応計画が必要であるということは即ち、特に周辺公衆にとって、原子炉の安全性には弱点があると解釈される」(参考資料 1)。したがって、緊急時対応計画を不要とすることができれば、原子力施設の受容性を高めることができると考えられる。このため欧州型軽水炉 EPR では避難不要概念とすることを目的として、表 1 に示す設計対応を採用した。しかしながらこのような対応によっても避難を要するような事象の発生確率がゼロであると主張している訳ではなく、従来よりも広い(確率的に小さい)範囲まで考慮した設計対応により、その範囲では避難を考慮する必要は実質的にはない、としている。

また、Generation-IV (参考資料 2) や INPRO (参考資料 3) の安全性の目標においても、サイト外緊急時対応を排除することが掲げられている。

したがって実用化を目指す高速増殖炉においてはサイト外緊急時対応を不要とできるような安全設計の

考え方が要求されているものと理解できる。

他方、我が国を含む多くの国において、サイト外の緊急時対応計画を用意することが法令のレベルで定められている。したがってここでは、公衆の安全確保のための資源の効率的な使用との観点で、深層防護の第4レベルと第5レベルとを効率的に組み合わせることを目的とし、法令等に基づいて既に緊急時対応計画が策定されていることを前提として、実質的にサイト外緊急時対応を不要とするための現実的な安全設計要求を下記のように検討した。^(2, 3, 4) なお、この検討は未だ予備的な段階にあるため、今後の議論を通して改善を図っていくものとする。

緊急時の避難を実質的に不要とするために、放射性物質の大規模放出に至る恐れのある事象に対して、その発生頻度は十分に小さく抑制した上で、大規模放出までの十分な時間余裕を確保し、さらに事象の進展を確実に抑制・終息させ大規模放出を回避する方策を用意する。このため、以下の2つの要求を掲げる（図2を参照）

要求1

想定事象に対して秩序ある避難を保證できるように、避難の完了に要する時間（注1）よりも大規模放出発生までの時間余裕（猶予時間）を長くすること。

ただし、事象発生後ただちに（注2）事故の原因とは関係しない方法で確実に実施できるAM策が異常時運転手順として定められている場合には、その効果は猶予時間の評価に際して期待してよい。

要求2

要求1に加えて、避難判断のタイムリミット（猶予時間 - 避難所要時間）までに大規模放出の発生を回避するのに有効なAM策を確実に（注3）実施でき、その効果を確認できること。

（注1）秩序ある避難の完了に要する時間：緊急時体制立ち上げ所要時間 + 避難所要時間（様々な条件に依存するが、概ね以下のように推定している。（体制立ち上げ1～3時間） + （避難6 ± 3 = 3～9時間） = 4～12時間）

（注2）事象発生後ただちに：例えば事業者から第一報が発信されるまでに（15～30分）。これは、事象発生情報が避難判断を下す意志決定者に伝えられた時点で有効なAM策が採られていないことが分かれば、たとえその後短時間のうちに有効なAM策が採られる可能性があることを意志決定者が知っていても、その結果を待たずに、AM策が講じられていないプラント条件での大規模放出猶予時間と避難所要時間との比較に基づいて避難実施の判断を下す可能性があるため。

（注3）確実に：例えば99%以上の信頼度で。

実質的には要求2の成立のみが「避難はしなくて済む」ことの必要条件である。しかし「避難判断のタイムリミット、すなわち、猶予時間 - 避難所要時間が正の値である（あるいは猶予時間 > 避難所要時間）」であることが要求2の必要条件となっているので、これを明示的に要求1とし、かつパニック的避難の発生を回避して秩序ある避難を保證する意味で、緊急時体制立ち上げ時間を加えることとした。

要求1に示した「事象発生後ただちに実施できるAM策」によって事象が終息に向かう場合には、要求2は同時に満たされる。

上記の要求は結局のところ、運転員の操作に期待できないような短時間で急速に進展する事象に対してはプラント固有の耐性による終息・大規模放出回避を要求している。また、運転員が対応する時間余裕のある事象に対しては、プラント固有の耐性で時間余裕を確保しておき、続いて有効かつ確実なAM策によって大規模放出の発生が回避できればよいとの要求である。

公衆の立場から見ると、上記の要求1は避難による自己防衛の手段を採る時間余裕があることを意味し、かつ要求2は、避難発令を回避できるような確実な事故終息の手段を設置者が用意することを求めている。

Gen-IVの緊急時対応不要を掲げる安全性の目標は、技術的安全に加えて、公衆の安心感、信頼感を醸成する目的で設定されていると考えられる。したがってこの目標達成のためには、上述のような要求を明示し、設計や計画されたAM策が要求を充足していることを実証し、公衆に周知し、理解され、かつそのような状態を維持することが重要である。

八．安全上の重要事象に対する要求

上で検討した避難不要概念への要求を、安全上の重要事象を念頭に置きつつ大型ナトリウム炉の安全設

計に適用する場合の方針を検討した。

実用化を目指す大型炉の設計では、深層防護の第3レベルまでに対応する設計基準事故を考慮しても格納容器への大きな負荷を伴う事象がないため、格納容器については簡素化（気密性を確保しつつコンパクト化を追求）される方向である。したがって、この簡素な格納容器設計概念を念頭に置いた適用方針とする必要がある。

炉心損傷あるいは大規模放出に至りうる事象は、ATWS（異常な過渡変化時の炉停止系不作動）、PLOHS（炉停止後の崩壊熱除去機能喪失）、LORL（炉停止後の冷却材循環に必要な冷却材液位喪失）の3種類に大別される。それぞれについての適用方針を以下に示す。

（1）PLOHS：代替冷却手段の確保

実用化を目指す大型炉は出力が増大する一方で炉容器サイズをコンパクト化するために1次系ナトリウムインベントリは出力に正比例して増加しないため、PLOHS発生時のバウンダリ破損までの時間余裕は短くなる方向にあり、その場合、秩序ある避難を行うのに要する時間（4～12時間と推定）に不足する可能性がある。したがって、極めて早い段階で有効な事故管理策が講じられることが必須となる。猶予時間が短くなることを考慮すると、そのような代替冷却方策は、事故の原因となった機器・システムとは関係しない方法であることが必要である。（短時間で復旧に期待することは難しい。ちなみにレベル1 PSA で用いられる機器の復旧時間は過去の保守データに基づいて、電気部品で6Hr、機械部品で40Hr、空気冷却器のベン・ダンパは10Hrなどと設定している。）

（2）ATWS：原子炉容器内での自己終息性の確保

一般には分のオーダーで炉心損傷に至るために運転員の操作に期待することは難しい。もし厳しい再臨界による機械的エネルギー発生によって床上へのナトリウムの噴出・燃焼が生じれば、簡素な格納容器では短時間のうちに破損に至る可能性があるため、避難のための時間余裕が小さくなる。したがって、まずSASS（自己作動型炉停止装置）により炉心損傷への進展防止を図る。ただしSASSの非信頼度は0.1程度に留まるので、炉心損傷に至った場合を考慮し、再臨界回避方策（炉心ボイド反応度制限と熔融燃料流出経路確保）によって格納容器の早期破損シーケンスを排除する。加えて、炉容器メルトスルーを排除するためにコアキャッチャーによって炉内終息を図る。

（3）LORL（炉容器液位喪失）：2重管構造の採用

LORLに至るような大量のNaの漏洩を想定すると、簡素な格納容器では短時間のうちに破損に至る可能性がある。従って、二重管の採用により、たとえナトリウムの漏洩が秩序ある避難に要する時間（4～12時間）の間にわたって継続しても、格納容器破損が生じないレベルに漏洩率を抑制する。加えて、早期に減圧やサイフォンブレイク等のAM策を講じられる設計とする必要がある。

以上の検討から、大型の高速増殖炉における簡素な格納容器設計を念頭に置きつつ実質的に避難不要とするためには、深層防護の第4レベルを強化するために以下の設備が必要であると考えられる。各々について研究開発の現状も併せて記載する。

- SASS：既の実証炉計画の中で検討され、現在実験炉「常陽」にて炉内試験を実施中である。
- 再臨界回避方策：具体的方策が提案されており、EAGLE計画にて有効性を確認中。
- コアキャッチャー：既に設計提案が為されているが、有効性については今後の課題。
- Na漏洩量を制限できる二重管：既に設計提案されており、実用化に際しての問題はない。
- LORL対策である減圧・サイフォンブレイク等のAM用の設備：具体化に際しての問題はない。
- PLOHS対策である代替冷却方策：いくつかの提案はあるものの、具体的な対策は今後の課題。
- 気密性のある格納容器：既に設計提案されており、実用化に際しての問題はない。

以上のような検討によって、安全上の重要事象である再臨界事象やNa漏洩燃焼事象を含めて、これらの影響を閉じ込めることにより実質的に避難が不要となる安全設計方針の大枠を示すことができた。今後、実際のプラント概念に対してこれらの要求の具体化を行う場合には、対象として考慮すべき炉心損傷事象の範囲や対応策の選定に際して確率論的安全評価やアクシデントマネジメント策の有効性も評価しつつ合理的な方策を選定することが重要である。

参考資料

- 1 . 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.
- 2 . Generation IV International Forum, "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy

Systems,” GIF-002-00. Dec. 2002.

3. IAEA, “Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel cycles, Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO),” IAEA-TECDOC-1434, Dec. 2004.

【研究の達成状況（平成16年度）】

□. 国際動向を反映して設計基準外事象を設計拡張事象と呼称することとし、考え方を整理したこと、また、国際的な目標とされている避難不要概念につき、実質的に避難を不要とするための安全設計への要求を提案することができ、目標を達成できた。

ハ. 上述の実質的に避難を不要とする概念への要求を安全上の重要な事象を含む事故カテゴリについて具体化するための安全設計方針の大枠を示すことができ、目標を達成できた。

（今後の予定）

イ. 安全要求レベルについては必要に応じて適宜見直しを行い、H17年度に2次案を提示する。

□、ハ. 高速増殖炉に特有な安全上の重要事象に係わる安全確保の考え方、設計対応の方針、関連する設備の安全設計方針案の整理を行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

将来の高速増殖炉の安全設計審査指針を検討する際の基礎となる。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

(1) 久保重信、丹羽 元、島川佳郎、「高速炉サイクルシステムの安全設計評価(1)－Na 冷却炉の安全設計評価－」日本原子力学会「2005年春の年会」E26、(2005年)

（発表予定）

(2) 久保重信、栗坂健一、山野秀将、丹羽 元、「FBRサイクルの安全性総合評価－平成16年度報告－」JNC報告書

(3) S. Kubo, K. Kurisaka, H. Niwa and Y. Shimakawa, Status of Conceptual Safety Design Study of JSFR: Japanese Sodium-cooled Fast Reactor, Global 2005, Tsukuba, Japan, October 9-13, 2005.

(4) H. Niwa, K. Kurisaka, S. Kubo and Y. Shimakawa, Safety Design of JSFR: Japanese Sodium-cooled Fast Reactor, Nuclear Eng. Design.

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[民間の研究の現状と動向]

高速増殖炉の安全設計・評価に関する研究はない。

（参考文献）

[海外の研究の現状と動向]

Generation-IV 活動において Na 冷却高速炉を含む各炉概念（ガス冷却炉、重金属冷却炉、超臨界水冷却炉等）に対する共通的な安全設計方針が検討される計画があるが、実際の活動は H17 年 2 月に開始されたばかりであり、成果はまだない。

韓国 KAERI において 600MWe の金属燃料 Na 冷却高速炉 KALIMER-600 の設計が進められており、受動安全性を強化した安全設計方針を採用している。⁽¹⁾

（参考文献）

1. Dohee Hahn, et. al., Conceptual Design of Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600, 2005 ANS Annual Meeting, San Diego, California, USA, June 5-9, 2005.

【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]

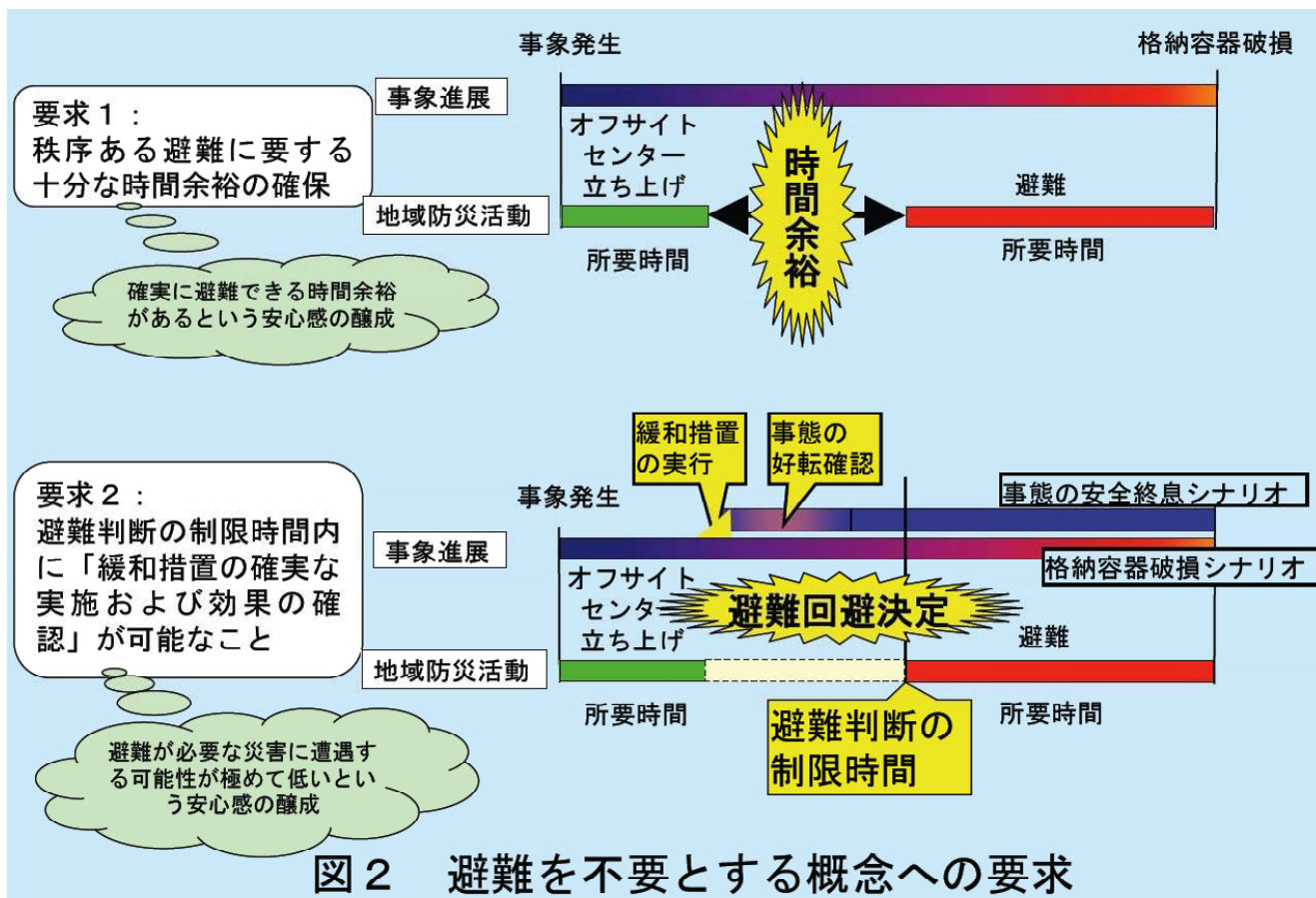
【自由評価欄】

表 1 EPR における避難不要への対応

- ・ 炉心損傷発生頻度を 10^{-6} / 炉・年 程度に低減
 - ・ 高圧シーケンスによる格納容器早期破損については除熱、減圧、炉停止、電源供給の信頼度を高めることにより防止能力を強化
 - ・ 低圧シーケンスからの炉心損傷についてはアニュラス + 高効率フィルターによって影響緩和機能を強化
- 以上のように決定論的に設定した条件に対して格納機能を確保することによって、炉心損傷時にも敷地外住民の被ばく線量を避難が必要とされるレベル以下に抑制する。

戦略	事故の発生防止			事故の影響緩和	
事象	通常運転	予期される 運転時の異常	設計基準及び複雑 な運転上の事象	設計基準を 超えたシビア アクシデント	シビアアク シデント後 の状況
深層防護 のレベル	レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5
制御	通常運転活動		設計基準内の 事故の制御	アクシデント マネジメント	
手順書	通常時運転手順書		緊急時運転 手順書	緊急時運転手順書に おける極限的部分	
対応 手段	通常運転 システム		工学的安全設備	特別の 設計設備	サイト外 緊急時 対応
障壁の 条件	燃料設計での 許容限界内で定め られる領域	燃料 破損	重大な 燃料損傷	燃料 溶融	制御さ れない 燃料溶融

図1 深層防護の概略 (IAEA/INSAG-12より。一部省略)



安全研究成果調査票（平成 16 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 (施設 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 FAX:029-267-1676

(Name) Ishikawa Makoto

(Title of Function) Reactor Physics Research Group, System engineering division,
0-arai engineering center

(Address, Phone and Fax) 4002, Narita-cho, 0-arai-machi, Higashi-Ibaraki-Gun, Ibaraki,
311-1393 Japan, Tel:+81-29-267-4141 Fax:+81-29-267-1676

(E-mail) ishikawa@oec.jnc.go.jp

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

[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,
0-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,
0-arai engineering center

【研究期間】

平成 13 年度 ~ 平成 17 年度

【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

ホ．フランス・CEA の臨界実験装置 MASURCA

へ．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。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が、そのような炉心では Na ボイド反応度、ドップラ係数等、炉心安全性に関わる炉心特性が非安全側に变化する場合があります、評価精度も課題である。

近年、サイクル機構において実用化戦略調査研究が実施され、将来の実用化炉心の概念が検討されている。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。

【当初の達成目標（平成 16 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
 - ・ BFS 臨界実験の解析評価を専門誌に公刊する。
 - ・ Np を装荷した臨界実験の解析を実施する。
 - ・ 「常陽」燃料照射後試験及びマイナーアクチニド (MA) 照射試験の解析を行う。
- ロ．実機に対する核特性予測精度の評価
 - ・ BN-600 ハイブリッド炉心の核特性予測精度を評価し、国際会議に報告する。
 - ・ 代表的な実機炉心について核特性予測精度を評価する。
- ハ．解析システムの高度化
 - ・ 共分散データ処理コード ERRORJ を公開し、その概要を国際会議で報告する。
 - ・ 燃焼感度解析コードの再構築を行う。

【研究実施内容及び成果（平成 16 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) BFS 臨界実験解析⁽¹⁻³⁾

BFS-62 体系 (BFS-62-1 ~ BFS-62-4) の解析⁽¹⁾では、ウラン燃料炉心についての高速炉核特性解析システムの適用性確認を行うとともに、超微細群格子計算により Na ボイド反応度の評価精度が向上することを示した。なお、ブランケットを反射体に置換した体系の反射体領域における核分裂率分布は過大評価傾向となることを指摘している。

BFS 臨界実験解析を通して得られた我国の核データライブラリ JENDL-3.3 の課題について議論した⁽²⁾。JENDL-3.3 を使用することにより、JUPITER 実験解析など Pu を主燃料とする炉心では JENDL-3.2 の場合に比べて C/E 値 (解析値と実験値の比) の改善が図られている。一方、²³⁵U の寄与が大きい炉心、とりわけ BFS 臨界実験では臨界性とボイド反応度で C/E 値の 1 からのずれが著しく増大するとともに、炉心間の C/E 値のばらつきも拡大している (図 1, 2)。ずれの増大は ²³⁵U 捕獲反応断面積の改訂に起因している。

BFS-62 体系 (BFS-62-1 ~ BFS-62-4) の解析に引き続き、BN-600 フル MOX 炉心を想定した BFS-62-5 及び 66-1 体系の解析を実施した⁽³⁾。臨界性など主な核特性についてこれまでの BFS-62 体系の場合と同程度の C/E 値が得られることを確認した。Na ボイド反応度については、BFS-62 体系と比

べて、ボイド領域の燃料構成がウラン中心からプルトニウム中心になっている点、プレナム領域が設けられている点（BFS-66-1 体系）が異なり、ボイド反応度のメカニズムも大きく異なっているが、同程度の C/E 値が得られた。核分裂反応率比については、F28/F25（U238 の核分裂率 / U235 の核分裂率）が約 10% 過小評価する結果となった。BFS-62 体系の場合とは検出器の大きさや位置が異なっており、その反映方法が課題と考えられる。

(2) Np を装荷した臨界実験の解析^(4, 5)

将来の高速炉燃料サイクルとして、Pu とともに Np などの MA 核種も炉心に装荷して、MA の環境への蓄積を抑えかつ資源として活用する低除染燃料炉心の採用が有力視されている。しかしこれまで、我が国がデータを所有する高速炉臨界実験には、大量の MA 核種を装荷したものはなく、その解析精度が確認されていなかったため、ロシア IPPE 研究所から NpO₂ ペレットを約 10 kg 炉心に装荷した臨界実験データを新たに入手し解析を実施した。対象とした臨界実験体系は、大型高速炉の標準的な Pu 富化度（約 19 wt%）を持つが ²⁴⁰Pu の割合が約 5% の BFS-67 炉心、Pu の効率的燃焼などを目的とした高 Pu 富化度燃料（約 40 wt%）を用いた BFS-69 炉心、及び、²⁴⁰Pu の割合を実機で用いる原子炉級 Pu 燃料に近づけた BFS-66 炉心（Pu 富化度約 13 wt%、²⁴⁰Pu の割合約 10%）の計 3 シリーズである。これら実験・解析結果を炉心解析に反映した結果を総合的に評価した。結論として、今回の実験データは Np 核データ精度や Np 装荷炉心核特性評価精度を大きく変えるものではなかったが、Np の装荷により炉心解析精度が悪化しないことの確認とともに若干の精度改善もみられ有用であった。

(3) 「常陽」炉心燃料照射後試験データ解析⁽⁶⁾

高速実験炉「常陽」MK-I で照射された炉心燃料の組成変化に関する照射後試験データを最新の核データライブラリを用いて解析し、燃焼解析手法や核データの検証への適用の観点から再評価した。主要な核種の原子個数変化率について解析値と実験値の差異は、測定値の誤差（フィッティング誤差 1%）の 2 倍以内に収まっている。一方、JENDL-3.2 から JENDL-3.3 に変更することによる解析結果の変化（ライブラリ効果）が ²³⁶U、²⁴¹Pu では測定誤差と同程度（約 5%）現れており、本 PIE データを今後、核データの検証に利用できる可能性があることを示した。

続いて、「常陽」MK-II のドライバ燃料の照射後試験データ解析へ移行し、第 0 サイクルから第 15 サイクルまでのドライバ燃料集合体 8 体について解析を実施した。原子個数変化率の C/E 値については、軸中心では ²³⁵U が 1.06、²³⁸U が 0.95、²³⁹Pu が 1.02 と一致度が比較的良く、さらにライブラリ効果も 0~2% と小さいことを確認した。また、ライブラリ効果の炉心位置依存性も小さかった。一方で ²³⁸Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu については、実験値、計算値ともに大きなばらつきを生じており、さらなる検討を必要とする。

(4) 「常陽」マイナーアクチニド（MA）照射試験解析⁽⁷⁻¹⁰⁾

高速炉サイクルシステムのための燃焼計算方法の開発とマイナーアクチニド（MA）核データの検証を目的として、高速実験炉「常陽」において照射された MA サンプル（²³⁷Np、²⁴¹Am、²⁴³Am、²⁴⁴Cm）の核種組成解析を進めている。平成 16 年度は、²⁴³Am サンプル（試料番号 77、78）及び ²⁴⁴Cm サンプル（試料番号 86）の予備解析を行った。主な結論は次のとおりである：

- 核種組成比 ^{242m}Am/²⁴¹Am の解析結果より、²⁴¹Am 捕獲反応の核異性体比（²⁴¹Am の中性子捕獲により生ずる ²⁴²Am は準安定な励起状態（^{242m}Am）と基底状態（^{242g}Am）に分岐する。ここでは核異性体比を ^{242g}Am / (^{242m}Am + ^{242g}Am) と定義している。）が高速中性子スペクトルにおいて約 0.85 であることが示された。これにより、それぞれ約 0.8、約 0.7 を与える ENDF/B-VI 及び JENDL-3.3 に納められたデータについて見直しが必要である。

- 核種組成比 ²⁴⁵Cm/²⁴⁴Cm 及び ²⁴⁶Cm/²⁴⁵Cm の解析結果（表 1）より、ENDF/B-VI の ²⁴⁴Cm 捕獲反応断面積及び JENDL-3.3 の ²⁴⁵Cm 捕獲反応断面積が過大評価となっている可能性が示された。

□ 実機に対する核特性予測精度の評価

(1) BN-600 ハイブリッド炉心の設計精度評価^(11, 12)

BFS 臨界実験解析結果を用いて、BN-600 ハイブリッド炉心の核設計パラメータの予測精度を高速炉核特性解析システムによって評価した。評価は、基本炉定数 JFS-3-J3.2R (JFS) のみを使用した場合、基本炉定数による解析結果を類似炉心の C/E 値でバイアスした場合、本研究で整備したデータベースを反映して調整した炉定数（統合炉定数: ADJ）を用いた場合で BFS 臨界実験解析結果を反映する場合としない場合の 4 種類について実施した。予測精度向上に対して炉定数調整手法が有効であること、BFS-62 実験データが精度向上に貢献することを確認した。今後我が国の高速

炉研究に対しても BFS データを有効に活用できると考えられる。

(2) F/S 炉心の設計精度評価

FBR 実用化戦略調査研究への反映として、Na 冷却金属燃料中型炉（高出口温度対応）の出力分布に関する設計精度評価（**図 3**）軸ブランケット削除型燃料集合体および内部ダクト設置型燃料集合体の非均質効果の評価、内部ダクト設置型燃料集合体の集合体内出力分布の評価、LLFP 核変換率に対する詳細計算補正因子の評価、最新の MA 核データ共分散を用いた MA 核データに起因する核特性の不確かさ評価を行った。

八．解析システムの高度化

(1) 高速炉炉心解析における非等方性の取扱い^(13-14, 2)

中性子散乱の非等方性は高速炉解析では熱中性子炉ほど重要ではないが、鉄やウランでは 100 keV 以上において P_1 成分の寄与が P_0 成分に対して 10%程度存在するため、スペクトルの硬い小型炉や散乱の寄与の大きい反射体領域では、解析上詳細に扱う必要がある。また、断面積が共鳴構造を有するため、実効断面積作成時に非等方性を考慮することが重要となる。

臨界実験解析等で使用している現手法では、散乱の非等方性を拡散輸送近似によって考慮している。拡散輸送近似の適用性は JUPITER 臨界実験等により確認されている。一方、小型で反射体を有する「常陽」MK-III 炉心の場合は適用性に課題があると考えられるが、現手法でも MVP 計算値や実験値と比べ良好な結果が得られており、特に問題視されていなかった。そこで、より正確な P_n 整合近似を用いた場合と比較し、高次散乱成分の影響の有無を定量的に分析することにした。超微細群格子計算コード SLAROM-UF に非等方散乱評価機能を追加して分析に用いた。

「常陽」MK-III 及び「もんじゅ」について、高次散乱の扱いによる臨界性の変化を解析した結果を **図 4** に示す。図中で左から右に行くほど詳細度が高い手法が使用されている。まず、「もんじゅ」の結果であるが、手法によらず MVP による参照解と 0.1%以内で一致しており、現行手法で問題のないことが確認できる。次に「常陽」MK-III であるが、70 群炉心計算レベルでは最も詳細な結果（右から 2 つ目）が -1.0%と最も参照解とずれる結果となった。本計算では格子計算を領域毎に行っており、反射体と炉心の境界付近の中性子束を適切に扱えていないことが差異の原因と考えられる。このことは炉心計算の群数を詳細にすると差異が低減することからも確認できる。現行手法では種々の近似の影響が相殺することにより、最も詳細なケース（炉心計算 220 群）と同等の結果が得られていた。

(2) 共分散処理コード ERRORJ の公開^(15, 16)

共分散処理コード ERRORJ は核データに含まれる共分散データから群断面積の誤差データを計算するコードであり、これまで本研究でのみ使用されてきた。最新の核データの共分散データを処理できる唯一のコードであり、OECD/NEA などの所定のサイトに公開するように国内外から要望されていた。ERRORJ を公開できるレベルに改修するとともに、マニュアルを整備し、OECD/NEA、RISCC に公開した。また、米国ロスアラモス国立研究所の専門家を交えてさらなる高度化に取り組んだ。

(3) 新燃焼感度解析システム PSAGEP の開発⁽¹⁷⁻¹⁹⁾

実機燃焼データの活用のためには燃焼感度解析が必要である。燃焼感度解析を行うコードとして SAGEP-BURN が既に整備されていたが、燃焼感度理論の複雑さとシステム上の制限から、ユーザーへの負担が大きく解析作業が極めて非効率的であるという問題があった。また、システムの巨大化により機能の拡張が難しくなっているため、今後の機能拡張のために整理・統合が必要であった。しかし、各計算機能を単純に統合するだけでは不十分である。なぜなら、解析対象によっては計算ステップが変わることに対応したり物理的意味を分析するためには、計算ステップを分解する必要もあるからである。そこで、各計算ステップは部品として保持したまま、必要に応じて部品を組み立てたり分解したりできるように、オブジェクト指向とスクリプト言語の技術を利用して、SAGEP-BURN のシステム化を実施した。オブジェクト指向スクリプト言語 Python を用い、制御層と計算層からなる既存システムの二階層制御モデル（**図 5**）について検討し、その成果をもとに、新燃焼感度解析システム PSAGEP (Python-wrapped SAGEP-burn) を実装した。

【研究の達成状況（平成 16 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

- ・ BFS 臨界実験の解析評価を専門誌に公刊する。（達成）

- ・ Np 装荷した臨界実験の解析を実施する。(達成)
- ・ 「常陽」燃料照射後試験及びマイナーアクチニド (MA) 照射試験の解析を行う。(達成)
- . 実機に対する核特性予測精度の評価
 - ・ BN-600 ハイブリッド炉心の核特性予測精度を評価し、国際会議に報告する。(達成)
 - ・ 代表的な実機炉心について核特性予測精度を評価する。(達成)
- ハ . 解析システムの高度化
 - ・ 共分散データ処理コード ERRORJ を公開し、その概要を国際会議で報告する。(達成)
 - ・ 燃焼感度解析コードの再構築を行う。(達成)

(今後の予定)

- 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
 - ・ 評価・整備したデータを国際機関に公開する。
 - ・ もんじゅ性能試験についてデータ整備を行う。
 - ・ 「常陽」燃料照射後試験及びマイナーアクチニド (MA) 照射試験のデータ整備をまとめる。
 - ・ 整備したデータベースを反映して新しい炉定数を作成する。
- . 実機に対する核特性予測精度の評価
 - ・ 代表的な実機炉心について核特性予測精度を評価する。
 - ・ 新しい炉定数の導入による精度向上効果を定量的に把握する。
- ハ . 解析システムの高度化
 - ・ 新燃焼感度解析システム PSAGEP を公開する。
 - ・ オブジェクト指向技術を適用した次世代実機燃焼核特性解析システムの開発に着手し、システムの基本設計を決定する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

- 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
 - 整備したデータベースは最新の核データ JENDL-3.3 の妥当性評価や解析システムの検証に活用している。また、データベースを反映して平成 13 年度に作成した統合炉定数は実用化戦略研究で基本ツールとして採用されており、炉心安全性評価に必要な反応度係数等の評価に使用されている。現在整備中のデータベースは、実機設計用に向けてより信頼性の高い炉定数作成に活用する計画である。
- . 実機に対する核特性予測精度の評価
 - 実機に対する核特性予測精度については、実用化戦略研究の設計誤差の評価に活用されている。炉心安全性に配慮した軸ブランケット削除型燃料集合体や内部ダクト設置型燃料集合体の設計にも成果が活用されている。また、核データの精度向上目標を外部機関に提供しており、今後の核データ整備計画策定に成果が活用される見込みである。
- ハ . 解析システムの高度化
 - 開発整備した解析システムは必要に応じて見直しを図っている。平成 15 年度に公開した SLAROM-UF、平成 16 年度に公開した ERRORJ は要請を受け、大学、メーカー、国際機関等に提供している。オブジェクト指向とスクリプト言語の技術を利用した新燃焼感度解析システム PSAGEP も多くのユーザーに活用されることが期待される。

【研究成果の発表状況 (平成 16 年度)】

- (1) T. Hazama, A. Shono, K. Sugino: "Verification of a Nuclear Analysis System for Fast Reactors using BFS-62 Critical Experiment", J. Nucl. Sci. Technol. 41[12] 1145, (2004).
- (2) 羽様平, "GEN-IV や実用化戦略研究などに関連する高速炉炉物理の最近の話題", 日本原子力学会 2005 年春の年会, 東海大学, 核データ・炉物理特別会合 (2005).
- (3) 岩井武彦, 羽様平, 庄野彰: "BFS 臨界実験解析 - BFS-62-5 及び 66-1 炉心の解析 -", JNC 公開報告書 (公刊予定).
- (4) 石川眞, 羽様平, 庄野彰, 佐藤若英, "BFS 臨界実験解析() ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析 (その 3: 高次化 Pu 炉心)", 日本原子力学会 2004 年秋の大会, 京都大学, B28 (2004).
- (5) 石川眞, 羽様平, 庄野彰, 佐藤若英, "BFS 臨界実験解析() ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析 (その 4: 総合評価)", 日本原子力学会 2005 年春の年会, 東海大学, G3 (2005).
- (6) 横山賢治, 神智之, "常陽 MK-I 炉心燃料組成の照射後試験データ解析", 日本原子力学会 2004 年

- 秋の大会, 京都大学, B27 (2004).
- (7) 大木繁夫, “高速実験炉「常陽」を用いたサンプル照射試験による MA 核データの検証 (1)”, 日本原子力学会 2004 年秋の大会, 京都大学, B26 (2004).
- (8) S. Ohki: “Validation of MA Nuclear Data by Sample Irradiation Experiments with the Fast Reactor JOYO”, Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Santa Fe, USA, Sept. 26 - Oct. 1, 2004.
- (9) 大木繁夫: “高速実験炉「常陽」を用いたサンプル照射試験による MA 核データの検証 (2) - ^{243}Am サンプル(資料番号 77, 78)及び ^{244}Cm サンプル(資料番号 86)の予備解析”, JNC TN9400 2004-069, 2005 年 1 月.
- (10) 大木繁夫: “高速実験炉「常陽」を用いたサンプル照射試験による MA 核データの検証 (2)”, 日本原子力学会 2005 年春の年会, 東海大学, G11 (2005).
- (11) A. Shono, T. Hazama, M. Ishikawa, G. Manturov: “Reduction of Cross-Section-Induced Errors of the BN-600 Hybrid Core Nuclear Parameters by Using BFS-62 Critical Experiment Data”, Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA, April 25-29, 2004.
- (12) G. Manturov, T. Ivanova, Y. Khomyakov, M. Semenov, A. Seryegin, A. Tsiboulya, T. Hazama: “Uncertainty Analysis Results on BN-600 Hybrid Core Nuclear Physics Characteristics”, Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA, April 25-29, 2004.
- (13) 千葉豪: “高速炉炉心解析における中性子非等方散乱と実効断面積の中性子束角度依存性の取扱いの臨界性への効果”, 日本原子力学会和文論文誌, 3[2], 200 (2004).
- (14) 千葉豪: “鉄に感度を有する高速炉炉心の臨界性解析”, 日本原子力学会和文論文誌, 4[1], 66 (2005).
- (15) G. Chiba: “ERRORJ - Covariance Processing Code System Version 2.2”, JNC TN9520 2004-003, July, 2004.
- (16) G. Chiba: “Revision and Application of Covariance Data Processing Code, ERRORJ”, Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Santa Fe, USA, Sept. 26 - Oct. 1, 2004.
- (17) 巽雅洋, 兵頭秀昭: “燃焼感度解析コードのシステム化整備()”, JNC TJ9410 2004-002, 2005 年 2 月.
- (18) 横山賢治, 石川眞, 巽雅洋, 兵頭秀昭: “高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発 (3) - 新燃焼感度解析システム PSAGEP の概要と基本設計 - ”, 日本原子力学会 2005 年春の年会, 東海大学, G32 (2005).
- (19) 巽雅洋, 兵頭秀昭, 横山賢治, 石川眞: “高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発 (4) - 新燃焼感度解析システム PSAGEP の設計と実装 - ”, 日本原子力学会 2005 年春の年会, 東海大学, G33 (2005).
- (20) 横山賢治, 細貝広視, 千葉豪, 笠原直人, 石川眞: “工学系モデルリング言語としての次世代解析システムの開発() - プロトタイプ作成による検討(その 2) - ”, JNC TN9400 2004-022, 2004 年 4 月.
- (21) 大川内靖, 大木繁夫, 若林利男, 山口憲司, 山脇道夫: “弥生炉を用いた ^{241}Am , ^{243}Am 核分裂断面積の測定”, JNC TY9400 2004-004, 2004 年 5 月.
- (22) T. Hazama, J. Tommasi: “Re-Evaluation of SEFOR Doppler Experiments and Analyses with JNC and ERANOS systems,” Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA, April 25-29, 2004.
- (23) 大木繁夫, 高嶋秀樹, 若林利男, 山口憲司, 山脇道夫: “弥生炉を用いた ^{237}Np 核分裂断面積の測定”, JNC TY9400 2004-005, 2004 年 5 月.
- (24) M. Ishikawa: “Recent Application of Nuclear Data to Fast Reactor Core Analysis and Design in Japan”, Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Santa Fe, USA, Sept. 26 - Oct. 1, 2004.
- (25) 千葉豪: “工学系モデルリング言語としての次世代解析システムの開発 (IV) - 境界要素法に基づく中性子拡散ソルバーの開発 - ”, JNC TN9400 2004-055, 2004 年 10 月.
- (26) S. Ohki, T. Jin: “Dependence of Fast Reactor Fuel Burnup Characteristics on Nuclear Data Libraries”, J. Nucl. Sci. Technol. 42[4] 390, (2005).
- (27) 神智之, 大木繁夫: “LLFP 核変換率に対する補正因子の評価”, JNC 公開報告書(公刊予定).

【国内外の研究動向(平成 16 年度)】

[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 β_{eff} の測定値をもとに、 ^{235}U , ^{238}U , ^{239}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 β_{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]。その他、燃料ピンの温度分布を背景断面積に反映させる Dancoff 係数法について検討している[4]。
4. 核燃料サイクル開発機構：高速実験炉「常陽」で照射した MOX 燃料の放射化学分析により ^{241}Am 中性子捕獲反応の核異性体比の推定がなされ、5 つの分析試料の平均値として 0.866 が報告されている[5]。これは本研究の MA サンプル照射試験解析結果とも整合している。

(参考文献)

- [1] H. 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}U , ^{238}U and ^{239}Pu in JENDL-3.2 Using Benchmark Experiments on Effective Delayed Neutron Fraction β_{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, 神戸商船大学, G64, 2002 年 3 月.
- [4] H. Matsumoto, et al.: "Spatially and Temperature Dependent Dancoff Method for LWR Lattice Physics Code", Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA, April 25-29, 2004.
- [5] M. Osaka, et al.: "An experimental investigation of accumulation and transmutation behavior of americium in the MOX fuel irradiated in a fast reactor", Annals of Nuclear Energy, 32, 635 (2005).

[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]。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。ERANOS システムは、使用契約を CEA と締結したことにより平成 15 年度にサイクル機構でも使用できるようになっており、比較検証用として利用できる。
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平成 11~14 年の 4 ヶ年計画で実施した[5]。平成 13~15 年には同じく共同研究として Np-237 を装荷した炉心の臨界実験解析を実施した。
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。

反射体と燃料が隣接している炉心での、反射体実効断面積作成手法に関する検討報告である[7]。反射体の断面積縮約に用いる重みスペクトルをマクロセルモデルで計算し、境界近傍のメッシュをある程度細かくし、P1 断面積を定義どおりカレントで縮約している。反射体については核分裂反応率の過大評価についてロシア IPPE が実験的検討を継続しているが、ANL の関係者も関心を抱いている。

4. IAEA: BN-600 に MOX 燃料を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た。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[8],[9]。

(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] G. Alberti , G. Palmiotti, et al., “ Methodologies for Treatment of Spectral Effects at Core-Reflector Interfaces in Fast Neutron Systems ” ,Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA (April 2004) .
- [8] 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) .
- [9] Y. I. Kim , R. Hill, et al., “ BN-600 FULL MOX CORE BENCHMARK ANALYSIS ” ,Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR2004), Chicago, USA (April 2004) .

【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

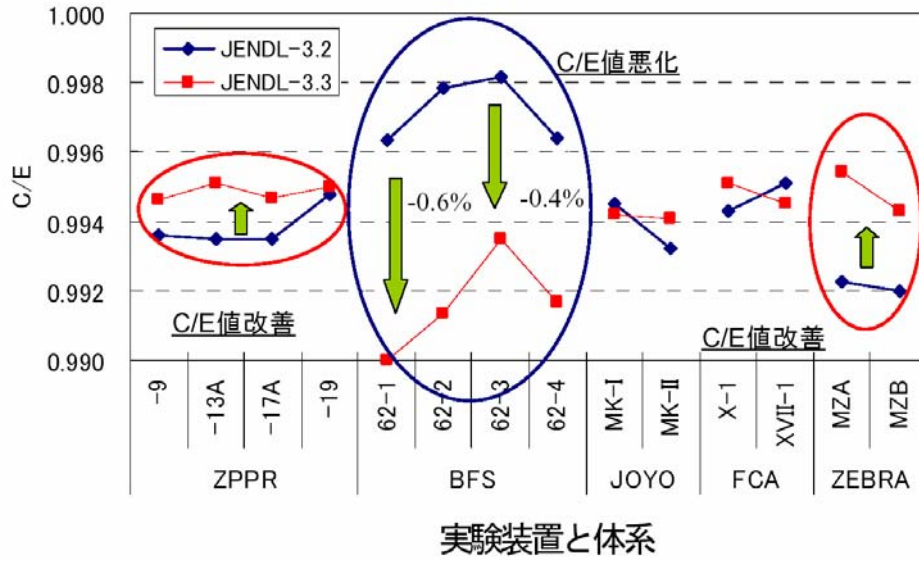


図1 主要実験体系における臨界性のC/E値

BFS-62-1 : BN-600 模擬体系
 BFS-62-2 : BFS-62-1 で 径ブランケットの一部を反射体で置換
 BFS-62-3A : BFS-62-4 で 径ブランケットの一部を反射体で置換
 BFS-62-4 : BFS-62-1 で 周辺ウラン燃料を Pu で置換

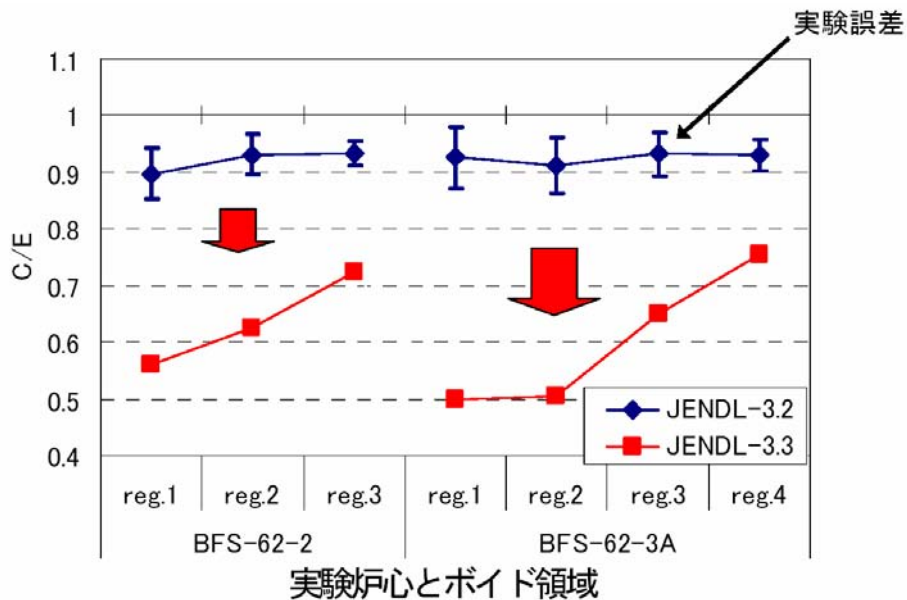


図2 BFS臨界実験におけるボイド反応度のC/E値
 (反応度は炉心中心から径方向外側に向けて段階的にボイド領域を拡げて評価した領域積分値)

表 1 Cm 同位体の照射後組成比に対する C/E 値
 (「常陽」MA サンプル照射試験解析)

着目する照射 後組成比	MAサンプル	C/E値				測定 誤差 (1σ)
		JENDL- 3.2	JENDL- 3.3	ENDF/B -VI.5	JEF-2.2	
$^{245}\text{Cm}/^{244}\text{Cm}$	^{243}Am (3列目中心)	1.18	1.22	1.46	0.99	<1%
	^{244}Cm (3列目中心)	1.10	1.11	1.28	0.98	1%
$^{246}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$	^{243}Am (3列目中心)	0.89	1.33	0.77	0.79	3%

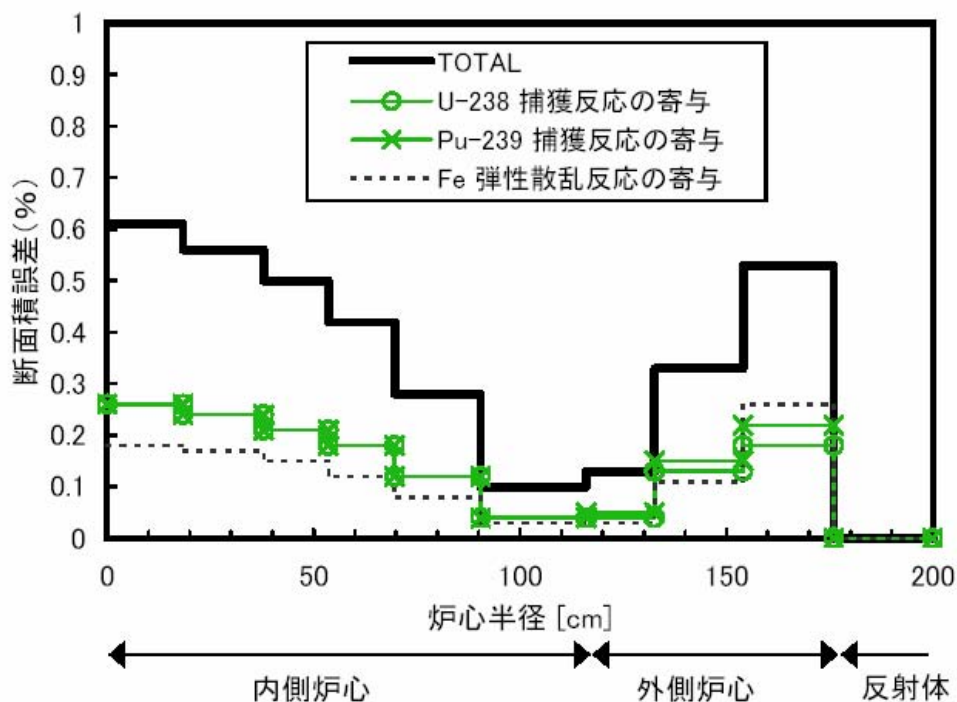


図 3 Na 冷却金属燃料高出口温度型炉心の ^{239}Pu 核分裂分布に対する
 断面積誤差の評価例

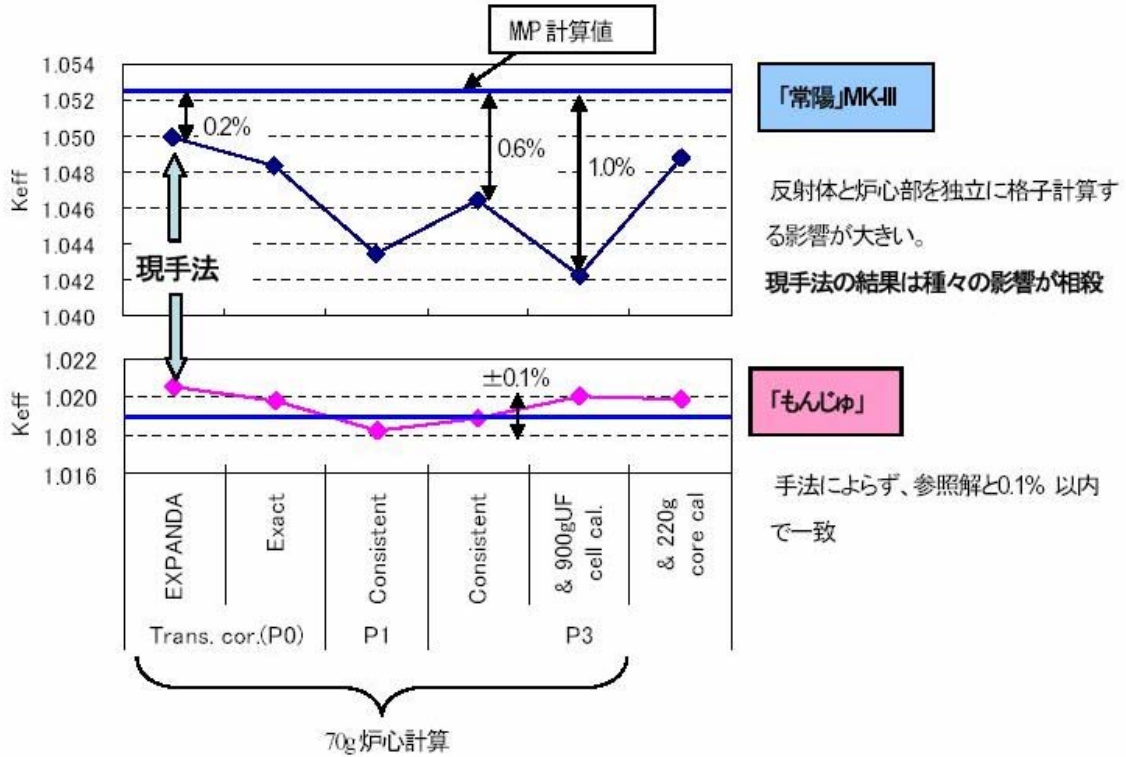


図 4 高次散乱の扱いによる k_{eff} の変化

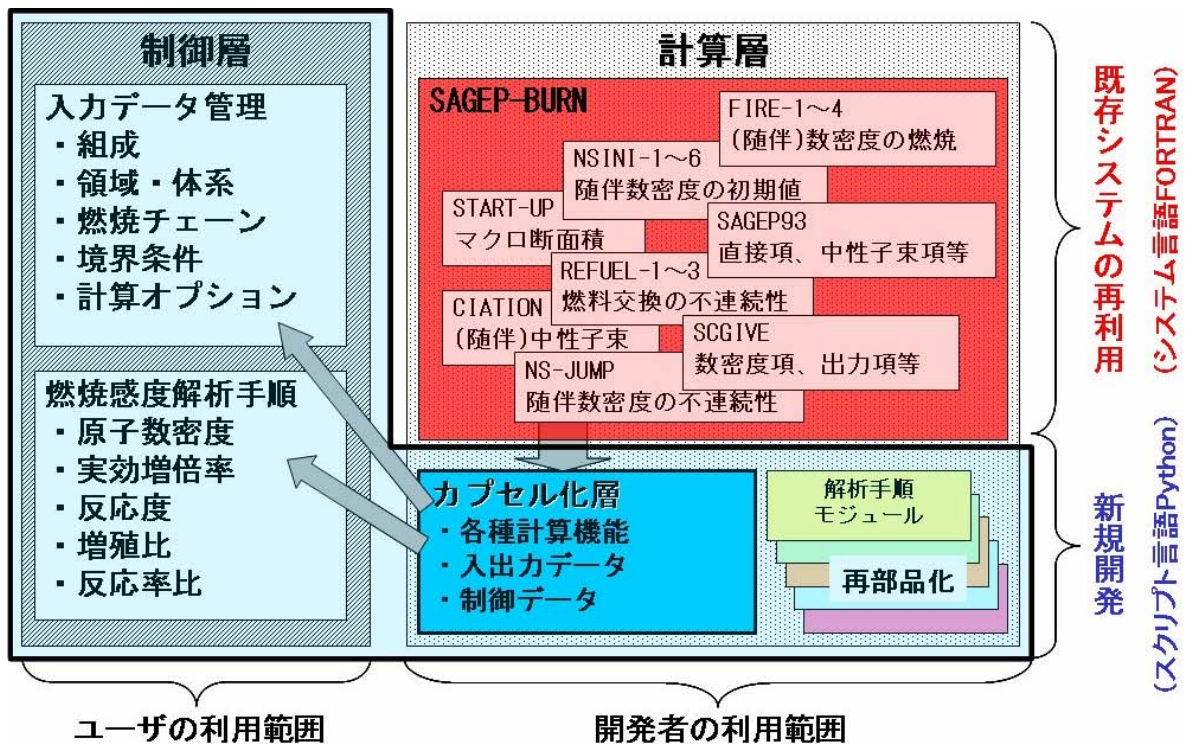


図 5 新燃焼感度解析システムの基本構成

安全研究成果調査票（平成16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（施設 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 so on)】

[氏名] 鵜飼 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.、要素技術開発部リスク評価研究 Gr.

[連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002、電話：029-267-4141 FAX：029-267-1676

(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, Phone and Fax) 4002, Narita-Cho, O-Arai-Machi, Higashi-Ibaraki-Gun Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel:+81-29-267-4141 Fax:+81-29-267-1676

(E-mail) uki@oec.jnc.go.jp, sato@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 上羽 智之、深野 義隆(うわば ともゆき、ふかの よしたか)

[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.、要素技術開発部リスク評価研究 Gr.

(Name) Tomoyuki UWABA, Yoshitaka FUKANO

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

【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] EBR- 過渡過出力試験(米国 ANL)、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

[委託研究名(実施機関)] なし

【使用主要施設】

照射炉：高速実験炉「常陽」、高速実験炉 BOR60(露国)、高速中性子照射炉 FFTF(米国)、高速実験炉 EBR-(米国)、炉内安全性試験炉 CABRI(仏国)

照射後試験施設：JNC-FMF、MMF、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、燃料設計と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。本研究では、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。

[研究目的] 定常条件下およ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．定常および除熱能力低下型条件での破損限界

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、強度と延性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、急速加熱バーストの試験データを拡充し、既存データを合わせて評価することにより、除熱能力低下型（流量減少）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-II 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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

イ．定常およ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健全性判断基準の合理化案を検討する（設計応力制限値、LOF 時の許容設計限界の合理化手法検討）
- ・ODS 鋼、フェライト鋼について被覆管強度試験を継続する。

ロ．過出力条件下での破損限界

- ・既存炉内試験データに基づく過渡時燃料挙動モデルを検証する。
- ・より一層の高燃焼度条件での破損限界の解明に向け、新たな炉内試験計画について検討する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ．定常および除熱能力低下型条件での破損限界

FP ガス内圧負荷に対する燃料要素の破損限界は、燃料被覆管の短時間強度とクリーブ破断強度によって支配される。短時間強度による応力制限について、高速炉の燃料要素設計では、ガス内圧による被覆管周応力が以下に示す短時間応力制限値 (S_m) を超えない範囲で対応が行われている。

$$S_m = \min(0.75S_y, 0.5S_u) \quad (1)$$

ここで、 S_y と S_u は、それぞれ炉内の環境効果を考慮した設計降伏応力と設計引張強さであり、これらに設計係数を乗じた値の小さい方を S_m と定義している。これらの係数は過剰に保守側に設定されているため、クリーブ破断強度よりも S_m が燃料要素仕様の決定因子となっており、「もんじゅ」炉心燃料の高燃焼度化や先進燃料材料を用いる高性能燃料の設計では、この設計係数を大きくすることによる適正化の効果が大きいと考えられる。このような背景から、照射実績のあるオーステナイト鋼の PNC316 被覆管の燃料要素について、炉内過出力 (TOP: $T_{\text{ransient}} Q_{\text{ver}} P_{\text{ower}}$) 試験と被覆管の短時間強度特性の評価を行い、 S_m の設計係数の適正化について検討した [1]。 S_m は過大な変形と破損を防止するために、加わる応力を制限するものであるが、取替え品である燃料ピンは使用期間中に破損が生じないことが重要であり、材料が十分な延性を有しており、生じた変形が歪み制限値を満足していれば健全性を確保できると考えられる。このようなことから、本研究では、破損防止の観点から S_m の適正化を検討した。

EBR-II の TOP 試験では、未破損燃料要素の多くに塑性変形まで生じた例がある。この TOP 試験を行った未破損の PNC316 燃料要素について TOP 試験中の応力を評価し、照射済被覆管の短時間強度 (0.2%耐力、引張強さ) と比較した。次に、被覆管の短時間強度 (引張試験強度) について信頼性評価 (強度データの分布評価) を実施し、 S_m の設計係数と破損確率 (引張強さの発生確率) の関係性を評価した。また、燃料要素破損防止の観点から、原子炉寿命期間 (60 年を想定) に使用される燃料要素の総本数 (100 万本) から許容破損確率を 10^{-7} と設定し、この値を破損確率が超えないように設計係数の適正化を検討した。

TOP 試験評価の結果、過出力試験末期のガス圧による被覆管周応力は、 S_m を超え引張強さに近いレベルになった (図 1)。また、TOP 試験で生じた燃料要素の外径歪みは一樣伸びより大きく評価されたが、外径歪みが一樣伸びを超えても被覆管の延性が確保されていたため破損に至らなかったと考えられる。以上の結果から、式 (1) の S_m が過剰な保守性を有していることを確認した。

S_m の設計係数の検討では、図 2, 3 に示すように、「もんじゅ」で想定される温度 (~ 675) の範囲で S_m の設計係数を変化させ、破損確率が許容値以下となる設計係数の範囲を評価した。また、照射の影響により耐力と引張強さが近づくように加工硬化特性が変化する場合を考慮し、上述の設計係数の範囲内で S_m が引張強さに対して十分な余裕を確保できるように、適正化を検討した結果、式 (1) の S_y と S_u に対する

設計係数をそれぞれ 0.75、1.0、0.5、0.7 まで大きくすることが可能と評価された。図 4 は、PNC316 の照射済被覆管を用いて、LOF 事象を模擬した急速加熱バースト試験を行った結果と S_m を比較したものである。この図から、適正化した S_m は急速加熱バースト試験における破裂温度に対して十分な余裕があることが確認できる。「常陽」や FFTF における PNC316 の照射実績では、照射量 100dpa 程度まで短時間強度と延性の著しい低下は生じないことから、この実績の範囲で S_m の適正化が可能と考えられる。

□．過出力条件下での破損限界

既存炉内試験データに基づく過渡時燃料挙動モデルの検証の一環として、CABRI-RAFT (1996～2002 年) 計画におけるランプ型過出力試験の結果のまとめを行った[2]。また、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準備を進めた。これは「もんじゅ」を高度化、高燃焼度化する上で重要となり、また、実用化戦略調査研究の検討においても有望な候補である MOX 燃料(高燃焼度燃料、ODS 被覆燃料)及び新型燃料を対象とした炉内過出力試験を中心とする安全性試験計画であり、平成 16 年度は、EBR-II や FFTF など国内に保存されている各種の照射済燃料の調査、試験候補燃料の妥当性を判断するための PIE、駆動炉心/試験燃料の核・熱特性評価手法の整備等を実施した。特に FFTF 照射燃料については各種の高燃焼度燃料が含まれ、将来の TREAT 試験において重要な意味を持つが、米国内事情に伴う廃棄処分の流れに抗してこれらの貴重な燃料ピンを保存するよう米国側に働きかけ、保存を図る決定を引き出した。

【研究の達成状況(平成 16 年度)】

イ．定常およ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については、炉内過出力試験における PNC316 製燃料要素の被覆管強度評価を実施し、強度の信頼性評価の考え方を適用して、燃料要素の短時間応力制限値の適正化を検討した。また、ODS フェライト鋼被覆管については、クリープ破断試験を実施し、照射試験用の材料強度基準に反映するとともに化学成分の最適化を検討した。これにより、所期の成果が得られた。

□．過出力条件下での破損限界

CABRI-RAFT 計画試験の総合評価を進め、過渡時燃料挙動評価モデルを検証した。さらに、TREAT 炉を用いた新型燃料の安全性試験実現に向け、ANL と共同で準備を実施し、その成果をまとめた。以上により、平成 16 年度に計画した所期の成果が得られた。

(今後の予定)

イ．定常および除熱能力低下型条件での破損限界

平成 17 年度には、BOR-60 における燃料要素照射試験による ODS フェライト鋼被覆管の照射後試験を実施し、内面腐食データと引張強度データを取得する。また、オーステナイト鋼、フェライトマルテンサイト鋼、ODS フェライト鋼の被覆管について加工硬化指数に及ぼす温度・照射量の影響評価を行い、燃料要素の破損限界について材料間で比較検討する。

□．過出力条件下での破損限界

CABRI-RAFT 計画試験の総合評価を完了するとともに、前 FAST 計画の試験と併せ、過出力条件下での破損挙動について論文にまとめる。また、TREAT 炉を用いた新型燃料の安全性試験実現に向け、平成 16 年度に引き続き ANL および INL と共同で準備を実施する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．定常およ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応力制限値について適正化した結果は、照射試験で安全性を確認することにより、炉心燃料の高燃焼度化に反映することができると考えられる。また、実用化炉心の材料候補であるフェライトマルテンサイト鋼、ODS フェライト鋼についても、今回用いた考え方を適用し、これらの材料の加工硬化特性をオーステナイト鋼の特性と比較することにより、被覆管応力制限値を検討することが可能である。

□．過出力条件下での破損限界

過出力条件下での燃料溶融挙動の評価モデル、中空燃料の FCMI 低減特性を反映したモデルについては、その妥当性が確認されることにより、今後の安全評価に反映できる。また、TREAT 炉を用いた新型燃料安全性試験の実現によって得られる試験成果は、より一層の高燃焼度条件での破損限界の解明、及び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（平成16年度）】

- [1]Tomoyuki Uwaba and Shigeharu Ukai, 「Study on short term stress limit in fast reactor fuel pin designs」, Nuclear Engineering and Design, 234(2004)51-59
- [2]Y. FUKANO and J. CHARPENEL, “ THE ADVENTITIOUS-PIN-FAILURE STUDY UNDER A SLOW POWER RAMP, ” ICONE12-49048, Virginia USA, April 2004

（発表予定）

【最近の国内外の研究動向】

[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]

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 及び INL では米国における Gen-IV 及び AFCI 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】

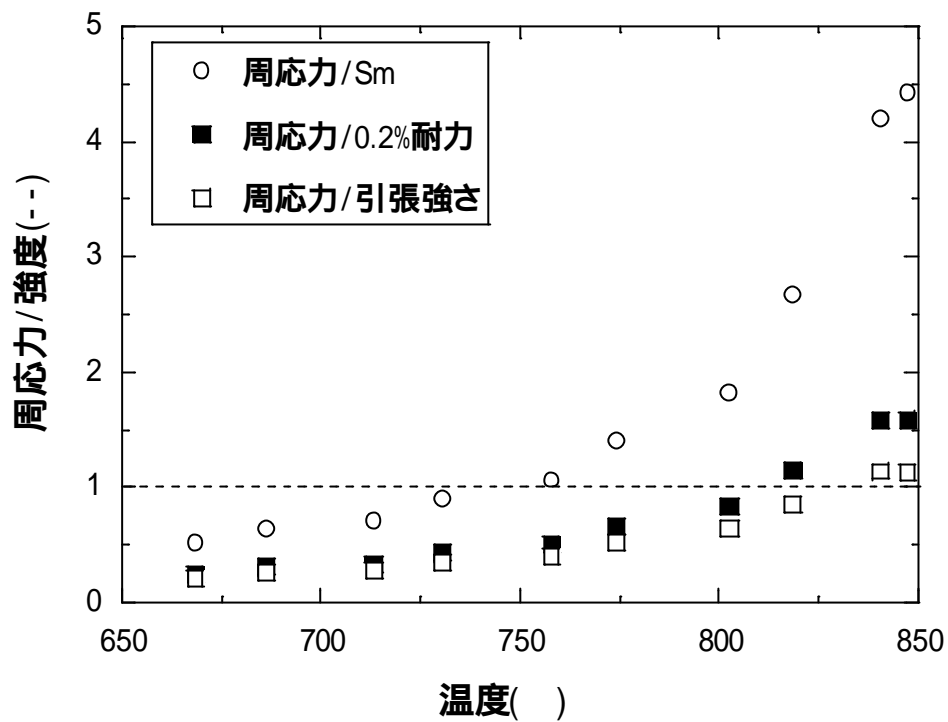


図1. PNC316 燃料要素の TOP 試験末期の周応力 / 強度比

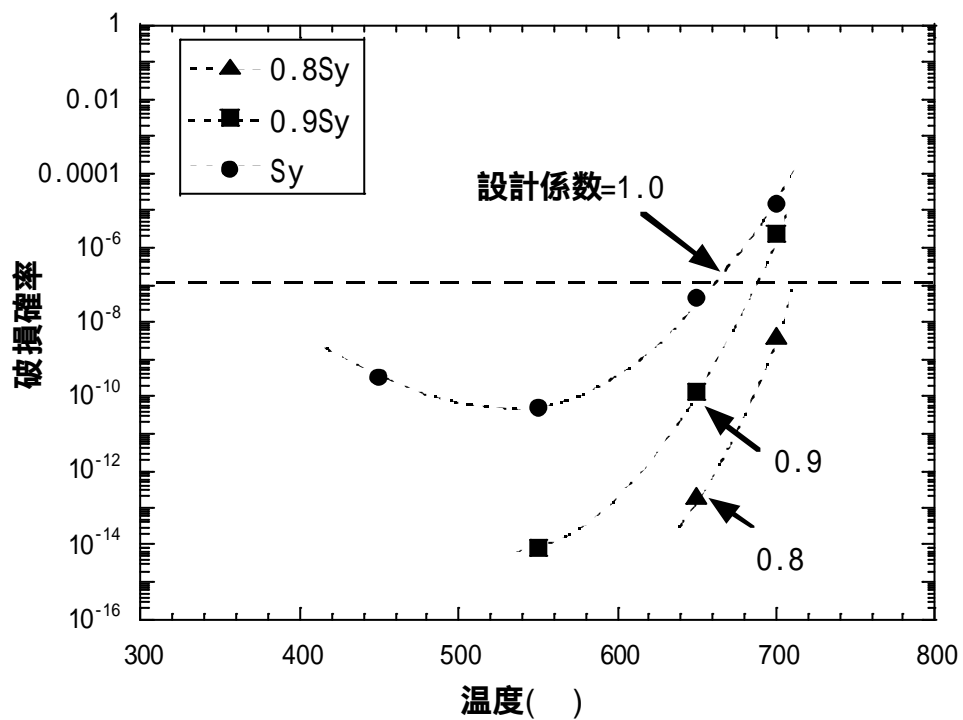


図2. 設計係数 × Sy の破損確率

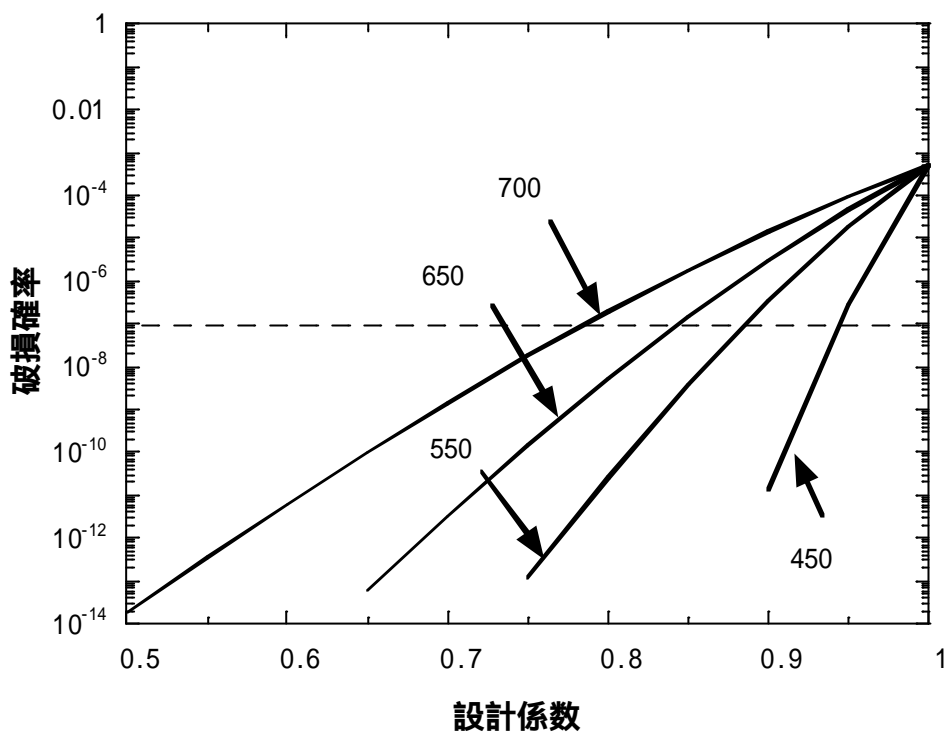


図 3. 設計係数 × Su の破損確率

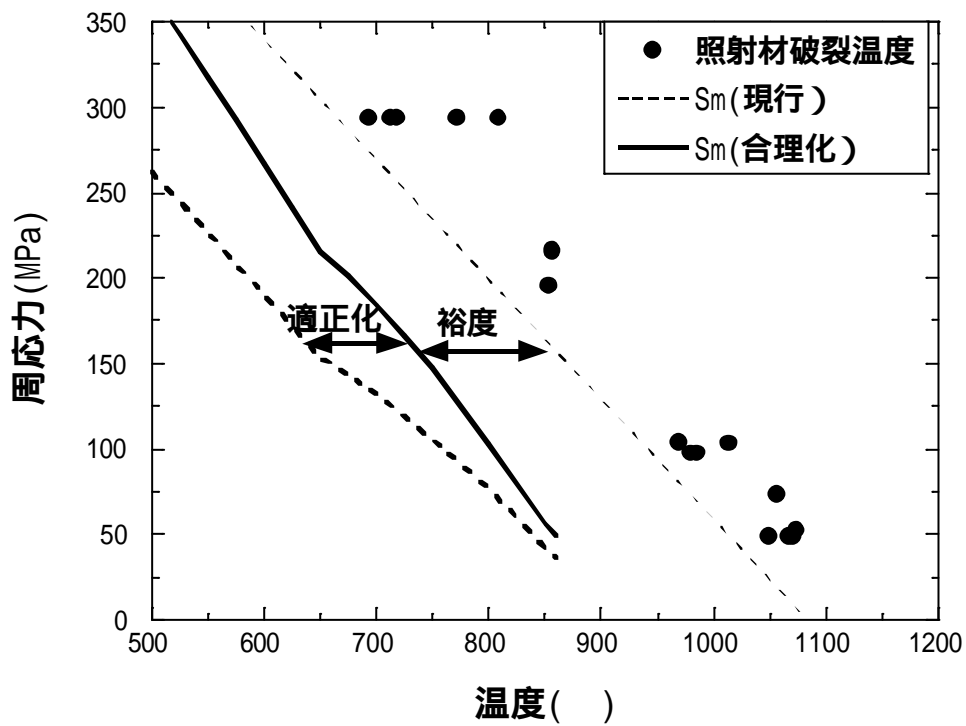


図 4. 急速加熱バースト試験結果と S_m の比較

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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, Tel. and Fax) 4002 Narita-cho O-arai Ibaraki 311-1393 Japan

Tel.+81-29-267-4141, Fax.+81-29-267-7584

(E-mail) aoto@oec.jnc.go.jp

【担当研究者名及び所属 (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

(Name) Tai ASAYAMA

(Title of Function) Structural Reliability Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

[氏名] 若井 隆純(わかい たかし)

[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

(Name) Takashi WAKAI

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

[氏名] 永江 勇二(ながえ ゆうじ)

[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

(Name) Yuji NAGAE

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

【研究期間】

平成13年度～平成17年度

【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)

マルチレベルモデリングによる微細組織変化を考慮した材料の磁気特性解析法の開発(東京大学)

照射環境における原子炉構造材料の劣化現象に関する研究(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】

- [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
- [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。

【当初の達成目標(平成16年度)】

イ．材料強度及び損傷組織データベースの整備・拡充

- ・ 長時間領域における材料強度特性データの取得及び損傷組織データの取得を継続する。

ロ．寿命予測・測定技術開発

- ・ 基本設計に従い高速増殖炉構造材料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。
- ・ 照射損傷を含めた高温損傷を対象に、オーステナイト系ステンレス鋼の非破壊損傷技術の検討を行う。

ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

- ・ 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、高速炉の特徴を反映した維持基準についての検討を行う。

【研究実施内容及び成果(平成16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(1, 2, 10)

改良9Cr-1Mo鋼及び2¼Cr-1Mo鋼について、10万時間を超えるクリープ試験(最大約17万時間)

を継続している。また、オーステナイト系ステンレス鋼について、 $10^7 \sim 10^8$ サイクル域のひずみ制御高サイクル疲労試験に着手した。

実機配管における現地溶接継手の健全性評価を目的として、フランスの「Phenix」2次系配管から採取した SUS304 - SUS304 経年化溶接継手及び SUS304 経年化材に SUS316L 新材を溶接した新旧材料溶接継手に対する走査型電子顕微鏡を用いた金属組織観察を実施した。その結果、経年化溶接継手の熱影響部 (Heat Affected Zone: HAZ) では、クロム、ニッケル及びケイ素に富む特異な析出物が見られた。詳細な分析による確認が必要と思われるが、一般に脆化を招くといわれている G 相である可能性がある (図 1)。なお、新旧材料溶接継手の経年化材側 HAZ では、このような析出物は見られなかった。

また、上記の経年化溶接継手及び新旧材料溶接継手に対する 550 における長時間クリーブ試験ならびに長時間熱時効処理を継続した。

さらに、高速実験炉「常陽」2次系配管から採取した経年化材 ($2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$ 鋼製) に新しい材料を溶接して新旧材料溶接継手を製作し、採取した経年化溶接継手とあわせて、溶接部近傍の金属組織観察を実施した。観察結果を図 2 に示す。溶接部に近く、溶接入熱の影響が大きいと考えられる HAZ 粗粒域における炭化物の析出状況を比較すると、経年化溶接継手 (図 2(a)) では粗大な炭化物が多く観察されたのに対し、新旧材料溶接継手経年化材側 (図 2(b)) の炭化物は微細であり、数も少ない。一方、溶接部から遠く、溶接入熱の影響が比較的小さいと考えられる HAZ 細粒域では、新旧材料溶接継手経年化材側 (図 2(d)) でも、経年化溶接継手 (図 2(c)) ほどではないが、かなり粗大な炭化物が多く残存していることが確認された。以上のことから、長時間の使用により析出した炭化物は、溶接部に近い HAZ 粗粒域では、溶接入熱により再固溶したが、溶接部から遠い HAZ 細粒域では再固溶せずに残存したと推測される。このことは、オーステナイト系ステンレス鋼新旧材料溶接継手の経年化材側 HAZ において溶接入熱による炭化物の再固溶が、HAZ 全域において見られたことと対比をなすものであり、 $2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$ 鋼溶接継手の場合は、現地溶接の後も経年化によって析出・粗大化した炭化物が残存する可能性があることを示唆しているといえる。

(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”) の損傷組織画像データベース機能 (“SMAT-i”) への損傷組織データの投入を継続実施した。平成 16 年度においては、SUS304 鋼と HCM12A 鋼 (12Cr 鋼) について数十本程度の材料強度試験片について、損傷組織データ等を整備した。

□. 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 (3, 4)

Cr 濃度欠乏による相変態の可能性を理論的に考察するため、フェイズフィールド法による Fe-Cr-Ni 系の相安定性を扱う方法論を開発した。本解析手法により Fe-Cr-Ni 系に対して、炭化物形成を加味した理論モデルを、フェイズ・フィールド法をベースに構築できることがわかった。

また、実際の材料組織を考慮したユニットセルモデル (物理的に平均化可能な空間) による金属組織レベルでの力学解析手法を提案した。硬質介在物である 相の力学的役割に注目し、ひずみ範囲制御下での繰返し弾塑性解析を行い、繰返し弾塑性変形に伴う、金属組織レベルでの応力状態の変化、塑性ひずみの累積挙動を記述した。その結果、相の周囲にひずみが集中する様子が計算された。さらに、金属組織観察を行った結果、相の周囲に磁性相の形成がみられたことから、磁性相形成とひずみ集中とが関連していることが示された。

(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 (5, 6, 7, 8, 9, 11, 12, 13)

高温疲労試験の中断試験を行い、疲労損傷の蓄積に伴う磁気変化について検討した。図 3 にサイクル数と磁束密度差分 (受入時との差) の最大値の関係を示す。いずれの条件に関してもサイクル数と磁束密度差分の最大値との間に非常に良い線形性が成り立っていることが明らかになった。

照射材料試験施設ホットセル内に遠隔操作型磁気測定装置を設置し、照射後試験片の測定が可能となった。図 4(a), (b) に、SUS304 鋼の受入材および照射後クリーブ試験片 (37.5dpa, 照射温度 537 °C, 照射時間 13394 時間, クリーブ試験温度 550 °C, クリーブ破断 562 時間) の破断部近傍における漏えい磁束密度分布を示す。図中、点線に囲まれた領域が試験片の存在する場所である。測定は、永久磁石を用いて約 0.2T の磁場により Z 軸方向に着磁した後、残留磁化状態で磁束密度の Z 成分について行った。試料表面-センサ間の距離は 1mm である。受入材に比べて、照射後クリーブ試験片では全体的に磁束密度が大きくなっていること、さらに破断部側で大きくなっていることが明らかになった。照

射後クリープに関しても、磁気的手法を用いた劣化診断を適用できる可能性があることが示された。

ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

実用高速炉の供用期間中検査要求を、軽水炉の考え方をそのまま踏襲して定めるのではなく、高速炉の特徴を活かした形で定めるために、米国等で実用化されているリスクインフォームドインスペクション (RI-ISI) の考え方を導入することとした。RI-ISI は、機器の破損可能性と破損した場合の影響度に応じて検査要求を定める考え方である。この考え方について、具体的な適用手法、適用に当たって必要となるデータベース等について調査を行った上で、実用炉のナトリウムバウンダリおよび炉心支持構造に対して定性的に試適用を行い検査要求の案を検討した。この結果、ナトリウムバウンダリについては、ガードベッセル及び二重構造を採用しており、バウンダリ破損が生じた場合でも炉心安全に影響するような冷却材の喪失に結びつく可能性は極めて低い上に、ナトリウム火災に結びつく可能性も極めて低いことから、供用期間中検査としては連続漏えい監視を基本とするシナリオを設定できることを示した。一方、炉心支持構造についても、腐食の可能性は考える必要がない上に、小規模破損であれば炉心安全に影響はないことから、き裂などのひび割れを検知するための検査は必要なく、大規模破損の防止の観点から大きな変形やゆがみを検知することを目的とする目視検査を行えば十分であるとするシナリオを設定できることを示した。

【研究の達成状況（平成 16 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に対する材料強度特性データの取得を継続した。また、オーステナイト系ステンレス鋼について、 $10^7 \sim 10^8$ サイクル域のひずみ制御高サイクル疲労試験を開始した。

実機から採取した経年化溶接継手と新旧材料溶接継手を対象に、光学顕微鏡及び走査型電子顕微鏡を用いた組織観察を行った。また、それらの継手に対する強度試験等を継続した。

(2) 損傷組織データベース構築及び損傷組織データ取得

FBR 構造材料データ処理システム (“ SMAT ”) の損傷組織画像データベース機能 (“ SMAT-i ”) への損傷組織データの入力を継続実施した。

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

フェイズフィールド法およびユニットセルモデルによる力学解析といった、高速増殖炉構造材料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

照射材の磁気変化を測定する装置を整備し、オーステナイト系ステンレス鋼を対象に照射後のクリープ損傷材や引張損傷材についての磁気法の非破壊損傷技術の検討を行った。また、非照射材においても、高温疲労やクリープ損傷材の磁気変化を測定し、磁気法の非破壊損傷技術の検討を進めた。

ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

実用高速炉維持基準の具体的構成の検討として、実用高速炉の維持基準に、リスク情報に基づく供用中検査 (RI-ISI) を導入するための条件を整理し、ナトリウムバウンダリと炉心支持構造を対象とした検査設定のシナリオ案を検討した。

以上により、当初の目標を達成することができた。

(今後の予定)

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及びその溶接継手に対する長時間領域における材料強度特性データ並びに損傷組織データの取得を継続する。

(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の損傷組織データの入力を継続する。

□．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

高温環境下のクリープ損傷あるいは疲労損傷による磁気特性変化モデルの提案を行い，マルチレベルシミュレーションによる磁気特性変化モデル開発を進める．

(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

クリープ疲労損傷材，照射損傷材の磁気特性変化について検討を行い，実用化への見通しを得る．また，実機適用検知素子の開発に着手する．

ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

RI-ISI の考え方に基づき，16 年度に示した検査要求設定シナリオについて，データなどに基づく具体的根拠の整備を進める．

【成果の利用実績及び活用見通し】

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材料強度特性データ並びに損傷組織データを拡充し，それらの結果を系統的に整理してデータベース化する．本データベースは，下記ロ．のシミュレーションプログラムの基礎情報として活用される．

ロ．寿命予測・測定技術開発

ミクロな組織変化からマクロな変形までを统一的にシミュレートするプログラムを開発し，上記イ．で整備するデータベースを活用することにより，材料経年化を予測する手法の整備に資する．

また，き裂発生前からの損傷蓄積に伴う材料特性（磁気等）の変化を非破壊で検出する技術を開発し，精度の向上を図ったうえで，実用化への見通し判断に資する．

ハ．高速増殖炉プラント維持基準の検討

高速炉の維持基準が具備すべき項目・内容の洗出しを行い，同基準の策定作業の方向性判断に資する．

【研究成果の発表状況（平成 16 年度）】

- (1) 小高，加藤，吉田，“ひずみ制御による高温超高サイクル疲労試験技術”，日本材料学会第 42 回高温強度シンポジウム（2004 年 12 月，IHI 横浜ゲストハウス）．
- (2) 若井，青砥，桐山，Martin，“現地補修溶接継手及び経年化溶接継手の健全性評価 (1)光学顕微鏡による組織観察と硬さ試験”，日本原子力学会 2004 年秋の大会，E25（2004 年 9 月，京都大）．
- (3) T. Aizawa, Y. Suwa and S. Muraishi, “Real microstructure modeling for stiffness and stress analyses of texture in cores” ISIJ-International. (2004).
- (4) Y. Suwa, T. Mukai and T. Aizawa, “Computational mechanics model of 2D-cellular solid in compression with consideration of microstructural development”, Proc. WCCM VI (2004).
- (5) Y.Nagae and K.Aoto, ”Magnetic property change in austenitic stainless steel subjected to damage at elevated temperature”, Acta metal. Sinica., Vol.17, No.4, (2004), 387.
- (6) 高屋，永江，日本原子力学会 2005 年春の大会（2005 年 3 月，東海大）．
- (7) 高屋，永江，日本 AEM 学会 MAGDA コンファレンス（2005 年 3 月，岐阜大）．
- (8) 永江，高屋，日本金属学会春期大会（2005 年 3 月，横浜国立大）．
- (9) S.Takaya, T.Nakagiri and T.Suzuki, “Magnetic Property Change of SUS304 Steel due to Fatigue at Elevated Temperature”, Proc.eNDE (2004).

（発表予定）

- (10) T.Wakai ,T.Onizawa ,M.Ando ,K.Aoto and L.Martin ,“Integrity assessment of aged and on-site welded joints in LMFR”, International conference on creep and fracture in high temperature components, design and life assessment issues (Sep./2005, London) .
- (11) 高屋，永江，星屋，青砥，” 環境助長劣化による SUS304 鋼の磁気特性変化”，日本 AEM 学会誌，Vol.13，No.2，(2005)。(掲載予定)
- (12) S.Takaya and Y.Nagae, “Nondestructive estimation of high-temperature fatigue of Type 304 stainless

steel by visualizing magnetic flux density”, 4th World Congress on Industrial Process Tomography (Sep./2005,Aizu).

- (13) Y.Nagae and S.Takaya, “Detection of metallurgical microstructure change at elevated temperature of austenitic stainless steels by magnetization”, 4th World Congress on Industrial Process Tomography (Sep./2005,Aizu).

【国内外の研究動向（平成 16 年度）】

[民間の研究の現状と動向]

国内の軽水炉においては、運転開始から 30 年を経過したプラントもあることから、高経年化対策の検討が行われている(1)。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(2,3)。このような状況の中、民間研究機関でも、基盤となる破壊・非破壊による経年化評価技術に関する研究開発が行われている。破壊的評価指標は、損傷の評価精度が高いことが長所といえるが、実機部材に試験片採取によるダメージを与えるという短所がある。他方、非破壊的評価指標は、実機部材に試験片採取によるダメージを与えることなく損傷を検出し、実機の余寿命を評価できるという長所がある。前者の短所を可能な限り限定的にする方策として、近年、微小試験片によるクリープ強度評価や靱性評価の方法が提案されている。小林らは、直径 8mm × 厚さ 0.5mm 程度の微小試験片を用いたスモールパンチ (SP) クリープ試験を提案している(4)。この方法は、直径 2.4mm 程度のアルミナ球を、不活性雰囲気中において一定荷重で前述の微小試験片に押し込み、球が試験片を貫通するまでの時間を測定するものである。小林らは、2.25Cr-1Mo 鋼と Mod.9Cr-1Mo 鋼の新材と経年化材におけるこれらの関係は、それぞれ同じ直線関係で表すことができ、試験温度や破断時間の影響が小さいこと、すなわち荷重と応力の関係は広い条件で簡単な直線関係で表現でき、実機適用の可能性が高いことを示している。また、直径 10mm × 厚さ 0.5mm 程度の微小試験片を用いた SP 試験によって、靱性を簡易評価する二つの方法を提案している。一つは、脆性延性遷移温度からその材料の靱性を評価するもので、SP 試験結果とシャルピー衝撃値との対応をとるものである。他の一つは、SP 試験で得られる荷重変位曲線から得られるエネルギー値と靱性を対応させる手法で、 J_{IC} との対応を考えている。ただし、これらの方法は、必ずしも破壊力学的に正しい手法ではないので、靱性の大小比較（たとえば経年化に伴う靱性の変化）などはできるが、絶対値の取扱いには注意を要する。また、試験方法については、日本原子力研究所が標準法を提案している(5)。

Ebine, Takahashi らは、中性子照射による材料損傷を磁気特性変化と関連付けることを試みて、照射材の磁気ヒステリシスループ（磁場と磁束密度の関係）を測定したところ、保磁力とヒステリシス損失が照射によって変化することを示した。ただし、その変化量は 1%未満とごくわずかである。なぜ変化するのか、そのメカニズムはいまのところわからないと報告されている(6, 7)。

(参考文献)

- (1) “ 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) ．
- (2) “ 発電用原子力設備規格 ”，発電設備技術検査協会 (1996) ．
- (3) “ 発電用原子力設備規格 維持規格 (2002 年改訂版) ”，日本機械学会 (2002) ．
- (4) 小林十思美，“スモールパンチクリープ (SPC) 試験”，住友金属テクノロジー技報「つうしん」，2004 年 4 月号 ．
- (5) 近江正男，斎藤順市，大岡紀一，実川資朗，菱沼章道，海野明，“微小試験片試験技術の開発 - 遠隔型スモールパンチ試験装置の開発 ”，日本原子力学会誌，Vol.39, No.11, pp.966-974 ．
- (6) S.Takahashi, H.Kikuchi, Y.Kamada, K.Ara, L.Zhang and T.Liu, “Non-destructive Evaluation of Material Degradation in RPV Steel by Magnetic Methods ”，第 30 回 MPA セミナー講演論文集，pp.52-1 ~ 52-12 (2004) ．
- (7) N.Ebine, M.Suzuki, H.Kikuchi, Y.Kamada, K.Ara and S.Takahashi, “In-situ Magnetic Property Measurement of the RPV Steel under Irradiation ”，第 30 回 MPA セミナー講演論文集，pp.12-1 ~ 12-8 (2004) ．

[海外の研究の現状と動向]

国外の原子力発電プラントにおいても寿命延伸のための研究が行われている。ヨーロッパ共同体 (EU) では、1999 年から 10 カ国 15 機関が参加して GRETE プロジェクト(1,2,3)が推進されている。本プロジェクトでは、原子炉容器の中性子脆化と冷却材配管の熱疲労損傷で、割れ発生前に劣化現象

を非破壊的に検出する手法の実用性を検証することを目的としている。電磁気的手法や熱起電力法を用いて、商業炉で照射された材料を用いて検討を行っている。電磁気的手法に関して言えば、GRETEプロジェクトに参加しているドイツ・IZFPのDobmannらは3MA(Micromagnetic, Multiparameter, Microstructure and Stress analysis)法を用いて、ステンレス配管の熱疲労損傷計測を行っている(4,5)。3MA法は、バルクハウゼンノイズ、インピーダンス特性などを組み合わせて磁気特性を評価し、さらに機械的特性を推定する方法である。

(参考文献)

- (1) <http://www.ndt.net/article/v07n08/grete/grete.htm>
- (2) J.F.Coste et al., "GRETE, Evaluation on Non-Destructive Testing Techniques for Monitoring of Material Degradation", 9th Int.Conf.on Nuclear Engineering ICONE 9, SFEN, (2001).
- (3) "Evaluation of Non-Destructive Testing Techniques for Monitoring of Material Degradation", European Commission, Contract FIKS-CT-2000-00086, (2000).
- (4) A.Yashan, R.Becker and G.Dobmann, "Non-Destructive Testing and Evaluation of Materials Using Magnetic Sensors: Defect Detection", NDT in Progress, (2003) 297-305.
- (5) S.Sagar, B.Ravi, M.Kopp, I.Alt peter, G.Dobmann and D.K.Bhattacharya, "Detection of Martensite Phase and Texture in Cold Worked 304 Stainless Steel by Micro-Magnetic and X-Ray Diffraction Technique", European Conference on Nondestructive Testing(8), (2002), 17-21.

【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]

高速増殖炉主要構造材料に対する長時間クリープ試験及び高速増殖炉構造材料の損傷組織データベースへの損傷組織データの輸入を継続実施した。構造材料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った。照射材の磁気変化を測定する装置を整備し、照射後のオーステナイト系ステンレス鋼損傷材について磁気法による非破壊損傷技術の検討を行った。高速増殖炉維持基準に反映するため、プラントや破損モードの特徴および安全性確保対策の特徴を整理した。

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]

マイ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。
高速増殖炉維持基準に係る調査・検討の結果は、将来必要となる維持基準の整備に、直接反映可能である。

計画の進捗状況

[チェック欄]

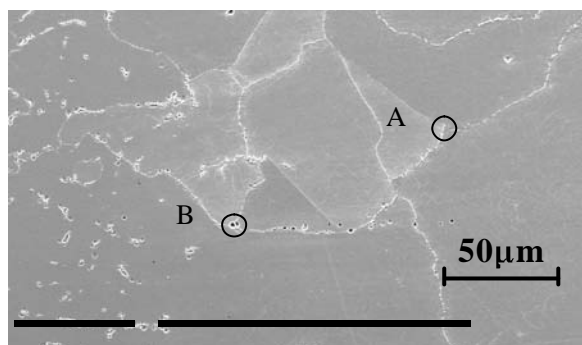
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。
- (その理由:)

計画以上に進捗した。

[説明欄]

長時間材料強度データの拡充，損傷組織データベースの構築，実機経年化溶接継手並びに新旧材料溶接継手に対する観察・分析を行った。また，磁気的手法を用いた劣化診断手法が，照射後クリープに関しても，適用できる可能性を示した。

【自由評価欄】

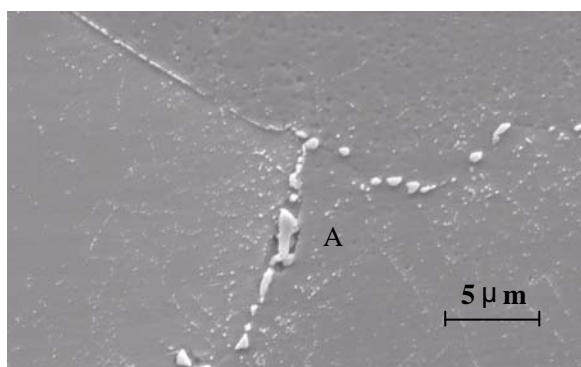


溶接金属 溶接熱影響部

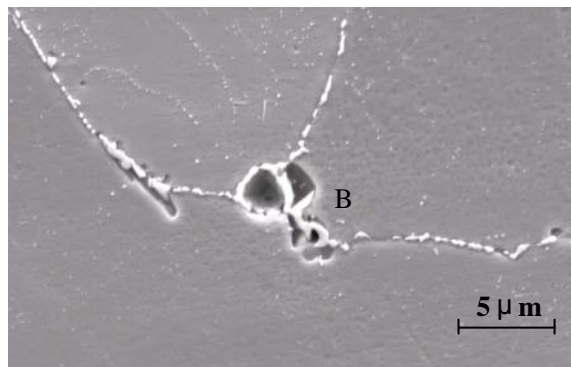
	A	B
Fe	33.24	46.30
Cr	50.11	27.79
Mn	1.80	2.04
Ni	12.08	18.95
Si	3.58	4.92

(wt.%)

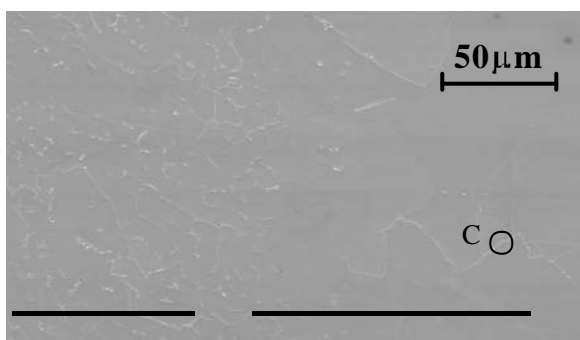
(a) 経年化溶接継手溶接熱影響部近傍の組織



(b) 写真(a)の析出物 A 付近の拡大写真
(クロム炭化物)



(c) 写真(a)の析出物 B 付近の拡大写真
(G 相と考えられる析出物)

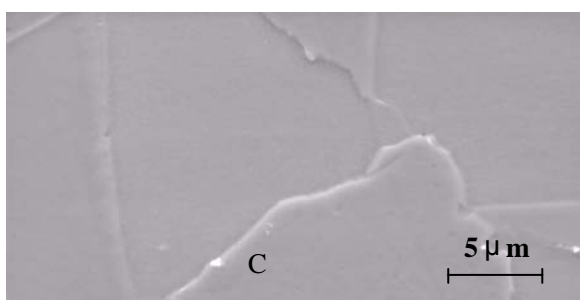


溶接金属 溶接熱影響部

	C
Fe	43.88
Cr	26.76
Mn	1.94
Ni	8.64
Si	1.36

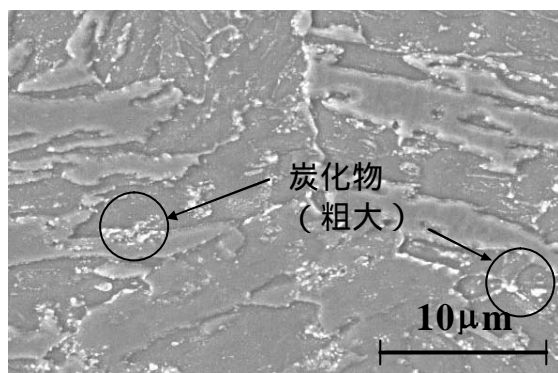
(wt.%)

(d) 新旧材料溶接継手溶接熱影響部近傍の組織

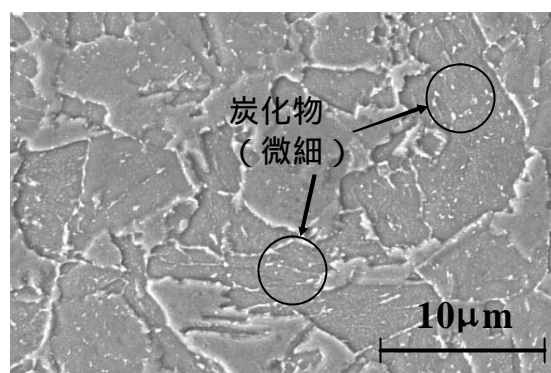


(e) 写真(d)の析出物 C 付近の拡大図 (クロム炭化物)

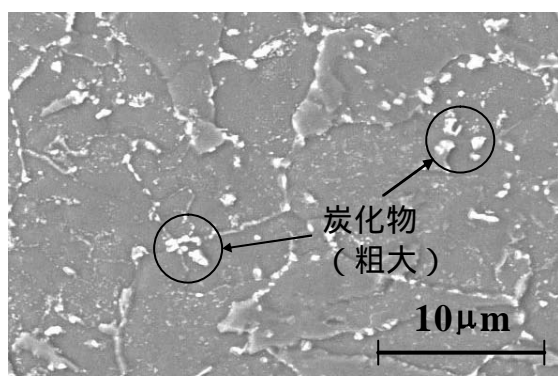
図 1 Phenix 2 次系配管から採取した経年化溶接継手と新旧材料溶接継手の溶接熱影響部の金属組織に対する走査型電子顕微鏡を用いた観察・分析結果



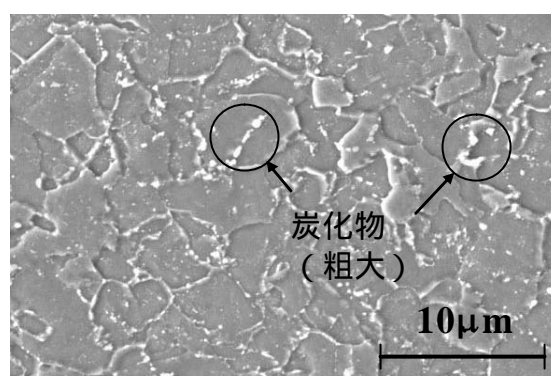
(a) 経年化溶接継手溶接熱影響部粗粒域



(b) 新旧材料溶接継手経年化材側溶接熱影響部粗粒域



(c) 経年化溶接継手溶接熱影響部細粒域



(d) 新旧材料溶接継手経年化材側溶接熱影響部細粒域

図 2 常陽 2 次系から採取した経年化溶接継手および経年化材を用いて作製した新旧材料溶接継手溶接熱影響部の金属組織に対する走査型電子顕微鏡を用いた観察結果

(粗粒域 (= 溶接部に近い = 溶接入熱の影響大) では、経年化溶接継手(a)に比べ新旧材料溶接継手経年化材側(b)では炭化物が再固溶したことが推測されるが、細粒域 (溶接部から遠い = 溶接入熱の影響小) では、新旧材料溶接継手経年化材側(d)でも、かなり粗大な炭化物が多く残存していることが確認された。)

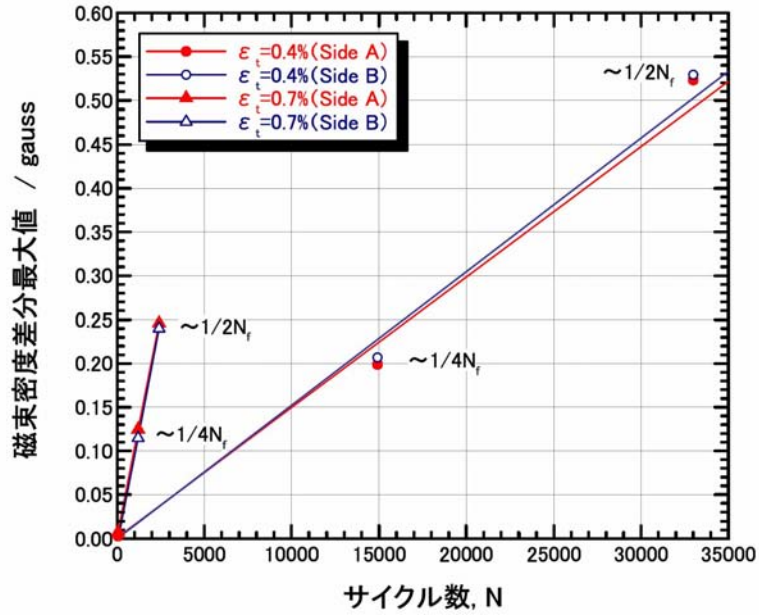
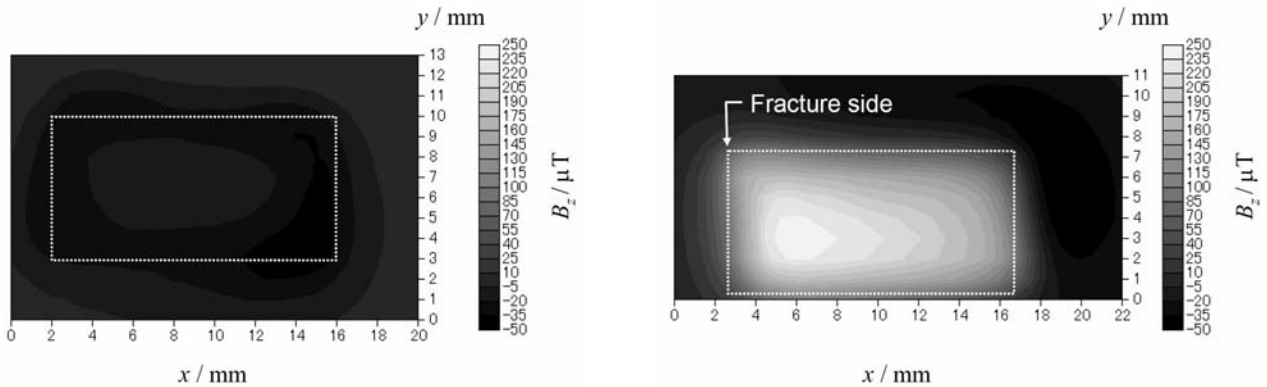


図 3 疲労試験実施前後の磁束密度の最大変化とサイクル数の関係
 (サイクル数と磁束密度差分の最大値との間に、非常に良い線形性が成り立っている。)



(a) 受入材

(b) 照射後クリーブ試験片

図 4 照射後クリーブ試験片に対する漏洩磁束密度測定結果の例

(37.5dpa, 照射温度 537, 照射時間 13394 時間, クリーブ試験温度 550, クリーブ破断時間 562 時間。受入材に比べて、照射後クリーブ試験片では全体的に磁束密度が大きくなっていること、さらに破断部側で大きくなっている。)

安全研究成果調査票（平成16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（施設 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

[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 5702

(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

[氏名] 浅山 泰

[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

【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 サル-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・充実を継続するとともに、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16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

12Cr 鋼を用いた熱過渡下のき裂進展試験の実施

ハ．適切な LBB 論理の検討

本年度は実施せず、後年度に実施する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

ロ．漏えい評価手法の改良

空気冷却熱過渡試験装置（ATTF）を用いて、12Cr 鋼のき裂進展試験を行った。この結果、以下の知見を得た。

試験体

空気冷却熱過渡試験装置（ATTF）で用いた試験体の形状寸法を図1に示す。試験体は、12Cr 鋼製の厚肉円筒であり、周方向および軸方向のノッチが設けられている。ノッチの詳細を図2に示す。これらのノッチからき裂が進展する。周方向ノッチとしては、深さ3.0mm、長さ50.0mmの半楕円形状（Aノッチ）、深さ3.0mm、長さ6.0mmの半円形状（Bノッチ）、軸方向ノッチとしては、深さ3.0mm、長さ50.0mmのもの（Eノッチ）が設けられている。さらに、熱疲労/熱クリープ疲労で通常観察されるように、き裂が近接している場合の影響を観察するために、Bノッチと同じ寸法形状のノッチを3.0mm間隔で2個（CおよびC'ノッチ）、6.0mm間隔で2個（DおよびD'ノッチ）設けた。

試験条件と経過

ATTR では、試験体をヒータで加熱し、内面に圧縮空気を周期的に注入し冷却することにより繰返し熱過渡が与えられた。最高温度は650、最低温度は300である。平成16年度は5000サイクルまで実施した。この時点で、Aノッチからのき裂、Bノッチからのき裂、Eノッチからのき裂がそれぞれ深さ約14mm、9mm、12mmまで進展した。Cノッチ、C'ノッチ、Dノッチ、D'ノッチからのき裂は約7mmまで進展した。500サイクルあるいは1000サイクルごとのき裂の進展挙動（サイクル数とき裂深さの関係）を図3に示す。

暫定評価

Aき裂およびBき裂についてき裂進展評価を行った。評価はJNCにて開発された簡易評価法を用いて行った[1]。ここで、き裂進展特性（Paris則の係数cfと指数mf）は、本鋼については未だ十分なデータが取得されていないため、暫定的な値（ $cf=1.0 \times 10^{-5}$, $mf=1.5$ ）を用いて行った。その結果、Aき裂、Bき裂についてやや保守的な結果が得られた。ただし、Aき裂については、サイクル数とともに保守性が減少する傾向となっている。

本評価はき裂進展特性として暫定的な値を用いた評価であるが、試験で得られたき裂進展の傾向を保守性を持ちながら再現する結果が得られ、特段の問題は浮かび上がらなかったことから、12Cr 鋼のき裂進展評価に対しても、従来と同様の手法が適用可能であることが示唆された。

(参考文献)

1. 若井他、高速増殖大型炉機器・配管に対する欠陥評価指針の検討(その1) JNC TN9400 2001-078

【研究の達成状況(平成15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〔研究成果の発表状況1、2〕

平成14年度は、き裂開口量評価法の高度化を実施し、より適切なLBB論理の検討を行った〔3、4、7、8〕。

平成15年度は、模擬冷却材漏洩試験を実施するとともに、LBB論理の高度化を行った〔5、6〕

平成16年度は、12Cr鋼の厚肉円筒を用いた熱過渡下のき裂進展試験を実施し、暫定的な評価をおこなった。

(今後の予定)

平成17年度は、12Cr鋼の厚肉円筒を用いた熱過渡下のき裂進展試験を継続する。さらに本研究のまとめを行う。

【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、プラントの安全評価の合理化に反映する。

【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.
2. Y.S.Yoo, 2002, "LBB Assessment on Ferrite Piping Structure of Large-scale LMFR", 2002 ASME-PVP Conference.
3. Y.S.Yoo, 2003, "Crack Opening Displacement of Circumferential Through-Wall Cracked Cylinders Subjected to Tension and In-Plane Bending Loads", JNC TN 2002-079
4. H.Machida and Y.S.Yoo, 2003, "Crack Opening Displacement Of A Crack In A Plate Subjected To Bending Load", SMiRT-17
5. Y.S.Yoo, 2003, "Effect of Membrane and Through-wall Bending Stresses on Fatigue Crack Growth Behavior and Coolant Leakage Velocity, JNC TN9400 2003-95
6. 兪、金子、2004、エルボでの模擬冷却材漏えい試験、JNC TN9400 2003-116
7. H.Machida and Y.S.Yoo, 2004, "Crack Opening Displacement of Through-Wall Plate Cracks Subjected to Bending Load, Nuclear Engineering and Design (発表予定)
8. Y. S. Yoo, Crack opening displacement of circumferential through-wall cracked cylinders subjected to tensile and through-wall bending loads, Nuclear Engineering and Design 229 (2004) 123-138

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[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およびサイクル機構保有の試験設備の活用を含

めて、オールジャパンとしての LBB 評価法検討体制を考えてゆく必要性が今後高まってくると思われる。

(参考文献)

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

[海外の研究の現状と動向]

フランスでは、高速炉 LBB 評価法の構築を目的とした研究を行っている。これは、「日欧高速炉協定に基づく構造健全性に関する情報交換」のもとで、サイクル機構との共同研究のテーマともなっている。基礎的な疲労き裂進展およびクリープき裂進展をはじめとして、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】

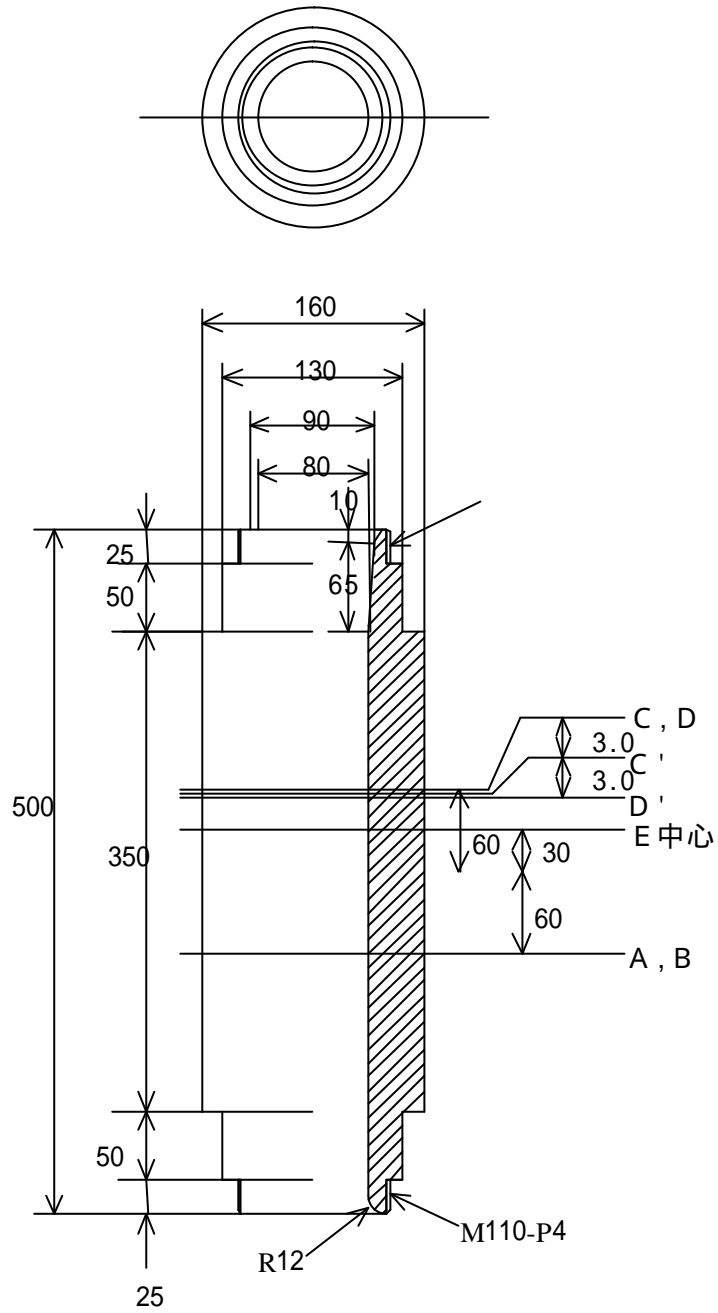
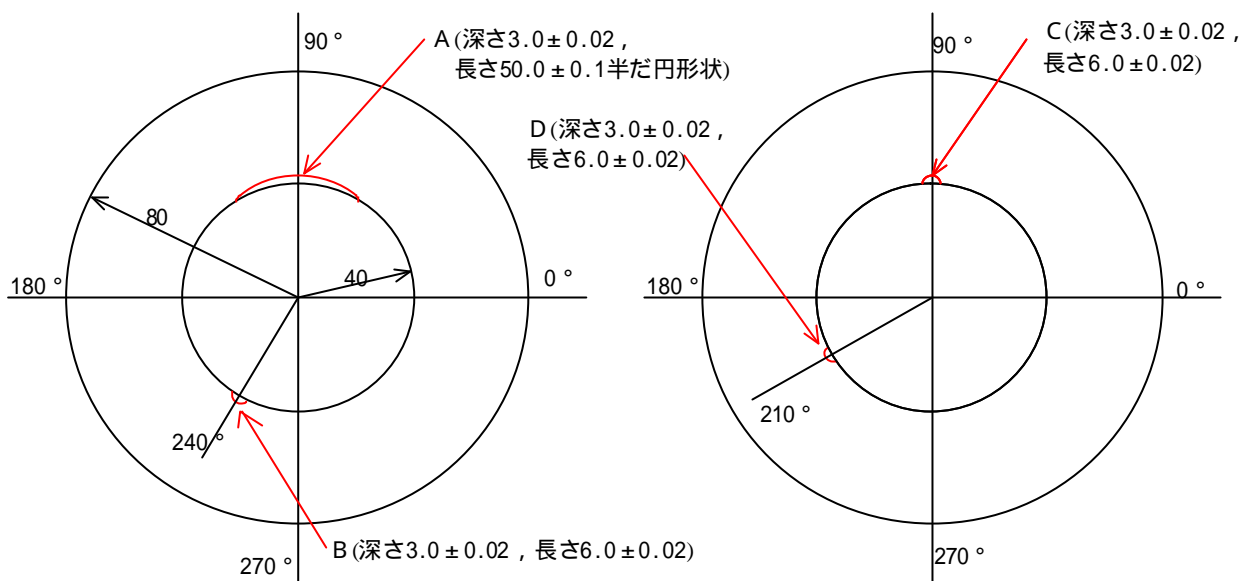
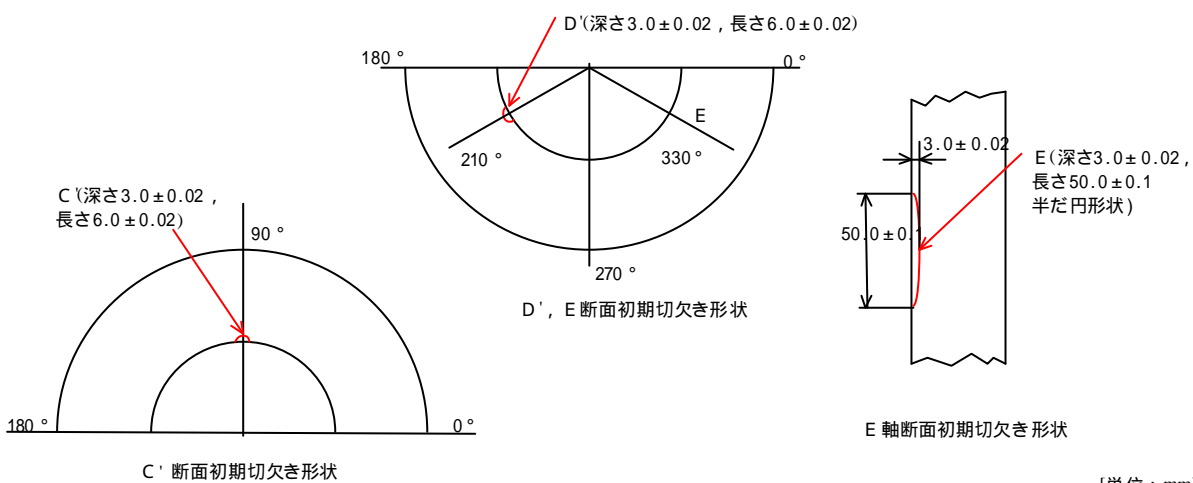


図1 試験体と初期ノッチの位置



A, B断面初期切欠き形状

C, D断面初期切欠き形状



C'断面初期切欠き形状

E軸断面初期切欠き形状

[単位: mm]

図2 初期ノッチの形状寸法

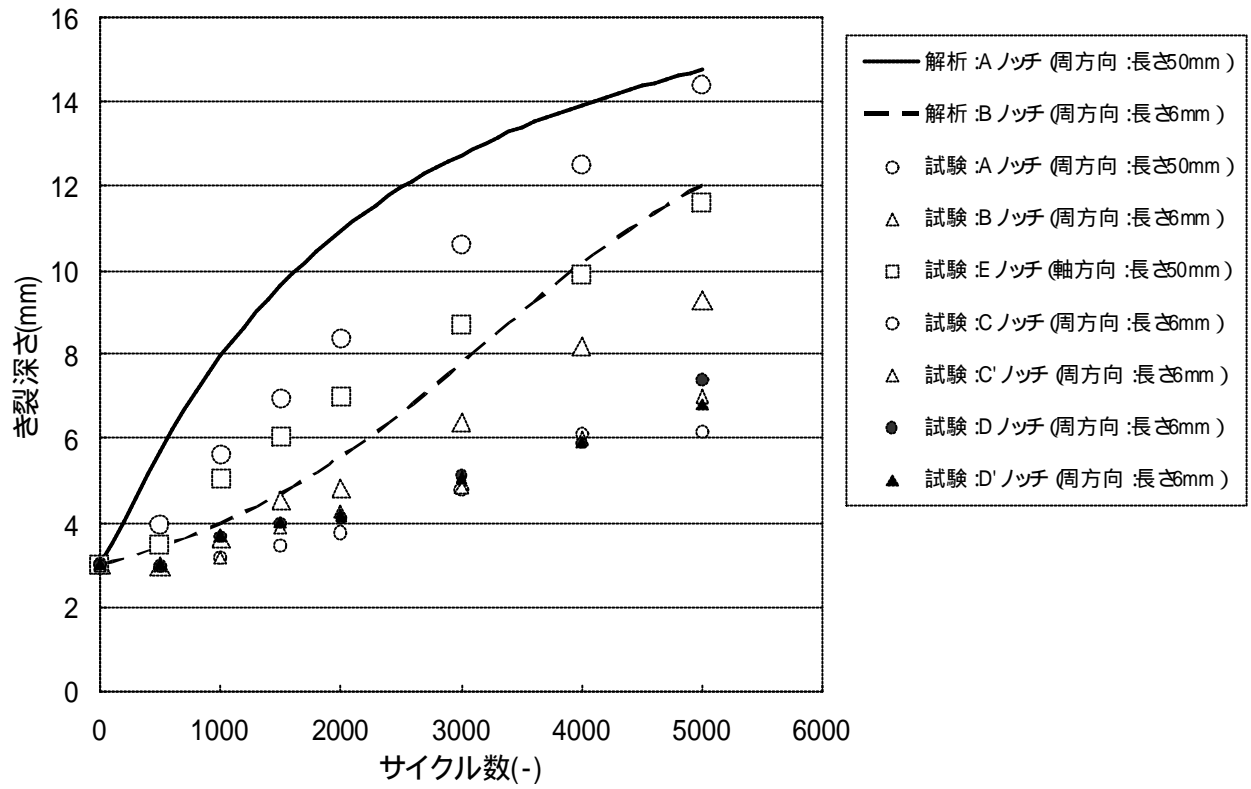


図3 き裂進展試験の途中経過と暫定評価結果

安全研究成果調査票（平成16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（施設 2-2-7）

【研究課題名(Title)】

「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実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 so on)】

[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(ext.5410) FAX：029-267-7481

(Name) Yukimoto MAEDA

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

(Address, Phone and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel: +81-29-267-4141(ext.5410) Fax: +81-29-267-7481

(E-mail) maeda-y@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 関根 隆(せきね たかし)^{*1}、大山 一弘(おおやま かずひろ)^{*1}、高松 操(たかまつ みさお)^{*1}、西野 一成(にしのかずなり)^{*2}、飛田 茂治(とびた しげはる)^{*2}、揃 政敏(そろい まさとし)^{*3}

[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 技術課

^{*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

^{*3}大洗工学センター 照射施設運転管理センター 照射管理課

(Name) Takashi SEKINE^{*1}, Kazuhiro OHYAMA^{*1}, Misao TAKAMATSU^{*1}, Kazunari NISHINO^{*2}, Shigeharu TOBITA^{*2}, Masatoshi SOROI^{*3}

(Title of Function)

^{*1} Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

^{*2} Maintenance Engineering Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

^{*3} Irradiation and Administration Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【関連する共同研究、実証試験等】

[共同研究名(実施機関)] 自己作動型炉停止機構炉内試験研究(日本原子力発電株式会社)

[実証試験名(実施機関)] 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・据付等を進めてきた。

〔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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

- イ． MK- 初期炉心を用いたフィードバック反応度評価のための特性試験の実施とその結果を踏まえた "Mimir-N2 コード" の整備を行う。
- ロ．及びハ． UTOP、ULOF 模擬試験時の構造健全性評価を進める。
- ニ． SASS 保持力特性試験装置を炉内に設置し、保持力特性試験を実施する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

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- 第 1、2 サイクルでは、反応度係数として等温温度係数及び出力係数を測定した。以下に等温温度係数及び出力係数の測定結果を示す。

1. 等温温度係数測定

等温温度係数測定では、系統温度を約 250、約 350 とした状態において、原子炉を臨界にし、その時の制御棒位置から過剰反応度を算出し、温度変化に伴う反応度変化、すなわち等温温度係数を算出した。等温温度係数は、第 1 サイクルにおいて $-3.88 \times 10^{-3} \% \text{ k/kk}' /$ 、第 2 サイクルにおいて $-3.95 \times 10^{-3} \% \text{ k/kk}' /$ であった。第 1 サイクルと第 2 サイクル間の燃料交換では、炉心燃料集合体を 4 体（うち新燃料 1 体）追加しているが、等温温度係数に有意な差はなかった。また、等温温度係数は負であり、安全上、問題ないことを確認した。

2. 出力係数測定

出力係数測定では、原子炉熱出力を約 5～10MWt 上昇（もしくは下降）した際の制御棒位置から過剰反応度を算出し、出力変化に伴う反応度変化、すなわち出力係数を算出した。出力係数の測定結果を図 1 に示す。出力係数は、試験期間中を通じ、全出力範囲において、負であり、運転上支障がないことを確認した。

第1サイクルでは、原子炉熱出力約70～約130MWtの範囲において、サイクル末期（EOC）における出力係数の絶対値が、サイクル初期（BOC）と比較して小さくなることを確認した。なお、性能試験の初期と末期においても、同様の事象を確認している。これは燃料の組織変化に伴う燃料膨張反応度の変化に起因すると考えられ、今後、実施する照射後試験の結果から、その原因を検討する。

一方、第1サイクルEOC及び第2サイクルにおける出力係数は全範囲において、ほぼ同様であった。また、130MWt以上の原子炉熱出力における出力係数は、性能試験、第1サイクル、第2サイクルと約 $(-2 \sim -3) \times 10^{-3} \% \text{ k/kk} / \text{MWt}$ で、概ね安定していることを確認した。

ロ．UTOP 模擬試験の実施計画に関する研究、ハ．ULOF 模擬試験の実施計画に関する研究

安全特性試験として計画しているUTOP予備および模擬試験、ULOF模擬試験の実施に向けた見通しを得るため、プラント動特性解析コード"Mimir-N2"により、投入反応度等をパラメータとしたUTOPおよびULOF事象解析結果および試験時のプラント構造健全性の簡易評価を実施した。ここでは、予備試験及び模擬試験を以下のように定義した。

予備試験： 運転特性試験として実施する試験（インターロック等の変更をせず、模擬試験よりも初期出力もしくは過渡が小さい条件で実施する）

模擬試験： 特殊試験として実施する試験（一部のインターロックを変更し、運転時において、熱設計基準値を超えることのないよう定めた通常運転時における制限値（以下、熱的制限値と称する）を超えないよう部分出力等で実施する）

なお、模擬試験の結果に基づき計画を策定するEnd of Life試験は、炉心燃料集合体が原子炉内における使用期間中、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において原子炉冷却系および計測制御系の機能とあいまって、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に損傷せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた設計限界値（以下、熱設計基準値と称する）を超えない範囲で実施する。

1. UTOP 予備試験、模擬試験における試験条件の検討

UTOP予備試験、模擬試験の実施に向けた見通しを得るため、Mimir-N2コードにより、MK-性能試験炉心を対象とし、初期出力および反応度投入量をパラメータとしたUTOP事象解析を実施した。

1.1 サーベイ条件

初期出力 ……70MWt、140MWt

反応度投入量 ……10、20、30、50、70、80、90、100φ（初期出力70MWt）

5、10、20、30、50、70、100φ（初期出力140MWt）

反応度投入率は5φ/s、温度制御モードは「AUTO」とした。

1.2 UTOP 解析結果

上記条件における燃料最高温度及び被覆管最高温度のピーク値と熱的制限値を比較した結果を表1に示す。また、解析結果の概要を以下に示す。なお、燃料最高温度、被覆材最高温度については、保守的な評価となるようMK-炉心管理コードシステムHESTIA、設置変更許可申請書添付書類10で使用したコードHARHO-IN及びMimir-N2コードによる計算結果を比較し、バイアス補正を実施した（以下、同様）

初期出力70MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：投入反応度80φ以下の条件で、熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：全ての条件で熱的制限値（675）を満足

また、原子炉出入口温度、主冷却器出口温度について、以下の条件で警報設定値を満足することを確認した。

- ・ 原子炉出口温度：投入反応度50φ以下の条件で、警報設定値（505）を満足
- ・ 原子炉入口温度：投入反応度20φ以下の条件で、警報設定値（360）を満足
- ・ 主冷却器出口温度：全ての条件で警報設定値（360）を満足

以上より、初期出力を70MWtとした場合、UTOP予備試験では20φ以下、UTOP模擬試験では80φ以下の反応度投入が可能であることを確認した。

初期出力140MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：投入反応度10φ以下の条件で、熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：投入反応度30φ以下の条件で、熱的制限値（675）を満足

また、原子炉出入口温度、主冷却器出口温度について、以下の条件で警報設定値を満足することを確認した。

- ・ 原子炉出口温度：警報設定値（505）を満足する投入反応度条件なし
- ・ 原子炉入口温度：投入反応度 20¢以下の条件で、警報設定値（360）を満足
- ・ 主冷却器出口温度：全ての条件で警報設定値（360）を満足

以上より、初期出力を 140MWt とした場合、UTOP 予備試験に該当する条件がないこと、UTOP 模擬試験では 10¢以下の反応度投入が可能であることを確認した。

2. ULOF 模擬試験における試験条件の検討

ULOF 模擬試験の実施に向けた見通しを得るため、Mimir-N2 コードにより、MK-性能試験炉心を対象とし、初期出力および 1 次系流量をパラメータとした ULOF 事象解析を実施した。

2.1 サーベイ条件

初期出力 ……20、30、40、70、100、140MWt

流量変化 ……100 80%流量
100 60%流量
100 40%流量
100 20%流量

（流量変化率：35m³/h/min 1 次主循環ポンプ流量制御装置の流量変化率上限）

100% ポニーモータ流量（12%流量）

（流量変化率：フローコストダウン特性に従う）

温度制御モードは「AUTO」とした。

2.2 ULOF 解析結果

上記条件における燃料最高温度及び被覆管最高温度のピーク値と熱的制限値を比較した結果を表 2 に示す。また、解析結果の概要を以下に示す。

初期出力 140MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：全ての条件で熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：流量 80%以上の条件で熱的制限値(675)を満足

初期出力 100MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：全ての条件で熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：流量 40%以上の条件で熱的制限値(675)を満足

初期出力 70MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：全ての条件で熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：流量 20%以上の条件で熱的制限値(675)を満足

初期出力 40、30、20MWt

燃料最高温度及び被覆管最高温度について、以下の条件で熱的制限値を満足することを確認した。

- ・ 燃料最高温度：全ての条件で熱的制限値（2530）を満足
- ・ 被覆管最高温度：全ての条件で熱的制限値(675)を満足

以上より、初期出力を 40MWt 以下とした場合、ULOF 模擬試験では、ポニーモータ流量（12%流量）までの流量変化が可能であることを確認した。また、初期出力を 140MWt とした場合であっても、80%までの流量変化が可能であることを確認した。

3. UTOP、ULOF 試験時におけるプラント構造健全性評価

上述の UTOP 予備試験、模擬試験及び ULOF 模擬試験における試験条件において、プラント各部の熱過渡が構造健全性の観点で問題ないか確認した。なお、ここでは、運転状態（手動スクラム、外部電源喪失）における原子炉出入口温度および主冷却器出入口温度の温度変化幅 ΔT 、温度変化率（ $\Delta T/t$ ）について、設計熱過渡条件と Mimir-N2 による計算値を比較し、設計熱過渡条件に対する Mimir-N2 計算値の比（ $T_{E/C}$ 、もしくは $\Delta T/t_{E/C}$ ）が 1 を超える箇所について、汎用非線形構造解析コード FINAS による温

度分布解析および応力解析を実施し、プラントの構造健全性を確認した。

設計熱過渡条件と Mimir-N2 コードによる計算値を比較した結果、その比が 1 を超えた箇所は、UTOP 予備試験、模擬試験及び ULOF 模擬試験において、原子炉出口温度のみであった。そこで、1 次ナトリウム出口ノズル部を対象とした FINAS による応力解析を実施した結果、その他の荷重と組み合わせた一次 + 二次応力強さの範囲は制限値を満足することを確認した。

以上より、上記 1. 及び 2. の UTOP 予備試験、模擬試験及び ULOF 模擬試験における試験条件では、プラント構造健全性に問題ないことが確認できた。

上記 1. ~ 3. より、以下の条件で UTOP 予備および模擬試験、ULOF 模擬試験を実施できる見通しを得た。ただし、MK- 性能試験、第 1、2 サイクルの結果より、出力係数には燃焼依存性があること、また、流量係数に、MK- 炉心の値（測定値の平均値）を使用しており、試験条件の選定にはこれらを考慮する必要がある。

・ UTOP 予備試験	: 初期出力 70MWt	投入反応度 20¢ 以下
・ UTOP 模擬試験	: 初期出力 70MWt	投入反応度 80¢ 以下
	初期出力 140MWt	投入反応度 10¢ 以下
・ ULOF 模擬試験	: 初期出力 40MWt 以下	流量変化 100% ポニーモータ流量（12%流量）
	初期出力 70MWt	流量変化 100% 20%流量
	初期出力 100MWt	流量変化 100% 40%流量
	初期出力 140MWt	流量変化 100% 80%流量

二．SASS の炉内特性に関する研究

SASS 試験装置は、原子炉カバーガスバウンダリを形成し遮蔽機能を有する上部案内管部、上下駆動に必要な電動モータと位置検出器と荷重検出器等を収納した駆動部、制御棒を模擬した試料部（頂部に温度感知合金を設置）炉内で試料部を案内する下部案内管で構成される。

SASS 試験装置の据付作業は、上部案内管部、下部案内管、試料部、駆動部の炉上部への据付作業と、制御盤の格納容器オペレーションフロアへの据付作業で構成される。上部案内管部、下部案内管、試料部、駆動部の炉上部への据付作業は、炉上部を作業エリアとして占有し、かつ格納容器旋回クレーンを使用するため、並行作業が不可能であり、制御棒駆動機構駆動部 3 体取外し（炉上部の作業エリアを確保）上部案内管部の据付け、試料部と下部案内管の据付け、制御棒駆動機構駆動部 3 体の復旧、駆動部の据付の順番で作業を進めた。SASS 試験装置の据付作業には、約 5 ヶ月を要した。

平成 16 年 4 月に駆動部の据付けを実施し、SASS 試験装置の据付を完了した。また、その後に、制御盤と SASS 試験装置をケーブルで接続し、一連の作動検査を実施した。平成 16 年 4 月 28 日には使用前検査（据付検査・外観検査・漏洩検査・作動検査）を受検し、合格した。

キュリー点電磁石を用いた SASS は、受動的炉停止機構として最も有望なシステムであり、これまでに、キュリー点電磁石の原理確認試験、SASS 構成部材の熱時効・腐食に対する耐久性の確認、SASS 試験体を用いた高温ナトリウム中での長期に渡る保持安定性の確認、及び熱過渡時の保持力特性や応答特性の確認等、広範な炉外試験により、照射影響を除けば、SASS が設計要求を満足することを確認した。

平成 16 年 5 月～10 月の MK- 炉心第 1、2 サイクルでは、SASS 開発の最終ステップとして、非誤落下性に着目した保持安定性の確認、再結合性に着目したシステムの機能確認を目的とした炉内試験を実施した。

試験装置を図 2 に示す。本装置は、FBR 実用炉への適用を検討している SASS のスケールモデルであり、駆動部、キュリー点電磁石、模擬制御棒で構成される。また、キュリー点電磁石は、電磁石とアーマチュア（制御棒頂部）で構成される。電磁石の鉄心材料には電磁軟鉄を、アーマチュアの温度感知合金には 30Ni-32Co-Fe 合金を使用している。

本試験は、SASS 試験装置を「常陽」に設置し、高温、高中性子束、流動ナトリウム中といった実炉環境下において、温度感知合金について、FBR 実用炉において 48 ヶ月の連続運転に相当する $5 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ (E 0.1MeV) 以上、電磁石（電磁軟鉄）について、60 年の使用期間に相当する $6 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E 0.1MeV) 以上の中性子照射を行い、以下の性能・機能を確認・実証することを目的とする。

- ・ 制御棒の保持安定性の実証
- ・ 制御棒の再結合、上下駆動機能の確認
- ・ 保持力、デラッチ時間（電磁石電源を「切」としてから、制御棒が切り離れるまでの時間）、ドロップアウト電流（制御棒を保持するために必要な最低電磁石電流）の経時変化の把握。

上記データを採取するため、単体照射試験では、以下に示す 5 項目の試験を実施した。

- (1) 保持安定性確認試験

試験期間中、荷重計指示値を監視し、模擬制御棒を安定して連続保持できることを確認した。以下に示す(2)～(5)の試験において、試験として模擬制御棒を切り離した場合以外は、すべて本試験の対象とした。本試験中の保持力は、模擬制御棒の重量(約30kg)の3～4倍になるよう設定した。

(2) 再結合動作確認試験

以下に示す(3)～(5)の試験において、切り離した模擬制御棒を再結合し、上下駆動できることを確認した。

(3) 保持力特性試験

模擬制御棒を強制的に切り離し、荷重の時間変化により、保持力を測定した(図3参照)。

(4) デラッチ特性試験

模擬制御棒を結合した状態で電磁石電流を「切」とし、模擬制御棒を切り離す。電磁石電流と荷重の時間変化によりデラッチ時間を測定した(図3参照)。

(5) ドロップアウト電流特性試験

電磁石電流を徐々に低下させ、模擬制御棒が落下した時の電磁石電流(ドロップアウト電流)を測定した(図3参照)。

上記試験の結果を以下に示す。

(1) 保持安定性確認試験

「常陽」MK- 炉心第1、2サイクルでは、温度感知合金及び電磁石(電磁軟鉄)について、 $6 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ($E = 0.1 \text{MeV}$) 以上の中性子照射を行った。図4に原子炉熱出力、荷重、電磁石電流・電圧の推移を示す。試験期間中、模擬制御棒が誤落下することはなく、保持安定性を実証することができた。また、電磁石電流及び電圧は、定格出力運転中、ほぼ一定で推移しており、当初、懸念された中性子及び線照射に伴う絶縁劣化は、確認されなかった。

(2) 再結合動作確認試験

原子炉運転中(電磁石温度約520)で計45回、系統昇温後・降温前(電磁石温度約300)で計14回、原子炉停止中(電磁石温度約250)で計248回の再結合操作を実施した。合計307回の再結合操作において、模擬制御棒の再結合失敗、上下駆動時の模擬制御棒の誤落下はなく、機能の信頼性を確認することができた。

(3) 保持力特性試験

図5に保持力の推移を示す。試験初期に、保持力が増加したが、その後、ほぼ一定で推移した。試験初期の保持力の増加の要因は、電磁石の加工に伴う残留歪が、温度上昇に伴って、開放され、保持力は本来の値に戻ったことと推定され、その後は、保持力が一定に推移していることから、保持力に対する照射の影響はないと考えられる。

(4) デラッチ特性試験

図5にデラッチ時間の推移を示す。保持力と同様に試験初期に、デラッチ時間が増加したものの、その後、ほぼ一定で推移した。この原因は、保持力の増加によるものと推定される。

また、安全評価においては、デラッチ時間を0.2秒としている。今回の試験では、0.2秒を超えるデラッチ時間が測定されており、必要に応じて、今後の設計に反映する必要がある。

(5) ドロップアウト電流特性試験

図5にドロップアウト電流の推移を示す。試験初期に、ドロップアウト電流が減少したものの、その後、ほぼ一定で推移した。この原因は、保持力の増加によるものと推定される。中性子照射に伴い、ドロップアウト電流が変化した場合、磁気ヒステリシス特性(残留磁気)の変化による切り離し特性への影響が懸念されるが、今回の測定では、第1サイクル出力上昇後～第2サイクル停止後におけるドロップアウト電流はほぼ一定であり、切り離し特性に問題ないことを確認した。

以上より、SASS開発の最終ステップとして、「常陽」MK- 炉心第1、2サイクルにおいて、SASS保持安定性試験を実施し、試験期間を通じ、模擬制御棒の計画外の落下はないこと、及び原子炉運転中においても、落下させた模擬制御棒を再結合することができることを確認し、SASSの保持安定性及び再結合機能を実証したことで、実用化に向けた見通しを得た。

【研究の達成状況(平成16年度)】

以下のとおり、当初の達成目標を満足した。

- イ. MK- 炉心の第1サイクル、第2サイクルにおいて、等温温度係数測定及び出力係数測定を実施し、これらが負であることを確認するとともに、「Mimir-N2」の整備に向けたデータを蓄積した。
- ロ. 及びハ. 動特性解析コード「Mimir-N2」により、UTOP予備試験及び模擬試験、ULOF模擬試験の試験条件をサーベイするとともに、プラント構造健全性評価を実施した。
- ニ. SASS試験装置の炉内設置作業を行い、試験を実施した。

(今後の予定)

- イ. 燃焼依存性評価の観点から、フィードバック反応度特性試験を実施し、その結果を基に "Mimir-N2" を整備する。
- ロ. UTOP 予備試験を実施し、試験結果の評価を行う。
- ロ.及びハ. UTOP、ULOF 模擬試験時の構造健全性評価を終了させる。また、UTOP、ULOF 模擬試験の実施計画を策定する。
- ニ. SASS について、材料照射試験装置を炉上部に設置し、照射試験を開始する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

- イ. 高速炉におけるフィードバック反応度評価精度の向上が図れ、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。
- ロ.及びハ. 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。この成果は、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。
- ニ. 炉停止に係る受動的安全方策として期待されている SASS について、実炉使用条件での特性データが得られ、実用性が確認できる。

【研究成果の発表状況(平成16年度)】

- (1) 高松操、他 "「常陽」MK-性能試験結果に基づくプラント動特性解析コードの整備"、JNC TN9410 2004-005 (2004)
- (2) 高松操、他: "「常陽」における自己作動型炉停止機構(SASS)の炉内実証試験 - (1)試験計画 -"、日本原子力学会 2004 年秋の大会 C25
- (3) 飛田茂治、他: "「常陽」における自己作動型炉停止機構(SASS)の炉内実証試験 - (2)試験装置据付と特性試験 -"、日本原子力学会 2004 年秋の大会 C26
- (4) 高松操、他: "「常陽」における自己作動型炉停止機構(SASS)の保持安定性実証試験結果"、日本原子力学会 2005 年春の大会 F15
- (5) 高松操、他: "自己作動型炉停止機構(SASS)炉内試験結果"、平成16年度弥生研究会

(発表予定)

- (1) 大山一弘、他 "「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実施計画に関する研究"、JNC 報告書(2005)
- (2) 高松操、他: "COMPONENT FUNCTION TEST OF SELF ACTUATED SHUTDOWN SYSTEM IN THE EXPERIMENTAL FAST REACTOR "JOYO"、13th International Conference on Nuclear Engineering, Beijing, CHINA, May 16-20, 2005

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[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、高温ガス炉、鉛-ビスマス冷却型小型炉における受動的な安全特性を把握するため、ATWS 事象に関する解析・評価結果が報告されている。

(参考文献)

- (1) 近沢佳隆、他 "Pb-Bi 冷却小型炉のシステム設計研究 - 平成14年度の研究成果のまとめ-" JNC TN9400 2003-072 (2003)
- (2) 丹治幹雄、他: "重金属冷却炉プラントの検討 (6) 炉心設計と安全特性"、日本原子力学会 2004 年春の年会 (2004)
- (3) 西義久、他: "ENHS (重金属冷却小型炉)の熱流動特性"、日本機械学会年次大会(2003)
- (4) TACHIBANA.Y、et al.: "Plan of First Phase of Safety Demonstration Tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)"、Vol.224, No.2 P179-197, Nucl.Eng.Des. (2003)

[海外の研究の現状と動向]

Na 冷却型と鉛-ビスマス冷却型高速炉における受動的な安全特性を比較するため、ATWS 事象に関する解析・評価結果が報告されている。

(参考文献)

- (1) Kamil Tucek, et al.: "COMPARISON OF SODIUM AND LEAD-COOLED FAST REACTORS REGARDING SEVERE SAFETY AND ECONOMICAL ISSUES"、ICONE13-50397, 13th International Conference on Nuclear

Engineering (2005)

【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 燃料最高温度、被覆管最高温度のピーク値と熱的制限値の比較 (UTOP 解析結果)

初期出力	項目	投入反応度量 (¢)									熱的 制限値
		5	10	20	30	50	70	80	90	100	
50% (70MWt)	燃料最高温度	-	1474	1620	1765	2048	2312	2434	<u>2551</u>	<u>2664</u>	2530
	被覆管最高温度	-	522	537	553	585	618	635	652	669	675
100% (140MWt)	燃料最高温度	2454	2513	<u>2628</u>	<u>2737</u>	<u>2954</u>	<u>3123</u>	-	-	<u>3398</u>	2530
	被覆管最高温度	615	623	640	657	<u>695</u>	<u>735</u>	-	-	<u>796</u>	675

下線：熱的制限値以上

表2 燃料最高温度、被覆管最高温度のピーク値と熱的制限値の比較 (ULOF 解析結果)

初期出力	項目	流量変化					100% ホ-ニ-モ-タ	熱的 制限値
		100 80%	100 60%	100 40%	100 20%			
140MWt	燃料最高温度	2394	2394	2394	2394	2394	2530	
	被覆管最高温度	636	<u>693</u>	<u>802</u>	<u>1062</u>	<u>1141</u>	675	
100MWt	燃料最高温度	1818	1818	1818	1818	1818	2530	
	被覆管最高温度	571	607	670	<u>803</u>	<u>859</u>	675	
70MWt	燃料最高温度	1329	1329	1329	1329	1329	2530	
	被覆管最高温度	521	546	588	659	<u>720</u>	675	
40MWt	燃料最高温度	857	852	852	852	852	2530	
	被覆管最高温度	472	487	511	550	615	675	
30MWt	燃料最高温度	718	711	708	708	708	2530	
	被覆管最高温度	457	468	487	516	576	675	
20MWt	燃料最高温度	578	575	575	575	576	2530	
	被覆管最高温度	441	447	460	477	532	675	

下線：熱的制限値以上

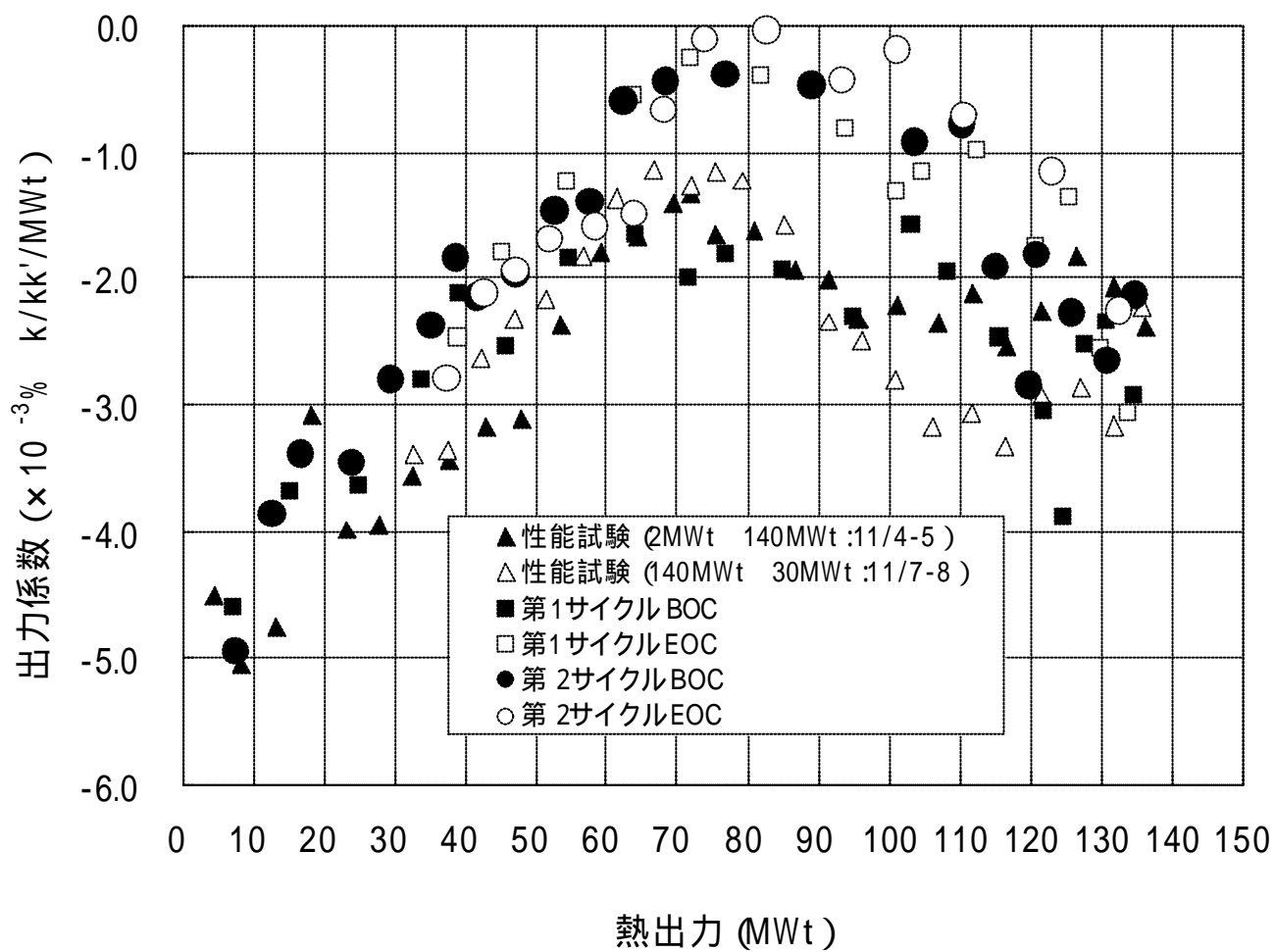
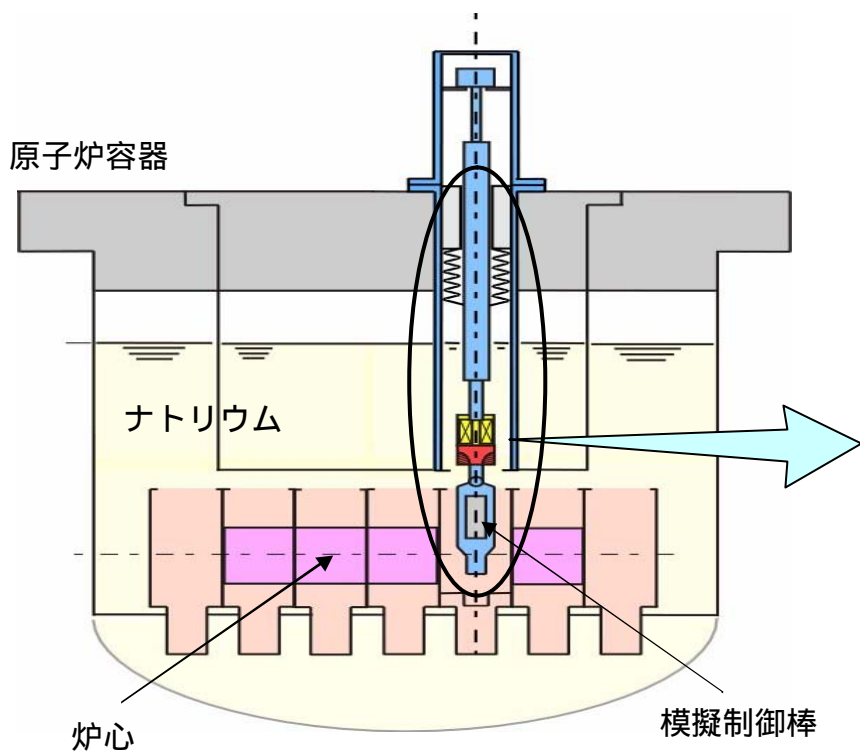


図1 出力係数測定結果

SASS試験装置



キュリー点電磁石

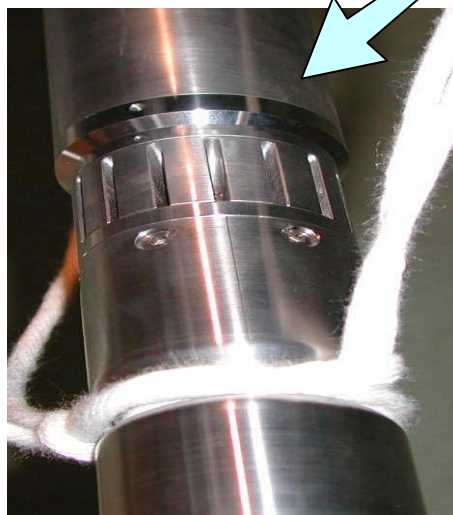
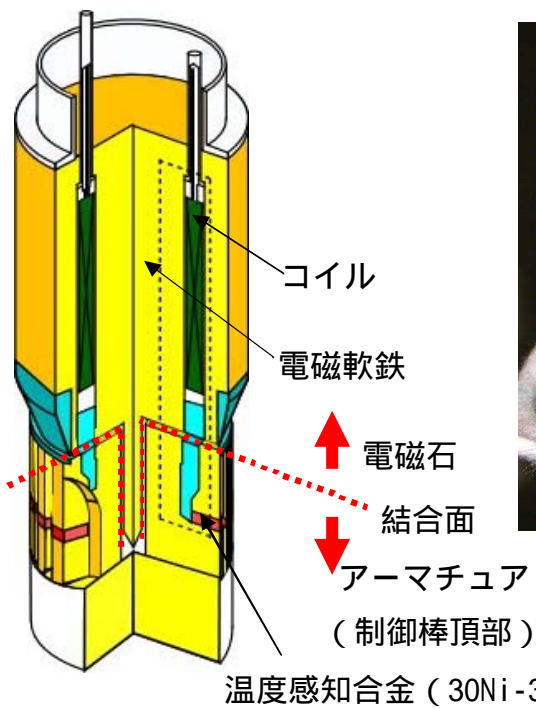


図2 SASS試験装置

写真：工場において撮影
(落下防止用に紐有り)

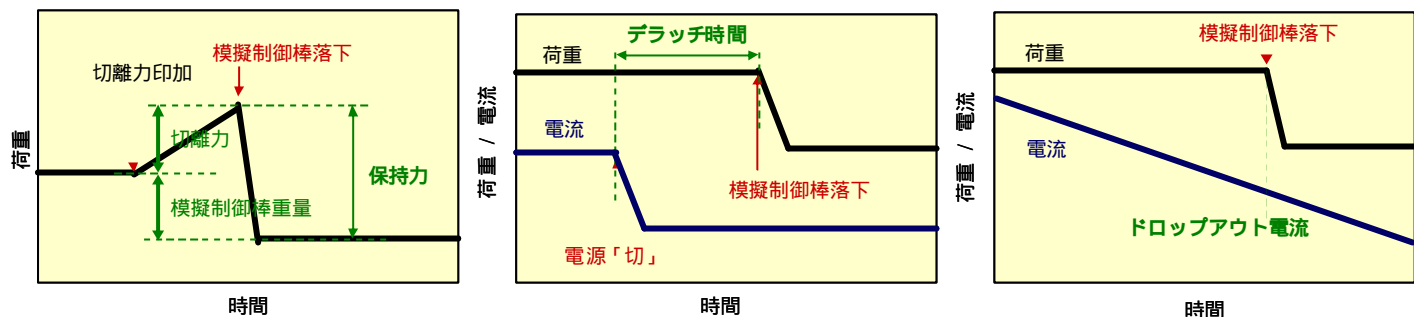


図3 保持力、デラッチ時間、ドロップアウト電流の測定方法（概念図）

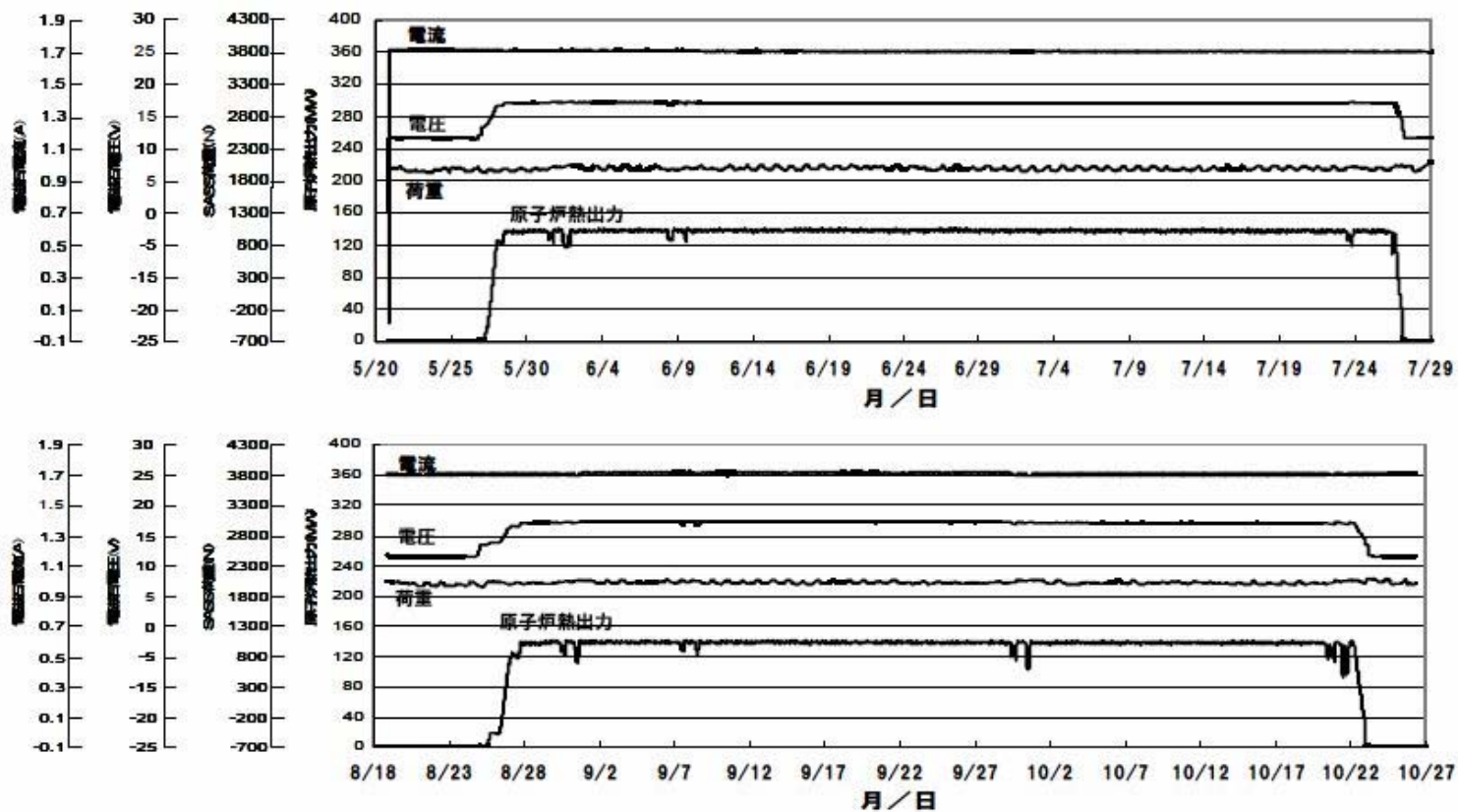


図4 保持安定性確認試験結果

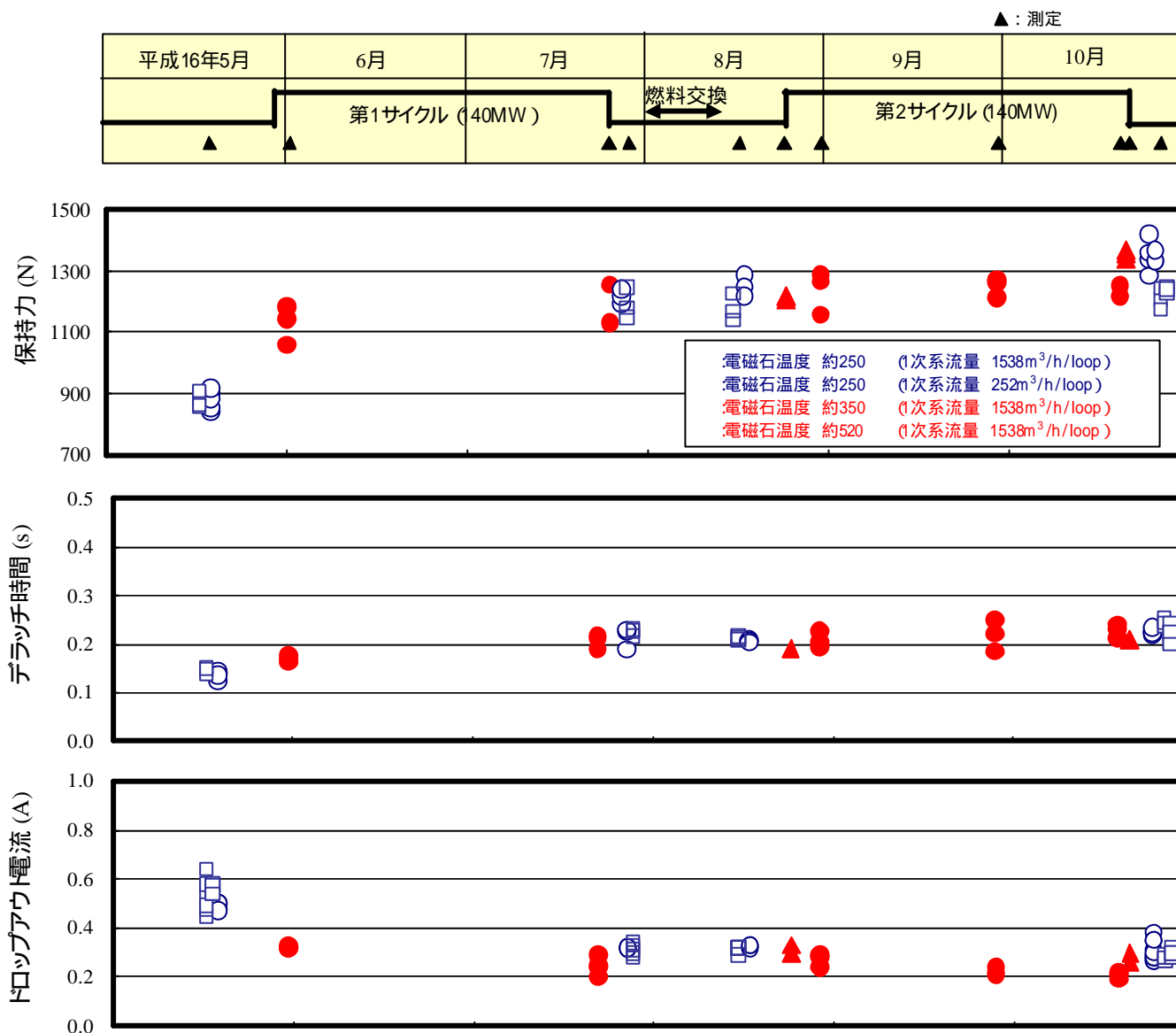


図5 保持力、デラッチ時間、ドロップアウト電流の推移

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[氏名] 大島 宏之 (おおしま ひろゆき)

[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) Ohshima Hiroyuki

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

(Address, Tel. and Fax) 4002 Narita, O-arai, Ibaraki 311-1393 Japan

Tel : 029-267-4141, Fax : 029-266-3675

(E-mail) ohshima@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 田中正暁 (たなかまさあき)

[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

(Name) Tanaka Masaaki

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

[氏名] 上出英樹 (かみでひでき)、木村暢之 (きむらのぶゆき)、小川博志 (おがわひろし)

[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

(Name) Kamide Hideki, Kimura Nobuyuki, Ogawa Hiroshi

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

[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

(Name) Kasahara Naoto

(Title of Function) Structural Mechanics Research 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

【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)

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)

乱流プロモータによるサーマルストライピング緩和方策の基礎実験研究 (愛媛大学)

配管系サーマルストライピングの緩和方策に関する基礎研究 (東北大学)

不規則温度ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法に関する基礎研究 (東京大学)

[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が発生し、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

上記課題等に対して、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。

【当初の達成目標（平成16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

解析評価システムの実験検証および新規開発した LES 解析コードにつき、各種基礎試験データを用いた検証を継続実施する。

ロ. 熱過渡に伴う流体 構造応答特性に関する試験

T 管内の温度変動特性について、外乱の影響を評価する。水およびナトリウム試験により構造壁近傍の温度変動減衰特性並びに流体と構造壁との熱伝達特性を解明する。

ハ. 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

安全裕度を適正化するためにシステム化した解析コード群に対し、システムとしての信頼性を定量化するための試験解析を実施する。また、熱荷重に対する配管合流部設計手順として構築した評価チャートの信頼性を定量化するための検討を行う。

【研究実施内容及び成果(平成16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

本研究においては、構造物に対して有意な熱疲労が発生し得る典型的な体系としてT管合流部を選択し、合流部での温度変動特性に大きな影響を及ぼす要因として、合流部の上流側にエルボ(90°曲がり管)を有する体系を対象とした。このような上流側にエルボを有する体系における熱流動場を予測するための数値解析手法を確立するために、DINUS-3 コードを用いて実験解析を実施してきた。(1-4) 実験はサイクル機構との共同研究として東北大学で実施されたものである。図1にエルボ入口からT管までを対象とした解析領域のメッシュ配置図をしめす。(1) 手作業ではメッシュ配置の困難なエルボ部に対して、自動メッシュ生成プリ・プログラムを開発し適用した。図2に軸方向断面での時間平均流速分布を示す。一般に、エルボに流入した流体は、エルボ内で生じる遠心力や流れの剥離のためエルボの出口ではエルボ背側の流速が速くなり、腹側の流速が遅くなる。解析結果は定性的に一致している。T部の直前において主配管内の軸方向流速は一樣にはならず、枝配管側の軸方向流速は遅く、反対側では速くなり、この非一樣な軸方向流速によって、枝配管噴流の挙動は、エルボの存在しない直管の場合とは様子が異なる。図3に軸方向断面における瞬時の温度分布を示す。解析結果(温度分布)の可視化結果から、本解析条件では枝配管噴流のフローパターンは、枝配管噴流が枝配管側の主配管壁面に沿って流れる壁面噴流と、主配管中心部を流れる偏向噴流との中間にある再付着噴流に分類でき、この結果は可視化実験結果と一致した。また、図4に壁面から1mm内側の流体温度の軸方向分布を実験結果と解析結果とを比較して示す。時間平均値に関して良い一致を示し、エルボを有するT管合流体系に対して、本解析手法が適用可能であることが分かった。しかしながら、温度変動量に関しては一致しておらず、未だ改良の余地があることが分かった。本解析では入口境界条件として一定の流速値を用いており、管内での乱流による流速変動は考慮していない。このため、エルボ部での乱れ発生を含めてもT部上流の流速の乱れが実現象(実験)に比べて、小さくなっている可能性がある。このため、管内乱流による入口境界での流速変動を考慮できるよう解析コード(DINUS-3)の改良を実施した。

構造物に対して有意な熱疲労を与え得る周期的低周波流動挙動の発生を防止するため、流体温度ゆらぎの高振幅成分と低周波成分を積極的に低減させることが可能な流体混合促進機構(乱流プロモータ)に関する基礎研究を行うと共に、DINUS-3 コードを用いて、乱流プロモータ設置下における熱流動現象を正確に再現し得る解析的評価手法の検討を行った。(5-6,12) 乱流プロモータは、矩形流路中の配管合流部下流側に設置されている(図5参照) 図6に乱流プロモータの高さをパラメータとし、主配管流速と枝配管流速との流速比を変えた場合の流動形態の変化の様子を示す。赤色のコンターは軸方向流速の変動強度を示している。乱流プロモータを設置することによって流路断面積が狭められ、主配管流が乱流プロモータ斜面上を加速されて流れようになる。プロモータ高さが高いと、プロモータ背後において強い速度変動が生じるようになり、プロモータ背後の再付着点近傍の壁面において、温度の異なる主配管流と枝配管流とが混合しながら主配管表面に付着するため、振幅の大きな温度変動を生じる可能性があることが明らかになった。従って、乱流プロモータによる混合促進効果の有効性は乱流プロモータ高さに比例せず、低い場合に有効であることが分かった。

これまでに、有限差分法によるLES解析コードを開発し、平行平板間流れ及びキャビティ内流れ等の単純体系における基本動作確認を実施してきた。(13) 本年度は、エルボ流れや平行3噴流等の実験体系に基づく検証解析を実施した。コード開発・実験検証にあたっては、日仏先進技術協力の協定に基づいて実施しているフランス原子力庁(CEA)との熱流動研究に関する技術協力の中でCEAとサイクル機構で技術者の相互派遣を含め多角的に進めた。

ロ. 熱過渡に伴う流体 構造応答特性に関する試験

流体の混合による温度変動と構造への熱荷重の評価を行うために、プラントでの混合現象において最も一般的体系としてT管体系による試験を実施した。これまで単純なT管における混合に着目した試験を行ってきた。(14) 16年度は上流の外乱が混合に与える影響に着目した試験研究を行った。

T管での混合に影響を与える外乱として流れの乱れや偏流が考えられる。そのような外乱要因として、前述のイ.と同様にエルボを取り上げ、速度場を含めて詳細な実験計測を実施した。試験装置は図7に示すように、水平におかれた主管(内径 $D_m=150\text{mm}$)に水平面内で直角に枝管(内径 $D_b=50\text{mm}$)が合流し、主管の上流で水平面内にエルボを枝管の方向から接続した体系とした。エルボ

は曲率半径 r が直径の 1.5 倍とし、エルボ出口から T 管までの距離を直径の 2 倍とした。温度は主管内に挿入した移動可能な熱電対ツリー、流速は粒子画像流速計速法にて計測した。

エルボの無いストレート体系での試験結果から壁面近傍での温度変動強度が高いことが示された壁面噴流条件での試験結果を示す。ここで壁面噴流は、枝管から出た流れが主管の流れに押されて枝管側の主管壁に沿って流れるフローパターンを指す。試験条件は定常状態で、主管側 1.43m/s、40、枝管側 1m/s、25 である。

図 8 に主管と枝管の各中心軸を含む断面及び主管の輪切り断面での温度変動強度をカラーコンターで表し、ストレート体系とエルボ体系の結果を比較して示す。変動強度は 360 秒間 100Hz サンプリングしたデータの rms 値を合流前温度差で無次元化したものである。エルボ体系の方が変動強度が大きく、値が大きい領域が広いことがわかる。図 9 に主管軸方向の速度成分の変動強度と合わせて温度変動強度の分布を、合流部の中心を原点として主管軸方向に 0.5Dm および 1Dm 離れた位置で、枝管の軸方向（図 7 の体系図に示す y 方向）空間分布として示す。エルボ体系ではどちらの位置でも速度変動強度が全体に大きく、エルボ出口での流れの剥離が乱れに影響していると考えられる。これに伴って、 $Z=0.5D_m$ では、温度変動のピーク値が大きくなるとともに、下流の $Z=1D_m$ では管壁に近い $y=-70\text{mm}$ の位置での温度変動強度が高くなっている。図 8 からわかるようにエルボのある方が T 部下流でより早く混合が進んだ結果と考えられる。従って、エルボの下流に T 管をおく場合は温度変動強度の増加に留意する必要がある。(15)

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、水及びナトリウムを作動流体とした平行三噴流試験により壁面ならびに壁近傍の流体温度変動を測定した。(16) 後者では、壁の熱物性（熱伝導率など）が伝達特性に与える影響を評価するため、壁の材質をパラメータとした水試験を行った。試験の結果、熱拡散係数が小さいアクリルに比べ熱拡散係数が大きい SUS や銅の方が壁面の温度変動強度が小さくなるとともに、壁近傍の流体温度変動も小さくなる結果が得られた。壁での温度変動と熱流束が流体側へ影響した結果と考えられる。

八. 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

イ. で示した例を始め実験データに基づく解析手法の検証を進めた。また、高温構造の設計全体の方針として、「実用高速炉高温構造設計方針」が暫定案として纏められた。(17) この中で高サイクル熱疲労について、「熱荷重設定に関するガイドライン」に「高低温流体の合流部の温度ゆらぎによる熱荷重」という項目を設け、本研究の成果を反映した。合流前最大温度差による初期スクリーニングから、段階的に評価を実施する多段スクリーニング手法を適用するとともに、流体の温度変動から構造の応力への周波数応答特性に着目し、流体温度の周波数特性から応力・疲労損傷を評価する手法をガイドラインの形でまとめた。さらに将来の基準化を目指し、熱応力の周波数特性から疲労損傷を直接評価する方法について、東京大学と共同研究を実施した。

【研究の達成状況（平成 16 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

上流側にエルボを有する T 字配管合流部を対象として DINUS-3 コードを用いた検証解析を実施し、解析手法の検討を行った。構造物に対して有意な熱疲労を与え得る周期的低周波流動挙動の発生を防止するため、流体温度ゆらぎの高振幅成分と低周波成分を積極的に低減させることが可能な流体混合促進機構（乱流プロモータ）を有する配管合流部における実験解析を DINUS-3 コードを用いて行い、乱流プロモータによる緩和効果について確認した。実験と解析により配管内の混合現象について、特に低レイノルズ数条件での混合メカニズムを把握できた。さらに、有限差分法による LES 解析コードの開発を行い、エルボ流れならびに平行三噴流体系における動作確認を実施した。

ロ. 熱過渡に伴う流体 構造応答特性に関する試験

T 字管体系水試験により、温度変動に及ぼす上流側の流速変動（外乱）の影響として、主管上流に設置されたエルボの影響を明らかにした。これまでエルボの影響は大きくないとされていたが、枝管とエルボが同じ向きにあるときに温度変動強度が増大し、特に低周波数成分への影響が大きいことを初めて見出した。平行三噴流体系の水およびナトリウム試験を実施し、温度変動の壁面近傍での減衰ならびに壁の熱物性が温度変動の伝達に及ぼす影響を把握した。

八. 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

解析コードシステムの検証を進めた。また、高サイクル熱疲労評価手法の指針化を念頭に、「実用高

速炉高温構造設計方針」の中に成果を反映し、流体の温度変動から構造の応力への周波数応答特性に着目して流体温度の周波数特性から応力・疲労損傷を評価する手法をガイドラインの形でまとめた。

(今後の予定)

イ. 流体 構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

新規開発した LES 解析コードにつき、各種基礎試験データを用いた検証を継続実施し、冷却材から構造材側まで一貫して過渡伝熱流動現象などを機構論的に評価できる手法として、評価精度要求レベルに応じて使分けが可能な解析コード群の開発・検証を行う。上流側にエルボを有する T 字管合流部における数値解析手法の検討を継続し、入口乱れ (入口境界条件での流速変動) に対する流体混合部での温度変動特性について調べることとする。

ロ. 熱過渡に伴う流体 構造応答特性に関する試験

熱荷重に対する配管合流部の設計評価手順の完成に向け、T 字管試験では主管上流にエルボを有する体系について、温度変動に与える影響をメカニズムを含めて評価する。

ハ. 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

配管合流部設計法の構築に必要なデータベースを整備するため、数値シミュレーションにより、エルボ効果を含めた枝配管噴流の流動様式の整理方法について検討する。また、熱流動解析と構造材内伝熱解析との連成を考慮することにより、流体中で生じる温度変動の構造材へ伝達特性について検討を行う。解析コードと評価チャートを組み合わせた合理的・実用的な方法論を確立し、評価チャートの信頼性を定量化するための検討を行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

高温構造の設計全体の方針として、「実用高速炉高温構造設計方針」が暫定案として纏められた。この中で高サイクル熱疲労について、「熱荷重設定に関するガイドライン」に「高低温流体の合流部の温度ゆらぎによる熱荷重」という項目を設け、本研究の成果を反映した。

【研究成果の発表状況 (平成 16 年度)】

- (1) 田中正暁、山口彰、結城和久、橋爪秀利、上流側にエルボを有する T 字配管合流部の数値解析、原子力学会 2005 春の年会、H41(2005).
- (2) M. Tanaka and T. Muramatsu, Numerical Simulation of Turbulence Mixing Characteristic in Various Secondary Flow Conditions at T-junction Piping Systems, ASME, PRESSURE VESSELS AND PIPING DIVISION CONFERENCE, (2004)
- (3) M. Tanaka and T. Muramatsu, Turbulence Mixing Characteristic in T-junction Pipe with Elbow Pipe in Upstream side, ASEJ, The 6th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6) (2004).
- (4) 田中正暁、村松壽晴、T 字配管合流部における枝配管噴流挙動に及ぼすエルボで発生する 2 次流れの影響、原子力学会 2004 秋の大会、D50 (2004).
- (5) 田中正暁、村松壽晴、村上諭、檜原秀樹、越智順治、配管合流部における乱流プロモータによる緩和効果の数値解析、原子力学会 2005 春の年会、H42 (2005).
- (6) T. Muramatsu, Numerical Investigations of Arched Vortex Characteristics Generated at T-junction Piping Systems, ASME, PRESSURE VESSELS AND PIPING DIVISION CONFERENCE, (2004).
- (7) T. Muramatsu, Numerical Simulation of Non-Stationary Heat Transfer Process Related to Thermal Striping Phenomena, ASME, PRESSURE VESSELS AND PIPING DIVISION CONFERENCE, (2004).
- (8) 檜原秀明、村松壽晴、平田直樹、須藤浩三、T 字形合流管内の流れ (第 1 報、流れの特性と枝配管からの流れが作る渦列)、日本機械学会論文集 (B 編) 70 巻 693 号, pp.1192-1200 (2004).
- (9) 村松壽晴、檜原秀明、村上諭、須藤浩三、T 字形合流管内の流れ (第 2 報、枝配管からの流れが作る渦列の数値解析)、日本機械学会論文集 (B 編) 70 巻 698 号, pp.2551-2558 (2004).
- (10) 千田 衛、稲岡恭二、吉村信哉、村松壽晴、村上 諭、田中正暁、非定常熱伝達特性の流体温度ゆらぎ周波数依存性に関する研究 (先行基礎工学研究に関する共同研究報告書)、JNC TY9400 2005-003 (2004).
- (11) 菅原良昌、結城和久、橋爪秀利、田中正暁、村松壽晴、上流にベンドを有する配管合流領域における非等温流体混合メカニズムの解明とサーマルストライピング緩和・制御法の開発 (先行基礎工学

研究に関する共同研究報告書) JNC TY9400 2004-027 (2004).

- (12) 長尾昭宏、檜原秀樹、越智順治、村松壽晴、乱流プロモータによる管継ぎ手部流体混合促進効果に関する基礎研究(先行基礎工学研究報告) JNC TY9400 2004-010
- (13) 高田 孝、田中正暁、大島宏之、山口彰、LESの炉内熱流動解析への適用性評価 - 差分LESの開発と基本検証 -、JNC TN9400 2004-073
- (14) 五十嵐実、上出英樹、田中正暁、木村暢之、高サイクル熱疲労に関するT字合流管内温度変動特性の研究、日本機械学会論文集(B編) 70巻700号、pp.126-133 (2004).
- (15) 小川博志、木村暢之、上出英樹他、T字管合流部における温度変動挙動に関する研究(6) - 上流側エルボによる温度変動への影響評価 -、日本原子力学会 2004年秋の大会, D48 (2004).
- (16) H. Kamide, N. Kimura, et al., Experimental study on temperature fluctuation near wall for evaluation of thermal striping, Proc. of 6th Int. Conf. on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan, Paper ID. 000347 (2004).
- (17) Naoto KASAHARA, Masanori ANDO, Masaki MORISHITA, Hiroshi SHIBAMOTO, Yoshihiko TANAKA, Kazuhiko INOUE, Research and Development Issues for Fast Reactor Structural Design Standard (FDS), ASME, PVP-Vol.472, pp25/32, (2004)
- (18) Naoto KASAHARA, Shinichi HASEBE, Sumio KOBAYASHI, Masanori ANDO and Nobuchika KAWASAKI, Hiroshi MORITA, SPECTRA Thermal Fatigue Tests Under Frequency Controlled Fluid Temperature Change - Development of Test Equipment and Preliminary Tests-, ASME, PVP-Vol.472, pp229/236, (2004)
- (19) 笠原直人、木村暢之、上出 英樹、パワースペクトル密度関数を用いた流体温度ゆらぎによる熱応力の評価法、機械学会、年次大会講演論文集(), pp81-82 (2004)
- (20) 川崎信史、安藤昌教、長谷部慎一、小林澄男、笠原直人、高速炉における高サイクル熱疲労に関する試験研究(1) ナトリウムを用いた正弦波温度変動熱疲労試験の試験計画、原子力学会春の年会, L26 (2004)
- (21) 笠原直人、柴本宏、田中良彦、神保雅一、実用高速炉構造設計基準のための技術開発(その8) - 熱荷重設定に関する指針の開発 -、原子力学会秋の大会, C17 (2004)

(発表予定)

- (1) M. Tanaka and A. Yamaguchi, Numerical Investigation on Local Heat Transfer under Large Scale Eddy Motion, 13th International Conference on Nuclear Engineering Technology (ICONE13), Beijing, China (2005).
- (2) M. Tanaka, S. Murakami, H. Hibara and K. Sudo, Numerical Simulation of the Flow Characteristics in T-junction with Turbulence Promoter, Int. Conf. on Jets, Wakes and Separated Flows, A-086, Oct. 5-8, 2005, Toba-shi, Japan, (2005).
- (3) N. Nakajima, H. Hibara, T. Muramatsu, M. Tanaka, Y. Iwamoto and J. Ochi, Effects of Turbulence Promoter on Flow in T-junction Piping Systems, Int. Conf. on Jets, Wakes and Separated Flows, A-086, Oct. 5-8, 2005, Toba-shi, Japan, (2005).
- (4) H. Ogawa, M. Igarashi, N. Kimura and H. Kamide, Experimental study on fluid mixing phenomena in T-pipe junction with upstream elbow, Proc. of 11th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Avignon, France (2005)
- (5) N. Kimura, H. Miyakoshi, H. Ogawa, H. Kamide, Study on convective mixing phenomena in parallel triple-jet along wall, Proc. of 11th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Avignon, France (2005).
- (6) 上出英樹、五十嵐実、木村暢之、林謙二、高サイクル熱疲労の熱流動現象に関する研究(T管および平行三噴流体系の温度変動) サイクル技報 27号 (2005).
- (7) Yves LEJEAIL, Naoto KASAHARA, Thermal fatigue evaluation of cylinders and plates subjected to fluid temperature fluctuations, International Journal of Fatigue (2005)
- (8) Naoto KASAHARA, Kyotada NAKAMURA and Masaki MORISHITA, Recent Developments for Fast Reactor Structural Design Standard (FDS), SMIRT-18 (2005)
- (9) Naoto KASAHARA, Nobuyuki KIMURA and Hideki KAMIDE, THERMAL FATIGUE EVALUATION METHOD BASED ON POWER SPECTRUM DENSITY FUNCTIONS AGAINST FLUID TEMPERATURE FLUCTUATION, ASME, PVP2005, (2005)
- (10) H. SHIBAMOTO, H. NAGASHIMA, K. INOUE, N. KASAHARA, M. JIMBO, I. FURUHASHI, DEVELOPMENT OF GUIDELINES FOR THERMAL LOAD MODELING, ASME, PVP2005, (2005)
- (11) Satoshi Okajima, Shinsuke Sakai, Satoshi Izumi, Atsushi Iwasaki, Naoto Kasahara, FATIGUE DAMAGE EVALUATION FOR THERMAL STRIPING PHENOMENA USING ANALYTICAL

SPECTRUM METHOD, ASME, PVP2005, (2005)

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[民間の研究の現状と動向]

高サイクル熱疲労による破損対策は古くからその重要性が認識されていたが、わが国では1999年に発生した敦賀2号機の再生熱交換器連結配管からの冷却材漏洩トラブルを契機に、経済産業省(METI)から通達が出され基準化に向けた研究が開始された。当時、日本機械学会動力エネルギーシステム部門に設置されていた、「熱荷重による構造物損傷評価手法に関する研究会」の下に軽水炉WGならびに「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」が組織され、2003年に「配管の高サイクル熱疲労評価指針 JSME S017」が策定された。(1-6)

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).
- (4) 奥田恭令：“軽水型原子力発電所の熱疲労による配管の損傷の分析”、原子力 eye、Vol.47、No.5、pp.60-64(2001).
- (5) 日本機械学会：“配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針”、S017-2003(2003).
- (6) 守屋祥一，高サイクル熱疲労評価指針策定の背景とその概要，機械学会年次大会，先端技術フォーラム 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 (2004).

[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として、指針化を目指した様々な評価法が提案されている。特に欧州では、CIVAUX炉のトラブルを契機に、評価、検査、補修、交換をサポートする体系的な研究開発を開始し、フランスを中心としながらも、OECD、EURATOM、各機関間での自主協力等、複数のチャンネルを通じ、協力、欧州規格化を目指している。(1-5)

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) Gelineau,O., et al., Review of predictive methods applied to thermal striping problems and recommendations, SMiRT15, F06/3, (1999).
- (2) Stephan,J.M., et al., Evaluation of the Risk of Damages in Mixing Zones: EDF R&D Programme, ASME, PVP-Vol.443-1, pp33/38,(2002).
- (3) C. Faigy, High cycle thermal fatigue: lessons learned from CIVAUX event, 2nd International Conference on Fatigue of Reactor Components, Snowbird, Utah, July 29-31 (2002).
- (4) C. Faigy, Thermal fatigue in mixing areas: Status and justification of French assessment method, 3rd International conference on fatigue of reactor components, EPRI-US NRC-OECD NEA, Seville, Spain (2004).
- (5) Chapuliot,S, Ancelet,O.,Payen,T. and Mathet,E., OECD Benchmark on Thermal Fatigue Problem; Synthesis of the benchmark, 3rd International conference on fatigue of reactor components, EPRI-US NRC-OECD NEA, Seville, Spain (2004).

【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IPPING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。各種基礎実験およびそれらの数値解析により、現象論的観点からのメカニズム把握ができた。また、エルボがT管内の温度変動に与える影響を初めて定量的に示すことができた。機械学会論文集に論文を3件発表するとともに、1件は機械学会論文賞を受賞した。

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]

T字配管合流部で発生する温度変動とその周波数特性に関する知見を得ることができ、実用高速炉高温構造設計方針に反映した。

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。

)

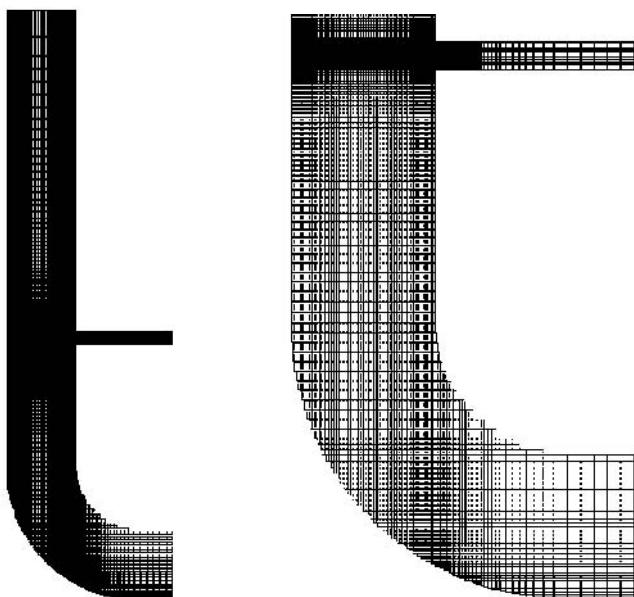
[説明欄]

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。当初計画した研究内容を予定通り進め、今後についても計画通りの成果が得られる見込みである。

【自由評価欄】

本研究では、サイクル機構との共同研究として愛媛大学で実施した「T字形合流管内の流れに関する試験」についてまとめた下記の論文(参考文献8)が**平成16年度機械学会論文賞**を受賞した。第2報として解析評価についても論文を発表している。T管内の流れ構造を低Re数条件で解明した成果が認められたものである。

檜原秀明、村松壽晴、平田直樹、須藤浩三、T字形合流管内の流れ(第1報、流れの特性と枝配管からの流れが作る渦列)、日本機械学会論文集(B編)70巻693号,pp.1192-1200(2004)。



(1) 全体メッシュ配置 (2) エルボおよび合流部

図1 メッシュ配置図

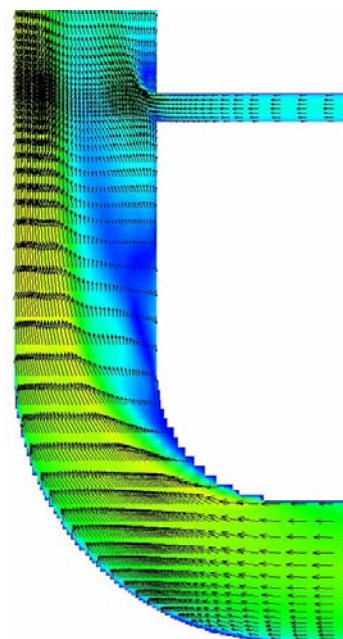


図2 流速分布

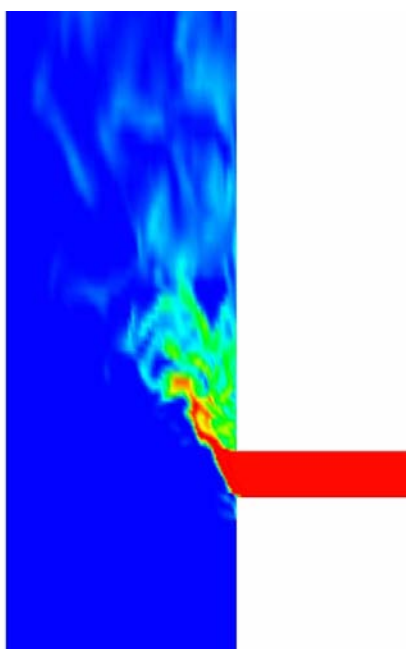
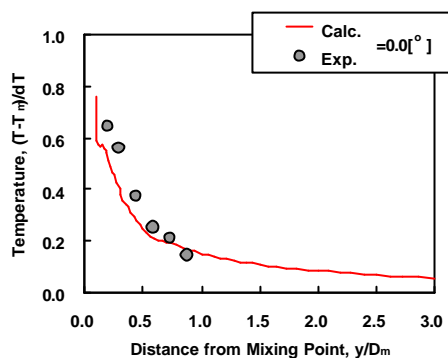
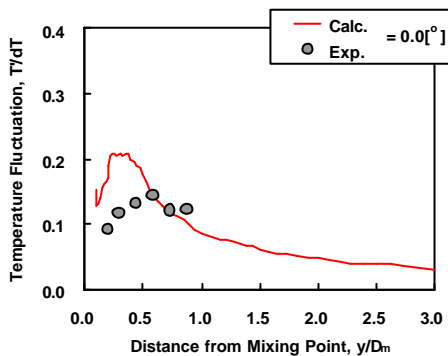


図3 軸方向断面の瞬時温度分布



(1) 時間平均流体温度



(2) 温度変動強度

図4 流体温度の軸方向分布の
実験結果との比較
(壁面から 1mm 内側)

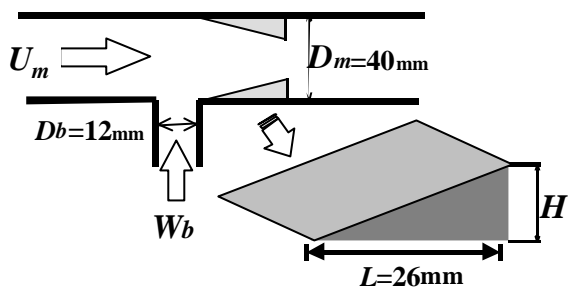


図5 乱流プロモータ

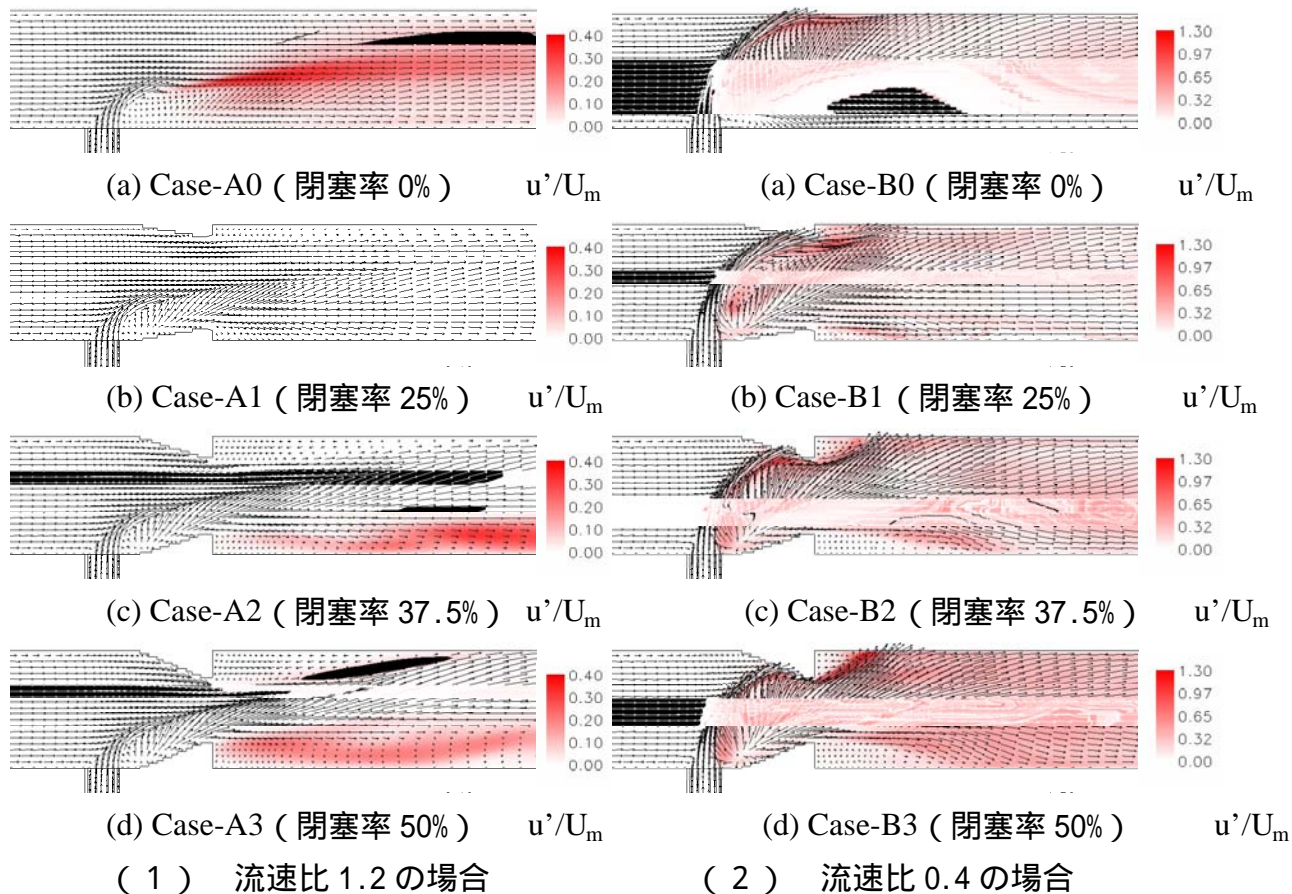


図6 速度変動強度とベクトル分布
(流速比 = 主配管流速 / 枝配管流速)

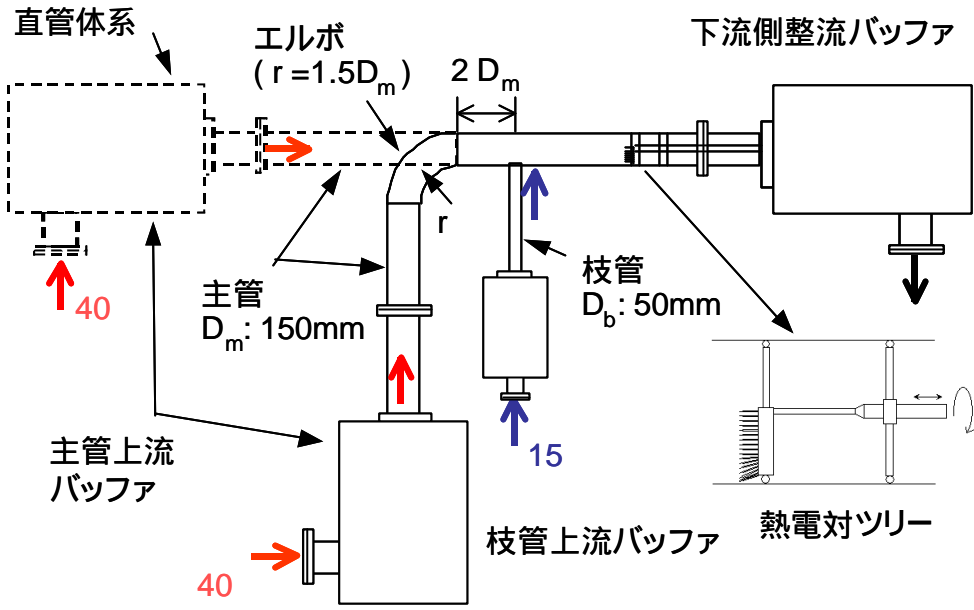


図7 T管試験装置試験部

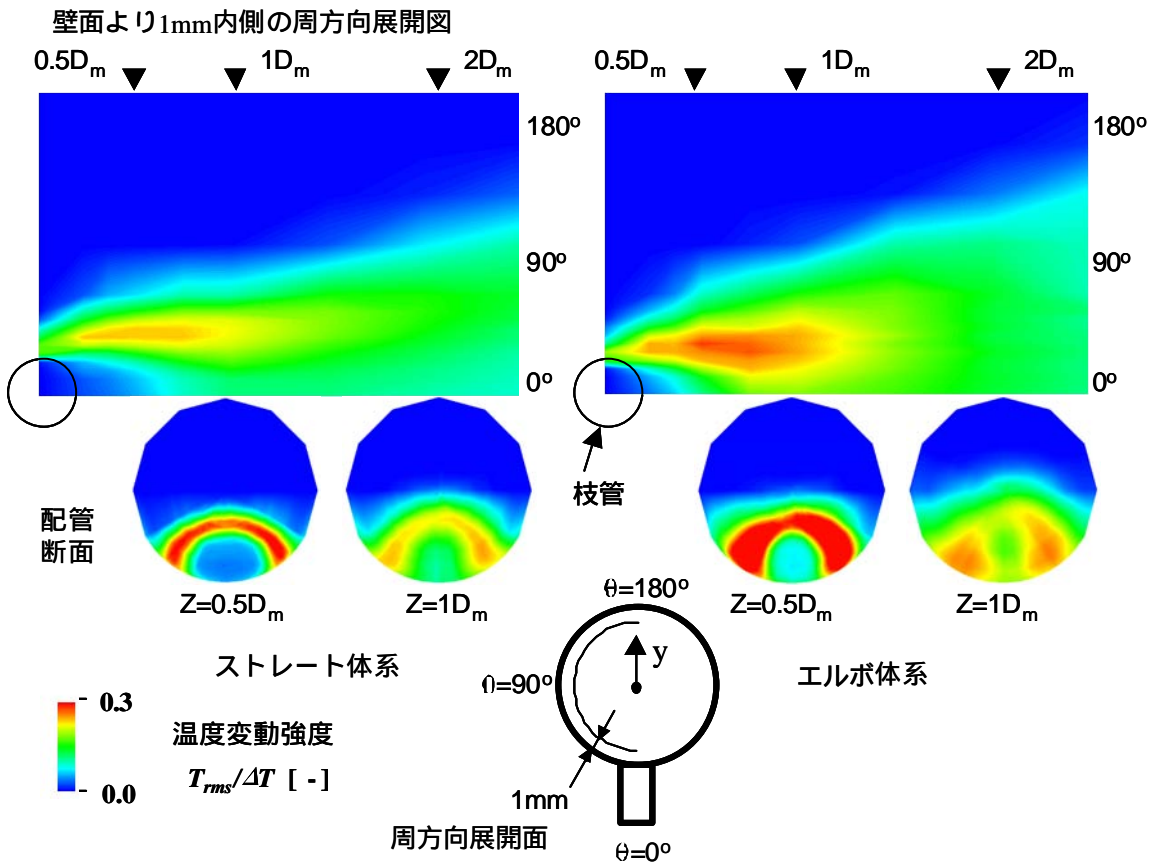


図8 エルボ体系とストレート体系での温度変動強度分布の比較

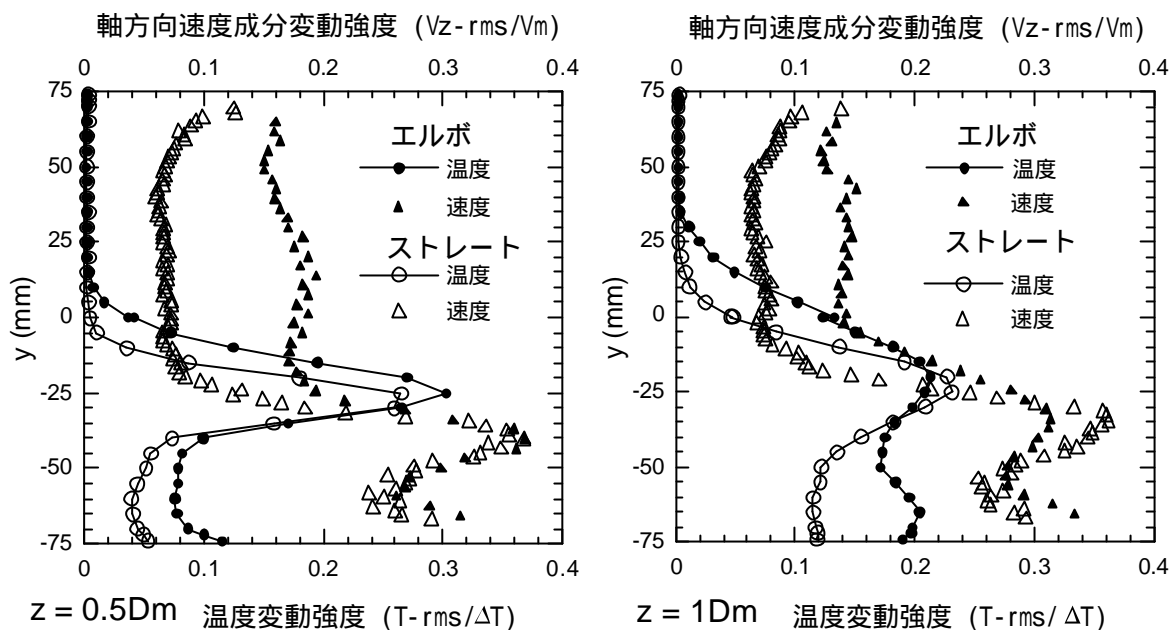


図9 主管内の温度変動強度と速度変動強度の枝管軸方向（y方向）分布

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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 Fax:029-266-3867
(Name) MIYAKE Osamu

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

(Address, Tel. and Fax) Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel.: 029-267-4141,
Fax: 029-266-3867

(E-mail) miyake@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 佐藤 博之(さとう ひろゆき : Sato Hiroyuki)

[氏名] 川又 伸弘(かわまた のぶひろ : Kawamata Nobuhiro)

[氏名] 小林 順(こばやし じゅん : Kobayashi Jun)

[氏名] 上出 英樹(かみで ひでき : Kamide Hideki)

[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 : Ohshima Hiroyuki)

[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

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

【研究期間】

平成 13年度 ~ 平成 17年度

【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)

高燃焼度燃料および革新型燃料の熱流動設計評価における数値実験法の開発
(東京工業大学)

[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

同上、水流動伝熱試験室、変形燃料要素試験装置

【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、本研究にイ．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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

イ．集合体内熱流動の評価

変形ピンバンドルにおける流動現象について、部分閉塞試験装置を用いた実験ならびに変形ピン基礎試験装置を用いた可視化により変形に伴うと考えられる現象を評価する。燃料ピンの変形と熱流動を連成した手法の構築を行なうとともに、機能検証解析を実施する。

ロ．全炉心の熱流動評価

集合体ダクトの変形や炉心槽内の熱流動場を考慮し、炉心全体の熱流動特性を評価できる手法のプロトタイプについて、自然循環移行時の試験データを用いた機能検証解析を実施する。

【研究実施内容及び成果（平成16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流路面積の偏りにもなって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、集合体内流路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、既存の試験体を使ったナトリウム試験ならびに実験解析を実施した。(1) 試験では37本ピン束模擬集合体の1本のピンだけを加熱し、その周囲の温度を測定することで混合の状態を把握する手法を用いた。部分的に閉塞した試験体を使うことで、閉塞物を回り込むクロスフローのある体系での現象を把握することができる。昨年度までに、加熱ピンと閉塞物の距離をパラメータにして閉塞物周りのクロスフローが混合に及ぼす効果を把握した。本年度は、出力、流量条件をパラメータとした試験解析を行い、クロスフローの効果に対する出力、流量条件の影響を把握した。

解析にはサブチャンネル解析コードASFREを用いた。ASFREコードは3本の燃料ピンで囲まれたサブチャンネルを単位とした比較的粗い解析メッシュを用い、水平面内を含む多次元で運動量式を解いている。また、ワイヤースペースの流動抵抗をワイヤーに沿う方向を考慮したDistributed Resistance Modelにて考慮している。

試験は37本の模擬燃料ピンからなる六角集合体の1辺に沿う外側2列のサブチャンネルを高さ35mmに渡ってポーラス状閉塞物で閉塞させた模擬燃料集合体を用いた。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。代表的な試験ケースについて、加熱したピンに隣接するサブチャンネルを通る軸方向温度分布に関する実験及び解析結果を図1に示す。加熱ピンの位置は、図1に示すように閉塞物の端にあたる306ピンである。試験条件は、出力/流量比を一定

とし、高出力条件では、発熱ピン（1本）の線出力密度と集合体内平均流を、大型炉定格運転の最大ピン線出力密度（420W/cm）、集合体内平均流速の各1/2とし、低出力条件では各15%とした。

サブチャンネル H は加熱ピンに接するサブチャンネル、J は非加熱ピンを挟んで1列離れたサブチャンネルである。図の縦軸は閉塞物上端をゼロとし、ワイヤースペースの巻きピッチで無次元化した高さであり、横軸は加熱ピンの出力とピン1本あたりの平均流量で決まる温度上昇幅で無次元化した温度である。シンボルで示した実験結果をみると、両サブチャンネルともに軸方向温度分布は出力の影響をほとんど受けていない。実線で示した解析結果は実験で得られた温度分布によく一致するとともに、やはり出力の影響がみられない。サブチャンネル H の上部では一部、高出力条件で温度が高い結果が得られた。解析結果は、実験結果を過小評価するものの出力依存性の傾向は一致している。解析では、サブチャンネルを一つのコントロールボリュームとしており、加熱ピンが1本しかないために非均一性の高い本試験体系に対してメッシュが粗く平均化されることが、温度の過小評価の理由の一つと考えられる。しかし実際にはすべてのピンは発熱することから非均一性は低減されると考えられる。以上の結果から、閉塞物を迂回するように流れるクロスフローが生じている体系においても ASFRE を用いた解析により集合体内の混合特性をよく評価できることが確認できた。

変形を含む燃料集合体内の流動特性を把握するため、水に屈折率がほぼ等しい半透明樹脂（FEP 樹脂）を用いてワイヤースペース型燃料ピンバンドルを模擬し内部の流速場を測定する試験を実施した。図2に試験で得られたピン束内の可視化画像を示す。模擬集合体は7本ピン束で六角の亚克力製ラッパー管に収納されている。画面上手前の2本のピンはより透明度の高い樹脂で製作している。試験装置製作上の都合でこの2本についてはワイヤーを模擬していない。

変形燃料集合体内熱流評価手法として、図3に示す解析システムの構築を昨年度に引き続き実施した。これは現在の計算機処理能力の限界を考慮し、詳細度（スケール）の異なる解析手法を連携することにより、対象に応じて必要な評価を実現できるようにするものである。すなわち、1)燃料集合体全体は従来のサブチャンネル解析手法を改良したものを、2)変形バンドル内部分領域詳細解析には形状適合性に優れた有限要素法熱流動解析手法を、そして3)乱流モデルの適用が困難な燃料ピン接触近傍などの局所詳細な領域にはモデルを一切排除した直接シミュレーション手法を適用するものである。

サブチャンネル解析手法としては、上記の実験解析に加えて、燃料ピンバンドルそのものの変形を評価する変形解析コード BAMBOO との連成解析を可能とすべく、ASFRE コードと BAMBOO コードの連成アルゴリズムの開発に着手した。これは昨年度実施したインタフェースプログラムを発展させ、並列計算機上で2つのコード間のデータの交換を行いながら、燃料変形と熱流動の収束計算をさせるものである。第1ステップとして、BAMBOO コードを並列計算機上で動作させる改良を行なうとともに、ASFRE コードとの連成解析を制御するアルゴリズムのプロトタイプ構築を行なった。また、実際に並列計算機上で複数の燃料ピンバンドル体系を用いた試計算を行い、その適用性を確認した。

部分詳細解析に適用する有限要素法解析手法については、これまでに整備した複数の高レイノルズ数型乱流モデルに加えて、より予測精度を高める低レイノルズ数型乱流モデル（低レイノルズ数型 $k-\epsilon$ モデル、レイノルズ応力モデル）を組み込んだ。高レイノルズ数型と比べて計算時間が長くなるものの、ピンバンドル内のような壁乱流において重要な壁境界の取り扱いがより厳密となり、普遍的且つ精度の高い解析が可能となった。さらに流体温度計算を可能とすべく、熱乱流モデルを含む温度場解析機能を導入した。ここでは、ブシネスク近似に基づくエネルギー保存式を Galerkin 法で離散化して組み込むとともに、数値安定化として BTD 法及び最適化 SUPG 法を採用した。温度場の乱流モデルとしては、流動場における標準 $k-\epsilon$ モデルと同様に渦拡散モデルを用いた標準2方程式モデルおよび低レイノルズ数型2方程式モデルの組み込みを行った。いずれのモデルも温度バリエーション k および温度バリエーション散逸率 ϵ の輸送方程式を Galerkin 法で離散化して解くが、低レイノルズ数型2方程式モデルでは ϵ の輸送方程式の一部に壁減衰関数を適用した。熱乱流モデルを除く温度場解析機能の検証として、スカラー量輸送問題、サーマルキャピティフロー解析を行った。例として図4にスカラー量輸送問題の解析体系と境界条件を、図5に解析結果を示す。これは固定された流れ場において入口部で与えられたスカラー量分布が出口部でどのように変化するかを確認するものである。SUPG 法の結果にオーバーシュートが見られるものの、ペクレ数が $10 \sim 10^6$ の範囲で Schonauer の結果とよく一致することを確認した。一方、温度場乱流モデルの適用性については、平行平板間流れの解析を行い DNS による結果との比較を行った。図6, 7に無次元流速分布と温度差分布の比較を示す。いずれの乱流モデルも流速分布を良好に再現するが、温度差分布では標準型の方は過小評価となった。また、低レイノルズ数型については壁面直近のメッシュ分割幅に対する感度が比較的大きいという傾向が見られた。壁面近傍の温度評価に重点を置く場合は、必要となるメッシュ分割数の点で不利ではあるが、低レイノルズ数型モデルが精度的に有効であることを確認した。

直接乱流シミュレーション手法については、東工大との共同研究により、コード整備および単純燃料ピ

ン体系への適用解析を行なった。ここでは大規模解析の効率向上に向けて並列化手法を改善するとともに、無限ピン体系を用いた適用解析により、サブチャンネル内の流況、壁剪断応力分布などの詳細データを獲得した。これらのデータベースは今後部分詳細解析コードの乱流モデル最適化に利用される。

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 ACT を開発している。今年度は昨年度に引き続き、解析コードシステムの機能検証を行うため、ナトリウム炉外自然循環試験解析を実施した。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)および1次系炉心冷却系(PRACS)を1基ずつ備えた上部プレナムおよびループで構成される。昨年度の解析では定常自然循環状態を対象としたが、今回はスクラムから自然循環に至る過渡を模擬した状態を対象とした。解析結果の一例として、図8に7本の模擬燃料集合体における流量変化および IHX 出入口冷却材温度変化について実験計測値との比較を示す。IHX 出口において模擬スクラム直後の相対的に大きな温度変動に幾分ずれが生じているものの、全般的に実験結果と良好な一致が得られていることがわかる。また、図9には模擬炉心の発熱中心付近における冷却材温度分布の比較を示す。ここではスクラム後28秒、130秒、2000秒を例として示す。幾分ばらつきがあるものの、温度分布の過渡変化を比較的良好に再現している。以上から、過渡事象におけるACTコードの適用性が確認された。

【研究の達成状況(平成16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、集合体内クロスフローが混合特性に与える影響を出力/流量比をパラメータにして把握するとともに、クロスフローによる混合現象についてサブチャンネルコードASFREの検証を行い高い適用性を有することを確認した。変形ピンをモデル化し屈折率の影響を最小限に抑えた流速場計測用試験体を用い、変形ピン束内の可視化計測が可能であることを確認した。また、ASFREコードと燃料変形を評価するBAMBOOコードの連成アルゴリズムのプロトタイプを開発し、試計算によりその適用性を確認した。変形燃料ピンバンドル内部分詳細解析手法の開発については、新たに低レイノルズ数型乱流モデルを組み込むとともに、温度場解析を可能とすべく、熱乱流モデルを含む温度場解析機能を導入した。基本検証解析によりその妥当性を確認した。さらに直接乱流シミュレーションコードを無限ピンバンドル体系に適用し、流動に関する詳細データを取得した。

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基本検証として、ナトリウム炉外スクラム過渡自然循環移行試験を対象として解析を実施し、模擬炉心部における温度場や流量変化の再現性を確認した。これにより、開発したコードの適用性を明らかにした。

(今後の予定)

イ．集合体内の熱流動評価

平成17年度には、変形燃料要素試験装置を用いて変形ピンの形状測定ならびに流速場の測定を行い、変形が速度場に与える影響を把握する。サブチャンネル解析コードと部分詳細解析コードおよび燃料変形解析コードからなる変形燃料集合体内熱流動評価手法システムを構築する。

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開発のまとめとして、コード解説および取り扱い説明書を作成する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

基準・指針への反映は現時点では特にない。

燃料集合体内部分詳細解析に適用する有限要素法解析手法については、実用化戦略調査研究で進められているナトリウム冷却高速炉設計において、上部プレナム内流況解析に適用されている。また、この有限要素法解析コードとサブチャンネル解析コードASFREおよび燃料変形解析コードBAMBOOを組み合わせたシステムは、今後「もんじゅ」燃料高燃焼度化の評価をはじめ、新型炉の高燃焼度燃料健全性評価に活用される。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- (1) H. Kamide, H. Miyakoshi, N. Kawamata, and H. Ohshima, "Study on mixing due to transversal flow in a fuel subassembly of fast reactor (Sodium experiment using 37-pin subassembly model)," Proc. of 12th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE12), ICONE12-49199, Arlington USA (2004)
- (2) 川又伸弘、宮越博幸、上出英樹、「燃料集合体内の混合特性に関する研究 - クロスフローによる混合現象とサブチャンネル解析の適用性- 」JNC TN9400 2004-047 (2004)
- (3) H. Ohshima, "Thermal Hydraulic Analysis of Model Pin Bundle with Liquid Metal Coolant," 11th International Meeting of International Association for Hydraulic Engineering and Research (IAHR) working group on advanced nuclear reactors thermal hydraulics, Obninsk Russia (2004)
- (4) 上羽 智之、大島 宏之、「燃料集合体変形解析コード BAMBOO と熱流動解析コード ASFRE-IV によるバンドル変形・熱流動連成解析」 JNC TN9400 2004-003 (2004)
- (5) 大島 宏之、今井 康友、「高速炉燃料集合体内詳細熱流動解析評価手法の開発(4) - 乱流モデルを含む温度場解析機能の導入-」、日本原子力学会 2004 年秋の大会、F1、京都、(2004)
- (6) 阿竹 規男、二ノ方 壽、三沢 丈治、大島 宏之、「直接シミュレーションによる稠密格子燃料集合体内の乱流特性評価」、日本原子力学会 2005 年春の年会、H30、東海大学 (2005)

(発表予定)

- (7) 大島 宏之、「全炉心熱流動解析コード ACT の検証解析」JNC 成果報告書
- (8) H. Ohshima, Validation Study of Thermal-Hydraulic Analysis Prograk "SPIRAL" for Fuel Pin Bundle of Sodium-Cooled Fast Reactor, Proc. of 11th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Avignon, France (2005).
- (9) 大島 宏之、今井 康友、「高速炉燃料集合体内詳細熱流動解析手法の開発(3) - 乱流モデルの高度化および熱乱流モデルの導入」、JNC 成果報告書
- (10) 今井 康友、大島 宏之、「変形バンドル解析用メッシュジェネレータの開発」、JNC 成果報告書

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[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。(1)

(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 本ピンの位置をソ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(1),(2)。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(3)。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. Cagnet, 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]

イ. 集合体内の熱流動評価では、変形燃料集合体用サブチャンネル解析コードの整備に加えて、燃料変形解析コードとのカップリングを前倒して進めている。

ロ. 全炉心の熱流動については、予定通り炉外試験データに基づく自然循環時基本検証解析を実施した。

【自由評価欄】

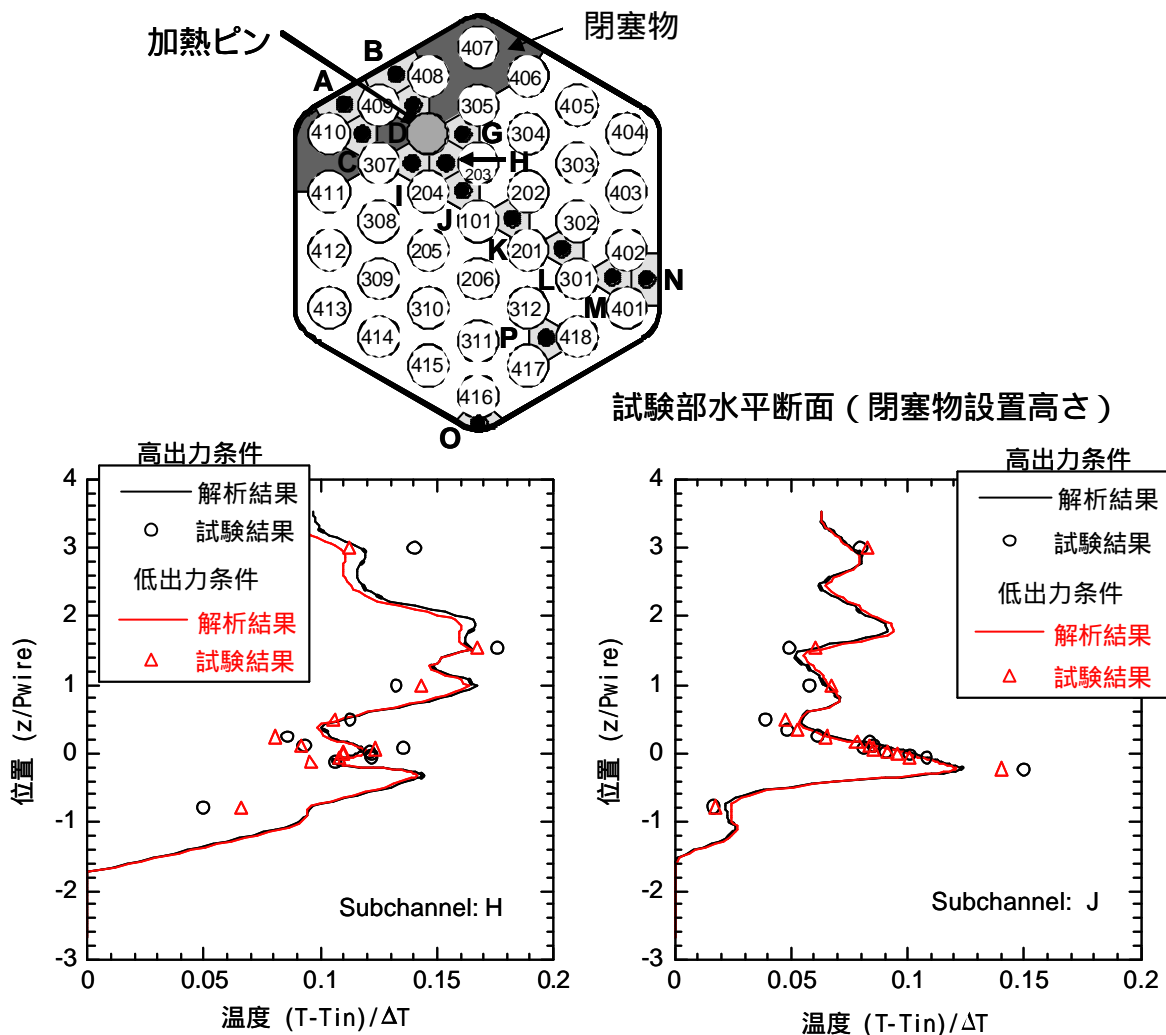
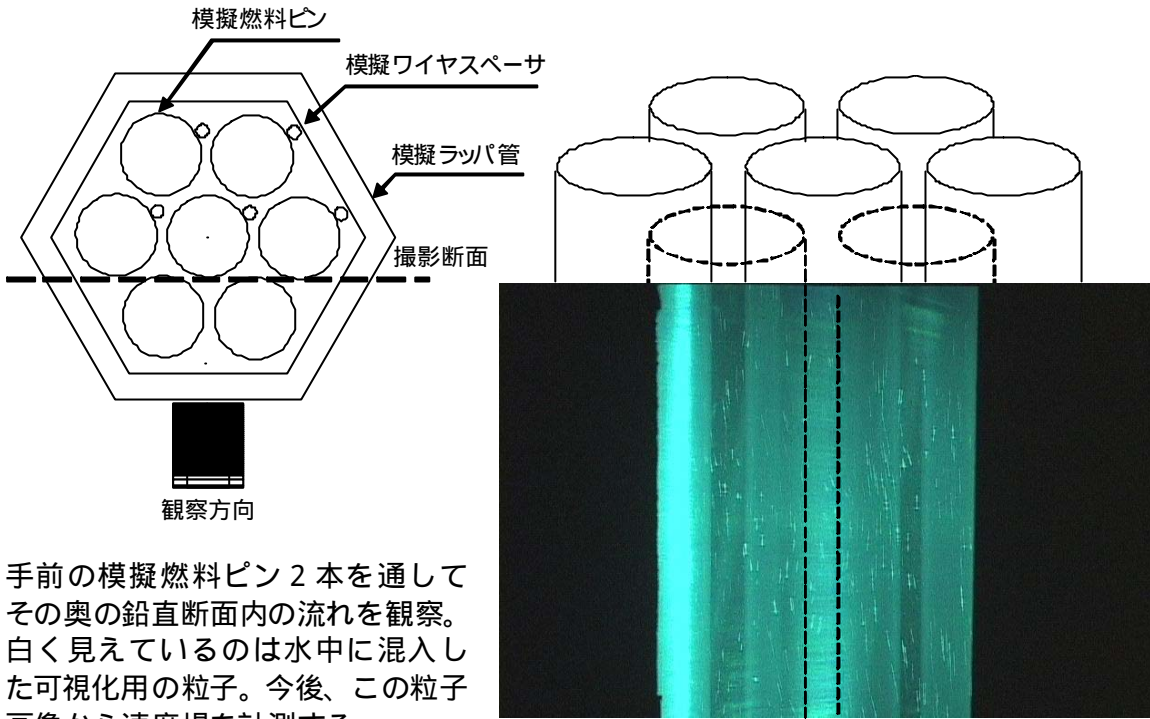


図 1 閉塞物近傍の集合体内軸方向温度分布への出力条件の影響



手前の模擬燃料ピン2本を通してその奥の鉛直断面内の流れを観察。白く見えているのは水中に混入した可視化用の粒子。今後、この粒子画像から速度場を計測する。

図2 変形ピン試験装置による集合体内流れ場の可視化画像

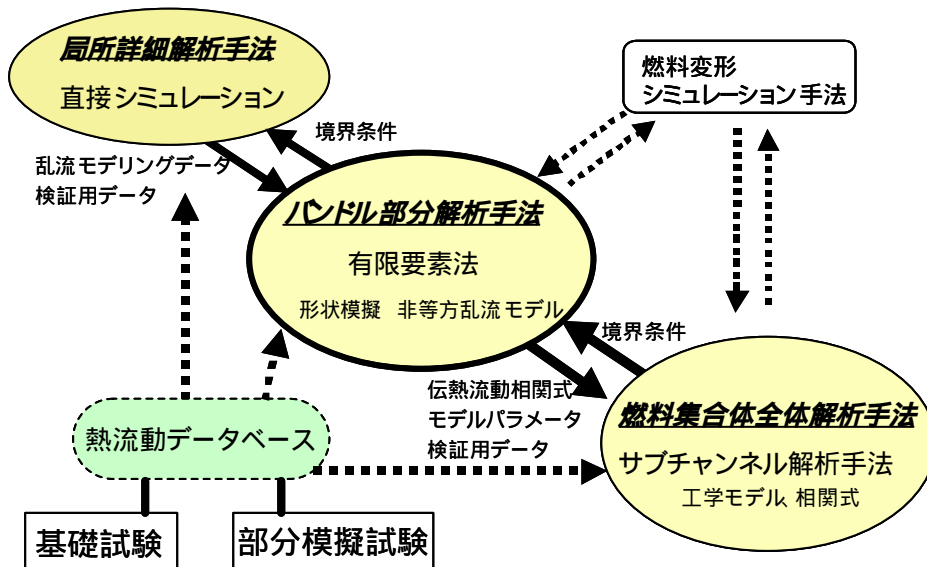


図3 変形燃料集合体熱流動シミュレーションシステムの概要

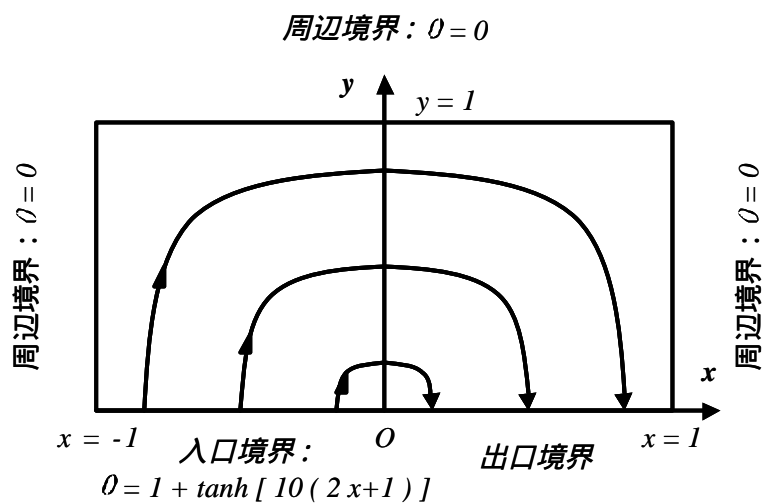


図4 スカラー量輸送問題解析体系および境界条件

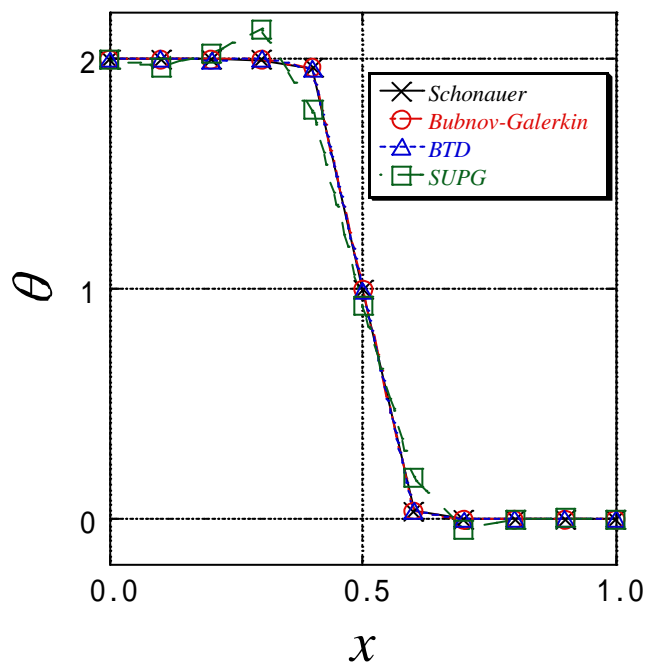


図5 出口温度分布の比較

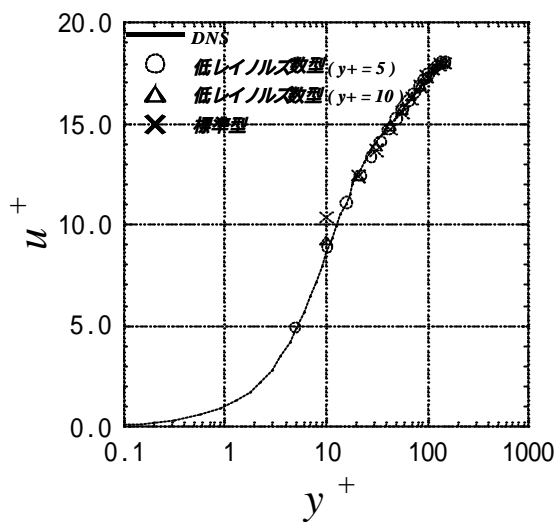


図6 無次元流速分布

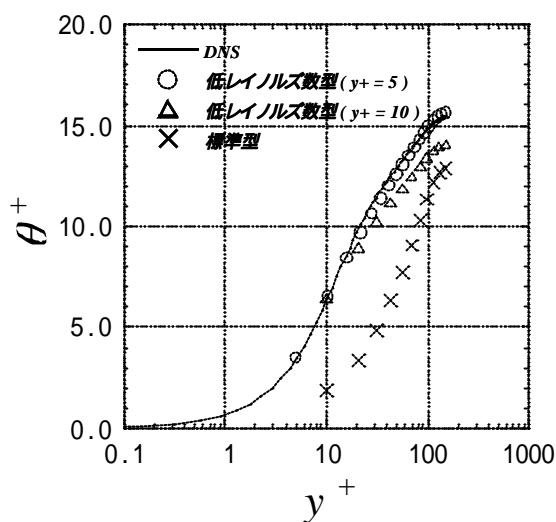


図7 無次元温度分布

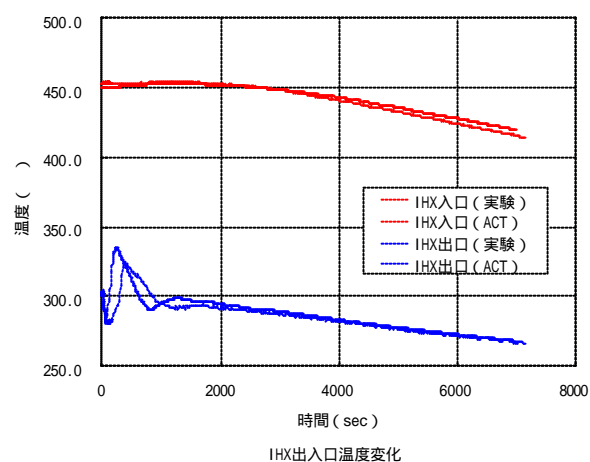
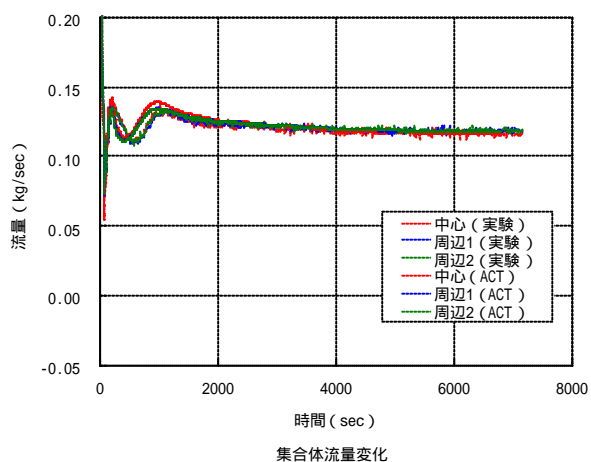


図8 燃料集合体流量変化および IHX 出入口温度変化の比較

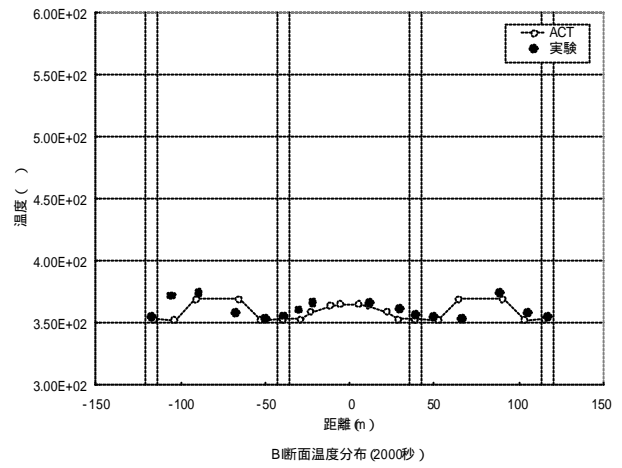
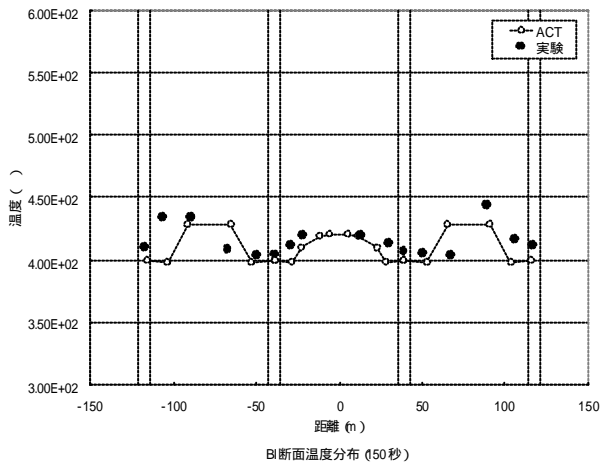
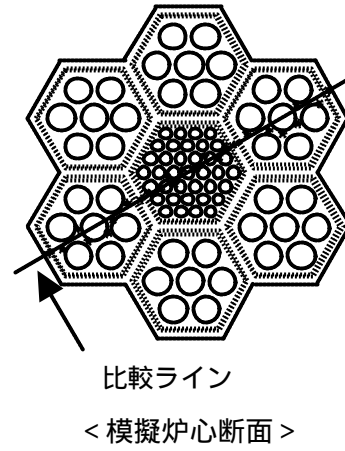
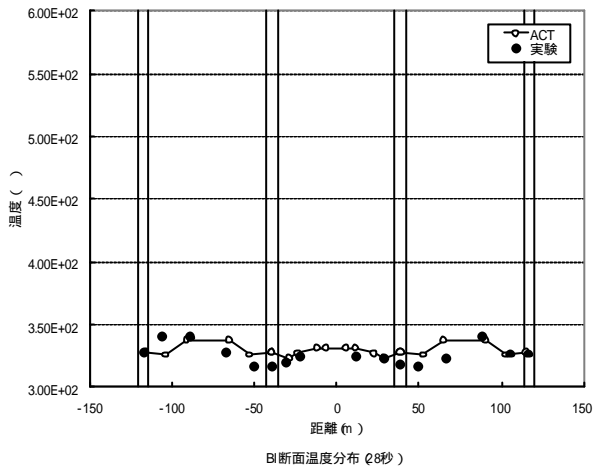


図9 模擬炉心部発熱中央での冷却材温度分布比較

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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 FAX: 029-266-3717

(Name) MIYAHARA Shinya

(Title of Function) Thermochemistry Safety Engineering Group,

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address and Tel. and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki-ken,
Japan, 311-1393, Tel: +81-29-267-4141, Fax: +81-29-266-3717

(E-mail) miy@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 浜田 広次 (はまだ ひろつく: HAMADA Hirotsugu)

大野 修司 (おおの しゅうじ: OHNO Shuji)

清野 裕 (せいの ひろし: SEINO Hiroshi)

石川 浩康 (いしかわ ひろやす: ISHIKAWA Hiroyasu)

堂田 哲広 (どうだ のりひろ: DODA Norihiro)

佐藤 研二 (さとう けんじ: SATO Kenji)

[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] 山口 彰 (やまぐち あきら: YAMAGUCHI Akira)

[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

[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] 廣沢 孝志 (ひろさわ たかし: HIROSAWA Takashi)

佐藤 勇 (さとう いさむ: SATO Isamu)

[所属] 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 燃料材料試験部 照射燃料試験室

Alpha-Gamma Section,

Fuels and Materials Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

【研究期間】

平成13年度～平成17年度

【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 (SAPPFIRE 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。

【当初の達成目標 (平成 16 年度)】

イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

ナトリウム燃焼実験のデータベース確立に向けた成果まとめ

ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

実機適用想定で漏えい判断に要する時間及び誤信号に関する信頼性を評価

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

小規模基礎試験による発生水素の挙動 (水素再結合挙動に対する雰囲気酸素濃度の影響等) の評価

ニ．ソースターム移行挙動評価手法の整備

放射性物質の炉内移行に関する解析モデルの検証・整備

【研究実施内容及び成果 (平成 16 年度)】

イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

(a) ナトリウム漏えい燃焼実験

ナトリウム液滴燃焼挙動の現象論的解明に向けて、単一ナトリウム液滴の落下挙動、着火挙動及び着火後

の燃焼挙動を詳細に把握することを目的とした2種類の実験（東邦大学との共同研究として行っている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）を実施してきた。

(1)静止ナトリウム液滴燃焼実験^(1,12)

空気流速の設定範囲の最大値を昨年度の200 cm/sから400 cm/sへと増加させた実験装置を用いて、ナトリウム液滴の着火過程を詳細に観察し、空気流速と液滴径が着火に与える影響に関して、次の結果を得た。着火遅れ時間は、流速が300 cm/s付近までは流速の増加とともに減少し、それ以上の流速では、流速の増加とともに減少率が増加しながら減少する結果が得られた（図1）。着火は昨年度までの観察結果と同様に液滴上端付近を除く全領域にわたってほぼ同時刻に生じ、300および350においては着火前に多数の小さな柱状突起の生成・消滅が液滴表面で観察された（図2）。この突起物の生成は、低酸素濃度条件でのナトリウムプール表面でも観察されるナトリウム特有の現象であるが、着火に直接関与する現象ではなかった。着火遅れ時間は液滴直径が大きくなるにつれて増加し、その増加率も液滴直径が増大するにつれてやや大きくなる傾向が認められた（図3）。また、これまでの実験結果と同様に着火遅れ時間は液滴初期温度が高いほど短くなる傾向が観察された（図1、図3）。

(2)ナトリウム液滴落下燃焼実験^(2,13)

前年度までの実験結果を整理し、ナトリウム液滴の落下運動の特徴、また、初期液滴径の燃焼挙動に与える影響、ナトリウム液滴が D^2 則に従って燃焼することを明らかにした。燃焼ナトリウム液滴の空気抵抗は同直径の剛体球に比べて1.4～2.2倍大きく（図4）、その主な要因は燃焼発熱に伴う液滴周囲ガスの粘性増加であることがわかった（図5）。初期液滴径の増加とともに、着火遅れ時間および燃焼量は増加し、燃焼速度は減少する傾向が得られた（図6、図7）。この着火遅れ時間の増加は液滴径の2乗に比例して燃焼断面積である液滴表面積が増加することに起因すると考えられ、また、燃焼量および燃焼速度の変化は燃焼速度が液滴径の2乗の時間変化率に比例する関係（いわゆる D^2 則）から導出される結果と一致するものである。反応生成物中の Na_2O 割合をパラメータとした D^2 則モデルの燃焼量の計算値は測定値と相関があり、これよりナトリウム液滴の燃焼が D^2 則に従うことが示された（図8）。また、反応生成物中の Na_2O 割合として0.51～0.75を仮定した場合に計算値と測定値が一致する結果（図8の対角線上に相当）が得られた。

これらの単一ナトリウム液滴の落下燃焼挙動に関する詳細な実験によって、ナトリウムスプレイ燃焼のデータベースとして活用し得る基礎的な知見を蓄積することができた。

(b)ナトリウム燃焼解析コードの整備^(7,8,14)

これまでにナトリウム燃焼解析コードを以下の通り開発した。SPHINCSは建物全体を解析できるゾーンモデルコードである。また、AQUA-SFはフィールドモデルコードであり、多次元熱流動現象と燃焼現象を解析するコードである。これらに加えて、ナトリウムプール燃焼の多次元効果を定量化するため、3次元のプール燃焼解析コードを開発した。プール燃焼解析を行い、境界層近似の解析と比較した結果、平均燃焼速度やエアロゾル放出率はほぼ一致することが分かった。一方、プールエッジ周辺と中央付近では酸素の輸送特性の差により燃焼率が数倍あるいはそれ以上異なる結果が得られた。これらにより、開発した燃焼解析コードは実験との比較と多次元解析との比較の両方の観点で妥当性が示され、燃焼を評価する解析コードの体系として確立した。

また、ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備に関しては、以上のように個別の研究成果をまとめると同時に、これまでにサイクル機構で実施してきたナトリウム燃焼の実験研究及び解析コード開発整備の成果をレポートにまとめた⁽³⁻⁶⁾。

ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

信号信頼性向上に有望と期待される新手法（レーザ方式）を用いた微小漏えい検知技術の信号信頼性評価を実施した。本年度は、微小漏えい検知で懸念される検出信号への外乱になり得る因子（湿度等）を試験パラメータとした検出試験を実施した。感度、応答性、ナトリウムの選択的検知能力などの信号信頼性評価に必要なデータを取得した。以上の成果をまとめて原子力学会へ投稿した^(9,10)。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

ナトリウム・コンクリート反応時に発生する水素ガスの挙動に対する雰囲気酸素濃度の影響を解明する

ことを目的として、「水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験」を実施した。実験では、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 20cm のナトリウムポット内で約 500 に昇温したナトリウムを燃焼させた。そして、ナトリウム液中に流量 8 Nℓ /min で水素ガスを供給し、その際の水素ガスの燃焼挙動等を調べた。実験装置を図 9 に示す。第 1 回実験 (F10-1) では、燃焼容器内の酸素濃度条件を 21% とした。その結果、従来の知見通り、水素の再結合割合^{注)} が 99% 以上であることを確認した⁽¹⁵⁾。なお、同実験より、ナトリウム供給方法の変更 (ナトリウム蒸気・ミスト発生対策)、サンプリング系統のエアロゾル閉塞、映像可視化等の課題が生じたために、第 2 回実験に向けてこれらの対応・改善を含む諸準備を行った。

実験と並行して、格納系安全解析コード CONTAIN/LMR に組み込まれているナトリウム・コンクリート反応に関する解析モデルの改良作業・整備を実施した。ここでは水素ガスの挙動に着目して、ナトリウムプール燃焼解析モデルに改良を施し、水素の再結合挙動を評価可能とした。具体的には、プール燃焼面において瞬時化学平衡が成立すると仮定した計算により、水素再結合割合と酸素濃度の相関式 (図 10) を導出し、これを CONTAIN/LMR に組み込んだ。

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る際に雰囲気中の酸素と反応 (燃焼) し、再び水分になる割合

二．ソースターム移行挙動評価手法の整備

高速炉 1 次主冷却系内における事故時放射性物質放出移行を評価する炉内ソースターム解析コード TRACER (Transport phenomena of Radio-nuclides for Accident Consequence Evaluation of Reactor) について、構成する各種計算モデルのうち、燃料からの FP 放出計算モデル、エアロゾル挙動計算モデルを対象としたデバッグ及びプログラム整備を行い、解析コードの信頼性を高めた。また、この結果をもとに解析コード使用マニュアルの改訂版⁽¹¹⁾を整備した。

【研究の達成状況 (平成 16 年度)】

イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

ナトリウム燃焼挙動を詳細に把握するための実験研究については、単一液滴の燃焼に関するデータを拡充するとともに、落下燃焼挙動に関する実験結果を評価・整理した。プール燃焼に関する実験研究成果のドキュメント化及びこれまでの実験研究成果の論文化も進めた。これらにより、蓄積されたナトリウム燃焼実験成果を概ねデータベースとして整備でき、所期の成果が得られた。また、ナトリウム燃焼解析コードに関しては、昨年度までに目的に応じた一連の燃焼解析コードの開発を完了している。

ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

微小漏えいの検出信頼性評価に必要なデータが蓄積されつつあり、初期の目標を達成している状況にある。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

第 1 回水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験を実施し、水素再結合割合等のデータを取得した。また、水素再結合挙動を評価できるよう CONTAIN/LMR コードを改良した。

二．ソースターム移行挙動評価手法の整備

炉内移行挙動の支配メカニズムのひとつであるエアロゾル挙動を対象として炉内ソースターム解析コード TRACER の計算モデルの整備を完了しマニュアルを改訂しており、所期の目標を達成している。

(今後の予定)

イ．ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備

これまでに蓄積した実験の条件と典型的結果例を一括整理しデータベースとする。その達成見通しはある。

ロ．微小漏えいの検出信頼性評価

検出感度に影響を与えると考えられる因子 (雰囲気条件など) を考慮した試験 (実機適用状況を想定) を継続し、検出信頼性を評価し得るデータを蓄積する。以上について達成見通しはある。

ハ．ナトリウム・コンクリート反応試験

雰囲気酸素濃度を実験パラメータとして、水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験を継続するとともに、同データを使用して CONTAIN/LMR コードを検証する。以上について達成見通しはある。

二．ソースターム移行挙動評価手法の整備

TRACER コードの放射性物質移行に係る計算モデルの整備を継続する。

【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及び関連する規制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。

ロ．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評価及び過酷事故時の影響評価における判断材料を提供できる。

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に反映し得るとともに過酷事故の評価技術として活用できる。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- (1) 佐藤研二、「静止ナトリウム液滴の着火現象の詳細観察」、第42回燃焼シンポジウム講演論文集、D122、2004年12月
- (2) 堂田哲広、大野修司、宮原信哉、「ナトリウム液滴の落下燃焼挙動に関する実験研究(第4報)」、第42回燃焼シンポジウム講演論文集D134、2004年12月
- (3) 石川浩康、大野修司、宮原信哉、「窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定化条件確認確認実験 - Run-F9-1, Run-F9-2 - 」、JNC TN9400 2004-038、2004年4月
- (4) 石川浩康、大野修司、宮原信哉、「核燃料サイクル開発機構におけるナトリウム火災研究()」、火災(日本火災学会誌) 273号、Vol.54、No.6、43-49(2004)
- (5) 石川浩康、堂田哲広、宮原信哉、「核燃料サイクル開発機構におけるナトリウム火災研究()」、火災(日本火災学会誌) 274号、Vol.55、No.1、50-56(2005)
- (6) 二神敏、大野修司、西村正弘、「小規模ナトリウム漏えい時におけるプール燃焼挙動」、サイクル機構技報、近日発行予定
- (7) Yamaguchi, A. and Tajima, Y., "Numerical simulation of sodium pool fire, Aerosol Dynamics and buoyancy-driven natural convection", The 30th International Symposium on Combustion, 216-08, Chicago, U.S.A, July 2004.
- (8) 山口彰、田嶋雄次、出口祥啓、「ナトリウム - 水蒸気の対向流反応場の数値シミュレーション」、第42回燃焼シンポジウム、A331, pp.361-362(2004)
- (9) 永井 桂一、大高 雅彦、荒 邦章、「レーザー誘起ブレイクダウン分光法によるナトリウム成分計測の一考察」、日本原子力学会 2004年秋の大会、L5、2004年9月
- (10) 大高 雅彦、永井 桂一、荒 邦章、「レーザー誘起ブレイクダウンプラズマ発光の雰囲気ガス密度影響」、日本原子力学会 2005年春の年会、E1、2005年3月
- (11) 豊原大輔、大野修司、松木卓夫、浜田広次、宮原信哉、「炉内ソースターム解析コード TRACER Version 2.3 (マニュアル)」、JNC TN9520 2004-004、2005年1月

(発表予定)

- (12) 佐藤研二、「静止ナトリウム液滴燃焼実験()」、JNC レポート登録手続き中
- (13) 堂田哲広、石川浩康、大野修司、宮原信哉、「ナトリウム液滴落下燃焼実験(FD-3)」、JNC レポート登録手続き中
- (14) Yamaguchi, A. and Tajima, Y., "A Numerical Study on Radiation Heat Transfer in Sodium Pool Combustion and Response Surface Modeling of Luminous Flame Emissivity", Nuclear Engineering and Design, Accepted.
- (15) 堂田哲広、清野裕、「水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験(F10-1)」、JNC レポート近日発行予定

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[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

ナトリウム燃焼残渣の再着火挙動と安定性に関して、独立行政法人消防研究所で研究が行われている^(1,2)。

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。

八．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。

二．ソースターム移行挙動評価手法の整備

軽水炉の過酷事故条件下における UO_2 及び MOX 燃料からの FP 放出挙動について実験研究とモデル開発が進められている⁽³⁻⁵⁾。

(参考文献)

- (1) 廖赤虹、鶴田俊、「粉末消火剤によるナトリウム燃焼残渣の安定化機構に関する検討」、日本火災学会 平成 16 年度研究発表会概要集、pp.468-471、2004 年 5 月
- (2) 鶴田俊、廖赤虹、「ナトリウム燃焼残渣の安定化研究の成果と課題」、日本火災学会 平成 16 年度研究発表会概要集、pp.492-495、2004 年 5 月
- (3) Hidaka, A., Kudo, T., Ishigami, T., et al., "Proposal of Simplified Model of Radionuclide Release from Fuel under Severe Accident Conditions Considering Pressure Effect," J. Nucl. Sci. Technol., Vol.41, No.12, 1192-1203 (2004)
- (4) 工藤保、日高昭英、石川淳、他、「高温下の MOX 燃料からの放射性物質放出とソースタームへの影響」、日本原子力学会 2004 年秋の大会、L17 (2004)
- (5) Hidaka, A., Kudo, T., Ishigami, T., et al., "Radionuclide Release from Fuel Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms," J. Nucl. Sci. Technol., Vol.42, No.5, 451-461 (2005)

[海外の研究の現状と動向]

欧米各国では、古くからナトリウム燃焼、ナトリウム・コンクリート反応およびソースターム移行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、現在ではこれらの研究活動は行われていない。

【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】

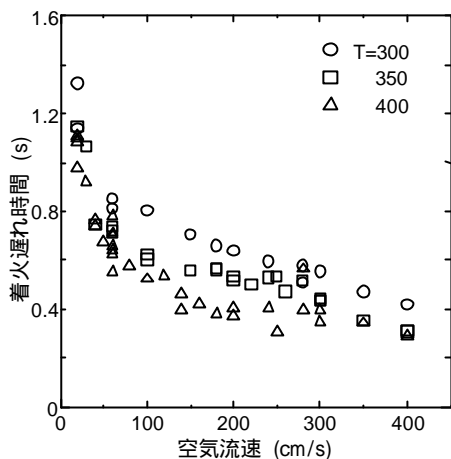
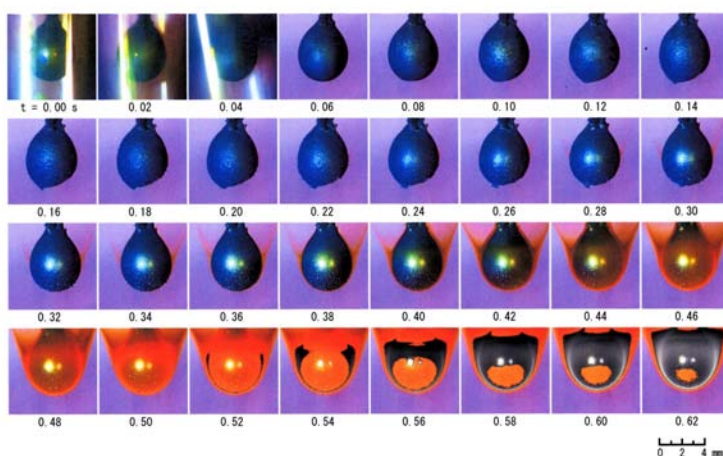
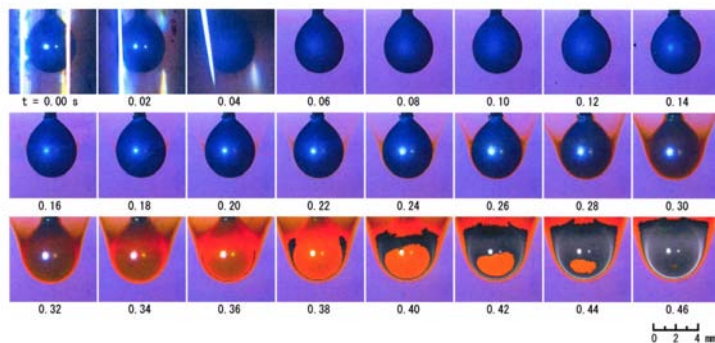


図 1 着火遅れ時間と空気流速との関係 .液滴直径 4 ± 0.2 mm、空気温度 25 °C、 T : 液滴初期温度



(a) $T = 300$



(b) $T = 400$

図 2 着火過程の連続写真 .初期液滴直径 4.0 mm、空気流速 $U = 400$ cm/s
(注 : 着火後の白黒部分は、カメラの画像処理特性のため発光強度の強い部分がモノクロ化したもの)

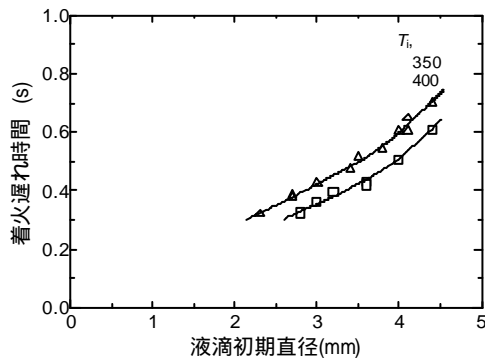


図 3 着火遅れ時間と液滴初期直径との関係 ($U = 100$ cm/s)

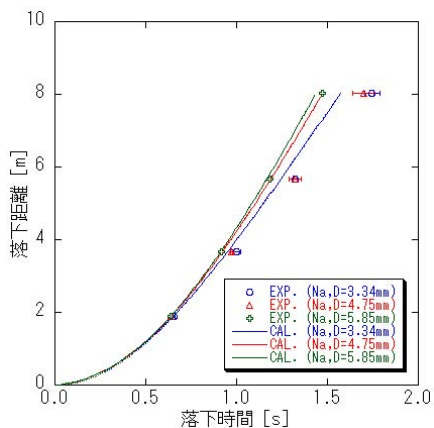


図4 Na液滴の落下時間測定値と剛体球空気抵抗モデルを用いた計算値

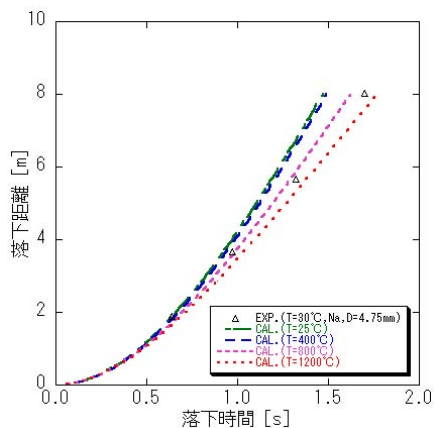


図5 Na液滴と周囲ガス温度をパラメータとした剛体球空気抵抗モデルの計算値

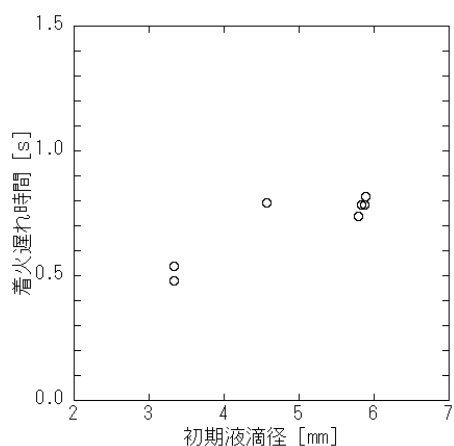


図6 Na液滴の初期液滴径と着火遅れ時間の関係

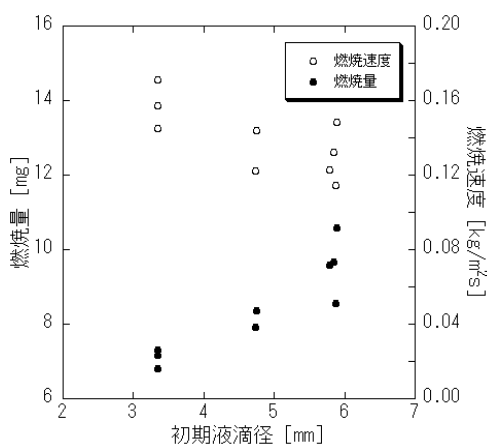


図7 Na液滴の初期液滴径と燃焼量および燃焼速度の関係

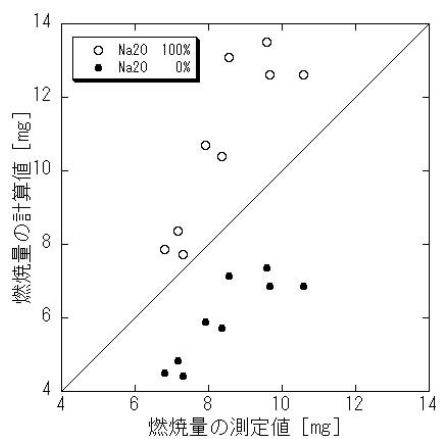


図8 燃焼量の測定値とD²則モデルの計算値の比較
(生成物をNa₂OまたはNa₂O₂と仮定したケース)

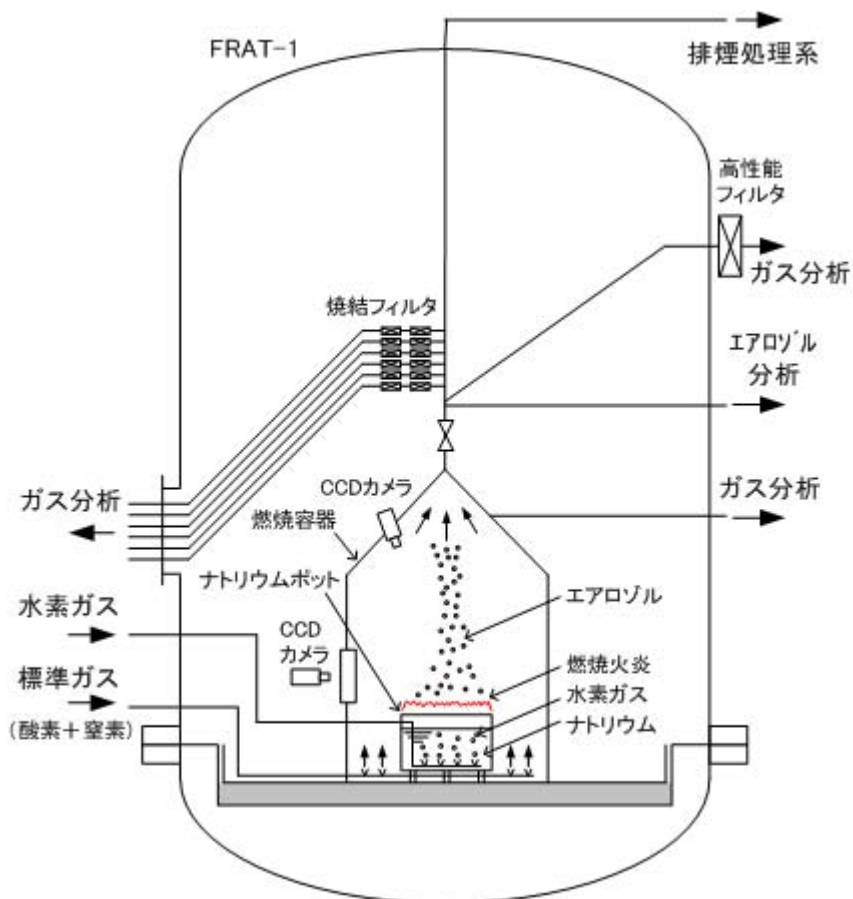


図9 水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験装置

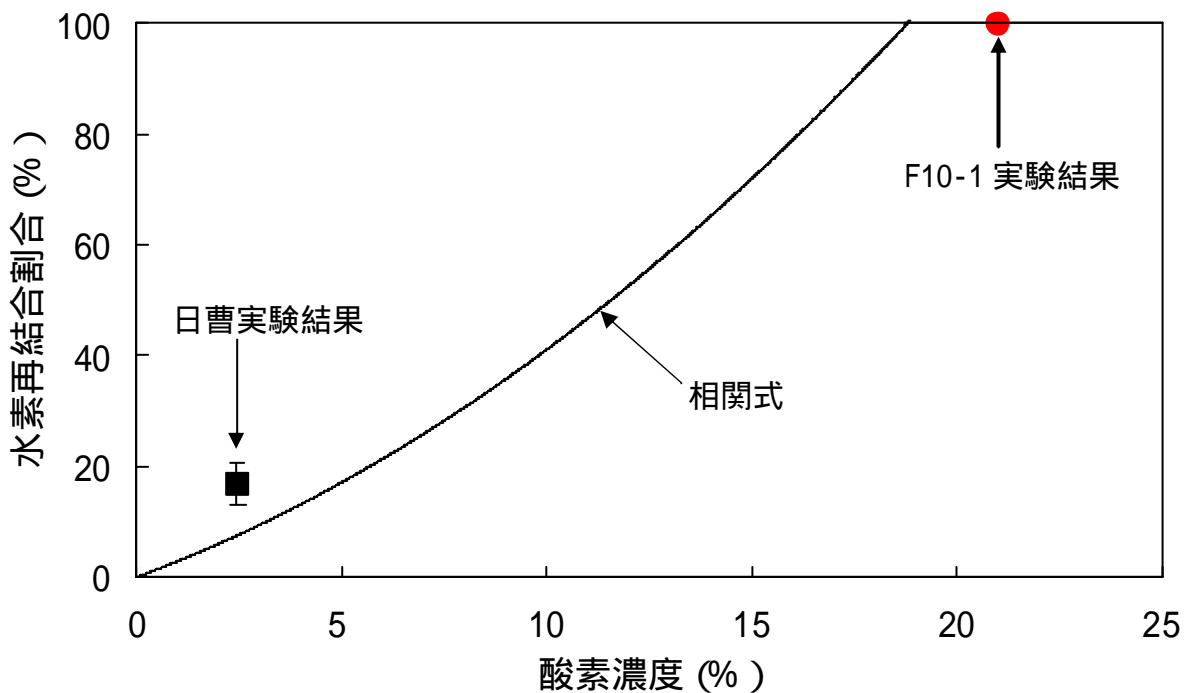


図10 水素再結合割合と酸素濃度との関係（化学平衡計算より導出した相関式と実験結果との比較）

安全研究成果調査票（平成16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（施設 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 so on）】

[氏名] 宮原 信哉（みやはら しんや）、大島 宏之（おおしま ひろゆき）
 [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、流体計算工学グループ
 [連絡先] 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002, 電話：029-267-4141 FAX：029-266-3717
 (Name) MIYAHARA Shinya, OHSHIMA Hiroyuki
 (Title of Function) Thermochemistry Safety Engineering Group, Thermal-Hydraulic Research Group,
 Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
 (Address, Tel. and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan,
 Tel: +81-29-267-4141, Fax: +81-29-266-3717
 (E-mail) miy@oec.jnc.go.jp, ohshima@oec.jnc.go.jp

【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
 谷田部 敏男（やたべ としお）：YATABE Toshio
 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
 栗原 成計（くりはら あきかず）：KURIHARA Akikazu
 二神 敏（ふたがみ さとし）：FUTAGAMI Satoshi
 [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] 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

【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-IR)：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へ及ぼす影響も大きく、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-水反応現象に関して、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、SWAT-IR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

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、実機条件に則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等を開発・高度化して、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。

【当初の達成目標(平成16~17年度)】

イ．ナトリウム-水反応試験

反応ジェット解析コード開発のための注水試験を完了して、大リーク解析コード開発のための注水試験に着手する。

ロ．蒸気発生器水リーク試験

破損伝播評価のための詳細試験計画を作成する。

ハ．ナトリウム-水反応評価手法の高度化

反応ジェット解析コードの検証を終了し、大リーク解析用の未反応水モデルを作成する。

【研究実施内容及び成果(平成16年度)】

イ．ナトリウム-水反応試験

平成16年9月に、ナトリウム-水反応現象を解明するための基礎試験として、静止ナトリウム中へ水蒸気を噴出させるフリージェット基礎試験を実施した。図1にSWAT-IRの系統図を示す。本試験では、

反応ジェット構造（温度分布やボイド分布など）に及ぼすカバーガス圧力の影響を把握するため、ナトリウム中にツリー状に熱電対を三次元に配置し、熱電対ツリーの上には反応ジェットの熱伝達率測定管を設置した。試験条件は、ナトリウム初期温度を 470、蒸気温度・圧力を 350、16.4MPa、注水率を 0.2kg/s とし、カバーガス圧力を約 0.15MPa 及び約 0.6MPa とした 2 ケースでのデータを取得した。図 2、図 3、図 4 に平均温度分布、温度振動強度分布、熱伝達率の測定結果を示す。測定された平均温度分布や温度振動強度分布より、反応ジェット内で最高温度を示す領域の下流側において温度振動分布が強いことがわかる。この温度振動は反応熱を分配する気液相間の熱容量差に起因するものであることから、その強度分布が反応ジェット内の相状態を表わしていると考えられる。したがって、図 3 では温度振動が大きい領域で気相が多く存在しており、そこでは図 4 より熱伝達率が低下している傾向を確認できる。このように、熱伝達率について相状態との相関性が明らかとなった。また、カバーガス圧力はナトリウム-水反応ジェットの温度分布と最高温度に影響し、反応ジェット中の気相領域が圧力により変化すること、及び最高温度についてはナトリウムの沸点の影響が推定されることが確認された。^{4) 10)}

ロ．蒸気発生器水リ - ク試験

SWAT-3R 第 1 回注水試験実施に向け、弁の調整、計測制御機器の校正及び平成 15 年に実施した総合機能確認試験での反省点を踏まえた運転マニュアルの改訂などの準備作業を行った。並行して、事前解析結果に基づく試験条件の見直しや検討を行った。図 5 に SWAT-3R 系統図を示す。

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である水ブロー解析コード (LEAP-BLOW) を用いて、SWAT-1R によるフリージェット基礎試験での検証解析¹⁰⁾ 及び SWAT-3R 第 1 回注水試験時の注水管系・隣接管系での事前解析を行った。図 6 に SWAT-3R 第 1 回注水試験時の注水管系・隣接管系における圧力・管内質量流量の事前解析結果を示す。事前解析の結果、SWAT-3R 注水管系及び隣接管系における平均圧力、平均質量流量はそれぞれ 17.4MPa、1.0kg/s 及び 18.6MPa、1.1kg/s であった。SWAT-1R 体系ではこれまでと同様に精度よく試験結果を再現すること、及び SWAT-3R 体系では第 1 回注水試験条件を十分に満足することが確認された。

伝熱管の高温ラプチャ挙動を評価する解析コード (TRUE) を用いて、SWAT-3R 第 1 回注水試験時のパラメータ解析による隣接管系での構造健全性評価を行った。隣接管内部の冷却条件が構造健全性へ及ぼす影響は大きく、模擬 SG の定格運転時の約 20% 以上の管内質量流量が確保される第 1 回注水試験条件では隣接管は破損に至らないことを確認した。

SWAT-3R 第 1 回注水試験時の試験運転に資するため、大リーク・ナトリウム - 水反応解析コード SWACS の準定常圧力計算モジュール SWAC-13 による中規模水リーク率の有効性確認のための解析を実施した¹²⁾。図 7 に準定常圧力解析用の SWAT-3 ネットワークモデルを示す。図 8 に SWAT-3 Run-13 における主要容器 (EV,SH,RT) における実験値と解析結果を示す。中規模水リーク率でも主要容器の圧力挙動を良好に再現することが確認された。

ナトリウム - 水反応ジェットの噴出方向に対する温度分布、相状態などの基本的特性を把握するため、ナトリウム - 水反応温度分布計算プログラムを整備し、パラメータ解析により水リーク率やナトリウム圧力などの主要パラメータが反応ジェットに及ぼす影響の物理的妥当性を確認した⁹⁾。

多次元ナトリウム - 水反応解析コード SERAPHIM^{7) 13)} の適用性評価を目的として、ナトリウム - 水反応試験装置 (SWAT-1R) の小規模漏えい実験結果に基づき SERAPHIM コードを検証⁸⁾ するとともに SWAT-3R 事前解析を実施した。SWAT-1R 及び 3R の解析結果例を図 9 ~ 図 12 に示す。図 10 では、比較的高温な領域が、漏えい口を中心として時間とともにその斜め左上方に発達している。解析における漏えい率は、約 0.162kg/s であり、実験結果と良く一致していた。但し、実験の時間スケール (数十秒) に対し、解析時間が短く、今後さらに解析を行い、影響を評価する必要がある。また、SWAT-3R 3 次元事前解析では、管軸方向に奥行きを取ることで、より妥当な評価が可能となり、数値安定性を確認した。

【研究の達成状況 (平成 16 年度)】

イ．ナトリウム - 水反応試験

フリージェット基礎試験を実施し、ナトリウム - 水反応ジェットの構造 (温度分布やボイド分布など) に及ぼすカバーガス圧力の影響を確認した。

ロ．蒸気発生器水リ - ク試験

第 1 回注水試験実施に向け、弁の調整、計測制御機器の校正および平成 15 年に実施した総合機能確認

試験での反省点を踏まえた運転マニュアルの改訂などの準備作業を行った。

ハ．ナトリウム - 水反応評価手法の高度化

LEAP-BLOW を用いて SWAT-1R フリージェット基礎試験での検証解析及び SWAT-3R 第 1 回注水試験時の注水管系・隣接管系での事前解析を実施した。TRUE コードを用いて SWAT-3R の隣接管系に係る構造健全性評価を実施した。過去に実施したナトリウム - 水反応試験 SWAT-3 Run-13 の試験データを用いて、SWACS による中規模水リーク率での準定常圧力解析を実施した。また、ナトリウム - 水反応温度分布計算プログラムを整備し主要パラメータが反応ジェットに及ぼす影響を確認した。

機構論的なナトリウム - 水反応モデルを含めた、多成分多相流伝熱流動の数値計算手法を開発した (SERAPHIM コード)。本コードを用い、SWAT-1R 実験の 3 次元検証解析ならびに SWAT-3R 実験の 3 次元事前解析を実施した。

(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、SWAT-1R を用いたナトリウム - 水反応試験を継続する。

ロ．蒸気発生器水リ - ク試験

蒸気発生器水リ - ク試験を実施するため、第 1 回の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(TRUE、LEAP-BLOW 等)及び機構論的反應ジェット解析コード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、各種解析コードの検証を実施する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

平成 13 年度の「もんじゅ」設置許可変更申請での蒸気発生器伝熱管破損事故の評価において、これまでに開発・整備してきた高温ラプチャ評価手法を用いた安全評価を行い、妥当性が確認された。

今後、大型炉 SG の DBL を現実的に評価するため、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を進める。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- 1 . H. Hamada and H. Tanabe, "Analysis of Overheating Rupture in Heat-Transfer Tubes Causing Corrosive High-Temperature Reaction", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.41, No.6 p665-672 (June 2004)
- 2 . 浜田広次, 田辺裕美, 「Na - 水反応ジェットの影響を受けた伝熱管の破裂解析」日本原子力学会 2004 年秋の年会, B24 (2004)
- 3 . 下山一仁, 「¹²Cr 鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性 小リーク・ナトリウム - 水反応試験」日本原子力学会 2004 年秋の年会, B25 (2004)
- 4 . 二神敏, 「ナトリウム - 水反応ジェットの熱流動特性 - 温度分布特性に及ぼすカバーガス圧力の影響 - 」日本原子力学会 2005 年春の年会, E20 (2005)
- 5 . 清野裕, 實晃司, ほか, 「ブローダウン及びナトリウム - 水反応ジェット解析コードの開発 - ナトリウム水反応試験(SWAT-1R)による検証 - 」日本原子力学会 2005 年春の年会, E21 (2005)
- 6 . H. Seino, K. Jitsu, et al., "Development of Blow Down and Sodium-Water Reaction Jet Analysis Codes -Validation by Sodium-Water Reaction Tests (SWAT-1R)-", 13th International Conference on Nuclear Engineering, May, 2005
- 7 . T. Takata and A. Yamaguchi, "Computational Investigation of Sodium-Water Reaction Sensitivity", the 6th Int. Conf. on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan, Oct. 4-8 (2004)
- 8 . 渡部晃, 高田孝, ほか, 「ナトリウム - 水反応の数値解析研究(12) 小規模漏えい実験 (SWAT-1R) 検証解析」, 日本原子力学会 2005 年春の年会, H7 (2005)

(発表予定)

- 9 . M. Epstein, H. K. Fauske and N. Yoshioka, "Establishment of Analytical Model for Peak Temperature Within a Sodium-Water Reaction Jet(II): Mean Droplet Size in a Submerged Gas Jet", Journal of Nuclear Science and Technology
- 10 . 二神敏, 「ナトリウム - 水反応ジェットの熱流動特性 - 温度分布特性に及ぼすカバーガス圧力の影響

- 」(仮称) JNC 報告書

- 1 1 . 栗原成計, 小野功, 「伝熱管破損伝播評価用ブローダウン解析コード(LEAP-BLOW)の開発() - 蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R)における総合機能確認試験による検証 - 」(仮称), JNC 報告書
- 1 2 . 小野功, 栗原成計, 「SWAC-13 による中規模水リーク率での準定常圧力解析 - SWAT-3 Run-13 による検証解析 - 」(仮称), JNC 報告書
- 1 3 . T. Takata, A. Yamaguchi, K. Fukuzawa and K. Matsubara, “Numerical Methodology of Sodium-Water Reaction with Multiphase Flow Analysis”, Journal of Nuclear Science and Engineering,

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[民間の研究の現状と動向]

原子力安全基盤機構(JNES)において、英国 AEA-T が開発した高温ラプチャ型破損伝播の解析手法を用いて、PFR 事故の検証及び原型炉体系での解析が実施されている。

(参考文献)

- 1 . Y. Shindo, R. Currie and K. Haga, “Computer Code QUARK-LP ver.4 for Simulation of Tube Rupture Propagation due to Overheating in LMFBR Steam Generator”, Proceedings of ICAPP03, May4-7, 2003
- 2 . Y. Shindo, K. Haga, “Analysis of Tube Failure Propagation due to Overheating in a Prototype LMFBR Steam-Generator Geometry by Using QUARK-LP Ver.4”, Proceedings of ICAPP04, June13-17, 2004

[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。

【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]

実用化戦略調査研究及び原型炉SGの安全審査等を考慮した試験計画の見直しにより、SWAT-3 Rの第1回目試験の実施が遅れているが、関連する必要な研究成果が得られている。

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]

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: 実用化戦略調査研究及び原型炉SGの安全審査等を考慮した試験計画の見直し)

により、SWAT-3Rの第1回目試験の実施が遅れているが、前述の通り、今期の安全研究期間内に計画は達成できる見通しである。)

計画以上に進捗した。

[説明欄]

【自由評価欄】

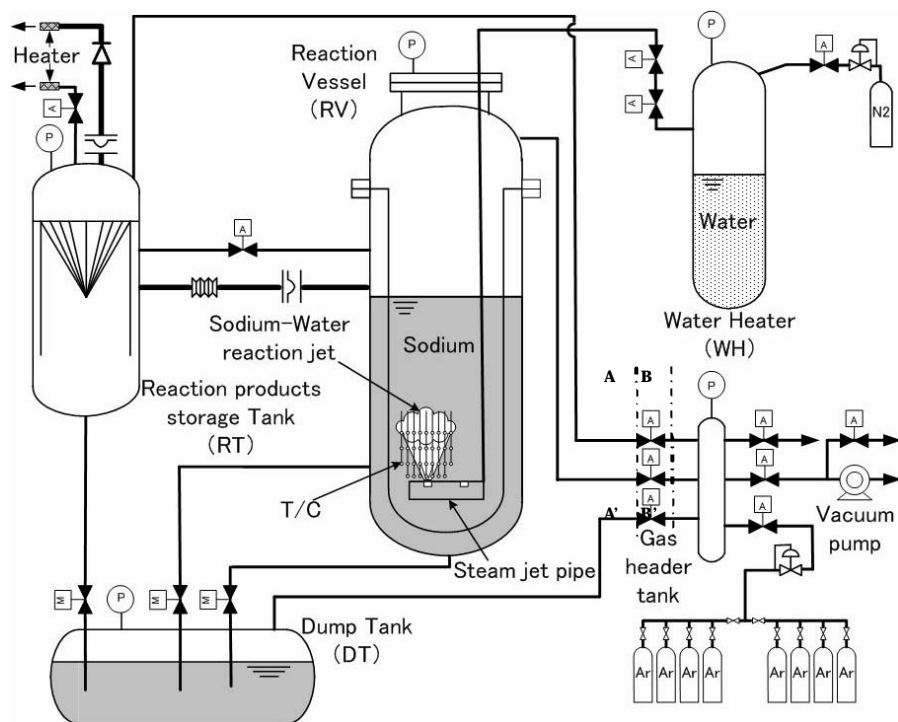


図1 ナトリウム - 水反応試験装置 (SWAT-IR) 系統図

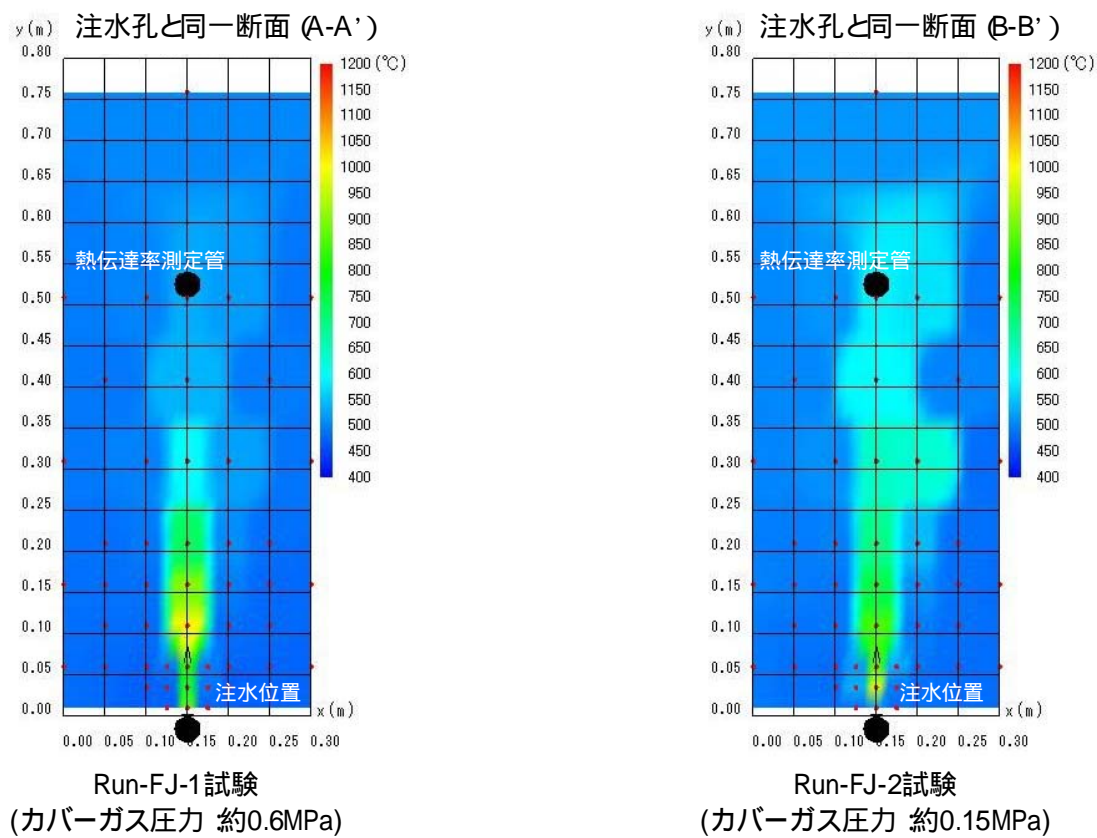


図2 フリージェット基礎試験結果 (平均温度分布)

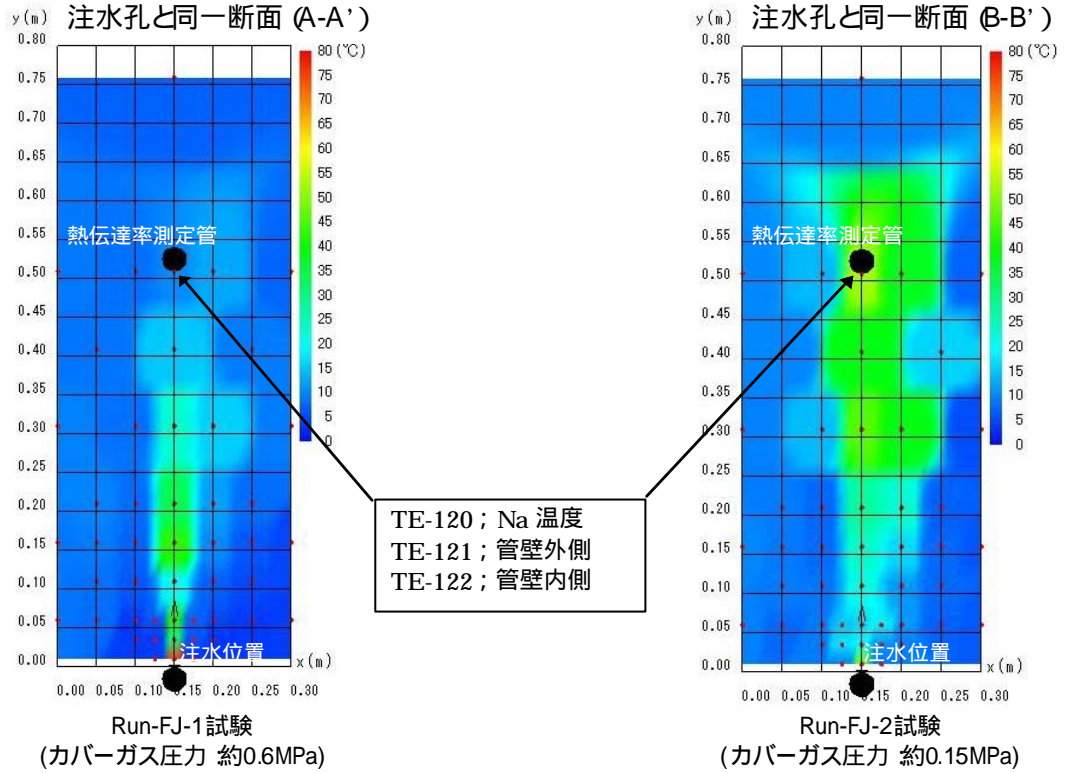


図3 フリージェット基礎試験結果 (温度振動強度分布)

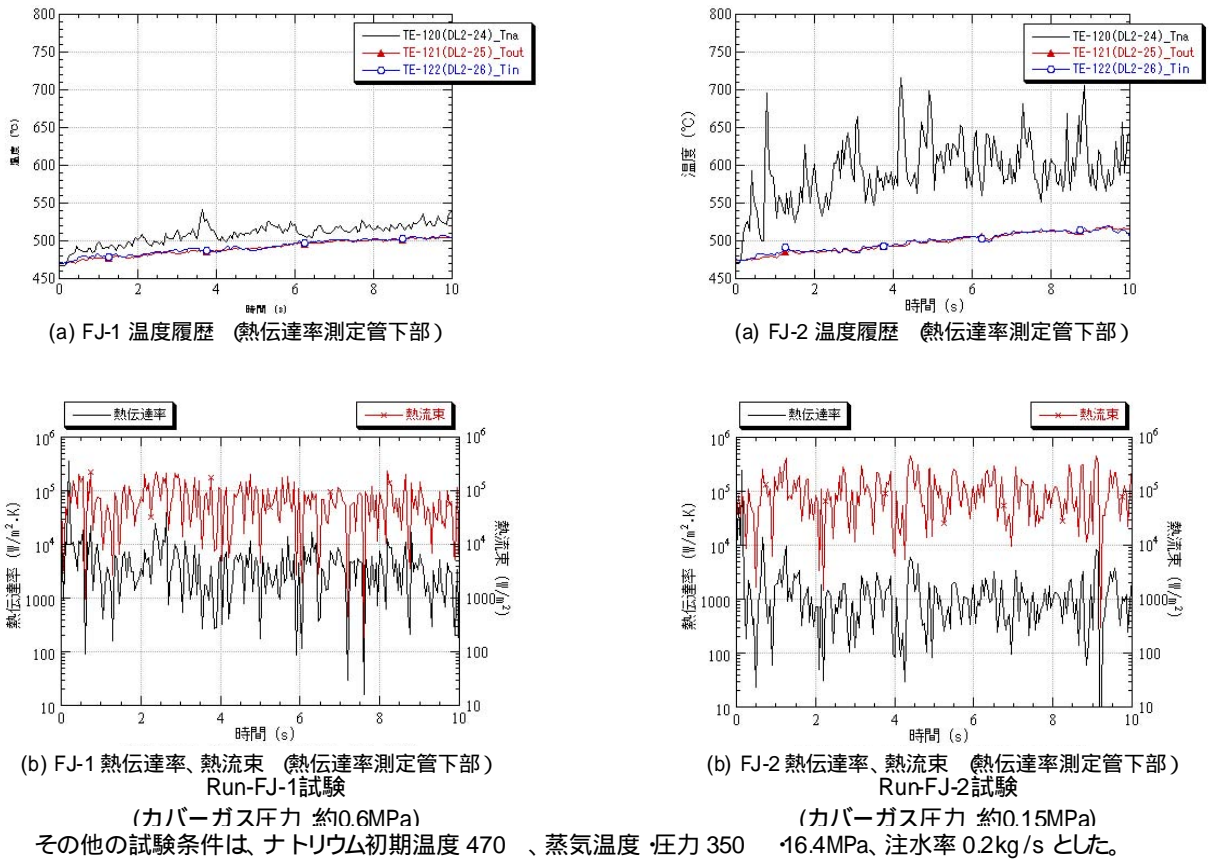


図4 フリージェット基礎試験結果 (熱伝達率等)

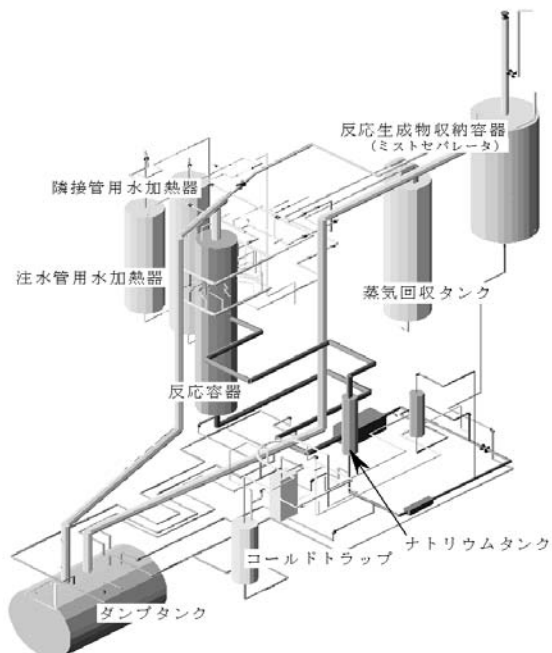


図5 蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R)系統図

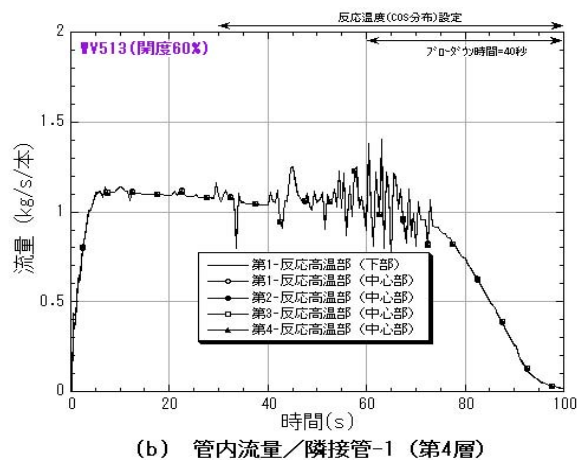
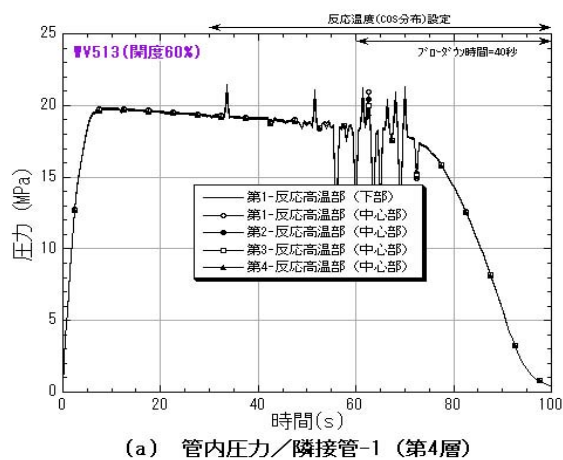
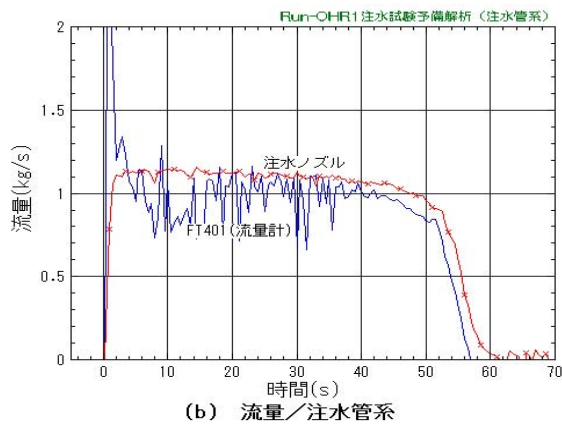
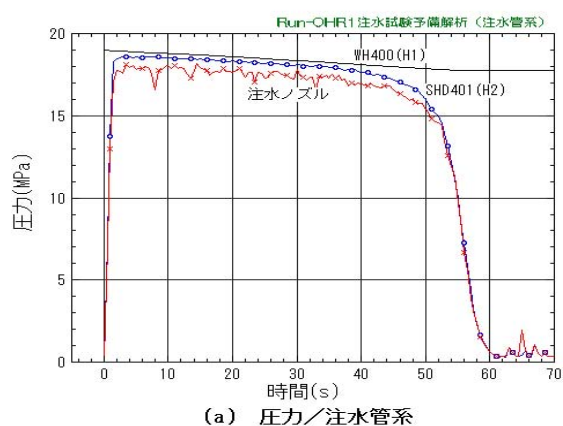


図6 SWAT-3R 第1回注水試験時のブローダウン挙動を模擬した事前解析結果

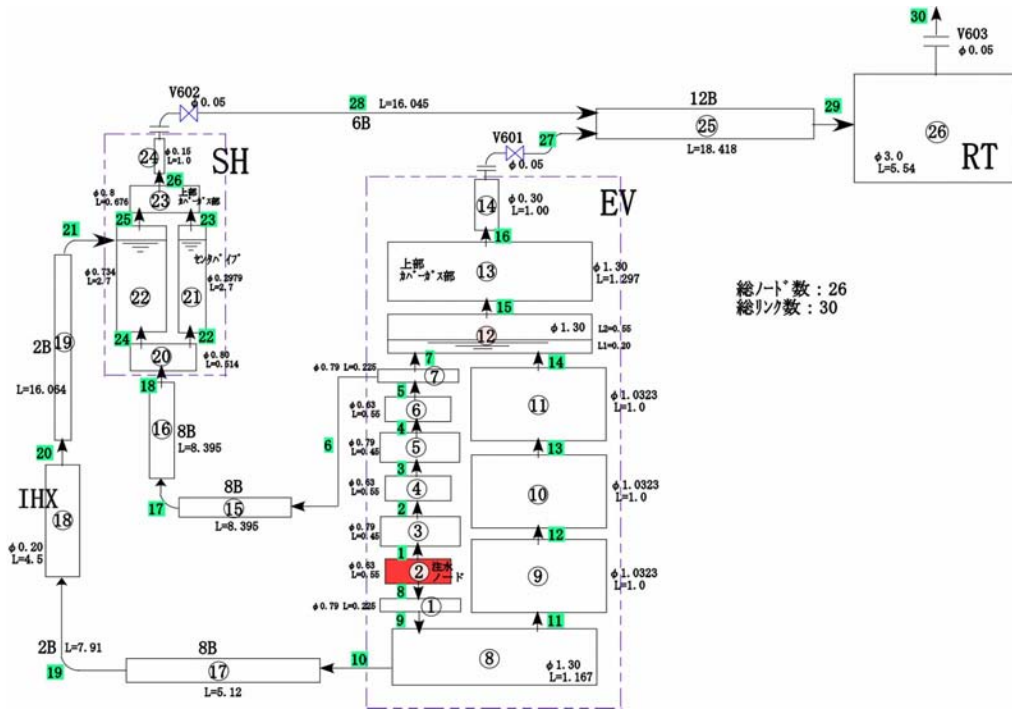


図7 準定常圧力解析用の SWAT-3 ネットワークモデル

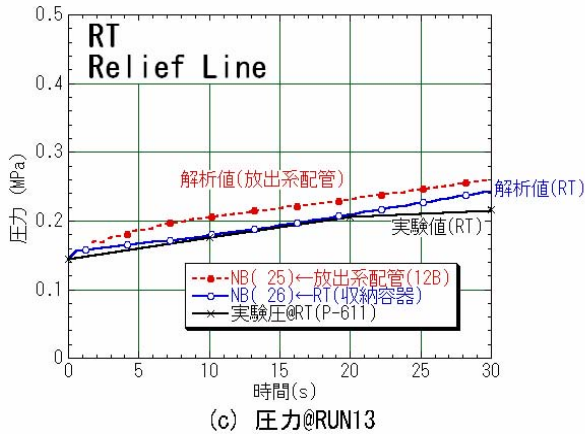
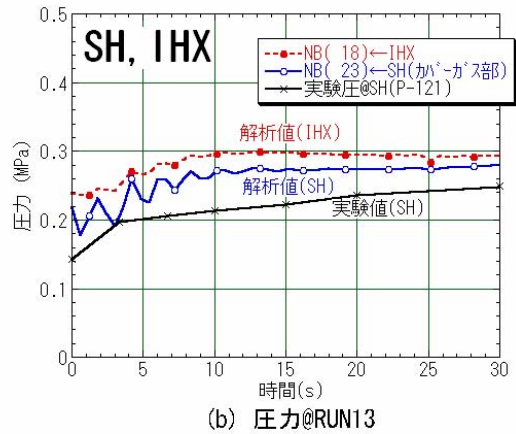
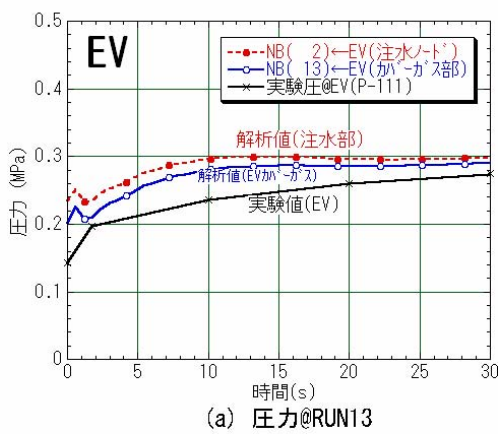


図8 SWAT-3 Run-13 準定常圧力解析結果

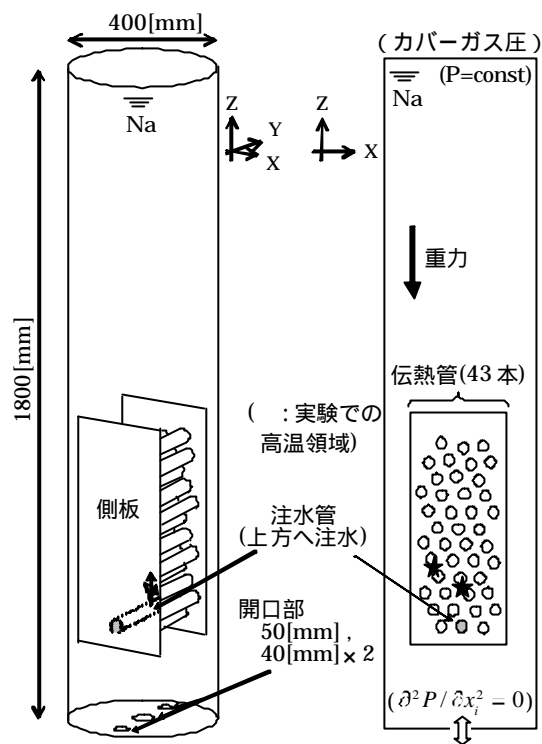
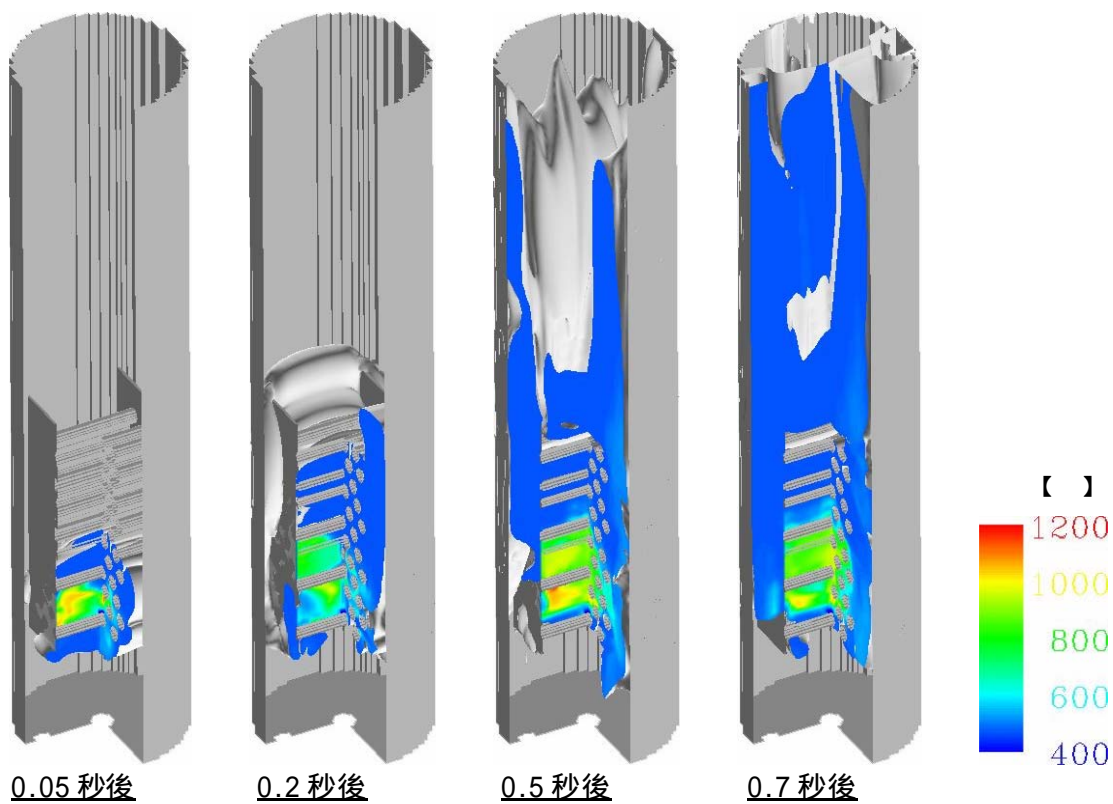


図9 SWAT-1R 実験（解析）体系



注) 気相体積率 10%以上の領域のみ着色

図10 SERAPHIMコードによるSWAT-1R 検証解析例（質量平均温度解析結果）

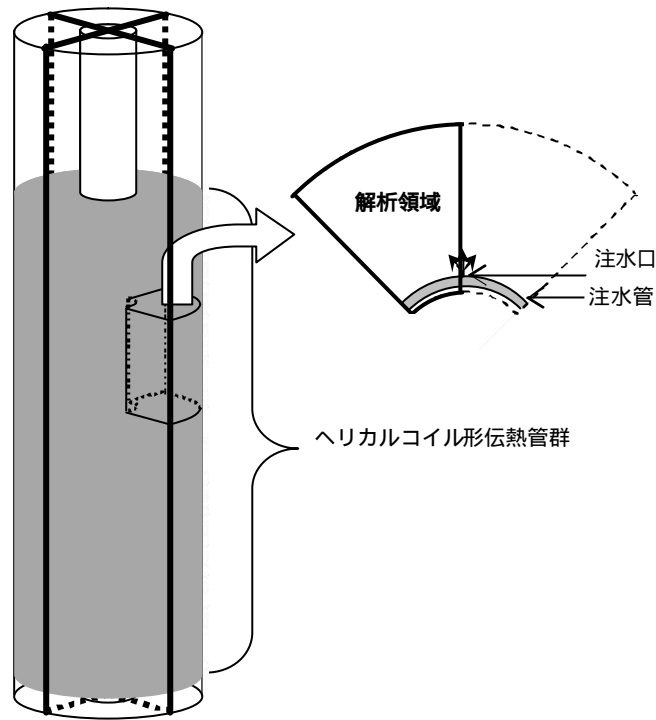
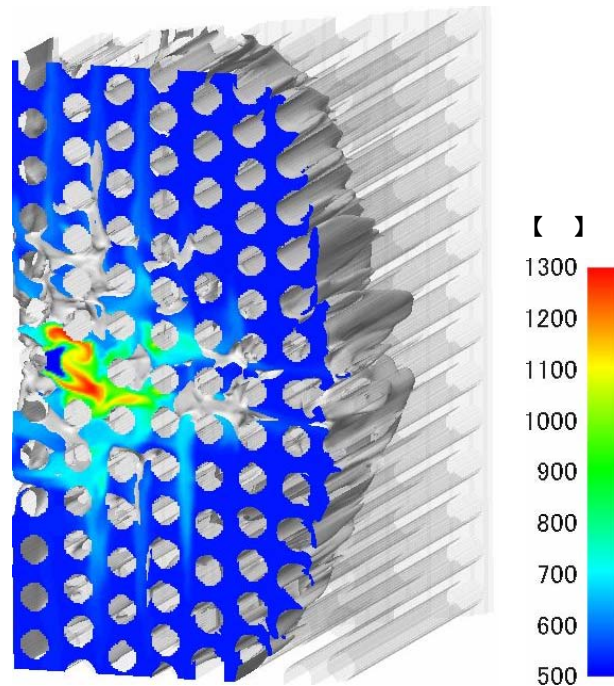


図 1 1 SWAT-3R 解析領域



注) 気相体積率 10%以上の領域のみ着色

図 1 2 SERAPHIM コードによる SWAT-3R 事前解析例(気相温度分布 50ms)

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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)、藤田 哲史(ふじた さとし)、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, Kenichi KAWADA, Satoshi FUJITA, Yuichi ONODA

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

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【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 IRSN)

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)

金属燃料高速炉の炉心安全性評価に関する研究(3)(電中研)

TREAT 炉内試験(米国 ANL)

[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
- ・ 九州大学多次元気液混相流流動場計測システム

【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初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。本年次計画においては、既存の研究成果に基づく手法をベースとして、溶融炉心プールの挙動と炉心からの溶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-RAFT 試験を着実に実施して試験データの分析を進めるとともに、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機能拡張を行い、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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

- イ．～ハ．CABRI-RAFT プロジェクトで実施する試験全般について、SAS4A、SIMMER 両コードによる評価を行い、またこれらのモデルを改良・検証することにより、実験的裏付けに基づく、不確定性を大幅に低減した評価手法整備を進める。
- ニ．上記コードを大型炉評価に適用し、基本的な設計と過渡条件についての再臨界問題排除の概略見通しを提示する。また、設計の多様性に応じた評価手法整備に向けて必要となるモデル機能拡充の具体化案を固めるとともに、多様な実用化候補概念の安全評価を実施する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ．安全性試験データの総合評価

CABRI-RAFT 計画 7 試験の概略条件と内容を表 1 に示す。今年度は起因過程後期から遷移過程初期の物質配位に着目した TP2、TPA1 両試験の SABENA および SAS4A コードを用いた解析評価を進め、評価結果の文書化を進めた。従来の CABRI 試験が単一ピン体系で行われたのに対して両試験は 3 本ピンクラスター体系で実施されたものであり、3 本のピンに囲まれた実機模擬性の高い冷却材流路が確保されている点に特長がある。

TP2 試験と TPA1 試験とでは、過出力時の投入エネルギーは同等であるが、過出力投入までの冷却材流量減少フェーズの持続時間に差があり、その間の燃料温度上昇の分、前者の方が過出力投入時の燃料蓄積エネルギーは高くなっている。両試験後の燃料分散の様子を分析したところ、TPA1 試験よりも燃料蓄積エネルギーの大きい TP2 試験の方が、フィッサイル上方および下方の流路中への燃料分散が顕著となっていた。SAS4A による燃料分散挙動評価の結果、過出力投入中の燃料分散が試験と同程度となることを確認し、解析モデルの妥当性を確認した。また両試験の蓄積エネルギーの差が、燃料の溶融・崩壊および分散の差となって現れていることを確認し、燃料分散の度合いが燃料蓄積エネルギーで整理できることを確認した。さらに過出力後の燃料蓄積エネルギーと燃料分散度合いとの関係を、過去の単一ピンを用いた CABRI 試験結果と比較したところ、単一ピンと 3 本ピンの試験に共通な特性として、燃料蓄積エネルギーと燃料分散には明確な相関が見られた。

以上の結果から、遷移過程の初期条件の観点から重要な分散燃料の侵入距離は、燃料の蓄積エネルギーに支配され、従来の単一ピンの結果を含めて実機条件への適用性を有することが確認された。なお、この TP2/TPA1 両試験の分析評価完了をもって CABRI-RAFT 計画全 7 試験(表 1)の総合評価は完了した(一部の文書化未了部分は H17 年度に完了予定)。

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 については、遷移過程へ進展する際の境界条件明確化に対する重要性増大を背景として、起因過程後期の現象に重点を置くとともに、欧州との国際共同研究を活用してモデル開発とコード整備を進めた。また、部分負荷運転時の ULOF 事象解析に関する情報交換を独 FZK と行い、コード修正を行った。これらをもとに、部分負荷運転時の ULOF 事象解析手法を整備し、実機解析のための準備を行い下記ニ．に反映した。

ハ．炉心崩壊過程解析コードの開発・検証

炉心崩壊事象の遷移過程解析コード SIMMER-III およびその 3 次元版である SIMMER-IV については、実用化調査研究における多様な冷却材と燃料を用いた候補概念の評価に対応するモデル開発とコード整備を進めている。今年度におけるモデル開発としては、燃料スウェリングモデルを開発しコードへ組み込んだ。また、実機解析における炉容器出入り口の圧力・流量条件を適切に模擬することを目的として、欧州との共同研究で熱交換器とポンプモデルを有する簡易ループモデルを整備した。

SIMMER-IV によって実機の 3 次元安全解析が可能となったが、SIMMER-IV は多大な計算機資源を必要とするため、典型的な高速炉の安全解析では 1 ケースあたり 2 カ月程度の計算時間がかかり、実際に安全評価作業を進める上での問題となっていた。この問題を解消するため、SIMMER-IV の並列化による加速を行った。具体的には大洗工学センターの情報センターに設置されている共有メモリ型並列計算機である HPC2000 を用いて、スレッド並列手法である OpenMP を用いた並列化を行った。速度向上の性能は解析体系のサイズにも依存するが、典型的な高速炉の解析体系（数万メッシュ程度）を用いた場合、流体力学部では 32CPU を用いて約 10 倍の高速化が実現できた。また核計算部は従来の SIMMER-IV が有する THREEDANT モジュールが調査の結果並列化に適さないことが明らかとなったため、JNC が開発した TRITAC コードを並列化して組み込み、エネルギー群毎に並列化を行うことで、典型的な高速炉の解析で用いられる 18 群解析の場合に約 3 倍程度の高速化が達成された。このことにより、SIMMER-IV 全体で約 3 倍程度高速化することとなり、実用的な解析手法として安全評価作業に適用できるようになった。

溶融した炉心物質の挙動に大きな影響を与える溶融燃料と溶融スチールの間の熱伝達特性、特に溶融スチールの沸騰が熱伝達に及ぼす影響を明らかにし、安全解析手法への反映を行うことを目的として仏国 CEA グルノーブル研究所にて BALL-TRAP 試験を実施している。図 1 に同試験装置の概念図を示す。これは、溶融燃料と溶融スチールをそれぞれ水とヘキサンで模擬した実験であり、水を急激に通電加熱（10～100 /s）した際にその中に浮かぶヘキサン液滴（沸点約 68 ）が沸騰する状況を調べるものである。単一液滴の蒸発挙動観測に焦点を当てた試験シリーズ（単液滴試験）が H15 末からの 2 年計画で JNC - CEA の共同実験として開始されている。本年度は試験条件を実機に近づけるために、沸騰過熱度を抑制する方法として、水中に超音波を発信して空洞効果によって沸騰を促進する手法と、水中に微小気泡を混入してヘキサンの沸騰核を作る手法を開発し、別装置を用いた予備試験にてそれぞれの手法の有効性を実証した。また、通電加熱を行なう際に電極付近から水の電気分解による電離ガス（水素と酸素）が大量に発生して高速ビデオカメラ撮影の妨げになるため、グラスファイバー製の電離ガス除け障壁を開発した。

SIMMER-III/IV は本来、高速炉安全解析用に開発されたコードであるが、近年、熱中性子体系にも適用できるように種々の改良がなされてきた。仏国 IRSN より実験用軽水冷却炉である OSIRIS 炉の安全解析に SIMMER-III を適用するために専用の核断面積データ（縮約された無限希釈断面積と自己遮蔽因子の組）を作成してほしいとの依頼を受け、以前開発した SIMMER 専用核データ作成システムを改修して日本の代表的な熱中性子炉用核計算システムの 1 つである SRAC95 を外部パッケージとして利用できるようにし、作成した核断面積データを IRSN に提供した。

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軸長 1m、炉心平均比出力密度が約 43kW/kg -MOX の高内部転換比中型炉について、冷却材ポイド反応度係数やドプラー反応度係数などについてノミナル条件を中心とした SAS4A による解析結果により、マイルドな応答となることを示してきた。そのなかで、設計パラメータを変化させた場合の炉心平均比出力密度の許容できる下限値や部分負荷時の ULOF 事象について、検討を行った。その結果、初期出力が低いほど結果が厳しくなる傾向を確認したが、ポイド反応度が適切に設計されていることから、起因過程でのエネルギー発生確率は小さいことを示した。

このような高内部転換比中型炉へ後述の「short-FAIDUS 集合体」を導入した場合の炉心損傷事故の事象推移を SIMMER-III コードを適用して評価した。今年度は、前年度に実施した集合体体系を用いた燃料流出挙動に対して、燃料流出に伴う反応度フィードバックを考慮できるように全炉心体系を用いた解析を実施し、燃料流出による炉出力低下を考慮しても、図 2 に示すように全炉心インベントリの約 23%の燃料

が流出する結果を得た。また、short-FAIDUS による燃料の流出割合は炉心燃料の溶融割合にほぼ等しく、short-FAIDUS によって溶融して流動性を有する燃料はほぼ全量が炉心外へ流出すること、および炉心内に残存する燃料は破損したペレットと固化した燃料粒子からなる流動性の低い状態であり、大規模な燃料移動による厳しい再臨界が起きる可能性は極めて低いことを示した。

ナトリウム冷却炉においては、金属燃料を用いた候補プラントの評価も電力中央研究所(以下、電中研)との共同研究として継続した。電中研所有の CANIS コードによる起因過程解析を引き継ぎ、SIMMER-III による遷移過程事象推移解析、制御棒案内管を通した燃料流出挙動解析を実施し、金属燃料における炉心崩壊事故の特性の検討を進めた。本年度の解析から、金属燃料炉において下部ブランケットを短縮した MABLE 概念を採用した炉心では溶融した燃料が炉心下部から流出して厳しい再臨界を回避できる可能性のあることが示され、現在米国 ANL と共同で進めている金属燃料の流出模擬試験である CAFE 試験の知見をモデルに反映して評価の信頼性を高めていくことの重要性が認識された。

これまでの高速炉における炉心損傷事故(CDA)の遷移過程評価では、安全解析コード SIMMER-III が 2 次元コードであるが故に制御棒案内管(CRGT)の存在を模擬できないことから、保守的な評価を余儀なくされてきた。SIMMER-III を 3 次元に拡張した SIMMER-IV を開発し、前述の並列化を行ったことで、その存在を適切に採り入れた 3 次元体系を用いた評価が可能となった。本年度は、予備的な解析として典型的な高速炉モデルプラントを対象として遷移過程への適用研究を行い、従来の 2 次元解析評価と比べることによって 3 次元解析評価の効果を示し、CDA 事象推移を評価する上で重要なメカニズムを抽出した。図 3 にそれぞれ SIMMER-III (2 次元)と SIMMER-IV (3 次元)コードによる解析で得られた反応度と相対出力の時間変化を示す。初期(-0.2s)の小さな出力ピークは先行破損集合体における燃料の 1 次元的重力落下によって生じる。その後、2 次元の SIMMER-III では、定格以上の出力が維持されることによって燃料が溶融し可動性を増し、炉心内側への燃料凝集により 3.9 秒で即発臨界を超過し、ピーク反応度 1.09 \$、出力 1347 Po の出力ピークが生じた。他方、SIMMER-IV ケースでは、2 秒前後で 19 本の CRGT が次々と非同時に破損し、燃料を冷却することによって燃料プールは可動化することなく燃料凝集による反応度上昇もなく、また一方で炉外に流出することもなく、緩慢に事象が推移することが示された。

【研究の達成状況(平成16年度)】

イ．安全性試験データの総合評価

CABRI-RAFT プロジェクトの未評価試験の総合評価を実施し、総合評価報告書を作成した。

ロ．起因過程解析コードの開発・検証

起因過程に関わる全炉心解析コード SAS4A については、実機評価におけるニーズ動向に応じて必要な適用性拡大を実施した。また、欧州研究機関(独 FZK)との SAS4A 共同開発におけるコードマネジャーとしてコードの維持・管理を実施した。

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・モデル開発成果も反映した version 3.B を完成した。また 3 次元コード SIMMER-IV の流体力学部も SIMMER-III と同時並行的に整備を進めるとともに、核計算部として THREEDANT コードを用いた準静近似バージョンとして version 2.B を整備した。また、実用的な安全解析手法とするために SIMMER-IV の並列化を実施した。

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評価への適用解析を実施し、必要な適用性拡大を進めるとともに、実用化へ向けた大型炉の安全評価、種々のプラント概念の安全特性の検討評価を行った。

以上により、イ．～ニ．の各項目において当初の目標を達成した。

(今後の予定)

イ．安全性試験データの総合評価

平成 17 年度は CABRI-RAFT 総合評価報告書を作成させるとともに、TP2 および TPA1 試験の評価結果と既存の試験情報を整理・統合して破損後燃料移動挙動に関する技術論文を作成し、投稿する。

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 の整備を進め、標準的解析手法として確立する。

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．～ニ．

本研究の成果は高速炉の炉心安全性評価の判断材料として活用できる。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- 1) 川田賢一，佐藤一憲，“高速炉の再臨界問題排除に向けた ULOF 事象推移評価(1)：起因過程における最確事象推移，” 日本原子力学会 2004 年秋の大会，L14 (September 2004)．
- 2) 飛田吉春，佐藤一憲，川田賢一，“高速炉の再臨界問題排除に向けた ULOF 事象推移評価(2)：後続過程における最確事象推移，” 日本原子力学会 2004 年秋の大会，L15 (September 2004)．
- 3) 佐藤一憲，飛田吉春，川田賢一，“高速炉の再臨界問題排除に向けた ULOF 事象推移評価(3)：不確定性を考慮した事故推移全体像と今後のアプローチ，” 日本原子力学会 2004 年秋の大会，L16 (September 2004)．
- 4) 小野田雄一、佐藤一憲，“CABRI-RAFT 試験総合評価(7)；TP2/TPA1 試験の概要と初期過渡挙動，” 日本原子力学会 2006 年春の年会，(March 2006)．
- 5) 小野田雄一、佐藤一憲，“CABRI-RAFT 試験総合評価(8)；TP2/TPA1 試験の後期過渡挙動，” 日本原子力学会 2006 年春の年会，(March 2006)．
- 6) Ping Liu, Koji MORITA, Tatsuya MATSUMOTO, Satoshi YASUNAKA, Kenji FUKUDA, Yoshiharu TOBITA, “Dynamic Behavior of a Solid particle Bed in a Water Pool,” Proc. of Memoirs of the Faculty of Engineering, Kyusyu University, March, 2005.
- 7) 山野 秀将, 藤田 哲司, 飛田 吉春, “第 12 回 JNC-FZK/CEA/IRSN SIMMER-III/IV コード開発レビュー 会議報告,” JNC ZN9200 2005-001, March 2005.
- 8) Kenji KAMIYAMA, Satoru KONDO, “SIMMER-III Structure Model - Model and Method Description -, ” JNC TN9400 2004-043, July 2004.
- 9) Kenji KAYMIYAMA, “Model Improvement of the SIMMER-III Fast Reactor Safety Analysis Code to Freezing Phenomena for Molten Core Materials,” JNC TW9401 2004-006, April 2004.
- 10) Koji MORITA, et al., “Improvement of a Reactor Safety Analysis Code SIMMER-III for Transient Bubble Behaviors,” JNC TW9401 2004-016, April 2004.
- 11) Koji MORITA, et al., “Thermophysical Properties of Lead-Bismuth Eutectic Alloy for Use in Reactor Safety Analysis,” JNC TW9401 2004-040, August 2004.
- 12) Yoshiharu TOBITA, et al., “THE DEVELOPMENT OF SIMMER-III, AN ADVANCED COMPUTER PROGRAM FOR LMFBR SAFETY ANALYSIS AND ITS APPLICATION TO SODIUM EXPERIMENTS,” Nuclear Technology (to be published).
- 13) 山野 秀将, 飛田 吉春, 佐藤 一憲, 丹羽 元, “3次元安全解析コード SIMMER-IV による炉心損傷事象推移評価の向上,” 日本原子力学会 2005 年秋の大会(September 2005)..

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[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

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。

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している。

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、short-FAIDUS 型ナトリウム冷却径方向均質炉心の SIMMER-III による事象推移解析が日本原子力発電からの委託で ARTECH 社により実施された。

(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

入手した情報の範囲では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。

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、独国 FZK と共同で開発検証を実施した。また、米国 ANL とは SAS4A 金属燃料バージョンの利用を前提とした共同研究契約を締結した。

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 年度以後は仏国 IRSN も共同開発体制へ参加している。本共同研究協定は 3 年毎に更新されており、今年度の 5 月に 4 回目の更新が行われた。

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) への適用を進めている。また仏国ではガス冷却高速炉への適用研究が進められている。H14 年度からはベルギー 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参画している。

【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。

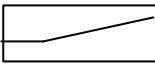




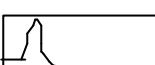

[説明欄]

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】

本研究では、欧州研究機関 (仏国 CEA、IRSN、独国 FZK) との共同研究体制を活用しつつ進めており、特に解析コードの開発・整備ではサイクル機構が中心となって国際貢献を果たしている。

表 1 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

注：枠内数字は年度を表す。

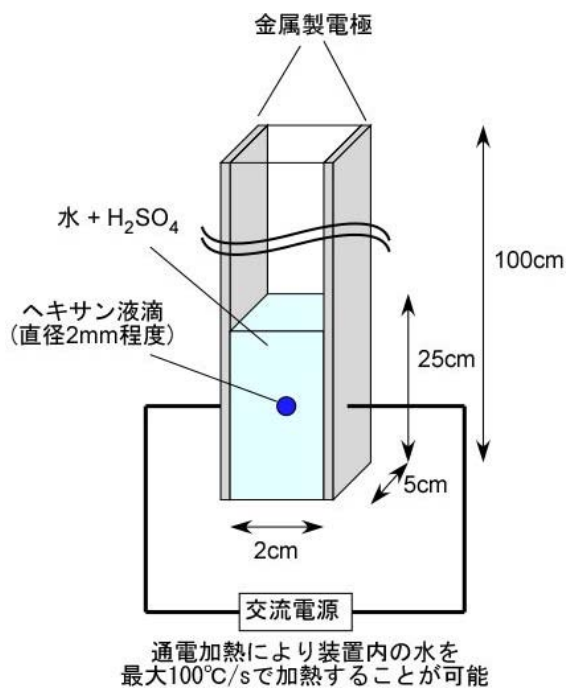


図 1 BALL-TRAP 試験装置の概念図

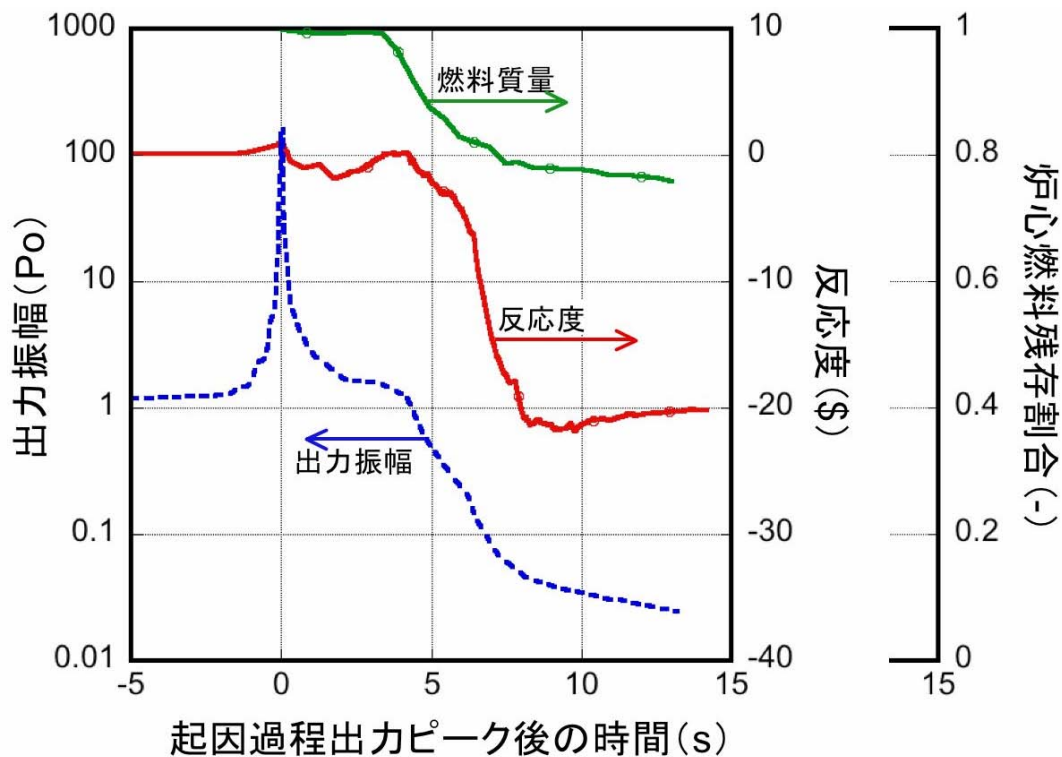


図 2 short-FAIDUS による燃料流出挙動

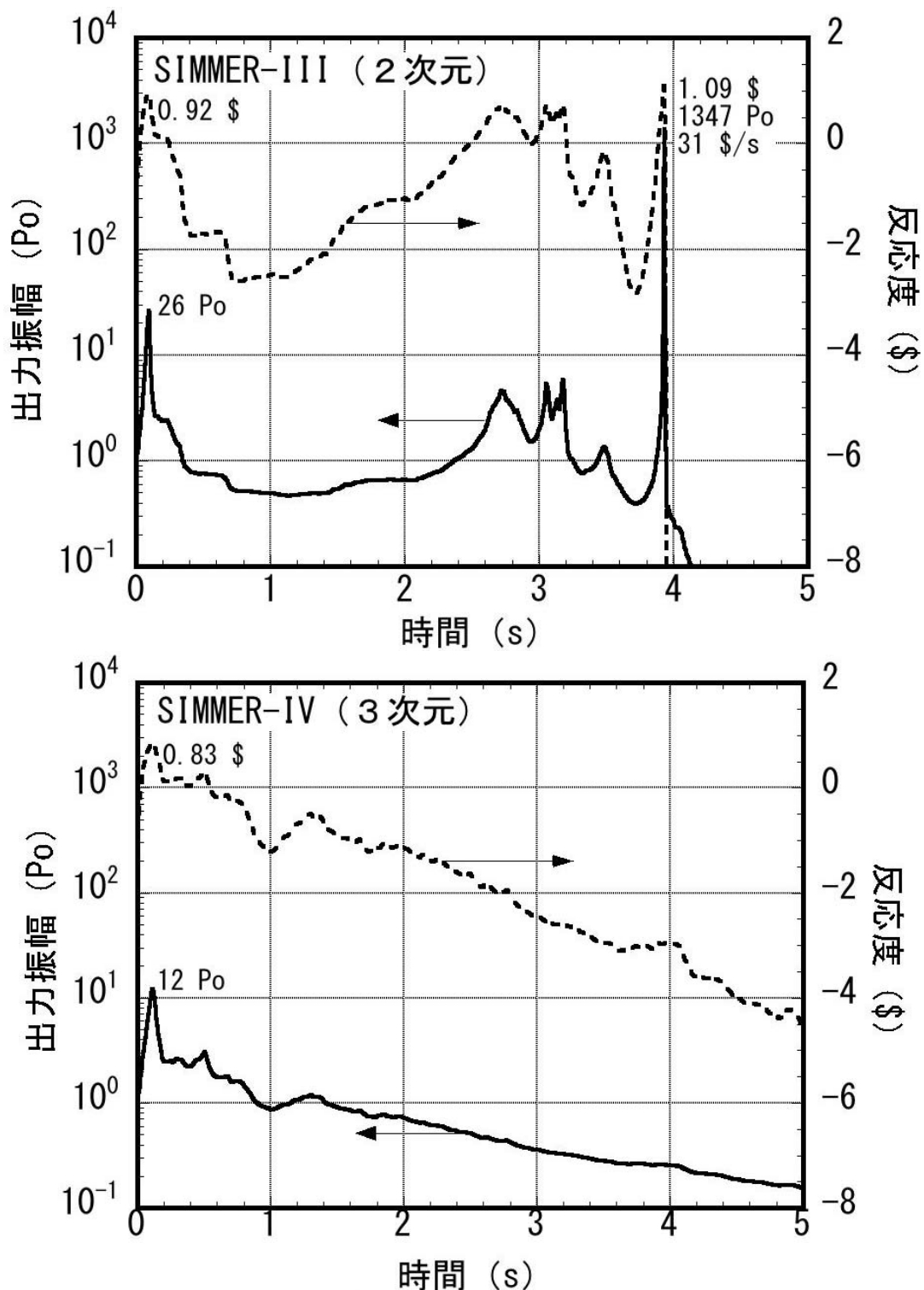


図3 SIMMER-III (2次元) と SIMMER-IV (3次元) による高速炉の炉心崩壊事故解析結果

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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、
ファックス番号：029-266-3717

(Name) Ikken SATO

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

(Address, Tel. and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan :Tel:+81-29-267-4141, Fax:+81-29-266-3717

(E-mail) sato@oec.jnc.go.jp

【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 みきお) 神山 健司(かみやま けんじ)

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, Kenji KAMIYAMA, Kensuke KONISHI

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

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【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)

炉心安全性向上のための IGR 試験研究(日本原子力発電株式会社)

[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熔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

カザフスタン共和国、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排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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

実用炉の再臨界問題排除見通しを示すための試験データベースを整備する（平成17年度まで）。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

(1) 冷却材逆流型 FCI 挙動の解明

炉心物質が炉心領域から流出する過程においては、流出経路内の冷却材が燃料集合体（燃料プール）中に逆流し、燃料中で FCI（Fuel-Coolant Interaction）が生ずる可能性が考えられる。このような冷却材逆流型 FCI によって発生する圧力は、燃料集合体壁や IGR 試験の圧力容器などの周辺構造物への機械的影響の観点、及び燃料流出挙動への影響の観点から重要である。平成13年度に実施した高温融体（低融点金属 200 ～ 400 ）中に所定の量（5cc～40cc）の水（試験温度 60 ）を注入する試験の結果及び平成14年度に行った解析コードによる解析結果から、逆流（注水）量の増加に対してカバーガス圧力の増加が制限される（圧力が飽和する）傾向等が示唆された。そこで平成16年度においては、この傾向を確認するための追加試験を実施した。追加試験では、燃料を模擬した Wood's metal（試験温度 300 ～ 540 ）中に所定の量（10cc～96cc）の水（試験温度 60 ～ 99 ）を注入した。図1に試験装置を示す。フラスコに所定量の水を保持し、融体中でフラスコを割ることで注水する。所定の温度条件にて試験を実施するため、フラスコの下降を速やかに行う。

試験は融体温度と冷却材温度の組合せをパラメータとして実施した。注水後は融体内で水蒸気が形成され、その結果として融体のカバーガス空間へと吹き上がる。この際のカバーガス空間の圧力上昇率は融体の吹き上がる速度に対応しており、これは水蒸気形成量と密接な関係にある。このことから、カバーガス圧力上昇率を指標として水蒸気形成の度合いを評価した。図2に冷却材注水量に対するカバーガス圧力上昇率の試験データを示す。この結果から、カバーガス圧力上昇率は注水量の増加に伴って単調に増加するのではなく、ある量を超えると減少に転ずることが明らかになった。このことは、冷却材逆流型 FCI によって発生する圧力には、冷却材逆流量に依存しないある一定の上限が存在することを示唆する。

(2) 冷却材ボイド拡大挙動の解明

溶融炉心物質が流出経路から流出する過程においては、その初期段階に経路内冷却材のボイドが拡大することにより炉心外への燃料排出が促進されると考えられてきたが、ボイド拡大挙動に関する実験的知見は少ない。平成13年度から平成14年度にかけて実施した冷却材ボイド拡大挙動に関する可視化試験（低融点金属-水系）の結果、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に要する時間が短縮されることを明らかにした。平成16年度は、後者の「ボイド拡大過程」のメカニズムを解

明するための装置改造（冷却材流路長さの延長）を行い、試験に着手した。

□ . I G R 炉内・炉外試験

(1) 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流出を確認する炉内試験を最終段階の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。図3に最新の試験スケジュールを示す。

炉外試験では、高周波誘導加熱に依る融体生成部（EMF：Electro Magnetic Furnace）と試験部からなる試験装置を用い、融体として最大 20kg 程度の燃料模擬物質を用いて融体流出挙動を観察する。計画では、融体生成や移送等の試験実施技術を開発するため、ナトリウムを用いない体系での試験を平成 16 年度上半期まで継続実施し、以後ナトリウムを用いた試験にステップアップすることとしている。平成 16 年度上半期までにナトリウムを用いない条件（ドライ試験）で 19 試験実施し、試験実施技術を確認すると共に融体流出に関する基礎的な試験データを得た。ドライ試験の結果に基づき燃料模擬物質としてアルミナを用いることとしてナトリウムを用いた試験の準備を進めた。

炉内試験では、平成 17 年度までに大規模試験を 3 回実施することとしており、これらに先立つ試験技術確認と個別現象把握のために小規模及び中規模の試験を実施することとしている。各々の試験目的を表 1 に示す。平成 13 年度までに 2 回の小規模試験を終え、以降、中・大規模試験の実施に向けて試験体設計・製作や計測器の予備試験等を含む準備作業を進めてきた。平成 16 年度には中規模試験を実施し、ナトリウム（約 300 g）に冷やされたスチール壁が溶融燃料プールからの熱によって破損する現象に関して貴重な試験データを得た。

(2) 炉外試験の成果

平成 14 年度までの融体生成技術開発の過程で、EMF に装荷した二酸化ウラン（ UO_2 ）は、黒鉛製坩堝との化学反応により相当量がウラン炭化物（UC や UC_2 ）等に変性してしまうこと、及びその物性には大きな不確実性が存在することが明らかになった。試験結果の分析・評価の観点から、融体物性の把握は極めて重要であるため、明確な物性の融体を得る方策として UO_2 を用いて炭化防止を図る方策及び UO_2 の代替物質としてアルミナ（ Al_2O_3 ）を用いる方策を考えた。前者については UO_2 に金属ジルコニウム（Zr）を添加する方法及び UO_2 との共存性が良好なタングステン（W）を UO_2 と坩堝との間に挿入する方法を試みることにした。これらの坩堝と UO_2 の化学反応防止策については H16 年度途中まで継続実施したが、何れも局所的な高温化を抑制することが難しく、物性の明確な融体を得るには至らなかった。一方、後者については解析コードを用いた評価により、燃料の模擬物質としてアルミナを使用することの妥当性を確認するとともに、平成 15 年度までに実際にアルミナを溶融させ、期待通りの物性の融体を生成できることを確認した。平成 16 年度は、このアルミナ融体を基本としてナトリウム試験実施に向けた施設整備を進め、機能確認試験とナトリウムを使用した基礎試験を実施した。これにより、物性の明確なアルミナを用い、ナトリウム本試験に進むための準備が整えられた。

(3) 炉内試験の成果

試験炉 IGR を用いて炉内中規模試験（WF 試験）を実施した。WF 試験の第一の目的は、今後実施してゆく大規模試験に向けて必要となる枢要試験技術（核発熱によるキログラム・オーダーの試験燃料溶融技術及び計測技術）を確認することにある。第二の目的は、核発熱条件下にある溶融燃料プールが背後にナトリウムを有するスチール製の壁構造を侵食して貫通・放出される際の現象（壁破損現象）を把握することにある。この壁破損現象は、炉心領域からの燃料流出の開始タイミングを左右する重要な現象であるが、実験的知見が乏しいことから、そのシナリオ評価において大きな現象論的不確実性が存在していた。WF 試験においては、実機の燃料プール発熱条件を模擬した条件下にて壁破損に関する貴重な試験データを取得することとした。

WF 試験の概要を図 4 に示す。外径 54mm、厚さ 3mm のステンレス・スチール（SS）製パイプの中に 12 本の試験燃料ピン束（4.4%濃縮 UO_2 燃料ペレットを SS 製被覆管に挿入したものを）を収納し、その外周の片側をガスを満たしたギャップとし、残る片側をナトリウム約 300 グラムを満たしたギャップとした。このような構造を含む試験体を圧力容器に封入し、IGR の中央実験孔に装荷して IGR エネルギー 4.1GJ での中性子照射を行った。試験における燃料発熱履歴は、事前に計画した発熱履歴（SIMMER コードを用いた予測解析に基づき策定）を十分な精度で実現できた。予測解析に基づく、この発熱履歴によってスチール製パイプ中に 3200～3300 の平均温度を有する燃料プールが形成されたと推定され

る。

図 5 (a)には各部に設置した熱電対の信号を、図 5 (b)にはナトリウム圧力計、音響計の信号を、図 5 (c)にはこれらの信号の挙動(熱電対信号が示す温度上昇率の変化及び熱電対自身の破損のタイミング、ナトリウム圧力と音響信号の発生タイミング)から推定される事象推移を示した。すなわち、ガスギャップ側の壁破損は燃料プール形成の直後に生じ、その後 1 秒未満のうちにナトリウムギャップ側の壁破損が生じて燃料・ナトリウム相互作用による Na 圧力・音響イベントが生じたと考えられる。壁破損が生じる直前の温度条件に着目すると、ガスギャップ側の壁外表面が 900 程度に達して破損直前となった段階では、ナトリウムギャップ側の壁外表面温度は未だ 600 程度であることから、ナトリウムの熱容量による壁の冷却効果は歴然と現れている。それでも、ガスギャップ側壁破損後短時間(～0.8 秒)のうちにナトリウムギャップ側壁外表面温度も 900 程度まで上がって破損に至っている。

上記のようにナトリウムに冷やされた壁が早期に破損する結果となったことをうけて、このメカニズムを推定するため事前予測解析との比較検討を行った。ナトリウムギャップ側のナトリウムに面した壁表面温度に関し、試験結果と事前予測解析結果との比較を図 6 に示す。試験結果と予測解析結果の違いは 2 点指摘され、1 点目として、解析では初期の壁への伝熱が過小評価されている。試験での壁面温度上昇速度を見ると、途中までは解析でのそれと類似であるが、解析での昇温率が燃料クラスト増加によって後半にはなまってくるのに対し、試験データではこのようななまりが見られない。つまり、解析においては、熔融燃料が壁に接触すると瞬時にクラストが成長し急激な伝熱を抑制している。2 点目は、解析における壁破損がナトリウムによる冷却効果に大きく影響されているという点である。試験で観測された破損時点での壁面温度は 800 ～900 程度であり、(局所的には沸点に到達した可能性があるが)冷却材の殆どは基本的にサブクール状態にあったと言える。一方、解析では、単相ナトリウムの対流、および沸騰後の 2 相伝熱により壁は長時間にわたり冷され続け、結果として遅い壁破損タイミングを予測していた。このように、WF 試験の結果は燃料プールから壁への急激な伝熱メカニズムに支配された早い破損を示した。このような早期破損メカニズムについては従来の知見が少なく、上記したクラスト不安定性が支配要因なのか、あるいは他のメカニズム(例えば、スティールが壁の直近に偏在した場合の伝熱促進効果や燃料プール内出力分布に依存したホットスポット形成など)がどの程度影響しているか等について検討を進めるとともに、今後実施する大規模試験の結果を踏まえて総合的に評価する必要があるが、これが実機についても共通であるならば、炉心損傷の早期の段階で炉心物質流出が開始することになり、EAGLE プロジェクトの目標である再臨界問題排除の観点からは有利な特性と言える。

【研究の達成状況(平成 16 年度)】

イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

模擬物質として低融点金属を用いた試験を実施して、冷却材の逆流が構造物への機械的な影響と燃料流出挙動に及ぼす効果を示すデータを取得した。

ロ．IGR 炉内・炉外試験

炉外試験においては、今後のナトリウム試験で用いる燃料模擬物質としてアルミナを選定すべきとの結論に至り、ナトリウム試験の着手に向けた装置準備と機能確認をほぼ完了した。

炉内試験においては、中規模試験の実施により、ナトリウムに冷やされた壁が燃料プールからの急激な伝熱によって早期に破損するデータを取得した。

(今後の予定)

イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

燃料流出時のボイド拡大過程のメカニズムを解明するための試験シリーズを実施する。

ロ．IGR 炉内・炉外試験

冷却材逆流型 FCI 挙動試験のデータ分析を進め、圧力上限を定める物理量の把握等を行い、現象解明を進める。

炉外試験においては、アルミナを燃料模擬物質として用い、ナトリウムを用いた最終目標の試験シリーズを実施する。

炉内試験においては、3 回の大規模試験を順次実施して、燃料流出速度や流出量に関する試験データを取得する(壁破損現象に関する中規模試験結果の再現性も同時に確認する)。

【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．模擬物質を用いた炉外基礎試験

冷却材が融体中へ逆流することにより発生する熱的相互作用のメカニズムに関する成果は、平成 15 年度までに得られた冷却材ボイド化メカニズムに係る成果と併せ下記ロ．において今後行うナトリ

ウム試験、大規模試験の結果解釈に活用する。

ロ．I G R炉内・炉外試験

確立された融体生成技術、計測技術、炉内核加熱評価技術等を活用して後続炉内・炉外試験計画を遂行していく。これらの試験からの知見を上記イ．と総合して実機における早期流出の見通し確認に反映する。また、炉内中規模試験にて得られた早期壁破損を示す試験データは、SIMMER などの安全解析コードのモデル検証・改良等におけるレファレンスデータとして活用する。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- [1]小山他：「高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(9)-モンテカルロ法コードによる核計算の応用-」日本原子力学会 2004 年秋の大会 D-57，京都大学
- [2]小西他：「高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(10)-炉内中規模試験の結果-」日本原子力学会 2005 年春の大会 E-17，東海大学
- [3]松場他：「MELT- 試験装置を用いた再臨界排除可視化基礎試験 - 冷却材流路を通じた模擬燃料流出挙動（研究報告）」、JNC TN9400 2004-051、2004 年 11 月
- [4]神山他：「高速炉の炉心安全性向上のための試験研究 EAGLE プロジェクト - 炉外試験の進捗および融体流出試験結果（共同研究報告）」、JNC TY9400 2004-030、2005 年 2 月
- [5]松場他：「Experimental study on void development behavior in a simulated coolant channel」，6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6)、2004 年 10 月 4 日～8 日、奈良県新公会堂

（発表予定）

- [6]小山他：「高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(11)-モンテカルロ法コードによる核計算の応用(2)-」日本原子力学会 2005 年秋の大会、八戸工業大学

【国内外の研究動向（平成15年度）】

[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は行われていない。

（参考文献）
該当なし

[海外の研究の現状と動向]

本課題に関わる海外での研究活動等は行われていない。

（参考文献）
該当なし

【研究評価（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]

ロ．については、カザフ現地での資材調達及び許認可取得に当初見込み以上の期間を要しており、試験の実施時期に遅れが生じている。

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】

本研究で取得される燃料流出に関わる実験的知見は、再臨界問題が排除でき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：口.については、カザフ現地での資材調達及び許認可取得に当初見込み以上の期間を要しており、試験の実施時期に遅れが生じている。）

計画以上に進捗した。

【説明欄】

カザフ現地での試験計画は、H16年度で終了する当初の計画に対し、上記の遅れによりH17年度までの継続実施となる。H15年度からはサイクル機構より現地駐在員をおいてカザフ側のプロジェクト管理を支援しつつ進めており、H17年度までに全試験を完了できる見通しである。

【自由評価欄】

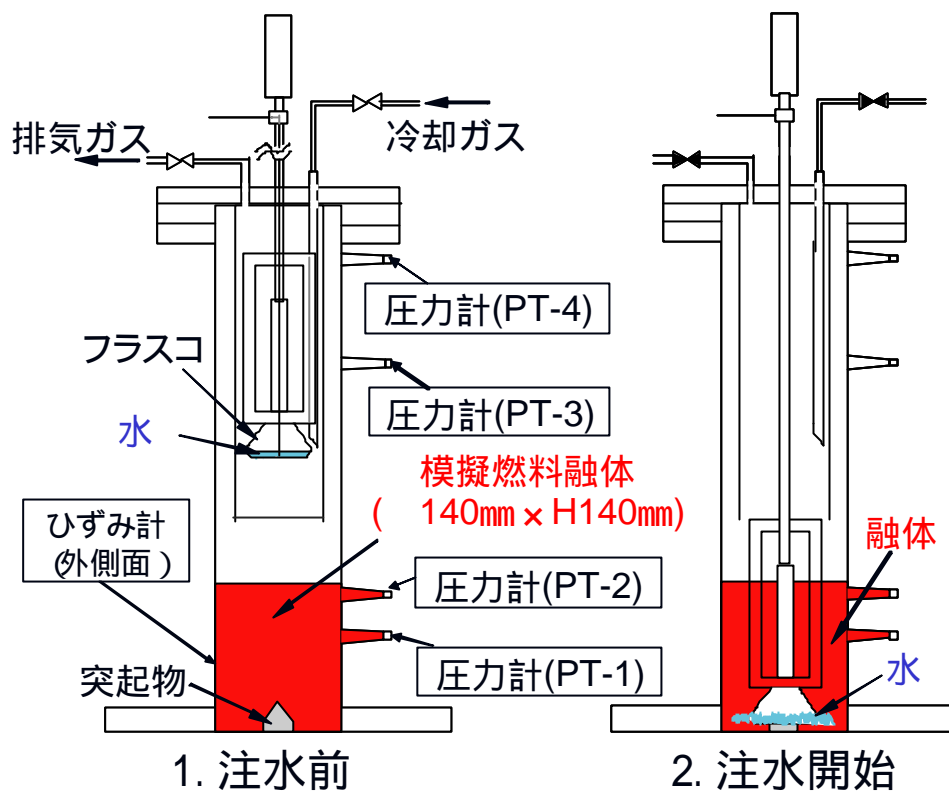


図1 冷却材逆流型 FCI 試験装置

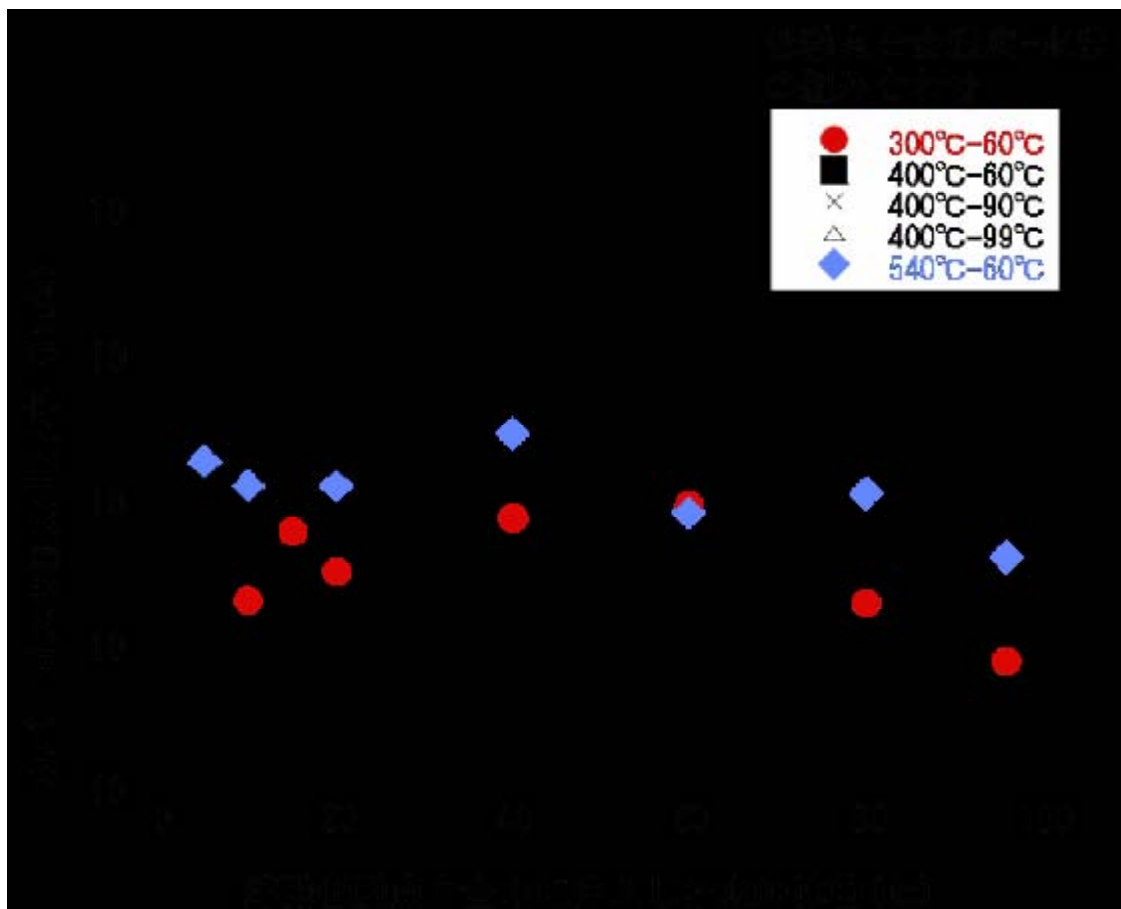


図2 冷却材注水量に対するカバーガス圧力上昇率

表 1 IGR 炉内試験とその目的

試験種別	名称	回数	目的
小規模試験	GP	2	燃料ペレット数個（36g 程度）を過渡出力により溶融させ、発生するガス圧力及び燃料加熱時の伝熱メカニズムを把握する。これにより、後続本試験における燃料プール形成時のプール圧力（流出を駆動する主要因）の制御性及び加熱中の熱損失の予測精度を確認する。
中規模試験	WF	1	12 本ピン束規模の燃料約 2kg を溶融させて燃料プールを作り、これによるナトリウム（約 300 g）に冷やされたスチール壁の破損挙動を把握する。ピン束規模の溶融技術の確認と、把握された壁破損メカニズムに基づく後続本試験条件の妥当性確認を行う。
大規模試験 （Na 無し）	FD	1	最終的な ID 試験に先行して、ナトリウムを用いない条件にて、約 8kg の燃料の流出挙動を測定する。
大規模試験 （Na 有り）	ID	2	ナトリウムの存在する条件にて、約 8kg の燃料の流出挙動を総合的に測定・把握する。

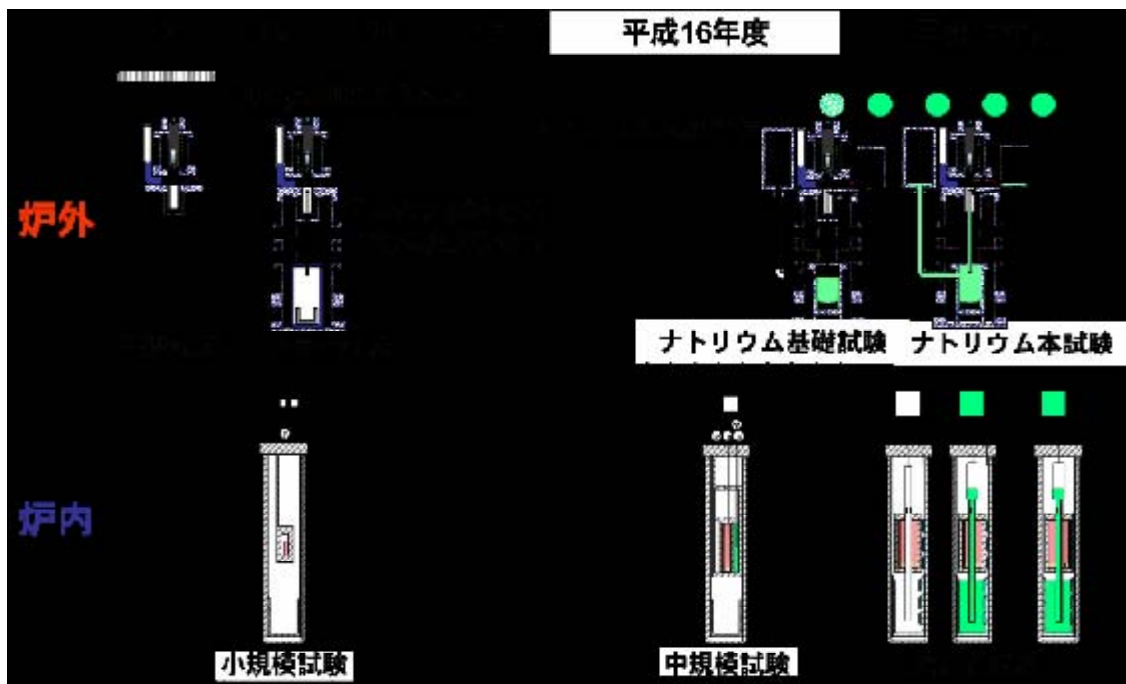


図 3 IGR 炉内・炉外試験スケジュール・実績

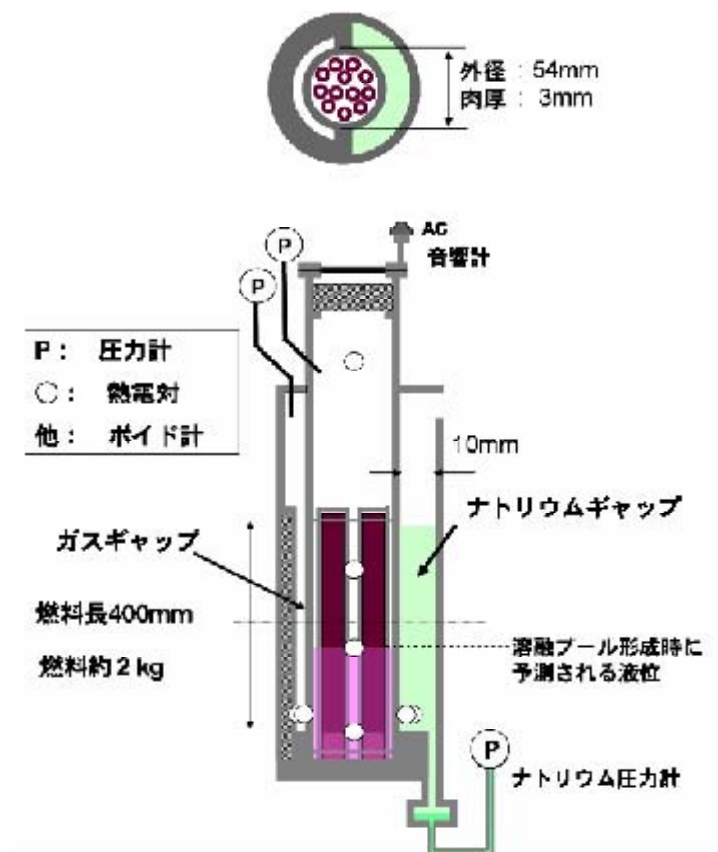


図4 炉内中規模試験の概要

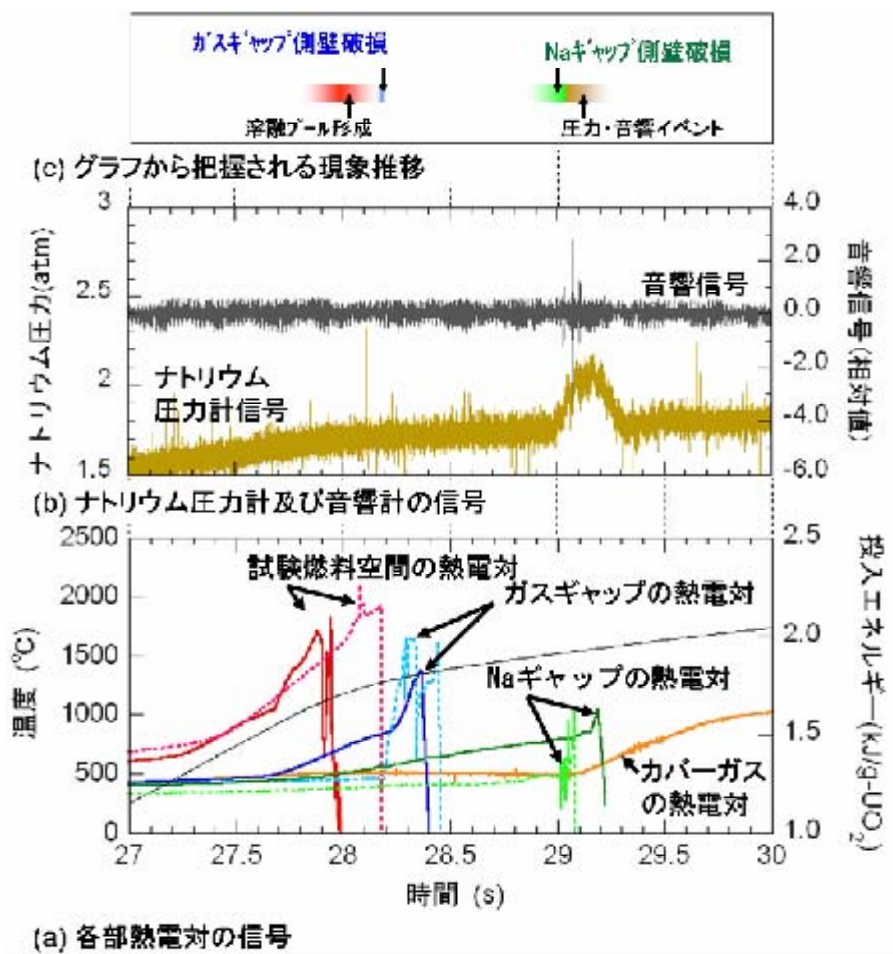


図5 炉内中規模試験の主要データ及び現象推移の解釈

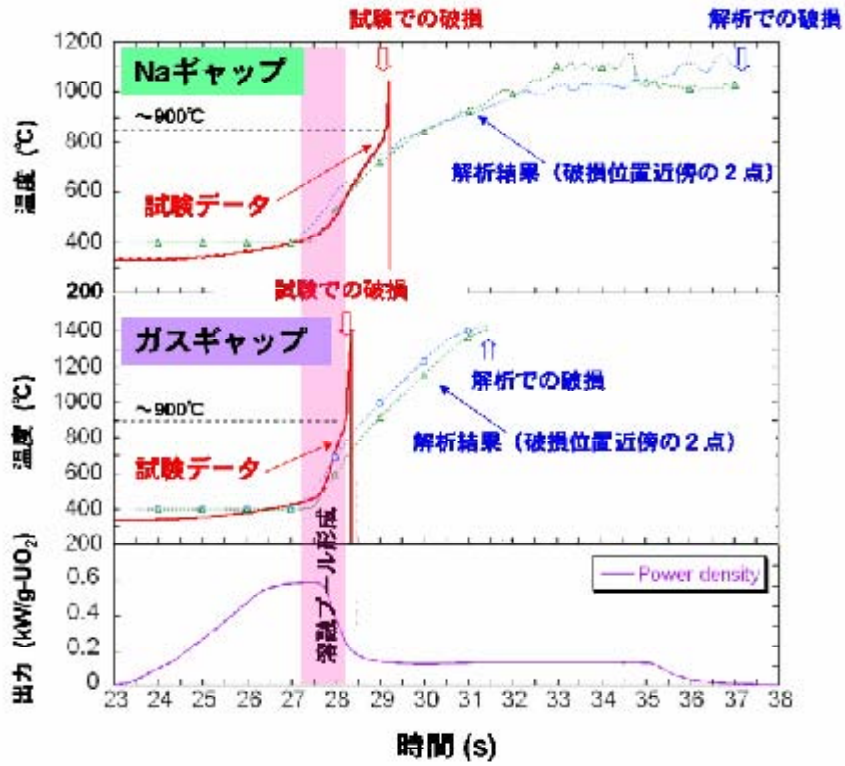


図6 壁の外表面温度に関する試験結果と事前予測解析結果との比較

安全研究成果調査票（平成16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 (施設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 so on)】

[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 FAX：029-267-7481

(Name) Maeda Yukimoto

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

(Address, Phone and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel: +81-29-267-4141 Fax: +81-29-267-7481

(E-mail) maeda-y@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 伊藤 主税(いとう ちから)、石田 公一(いしだ こういち)、服部 和裕(はっとり かずひろ)

大山 一弘(おおやま かずひろ)、伊東 秀明(いとう ひであき)、原野 英樹(はらの ひでき)

[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

(Name) Ito Chikara, Ishida Koichi, Hattori Kazuhiro, Ooyama Kazuhiro, Ito Hideaki, Harano Hideki

(Title of Function) 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

【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(FFD: Fuel Failure Detection)、破損した燃料集合体の位置を知ること(FFDL: Failed Fuel Detection and Location)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い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、最新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最適な燃料破損時の高速増殖炉プラントにおける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、レーザを用いた FFDL 法として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

燃料要素に人工欠陥(スリット)を設けた模擬破損燃料の照射試験により、破損燃料検出システムの性能評価を行うとともに、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までの従来のプラント運転手法の検証を行う。

前項の性能評価を踏まえて、高度化した破損燃料検出システムを用いたプラント運転手法を策定し、プラント運転員の被ばく低減や稼働率向上の観点から最適化する。

また、燃料要素が破損するまで照射を継続する RTCB (Run to Cladding Breach) 試験で最適化したプラント運転手法を検証する。

【当初の達成目標(平成 16 年度)】

イ．FFD/FFDL システムの高度化に関する研究

MK- 炉心第 1,2 サイクル運転時において FFD システムを運用し、MK- 炉心におけるバックグラウンドレベルを把握する。また燃料破損模擬試験時において、FFD/FFDL システムを運用し、燃料破損の検出及び破損燃料の同定が確実にできることを実証する。RIMS に関しては、MK- 炉心第 1,2 サイクル運転時及び燃料破損模擬試験時において 1 次系カバーガス分析を実施し、得られた結果より実機への適用性を評価して運用整備を図る。

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

燃料破損模擬試験用集合体を炉内へ装荷して原子炉を運転し、燃料破損対応関連諸設備の性能及び燃料破損時の一連のプラント操作手順を検証する。

【研究実施内容及び成果(平成 16 年度)】

イ．FFD/FFDL システムの高度化に関する研究

MK- 炉心第 1,2 サイクル運転時において FFD システムを運用し、MK- 炉心におけるバックグラウンドレベルを把握した(図 1)。また燃料破損模擬試験時において、FFD/FFDL システムを運用し、燃料破損の検出及び破損燃料の同定が確実にできることを実証した(詳細は口参照)。

一方、単独又は複数の組み合わせによる高速炉の 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¹⁾。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、「常陽」のようにタギング法を採用していない炉においても、事前に破損燃料より放出される FP ガス(Kr, Xe)を分析し燃焼度を推定することで、被疑破損燃料集合体の絞り込みが可能であり、 SHIPPING 法等における破損燃料の同定時間を短縮できる。

本年度は、「常陽」MK- 炉心第 1 サイクル、第 2 サイクル運転時において 1 次系カバーガス中の希ガス測定を実施した。その結果、Kr, Xe が検出されたが、同位体比は天然組成比とほぼ一致し、元素濃度も、Kr が約 0.3ppb、Xe が約 0.03ppb(表 1、表 2)と空気中の成分比と一致することが分かった。これは、1 次系カバーガス中に供給される清浄 Ar ガス中に含まれる微量な空気が検出されているものと推測され、RIMS に関して、この空気成分がバックグラウンドとなることが確認された(FP は検出限界以下)また、第 2 サイクルに実施された燃料破損模擬試験の FFDL SHIPPING 操作時において、試験用集合体よりカバーガス中に放出された FP ガスの分析に RIMS システムを適用したところ、放射性核分裂核種(¹³³Xe)の検出に成功した(図 2)。¹³³Xe の濃度は、約 8ppt(カバーガス中 ¹³³Xe の線計測測定結果(約 310Bq/mL)より換算)であり、RIMS システムによる ppt オーダーの放射性核種の検出が可能であることが実証された。

□ 燃料破損時のプラント運転手法の最適化に関する研究

「常陽」MK- 炉心において、燃料破損模擬試験を実施した。本試験は、燃料被覆管に人工欠陥を設けた試験用燃料要素を炉心中心に装荷して照射し、燃料破損の検知、原子炉停止、カバーガス中FP核種の回収、除去、破損燃料の同定、炉外への取出し、Na中FP核種回収等燃料破損対応時の一連のプラント操作を行い、燃料破損発生時における燃料破損検出設備および破損燃料位置検出設備（図3）の検出性能を確認するとともに、燃料破損時のプラント運転手法を検証するものである。本試験で使用した試験用集合体の概略を図4に示すが、試験用集合体に装荷した試験用燃料要素は通常使用する燃料要素の燃料被覆管のガスプレナム位置にスリットを設けたものである。このスリットは、幅0.1mm、長さ1.0mmであり、燃料要素および集合体の組立並びに輸送時の密封性（被覆管内はHeガス雰囲気）を確保するため、鉛を主成分としたシール材（ハンダ）により密封している。なお、シール材は、原子炉内温度が約300℃になった時点で溶融し、スリット部が開口され新燃料の初期破損が模擬される。

1. 試験計画書及び試験実施要領書の作成²⁾

「常陽」の燃料破損検出設備は、カバーガス中のFPガスを検知するプレシピテータ法（FFD-CG法）線スペクトロメトリー法（OLGM）及び冷却材中に放出されたFPの遅発中性子を検出する遅発中性子法（FFD-DN法）で構成される。試験用集合体を用いた燃料破損模擬試験において、燃料破損検知後は原子炉を停止し、燃料要素内に含まれる核分裂生成物を捕集して放射線計測を行うナトリウム SHIPPING法破損燃料位置検出設備（FFDL）により破損燃料集合体の同定を行う。FFDLによる同定のために必要となる、破損燃料要素内部へのFP量を蓄積するため、原子炉起動、出力上昇開始後、原子炉熱出力が18MWtに達するまで運転することが必要であるとの予測解析を行った。ここでは、保守的に、プレナムに蓄積した希ガスFPが直接SHIPPINGされる効果を期待せず、ナトリウム中のFPのみが計測されるものと仮定してFFDLによるFPの検出感度を予測した。燃料破損検知後は、速やかに原子炉を停止する計画とし、この運転方法により燃料破損の検知及び破損燃料集合体の同定が可能と評価した。これらの検討を踏まえ、試験計画書、試験実施要領書を作成した。

2. 燃料破損模擬試験の実施

試験計画書、試験実施要領書に従い、燃料破損模擬試験を実施した。試験の実施工程を表3に示す。試験の実施に向けては、事前に関連各設備の試運転・整備を行い、操作手順等の確認・最適化及び試験員の対応能力の向上を図った。

以下に実施内容及び結果を示すが、これらより、燃料破損対応関連諸設備の性能及び燃料破損時の一連のプラント操作手順を確認できた。

(1) 原子炉の運転と燃料破損の検知³⁾

試験における原子炉の運転は、通常サイクル運転時と同様の手順で、原子炉起動、出力上昇操作を行った。試験用燃料要素のスリットを密封しているシール材は、系統昇温中（250℃から350℃）に溶融し、原子炉起動後半日程度で、スリット部は開口している。

原子炉運転中は、燃料破損検知に用いるFFD設備のうちプレシピテータ法（FFD-CG法）及び遅発中性子法（FFD-DN法）について、原子炉出力に対応したバックグラウンド計数率の推移が、直近のサイクル運転時のデータにより、良好にトレースできることを確認した上で、その2倍を超える信号上昇を有意値の目安と設定して監視することとした。また、核種同定が可能な線スペクトロメトリー法（OLGM）でFP核種を確認して燃料破損と判断して、原子炉を停止する手順とした。

本試験においては、原子炉起動後、出力を上昇させ、原子炉熱出力約120MWt（定格熱出力140MWtの約86%出力）において、FFD-CG法の計数率が原子炉通常起動時のバックグラウンド計数率の2倍を超えたことを確認し（図5）、OLGMによりFP核種の検出を確認して燃料破損と判断し（図6）、通常操作により原子炉を停止した。原子炉起動後の核加熱中に開口したスリットからは、温度上昇に伴う内圧の上昇によりHeガスが冷却材中に放出される。燃焼初期においては、FPガスはペレット内部に留まるが、その後、燃焼に伴ってペレット外に放出され、プレナムに移行し、その一部がHeガスに混合して冷却材中に放出されるものと考えられる。本試験においては、過去にJNCで実施した同種のガスプレナム部破損模擬試験結果と同様に、定格の約86%出力においてFP核種が検出された。

(2) 破損燃料の種類³⁾

本試験を実施した当該サイクル前の運転は、定格熱出力で約2ヶ月運転し、当該サイクルの約3週間前に停止している。したがって、当該運転サイクル前より使用されている燃料集合体中には比較的長半減期のFP核種 (^{133}Xe : 半減期 5.2 日) が残留しており、短半減期のFP核種 (^{135}Xe : 半減期 9.1 時間) との放射能濃度比は、本試験のみで使用した試験用集合体と異なる。そこで燃焼計算コード ORIGIN 2 を用いてFP核種の放射能濃度比 ($^{135}\text{Xe} / ^{133}\text{Xe}$) を計算し、OLGM測定結果 (図6) より得られる放射能濃度比と比較した結果を表4に示す。OLGMによる ^{133}Xe の測定値のばらつきを考慮すれば、今回検知されたFP核種が本試験実施前に新規に装荷した試験用集合体から放出されたものであると判別できる。本方法は運転サイクル間隔が短い場合において、新燃料からの燃料破損を判別するのに有効な手段である。

(3) 破損燃料の同定⁴⁾

「常陽」のFFDLは、計測対象集合体頂部にて冷却材流路を閉止して燃料要素に圧力外乱を与え、燃料要素内に含まれるFPの放出を促し、これを捕集して放射線計測を行うものである。本試験では、試験用集合体、比較用として反射体及び燃料集合体各1体を計測対象とした。

FFDLの運転前には、カバーガス浄化設備 (CGCS) によるカバーガス中FPの除去運転を行うとともに、カバーガスパージを行い、カバーガス中放射能濃度の低減を図った。本試験中の炉内カバーガス中放射能濃度の推移 (OLGM測定結果) を図7に示す。

各集合体における SHIPPING ナトリウムの放射線計測結果として ^{133}Xe (81keV) の計数率を図8に示す。計測の結果、試験用集合体の計数率はバックグラウンドの約570~610倍の値が確認でき、破損燃料集合体と判定するに十分な結果が得られた。

破損燃料集合体の同定性確認後は、試験用集合体を通常の燃料交換の要領で原子炉から取り出し、「常陽」に隣接する照射後試験施設まで安全に移送した。また、セシウムトラップを運転し、運転性に問題がないことを確認した。サンプリングナトリウムの分析の結果、セシウムトラップ運転前後 ^{137}Cs の濃度はいずれも低く、運転効果 (性能) を確認できるだけの差異はなかった。

【研究の達成状況 (平成16年度)】⁵⁾

イ．FFD/FFDLシステムの高度化に関する研究

FFD/FFDLシステムを運用し、MK- 炉心におけるバックグラウンドレベルを把握し、燃料破損の検出及び破損燃料の同定が確実にできることを実証した。また、開発・導入したRIMSシステムにより、「常陽」MK- 炉心における通常運転時のバックグラウンドを把握し、燃焼度推定による破損燃料の絞り込みを行うための基礎データを取得し、実機への運用整備を行った。また、燃料破損模擬試験においてRIMSシステムによりpptオーダーの放射性核種 (^{133}Xe) の検出に成功し、燃焼度推定による被疑破損燃料集合体絞り込み法へのRIMSシステム適用の見通しを得た。以上により、所期の成果が得られた。

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

「常陽」MK- 炉心の燃料破損検出設備の性能等に係るデータ・知見を得るとともに、燃料破損の検知、原子炉の停止、破損燃料の同定を行い、集合体の炉外への取り出しまでの、一連のプラント操作・手順を、実際の対応を行って確認することができ、所期の成果が得られた。

(今後の予定)

イ．FFD/FFDLシステムの高度化に関する研究

RIMSについて、「常陽」のカバーガス等の分析やデータ解析を継続し、得られた結果によりその適用性を評価し、FFDLとしての整備を行い、RIMSの開発・整備を完了させる。

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

燃料破損模擬試験の実施経験、成果を踏まえ、燃料破損時のプラント運転手法を総合的に評価するとともに、RIMSを取り入れてより信頼性を向上させた対応手法を検討・策定する。以上により最適化したプラント運転手法をRTCB試験において実証するため、その準備として燃料破損対応設備を整備する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．FFD/FFDL システムの高度化に関する研究

RIMS の導入により、破損燃料の同定に要する時間を短縮できる。また、今後実施されるタゲガス封入型試料の照射試験に適用し、クリーブ破断試料を正確に同定できることを実証する。

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

燃料破損模擬試験の結果を踏まえて燃料破損時の最適なプラント運転手法を策定することにより、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に資する。

【研究成果の発表状況（平成 16 年度）】

- 1) 服部和裕、他、「RIMS による高速炉被覆管材料の炉内クリーブ破断試料検出法の開発」、研究会「放射線検出器とその応用」、7-42、高エネルギー加速器研究所 (2005)
- 2) 大山一弘、他、「高速実験炉「常陽」MK- 炉心における燃料破損模擬試験 (1) 試験計画」、日本原子力学会「2005 年春の年会」、D21、東海大 (2005)
- 3) 服部和裕、他、「高速実験炉「常陽」MK- 炉心における燃料破損模擬試験 (2) カバーガス法 FFD による破損燃料の検知」、日本原子力学会「2005 年春の年会」、D22、東海大 (2005)
- 4) 石田公一、他、「高速実験炉「常陽」MK- 炉心における燃料破損模擬試験 (3) シッピング法 FFDL による破損燃料集合体の同定」、日本原子力学会「2005 年春の年会」、D23、東海大 (2005)
- 5) 伊藤主税、他、「「常陽」における燃料破損模擬試験 - FFDL 炉内試験 () - 」、JNC TN9410 2005-003 (2005)

(発表予定)

- 6) Hattori Kazuhiro, et al., "Fuel Failure Simulation Test in the Experimental Fast Reactor JOYO", GLOBAL2005, Japan Tsukuba (2005)
- 7) Ito Chikara, et al., "ULTRATRACE FISSION PRODUCT GAS NUCLIDE MEASURING SYSTEM USING LASER RESONANCE IONIZATION MASS SPECTROMETRY", European Nuclear Science (2005)

【国内外の研究動向（平成 16 年度）】

[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]

- ・フェニックスの燃料破損検出設備 (FFD) は、「常陽」「もんじゅ」と同様に Na 中の FP を監視する遅発中性子法とカバーガスに移行した FP ガスを監視するカバーガス法が設置されている。また、破損燃料位置検出設備 (FFDL) にセレクトバルブ法を採用している。燃料集合体出口上部に設置されているセレクトバルブにより Na をサンプリングし、遅発中性子及び FP ガスの測定により、破損燃料の同定を行う。フェニックス運転開始時の性能試験において U-Mo 合金の FP ソースの照射試験を、1984 年から 1987 年にかけて U-Ni 合金の FP ソースの照射試験 (CARAPHE、CARAPHON) を実施し、FFD 及び FFDL で採用されている遅発中性子検出設備の感度校正を行っている。
- ・フェニックスでは、これまでに遅発中性子法 FFD の検出を伴う燃料破損を 15 回経験。また、カバーガス法の検出を伴う燃料破損は、前述の遅発中性子が検出された 15 回を含め、38 回発生している。2003 年の再起動後では、第 51-1 サイクル定格運転中 (2004/2/3) にガスリーク破損 (カバーガス法による検出のみ) が発生し、ただちに FFDL にて破損燃料集合体が同定されている。当該事象では遅発中性子法は作動しなかったことから原子炉は定格運転を継続し、翌 2/4 には、カバーガスの放射能強度は通常値に戻っている。
- ・同じくフェニックスにおいて、第 52-1 サイクル運転中 (2005/4/29) に炉容器カバーガスの放射能濃度が上昇し、翌 5/1 には通常値に戻る事象が発生。燃料破損による燃料集合体からの FP ガスリークと見られている。当該燃料集合体については、今回を含め 3 回のガスリークが発生しており、最初のガスリークが供用開始サイクル中で比較的初期に発生していることから、被覆管の破損原因は、溶接欠陥によるものと見られている。

(参考文献)

フェニックス駐在員報告

【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 「常陽」MK- 炉心一次系カバーガス中の Kr の同位体比及び元素濃度

原子炉運転	Kr 同位体比					元素濃度 (ppb)
	⁷⁸ Kr/ ⁸⁴ Kr	⁸⁰ Kr/ ⁸⁴ Kr	⁸² Kr/ ⁸⁴ Kr	⁸³ Kr/ ⁸⁴ Kr	⁸⁶ Kr/ ⁸⁴ Kr	
MK- 第1サイクル(平均値)	-	-	0.19	0.21	0.31	0.3
MK- 第2サイクル(平均値)	-	-	0.20	0.20	0.31	0.3
天然組成のKr同位体比	0.006	0.039	0.204	0.202	0.304	-

- 検出下限以下

表2 「常陽」MK- 炉心一次系カバーガス中の Xe の同位体比及び元素濃度

原子炉運転	Xe 同位体比								元素濃度 (ppb)
	¹²⁴ Xe/ ¹³² Xe	¹²⁶ Xe/ ¹³² Xe	¹²⁸ Xe/ ¹³² Xe	¹²⁹ Xe/ ¹³² Xe	¹³⁰ Xe/ ¹³² Xe	¹³¹ Xe/ ¹³² Xe	¹³⁴ Xe/ ¹³² Xe	¹³⁶ Xe/ ¹³² Xe	
MK- 第1サイクル(平均値)	-	-	(0.08)	0.91	(0.13)	0.74	0.46	0.41	0.03
MK- 第2サイクル(平均値)	-	-	(0.07)	0.92	(0.13)	0.76	0.44	0.38	0.03
天然組成のXe同位体比	0.004	0.003	0.071	0.981	0.152	0.788	0.387	0.331	-

- 検出下限以下
() 定量下限以下

表3 燃料破損模擬試験の実施工程

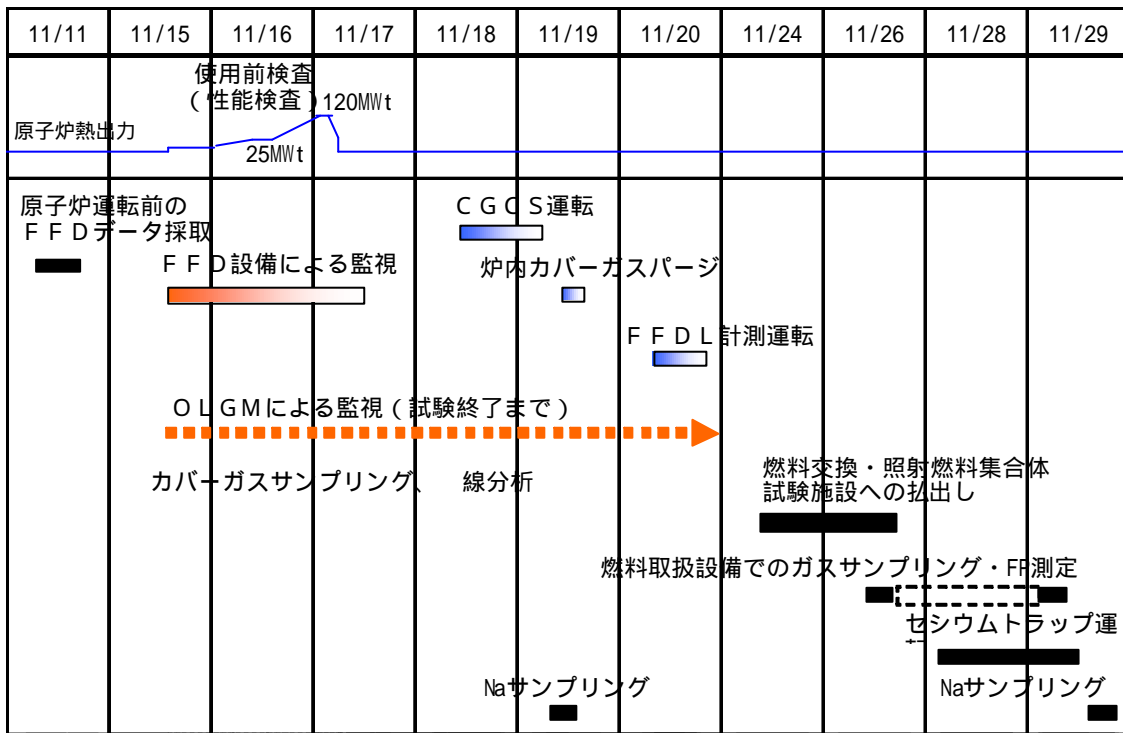
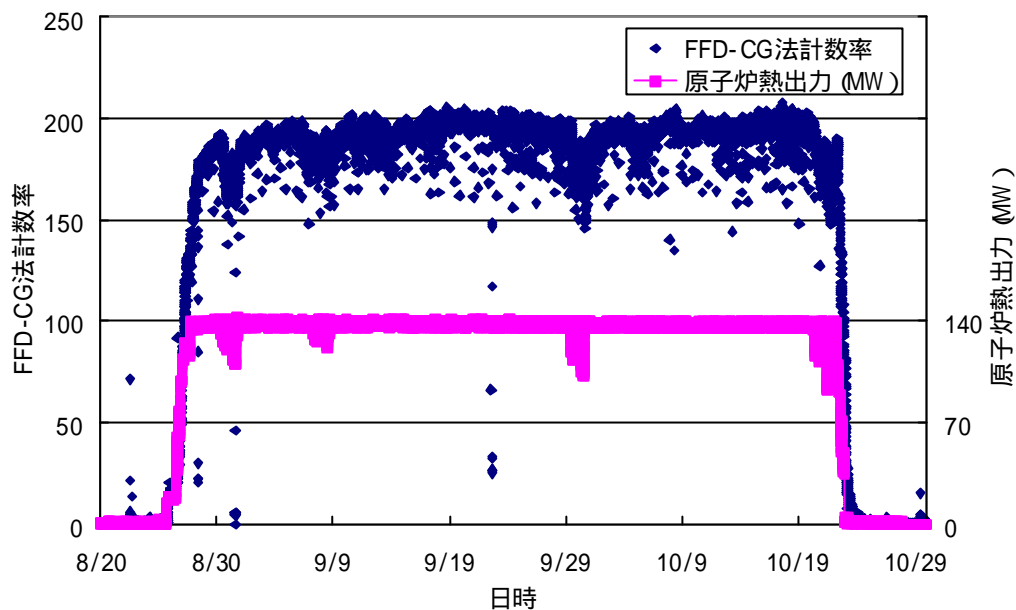
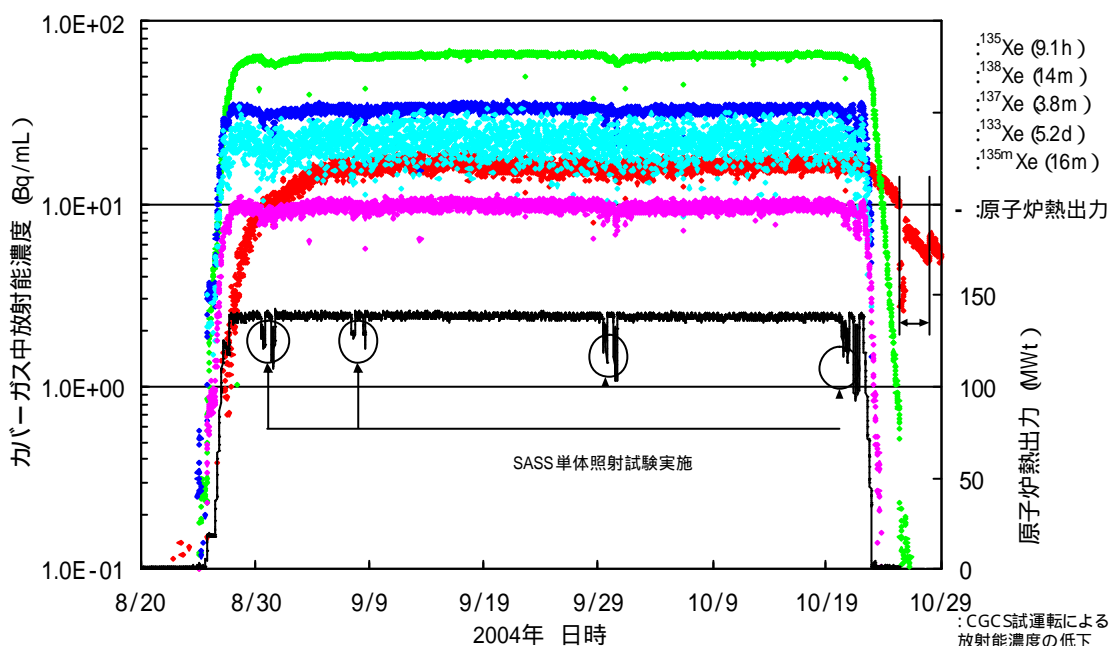


表4 各燃料集合体が破損した場合の FP 放射能濃度比の比較結果

FP 各種放射能濃度比		¹³⁵ Xe / ¹³³ Xe
ORIGEN2 計算値	燃料集合体 (当該サイクル以前より使用)	4
	新燃料集合体 (試験用集合体)	33
実測値	燃料破損検知後のOLGM 測定値増分	25 ~ 37



(a) FFD-CG法によるカバーガス中の放射能濃度測定結果 (第2サイクル)



(b) OLGによるカバーガス中希ガスFP核種の放射能濃度測定結果 (第2サイクル)

図1 FFDシステムの運用結果 (MK- 第2サイクル)

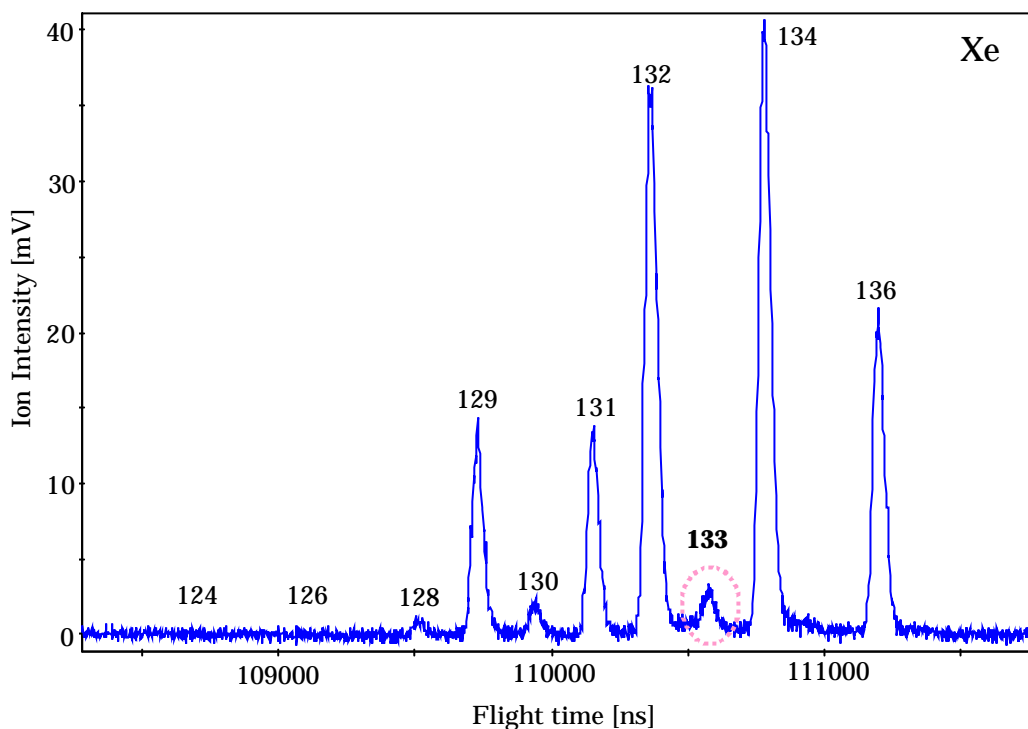


図2 RIMSによるカバーガス中のXe同位体比測定結果（FFDLシッピング操作時）

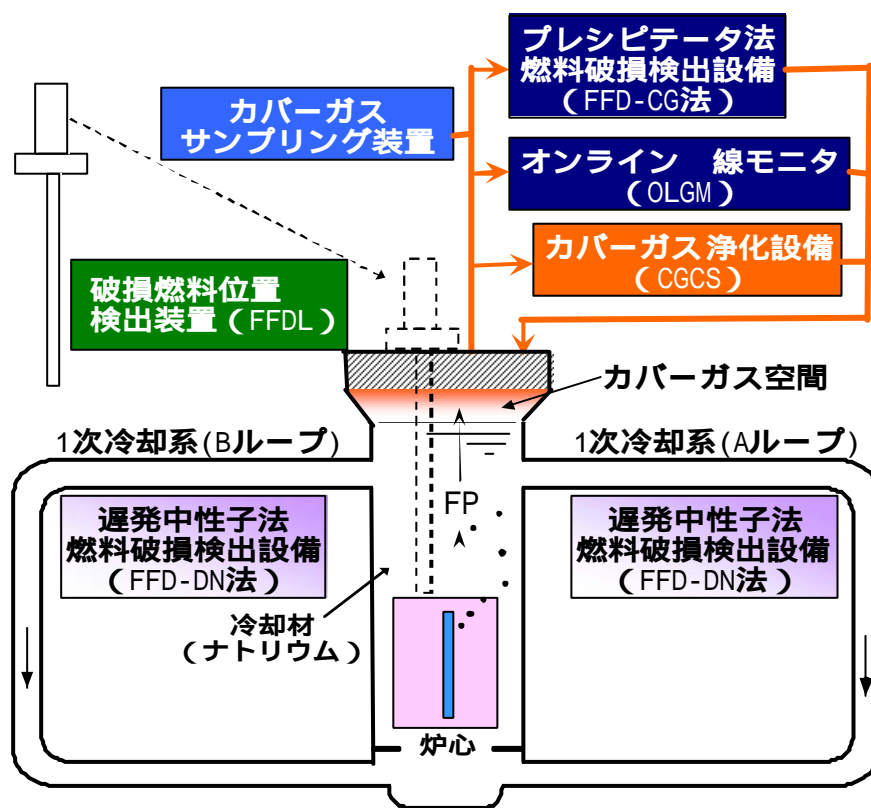


図3 「常陽」燃料破損検出設備の概要

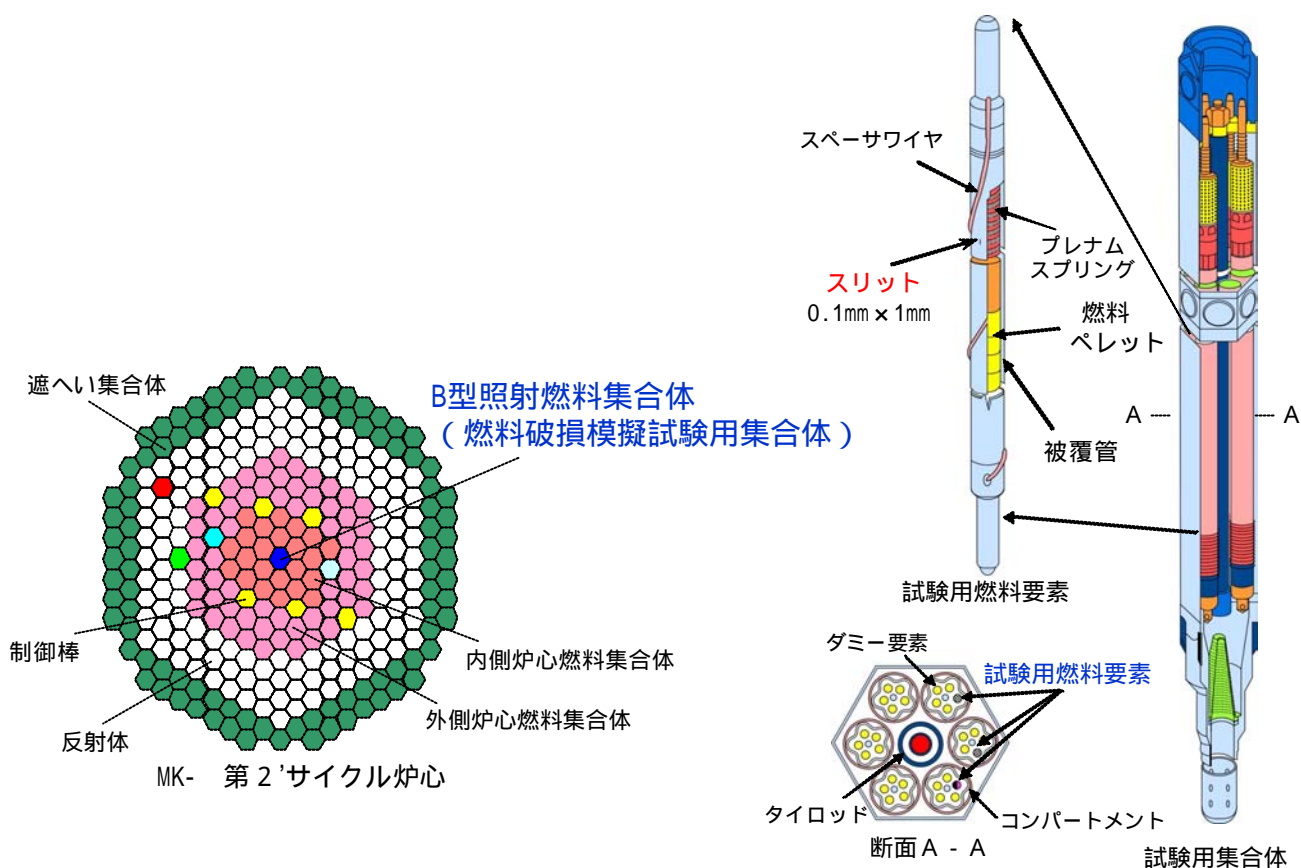


図4 試験用集合体の構造及び炉内装荷位置

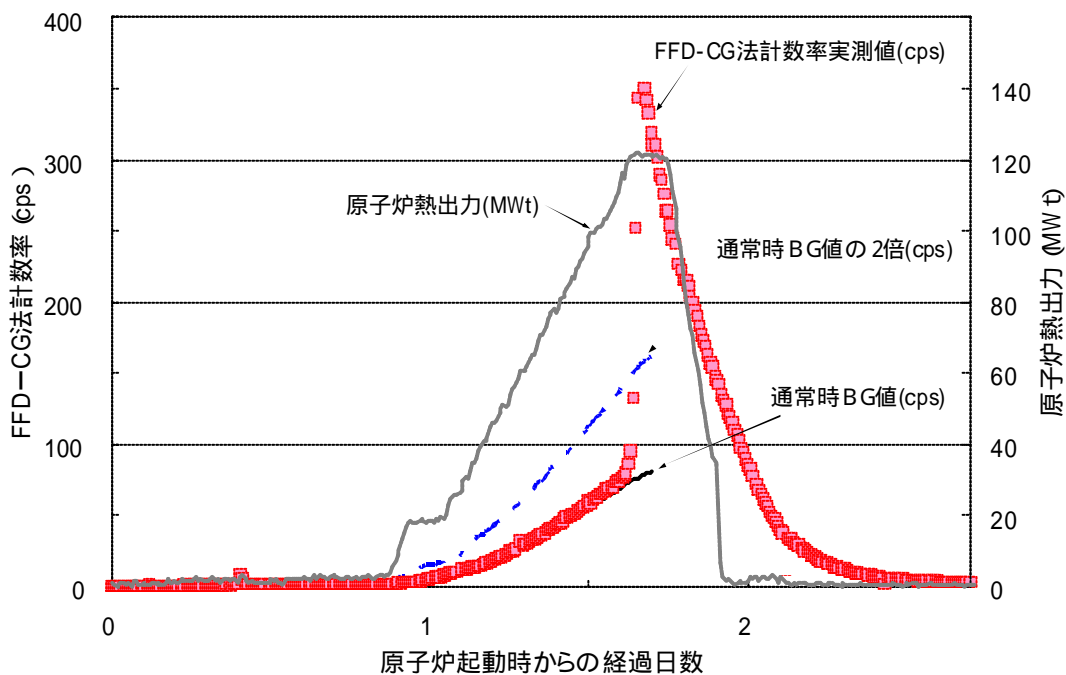


図5 燃料破損検知時のFFD-CG法計数率の変化

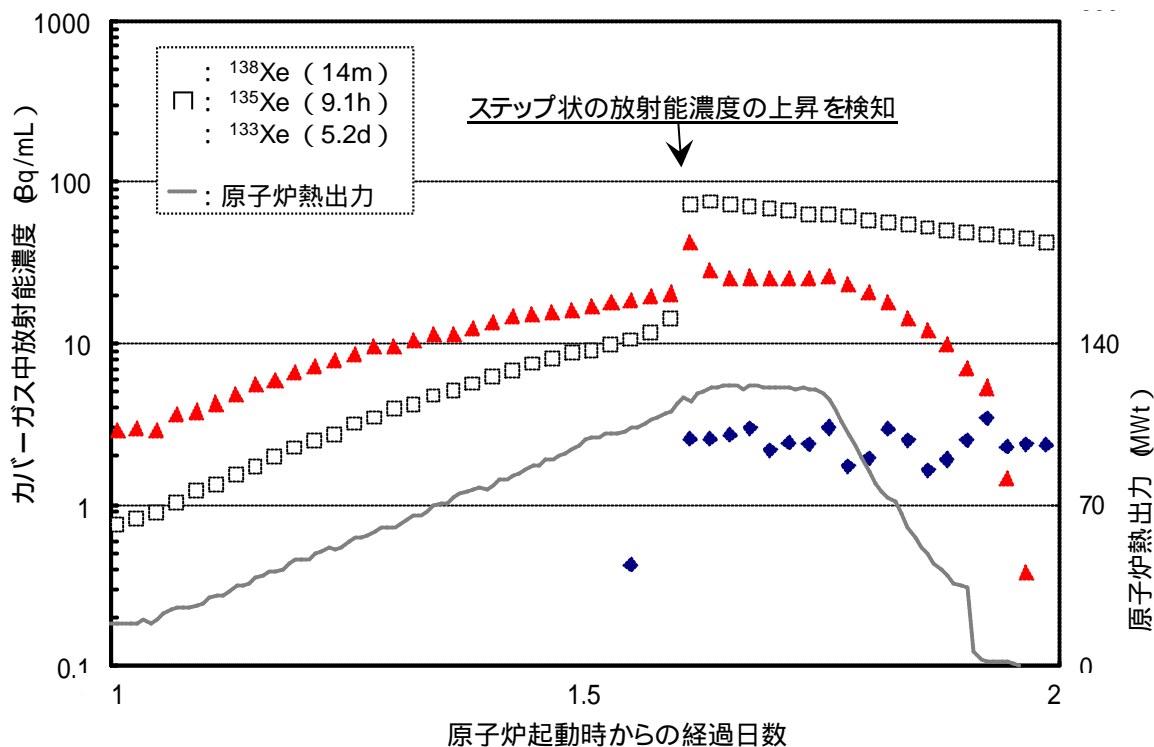


図6 FFD-CG法による燃料破損検時のカバーガス中放射能濃度の変化 (OLGM測定結果)

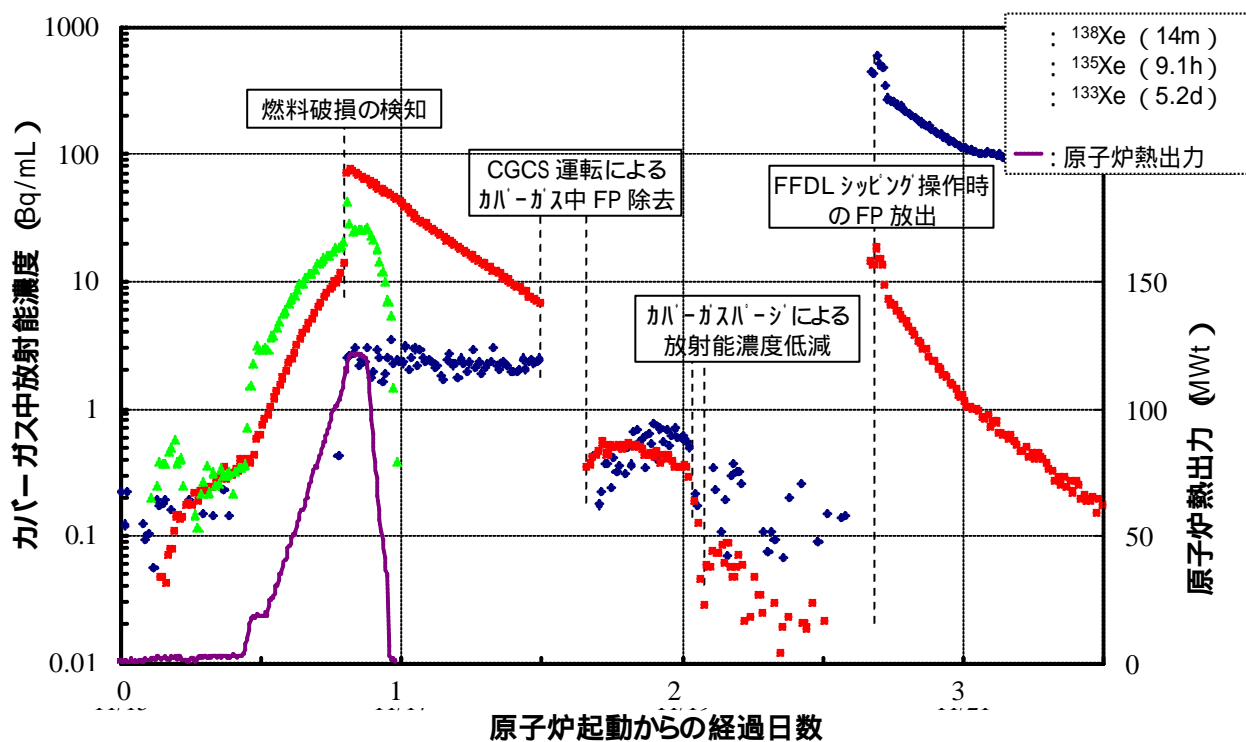


図7 試験中のカバーガス中放射能濃度の推移 (OLGM測定結果)

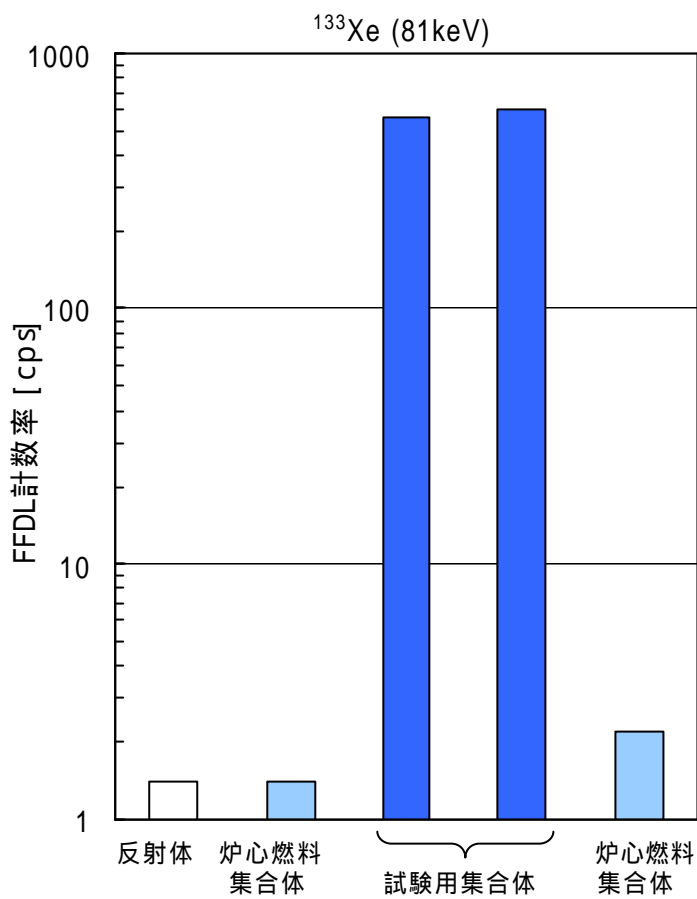


図 8 FFDL 計測結果 (^{133}Xe)

安全研究成果調査票（平成16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 - 2（社内研究）

【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] 高山 宏一(たかやま こういち)

[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, FAX: 0770-39-1027

(Name) TAKAYAMA Koichi

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

(Address, Phone and Fax) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan,

Tel: +81-770-39-1031 Fax: +81-770-39-1027

(E-mail) takayama@fugen.t-hq.jnc.go.jp

【担当研究者名及び所属(Name, Title of function)】

[氏名] 鈴置 善郎(すずおき ぜんろう)

[所属] 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

(Name) SUZUOKI Zenro

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

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【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。

ロ.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。

【当初の達成目標(平成16年度)】

- イ.「常陽」で実施された燃料破損模擬試験結果に基づき、「もんじゅ」における燃料破損時の希ガス FP 等の1次冷却材中への放出割合及び Ar カバーガス空間への移行割合を評価する。(平成17年度達成目標)
- ロ.破損燃料検出装置の信頼性向上に向けた運用方法の検討を行う。
- ハ.「もんじゅ」再起動に向けて破損燃料検出装置を適切な状態に設定する。

【研究実施内容及び成果(平成16年度)】

イ.平成16年11月に「常陽」における燃料破損模擬試験が実施された。収集した試験のデータを用いて「もんじゅ」の設計手法で試験用燃料ピンからカバーガスへの希ガス FP の放出量を試算するなどデータ整理を行った。

今後、燃料破損模擬試験用集合体の PIE の結果(パンクチャデータ等)が得られると、より正確な1ピンあたりのFPガスの生成量がわかり、本試験における試験用燃料ピンからカバーガスへの放出率を正確に評価可能となることから、これらのデータを収集し「もんじゅ」への適用性の検討に着手した。

- ロ.当初は、これまでのイ.の研究成果を反映して平成16年度に破損燃料検出装置機能確認試験で得られたデータを使用して信頼性向上に向けた運用方法の検討を行い、平成17年度の性能試験に向けて破損燃料検出装置を適切な状態に設定する計画(注)であった。しかし、工程が遅れ、機能確認試験を実施することができなかつたため、本研究を実施することができなかつた。

(注)タギング法破損燃料検出装置の改造(昨年度成果報告済み)結果の確認試験、検出能力の確認試験及び各破損燃料検出装置のバックグラウンド測定を実施し、その結果を反映して破損燃料検出の精度向上のため各種装置を設定する計画であった。

【研究の達成状況(平成16年度)】

- イ.「常陽」における燃料破損模擬試験が平成16年11月に実施されたため、最新の試験データを得ることができ、所期の成果が得られた。
- ロ.工程が遅れ、破損燃料検出装置の試験を実施できなかったため、所期の成果が得られなかつた。

(今後の予定)

- イ.「常陽」における燃料破損模擬試験で使用された集合体の PIE データなど更なる試験データを蓄積・解析し、「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 等の移行割合などの評価に資する。
- ロ.平成19年度に実施予定である、破損燃料検出装置の機能確認試験に向けて、運転方法の最適化の検討を実施する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

- イ.文献調査及び「常陽」の燃料破損模擬試験データを基に、これを「もんじゅ」における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等に適応し、破損燃料検出の信頼性向上に反映する。
- ロ.今後、破損燃料検出装置の機能確認試験及び性能試験を実施することによって、「もんじゅ」再起動に向けて破損燃料検出装置を適切な状態に設定する。

【研究成果の発表状況】

- (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]

イ.の「常陽」破損燃料模擬試験のデータ整理については予定通りの成果が得られたが、ロ.については工程が遅れ、破損燃料検出装置の機能確認試験が実施できなかったため、予定通りの成果が得られなかった。

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]

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 : 「もんじゅ」の工程上、予定していた試験が実施できなかったため、計画していた研究ができなかった。)
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16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 (施設 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 so on)】

[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 Fax:029-266-3867
(Name) MIYAKE Osamu

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

(Address, Tel. and Fax) Narita 4002, O-arai, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel.: 029-267-4141,
Fax: 029-266-3867

(E-mail) miyake@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 松本 寿之(まつもと としゆき、MATSUMOTO Toshiyuki)

[氏名] 長谷部 慎一(はせべ しんいち、HASEBE Shin-ichi)

[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

【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ておらず、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温度、湿度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転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し基礎的な試験を行う。

【当初の達成目標（平成16年度）】

イ．ナトリウム洗浄技術に関する試験

ナトリウム洗浄時に発生した不安定反応について、その特性を把握するための試験を行う。

ロ．ナトリウム処理技術に関する試験

連続注入時間の影響、排出される水素や湿分の処理などに関する基礎データの取得を行う。

ハ．廃棄物保管体に関する検討

平成15年度までに完了した。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ．ナトリウム洗浄技術に関する試験

機器内に残留したナトリウムを湿り窒素ガスによる密閉法にて洗浄処理を行う場合、条件により反応速度が速くなるなど不安定な挙動を示すことがこれまでの実験で観察された。そこで、これを確認するための実験を実施し、ナトリウム層の上に水酸化ナトリウムの水溶液の層ができた後、ナトリウムが液面に浮かんだ時点で反応が急速に進展するなど、現象の発生過程を確認した。今後、洗浄への影響を含めて評価を行う。

ロ．ナトリウム処理技術に関する試験

液体ナトリウムを苛性ソーダ水溶液中に注入し苛性ソーダに転換する手法の開発を継続して実施した。転換時の主要な技術課題として、苛性ソーダ水溶液にナトリウムを注入するノズルが閉塞すると、長時間の転換処理ができないことが挙げられる。実験の結果、その原因としてノズルの形状とナトリウム注入開始前にノズルから噴出させるガス量の設定方法が関与していることが判明した。ノズルの形状と閉塞時の状況を図-1, 2に示す。ノズルの中心にはナトリウム注入ノズルがあり、その同軸上にアニュラス形状のアトマイジングガス噴出口が配置されている。アトマイジングガスには、苛性ソーダ中に注入したナトリウムを細かく分散させ、かつ、ナトリウムノズルが周囲の苛性ソーダと接触することを防止する役割がある。このアトマイジングガス量の不足によりノズル先端部に苛性ソーダ水溶液が侵入し、ナトリウム注出孔に苛性ソーダが付着して閉塞していた。対策として、エアーキャップ位置の調整、ガス量の最適化によりノズルの保護効果が得られることを確認した。また、ノズルが苛性ソーダにより閉塞した場合、アトマイジングガス中に蒸気を流し洗浄することで復帰することを確認した。

上記のように閉塞要因を排除したノズルを用いて、4時間の連続転換試験を実施した(図-3)。試験条件は、注入ナトリウム温度 200、注入速度 10kg/h、苛性ソーダ濃度 48wt%、苛性ソーダ温度 100 とした。ノズルは閉塞することなく安定した挙動を示し、注入したナトリウムは反応容器内に残留することなく全て苛性ソーダに転換された。さらに、発生水素濃度、発熱量等は全て想定内に制御して安全に運転できた。以上から本システムが Na 処理技術として十分に機能することを確認した。

【研究の達成状況（平成16年度）】

イ．ナトリウム洗浄技術に関する試験

ナトリウム洗浄における不安定反応試験を実施し、その発生状態を確認した。

ロ．ナトリウム処理技術に関する試験

長時間ナトリウム注入試験を実施し、継続してナトリウムの転換処理が可能で、発生する水素、

湿分の処理を含めて開発したナトリウム転換技術の適用性を確認した。

(今後の予定)

イ．ナトリウム洗浄技術に関する試験

ナトリウム洗浄時に発生した不安定反応の発生条件を把握し洗浄処理への影響を評価する。

ロ．ナトリウム処理技術に関する試験

ナトリウム転換処理における苛性ソーダの温度・濃度等の影響および実規模レベルを想定した処理技術に関する基礎データの取得を行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

基準、指針への利用実績はとくにない。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- 1) 松本寿之、ナトリウム化合物の固化技術に関する基礎試験、2005年原子力学会春の年会、M62、(2005)
- 2) 松本寿之、他、放射性ナトリウムの洗浄・処理処分技術等に関する調査、JNC TN9420 2005-001 (2005)

(発表予定)

- 1) 松本寿之、他、大量ナトリウム処理技術開発 - ナトリウム転換基礎試験結果 -、JNC 報告書
- 2) 平川康、他、ナトリウム洗浄速度試験、JNC 報告書

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[民間の研究の現状と動向]

民間企業での研究無し

(参考文献)

[海外の研究の現状と動向]

フランス、米国にてナトリウム処理技術に関して実績がある。(1-2) ナトリウム洗浄技術、廃棄物保管体に関する研究は無い。

(参考文献)

- (1) N. de Seporoux, C. Latge, J. Roger, Contaminated sodium disposal NOAH process, Int. Conf. SAFEWASTE 93, Avignon, France (1993)
- (2) C. LATGE, M. BERTE, Contaminated Sodium Disposal: The NOAH Process, RGN International Edition, Vol. A, pp.51-53 (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】

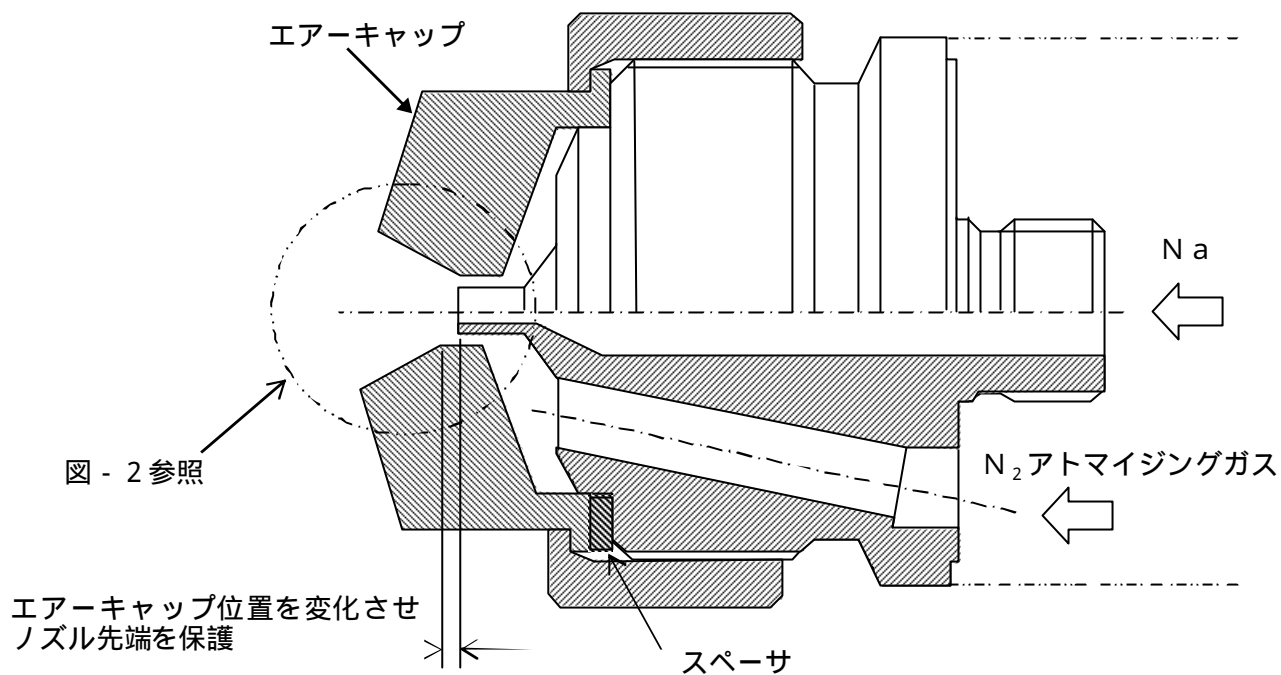


図 - 1 ナトリウム注入ノズル構造図

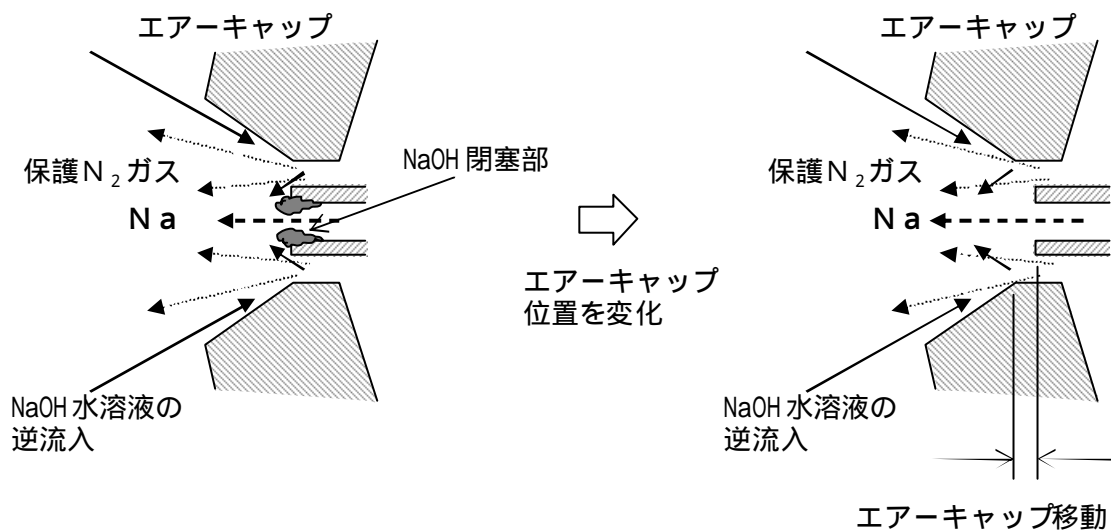


図 - 2 ナトリウム注入ノズル閉塞の概念図

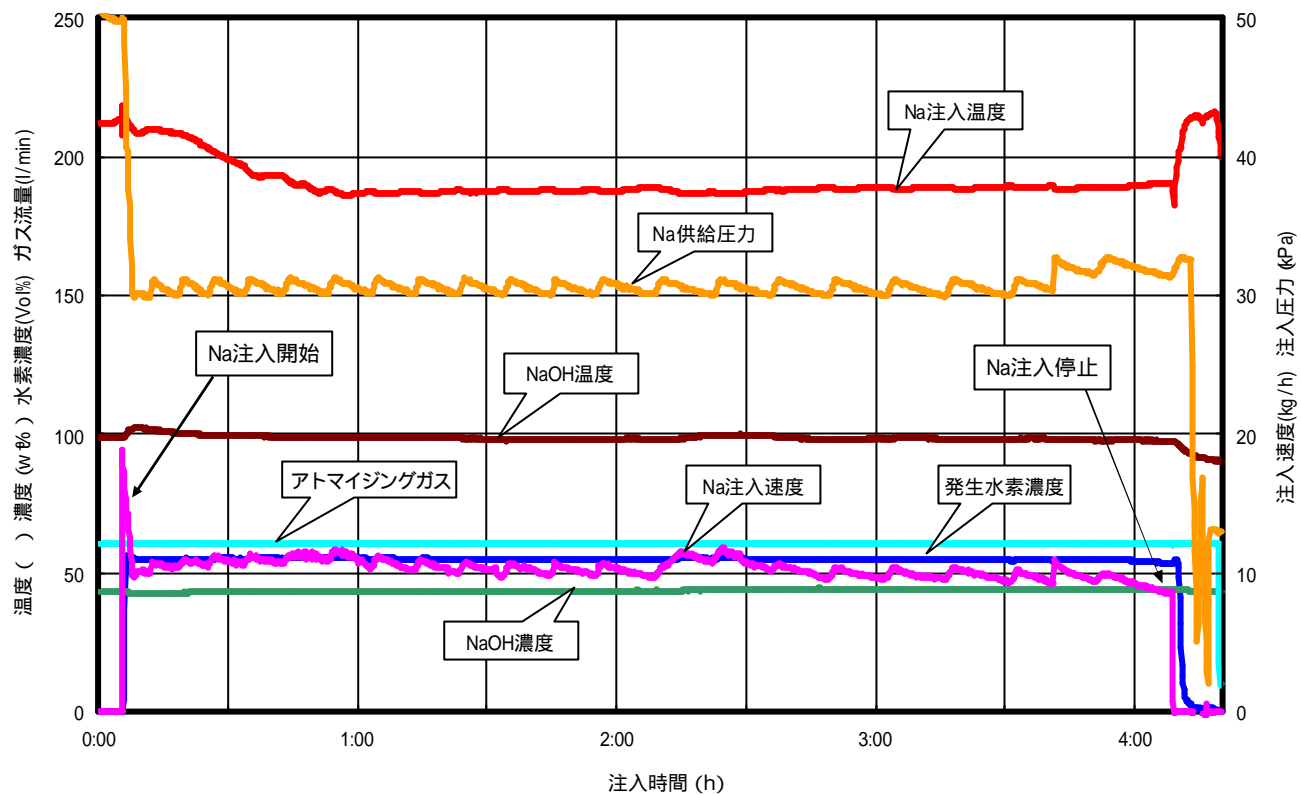


図 - 3 ナトリウム転換試験（4時間）主要プロセス挙動

安全研究成果調査票（平成16年度）

【研究分野】

運転管理及び施設管理に関する研究

【分類番号】

5 - 4（社内研究）

【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 so on)】

[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(ext.5410) FAX：029-267-7481

(Name) Yukimoto MAEDA

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

(Address, Phone and Fax) 4002, Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki, 311-1393 Japan, Tel: +81-29-267-4141(ext.5410) Fax: +81-29-267-7481

(E-mail) maeda-y@oec.jnc.go.jp

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

[氏名] 川原 啓孝(かわはら ひろたか)^{*1}、石田 公一(いしだ こういち)^{*1}、伊藤 敬輔(いとう けいすけ)^{*1}、大山 一弘(おおやま かずひろ)^{*1}、前田 茂貴(まえだ しげたか)^{*1}、有吉 昌彦(ありよし まさひこ)^{*1}、関根 隆(せきね たかし)^{*1}、久田 雅樹(ひさだ まさき)^{*1}、磯崎 和則(いそざき かずのり)^{*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 技術課

^{*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

(Name) Hirotaka KWAHARA, Koichi ISHIDA, Keisuke ITO, Kazuhiro OHYAMA, Shigetaka MAEDA, Masahiko ARIYOSHI, Takashi SEKINE, Masaki HISADA, Kazunori ISOZAKI

(Title of Function)

^{*1} Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

^{*2} Maintenance Engineering Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【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- 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．高性能プラントの総合評価

イ、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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

ハ．高性能化プラントの総合評価

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

高速中性子照射炉としての性能向上を目的としたMK- 計画では、高速中性子束を約1.3倍に、照射スペースを約2倍に増加させるため、炉心燃料集合体装荷数の増加による燃料領域の拡大、燃料領域の2領域化、制御棒の移設等、炉心を変更するとともに、これに伴って1.4倍に増加した熱出力に対応するため、主中間熱交換器、主冷却機（最終除熱源である空気冷却器：主冷却器と主送風機で構成）の交換、1次、2次主循環ポンプモータの交換等、冷却系の改造を行った。また、これらの変更・改造に伴い、定格出力運転時のヒートバランスや原子炉スクラム時のインターロックの変更等を実施した。

主中間熱交換器及び主冷却機の交換等に代表される冷却系改造工事が完了後、平成13、14年度に原子炉起動に向けた最終ステップとして、総合機能試験を実施した。この結果、性能試験への移行条件が整備されたことを確認し、平成15年度に性能試験を実施した。平成16年度は、得られた試験データを基に、炉心・冷却系等の設計評価の妥当性を確認するとともに、各種解析精度を評価した。

ハ．高性能化プラントの総合評価

1. 概要

性能試験では、平成15年7月2日にMK- 炉心の初臨界を達成した後、原子炉出力を約20%、50%、75%、90%及び100%（140MWt）と段階的に上昇させ、平成15年10月28日には、MK- 炉心の定格熱出力である140MWtに到達した。その後、原子炉熱出力140MWtでの連続運転試験や各種試験により、定格熱出力までの炉心・プラント状態において、核熱特性、交換した主中間熱交換器及び主冷却機の除熱性能やヒートバランス等を確認し、平成15年11月27日に使用前検査合格証を取得し、MK- 改造工事を完了した。

2. 性能試験の経緯

性能試験の概略工程を第1図に示す。総合機能試験を通じ、原子炉を起動できる条件が整った平成15年6月末から性能試験を開始し、7月2日にMK- 炉心の初臨界を達成した。MK- 性能試験用炉心では、MK- 炉心での照射試験を継続的に実施することを目的に、最小臨界炉心を構成せずに、全75体のMK- 燃料のうち、20体をMK- 炉心第32サイクルから第35サイクルの計4サイクルの移行炉心において、段階的に装荷（1サイクルあたり5体）し、燃料領域の拡大を図った。なお、7月8日には、運転員の誤操作による原子炉自動停止が発生したが、運転監視の強化等の再発防止を図り、8月11日には、性能試験を再開した。8月末には、過剰反応度や反応度制御能力等の炉心特性が核的制限値を満足することを確認し、系統温度350に昇温した。

その後、試験を順調に進め、原子炉出力 20%、50%、75%、90%でヒートバランス等を確認し、定格熱出力運転への見通しが得られたため、10月28日、定格熱出力に向けた出力上昇操作を行い、同日、140MWtを達成した。原子炉熱出力140MWtでは、ヒートバランス、温度制御特性、異常時過渡応答等に係るデータを取得し、平成15年11月27日に使用前検査合格証を取得した。

性能試験を通じて、炉心特性、プラント特性、遮へい特性、運転監視に係るデータを取得し、これらが判定基準を満足すること、熱出力が1.4倍となった「常陽」が安定・安全に運転できることを確認した。

3. 性能試験データに基づく、炉心・プラント特性の把握と、設計及び解析精度評価

平成16年度は、平成15年度に引き続き、以下の項目について、性能試験時の測定データに基づいた炉心・プラント特性の評価、これに基づく各種解析コードの精度評価及び設計評価の妥当性の確認等を行い、報告書を作成した。

(1) 臨界試験、過剰反応度測定、燃焼係数測定

「常陽」MK- 炉心は、平成15年7月2日に初臨界を達成した後、段階的に出力を上昇させながら、炉心及びプラントの特性を把握する性能試験を実施した。第2図に性能試験の炉心構成を示す。臨界試験では、平成15年7月2日14時03分に全制御棒を下端から412.8mm(フルストローク650mm)まで引き抜いた状態で初臨界を達成した。また、遮へい集合体の装荷等で核計装の応答が低下していることから、制御棒引抜量と起動系核計装の計数率との関係を求め、MK- 性能試験期間中の臨界到達を判断する計数率を $2 \times 10^4 \text{cps}$ と決定した。

過剰反応度測定では、臨界到達時の制御棒位置及び制御棒校正試験で得られた制御棒価値から過剰反応度を測定した。初臨界における250での過剰反応度は $2.99 \pm 0.09\% \text{ k/kk'}$ であった。「常陽」MK- 炉心管理コードシステム“HESTIA”による250における過剰反応度解析値は $3.13 \pm 0.16\% \text{ k/kk'}$ であり、実測値とほぼ一致することを確認した。また、250における過剰反応度から等温温度係数を用いて求めた100での過剰反応度は $3.57\% \text{ k/kk'}$ であり、核的制限値($4.5\% \text{ k/kk'}$ 以下)を満足していることを確認した。

燃焼係数測定は、定格出力連続運転期間中に実施した出力調整時の制御棒操作量から燃焼に伴う過剰反応度の変化を測定し、これと積算熱出力から求めた。燃焼係数の測定結果は $-2.12 \times 10^{-4} \% \text{ k/kk' /MWd}$ であり、HESTIAによる解析値： $-2.12 \times 10^{-4} \% \text{ k/kk' /MWd}$ と良く一致する結果となった。

以上の結果より、燃料領域の2領域化、燃料スタック長の変更、炉心第0列及び1列への計4体の材料照射用反射体の装荷、遮へい集合体の装荷等の炉心の変更を行ったMK- 炉心においても、精度良く過剰反応度等の核特性を評価可能であることを確認するとともに、MK- 炉心が所期の性能を満たすことを確認した。

(2) 制御棒校正

MK- 性能試験では、測定対象とする制御棒を下端(0mm)から上端(650mm)まで段階的に引抜き、この際の反応度を逆動特性法により求めて反応度価値を測定し(単独引抜きによる測定)核的制限値を満足することを確認するとともに、輸送計算コードによる制御棒反応度価値の解析精度を検証した。また、単独引抜きによる測定結果を参照値として、4本の制御棒の挿入・引抜きにより生じる反応度を測定する4本同時差換法、及び中性子源増倍法による測定も併せて実施し、それぞれの手法による測定精度を評価した。また、制御棒パターンを変えた場合の反応度価値の測定を行い、制御棒干渉効果の測定も行った。

第1表に単独引抜きによって測定した各制御棒の反応度価値と解析結果を比較して示す。この測定結果より、MK- 炉心の制御棒反応度価値に関する炉心特性が核的制限値を満足していることを確認するとともに、測定値と解析値が4%以内で一致することを確認した。第2表に4本同時差換法と単独引抜きの測定結果を比較して示す。ここで、両者の制御棒パターンの違いは、制御棒干渉効果の補正により考慮した。この結果、両者が誤差範囲内で一致することを確認した。これにより、通常の運転サイクルで実施する4本同時差換法の妥当性を確認することができた。なお、制御棒干渉効果については、輸送・拡散理論に基づく解析値と測定値を比較し、両者が3%以内で一致することを併せて確認している。

中性子源増倍法による測定については、制御棒干渉効果を補正することにより、単独の制御棒引抜きによる測定値と10%以内で一致し、また、測定する未臨界度が浅い、もしくは外部中性子源が無視できる場合には、5%以内で一致した。

以上の結果より、炉心第5列に移設した制御棒についても、第3列の制御棒と同じ精度で制御棒反応度価値を評価でき、高速炉炉心の解析手法が十分な精度を有していること、制御棒反応度価値が核的制

限值を満足すること、及び4本同時差換法により精度良くかつ効率的に制御棒反応度値が測定できることを確認した。

(3) 主送風機起動特性確認試験、出力上昇試験、定格出力連続運転試験

MK- 性能試験では、原子炉出力を約20%、50%、75%、90%及び100% (140MWt)と段階的に上昇させ、平成15年10月28日にMK-III炉心の定格熱出力である140MWtに到達した。その後、定格熱出力で100時間以上の連続運転を行った。この間に、主送風機起動特性確認試験、出力上昇試験及び定格出力連続運転試験を実施し、以下の項目について確認した。

- (イ) 温態待機状態(系統温度250℃)から、原子炉出力を段階的に通常の運転操作(出力上昇率は約5MWt/20minで、5MWt毎に約10分間出力保持を行う)により上昇させ、2003年10月28日に定格熱出力(140MWt)を達成した。また、各出力レベルで、各部温度および流量が警報設定値以内であることを確認した。
- (ロ) 原子炉熱出力をパラメータにして、主送風機起動に関する一連の操作を行い、冷却材温度に与える影響を確認した。その結果、自然通風冷却状態から主送風機を起動する最適な原子炉出力を、主冷却器出口ナトリウム温度の変化幅や、主送風機の入口ベーン開度等の条件から約18MWtであることを確認するとともに、起動手順についても4基の主送風機を1基ずつ順次起動(1A 2A 1B 2B)する手順を確定し、運転操作要領に反映した。
- (ハ) 原子炉熱出力35MWtから制御棒2本同時挿入による原子炉停止操作を行い、制御棒挿入から主送風機停止に至る一連の操作を十分な時間的余裕をもって実施可能であることを確認した。この原子炉停止操作方法を採用することにより、運転員の操作を軽減し、プラント熱過渡特性も向上することを確認した。
- (ニ) 11月14日に原子炉を定格熱出力まで出力上昇し、その後、定格熱出力100時間以上の連続運転を達成した。この間、24時間毎にプラント各部のデータを取得し、警報設定値以内であることを確認した。

(4) 定常伝熱特性試験

MK- 炉心では、定格熱出力が1.4倍となることに対応し、主中間熱交換器(IHX)および主冷却機(DHX)を交換するとともに、1次主冷却系、2次主冷却系の流量を増加させた。これらの交換機器を含めた冷却系が十分な除熱性能を有することを確認するため、原子炉出力が約20%、50%、70%、75%、90%および100% (140MWt)時の定常状態でのプラント各部の定常伝熱特性およびヒートバランスを確認した。評価結果を以下に示す。

- (イ) 定格熱出力でのヒートバランスより、改造したプラントが所定の性能を有することを確認した。
- (ロ) 定格熱出力でのヒートバランスより、IHXの伝熱性能として熱貫流率を評価すると、Aループが設計値の約125%、Bループが設計値の約129%であり、2つのIHXが同等の性能および十分な除熱性能を有することを確認した。
- (ハ) DHX入口空気温度を20℃とし、定格熱出力運転時のDHXナトリウム側除熱量とDHX出入口空気温度からDHX出口空気風量を算出すると、DHXでは、設計値(6,750m³/min)の80~85%の風量で定格熱出力に相当する除熱能力を確保できることが確認できた。定格熱出力運転時の主送風機入口ベーン開度が性能試験期間を通じ、約35%であったことも含めると、DHXは十分な除熱性能を有することを確認した。

(5) 原子炉冷却材温度制御系の制御特性試験関係

MK- 冷却系を安定に制御できる制御定数の確認、及びプラントへ実際に外乱を印加した場合の安定性を確認するため、原子炉冷却材温度制御系の制御特性試験として、M系列試験、主冷却器出口温度変化応答試験及び制御棒小引抜・挿入応答試験を実施した。

(イ) M系列試験

主冷却器ベーン制御信号に印加したM系列信号とそれに対応した主冷却器出口Na温度の応答から、各ベーン開度における原子炉冷却材温度制御系のPI定数とゲイン余裕(制御安定性に係る指標)の関係を確認し、これと(イ)及び(ロ)の結果より、ベーン開度制御範囲におけるPI定数は、比例ゲイン0.36~1.12(MK-IIIの約1/2)、積分定数80秒が最適であることを確認した。このPI定数に対するゲイン余裕は7~19dBであった。

(ロ) 主冷却器出口温度変化応答試験

原子炉熱出力 40、50、60、75、95、115、130MWt において、原子炉冷却材温度制御系の主冷却器出口 Na 温度設定値をステップ状に約 ± 5 変化させて外乱を投入し、外乱投入前後の主冷却器出口 Na 温度等の信号を測定し、各原子炉熱出力においてプラント各部を安定に制御できることを確認した。一例として、第 3 図に 130MWt 時の試験結果を示す。

(ハ) 制御棒小引抜・挿入応答試験

原子炉熱出力 30～130MWt において、制御棒の微小引抜・挿入により反応度（約 5MWt の出力変動に相当する反応度）を投入し、外乱投入前後の原子炉出口 Na 温度等の信号を測定し、各原子炉熱出力においてプラント各部を安定に制御できることを確認した。一例として、第 4 図に 130MWt 時の試験結果を示す。

(6) 熱出力校正試験

MK- 性能試験において、低出力から定格熱出力までの各原子炉熱出力段階において原子炉熱出力を測定し、核計装設備の中間系及び線形出力系の校正を行い、以下の事項を確認した。

- (イ) 低出力から定格熱出力までの各原子炉熱出力段階において、中間系及び線形出力系を原子炉熱出力により校正し、線形出力系の指示値と原子炉熱出力との間の直線性を確認した。
- (ロ) 定格熱出力で原子炉の運転を継続した 2003 年 11 月 14 日～11 月 20 日での原子炉熱出力と黒鉛遮へい体温度を測定した結果、黒鉛遮へい体温度は約 97 まで上昇した後、定格熱出力到達後 6 日目でほぼ飽和することを確認した。なお、この期間内に熱出力校正を 4 回実施した。
- (ハ) 定格時における熱出力測定的全誤差は、 $\pm 3.26\%$ (=4.6MWt) であり、MK- 炉心の熱設計で使用した原子炉熱出力誤差内 (3.6%) である。
- (ニ) 核計装出力と原子炉熱出力との偏差を補正するために導入している「中性子検出信号への黒鉛温度フィードバックシステム(GAPS)」での補正係数を検討した。

(7) 異常時過渡応答試験関係

異常時過渡応答試験(手動スクラム試験、外部電源喪失試験及び主冷却系による崩壊熱除去試験)を、原子炉熱出力 70MWt (50%出力)、140MWt (定格熱出力)、35MWt (原子炉通常停止時における主冷却系による崩壊熱除去試験のみ)にて実施した。主な試験結果を以下に示す。

(イ) 手動スクラム試験及び外部電源喪失試験

交換した主中間熱交換器及び主冷却機により、原子炉停止後の崩壊熱を過大な熱過渡を生じることなく除去できることを確認した。

1 次主循環ポンプのランバック制御導入を含めた MK- 用機器インターロックは、スクラム時の熱過渡を MK- と比べて大幅に緩和することを確認した。第 5 図に 140MWt 時の試験結果を示す。

及び から、過渡時の機器インターロック及び原子炉冷却材温度制御設備の制御定数等は、主冷却器出口 Na 温度に温度振動が見られるが熱過渡特性が設計範囲内であり、妥当であることが確認できた。

(ロ) 主冷却系による崩壊熱除去試験

主冷却機インレットベーン・ダンパ開度の調節により、温度降下率 - 50 /h 以下で系統温度を約 250 に降温できることを確認した。

系統降温操作後から系統温度が約 250 に到達するまでに要する時間は、各試験とも温度降下率約 - 35 /h で約 3 時間であった。

4. まとめ

MK- 性能試験の解析を進め、炉心・プラント特性を把握するとともに、炉心管理コード等の評価精度を検証した。今回得られた知見については、今後の「常陽」の安定・安全運転に反映していく。なお、性能試験の実施及び解析にあたっては、高速増殖原型炉もんじゅ建設所、国際技術センター及び大洗工学センター中性子工学グループからの参画を得て、試験計画立案、実施、解析等を合同で行い、来るべき「もんじゅ」の性能試験に向け、情報の共有、技術の継承を図っている。

【研究の達成状況(平成 16 年度)】

以下のとおり、当初の達成目標を満足した。

ハ．高性能プラントの総合評価

高性能化プラントの性能試験結果に基づいて、炉心及びプラントの特性を把握するとともに、炉心・冷

却系等の設計の妥当性を確認した。炉心管理コードシステム等の計算コードの評価精度を検証した。また、主送風機等の起動手順を確立した。

(今後の予定)

ハ．高性能プラントの総合評価

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の評価を継続する。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。

【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．総合機能試験の実施、ハ．高性能プラントの総合評価

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とともに、得られた知見を運転マニュアル等に反映し、「常陽」の安全・安定運転に資した。

ロ．性能試験の実施、ハ．高性能プラントの総合評価

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した。原子炉が安全かつ安定に運転できることを確認するとともに、得られた知見を運転マニュアル等に反映し、「常陽」の安全・安定運転に資した。また、炉心特性試験にあっては、得られたデータを分析・評価し、ベンチマークデータとして、MK- 用に開発した炉心管理コードの検証等に活用した。

ハ．高性能プラントの総合評価

イ、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を継続し、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検討する。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

- (1) 千葉 豪、他：“高速実験炉「常陽」MK- 性能試験 -制御棒校正(NT-321) - ”、JNC TN9400 2004-057 (2004)
- (2) 川原 啓孝、他：“「常陽」MK- 性能試験 異常時過渡応答試験関係- ”、JNC TN9410 2005-002 (2005)
- (3) 大山 一弘、他：“「常陽」MK- 性能試験 熱出力校正(PT-311)- ”、JNC TN9410 2005-004 (2005)
- (4) 大山 一弘、他：“「常陽」MK- 性能試験 定常伝熱特性試験(PT-312)- ”、JNC TN9410 2005-005(2005)
- (5) Y. Maeda et al., "Distinguished achievements of a quarter century operation and a promising project named MK-III in JOYO," Nuclear Technology, Vol. 150, No. 1, 2005, pp. 16-36.
- (6) 大山 一弘、他：“「常陽」MK- 性能試験 主送風機起動特性確認試験(PT-303)、出力上昇試験(PT-301)、定格出力連続運転試験(PT-302) - ”、(JNC TN9410 2005-006 (2005))
- (7) G. Chiba et al., "JOYO MK- Performance Test at Low Power and its Analysis", PHYSOR2004, Chicago, USA (2004)
- (8) T. Aoyama et al., "Core Performance Tests at Low Power for the JOYO Upgrade to MK- ", ICONE-12, Arlington, USA (2004)

(発表予定)

- (1) 伊藤 敬輔、他：“「常陽」MK- 性能試験 -原子炉冷却材温度制御系の制御特性試験関係- ”、(報告書発行手続き中)
- (2) 前田 茂貴、他：“「常陽」MK- 性能試験 臨界試験(NT-312)、過剰反応度測定(NT-313)、燃焼係数測定(NT-335)- ”、(報告書発行手続き中)

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[民間の研究の現状と動向]

実機の高速炉で取得されたデータに基づく炉心及びプラントの解析精度評価及び設計計算の妥当性評価について、報告された事例はない。

(参考文献) なし

[海外の研究の現状と動向]

中国において、CEFR の建設が進められている。初臨界は2008年の予定である。

インドにおいては、2003年にPFBRの建設が認可され、建設計画が進められている。
(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]

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。

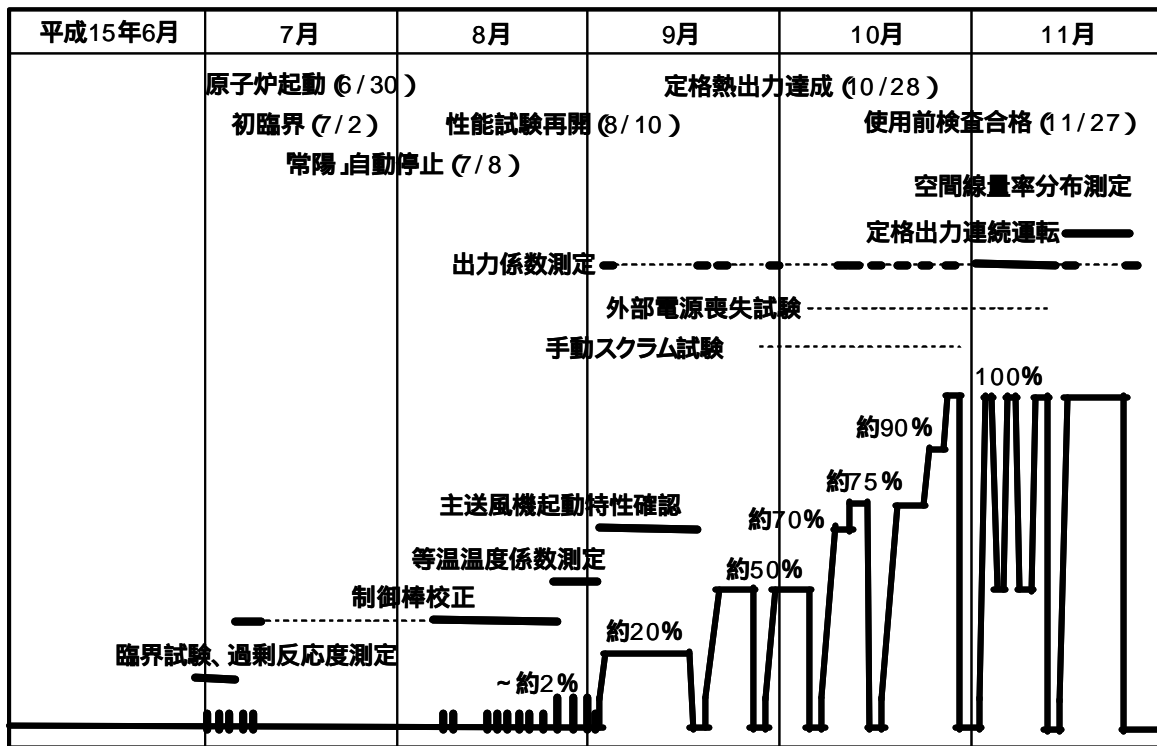
計画どおり進捗しなかった。

(その理由:)

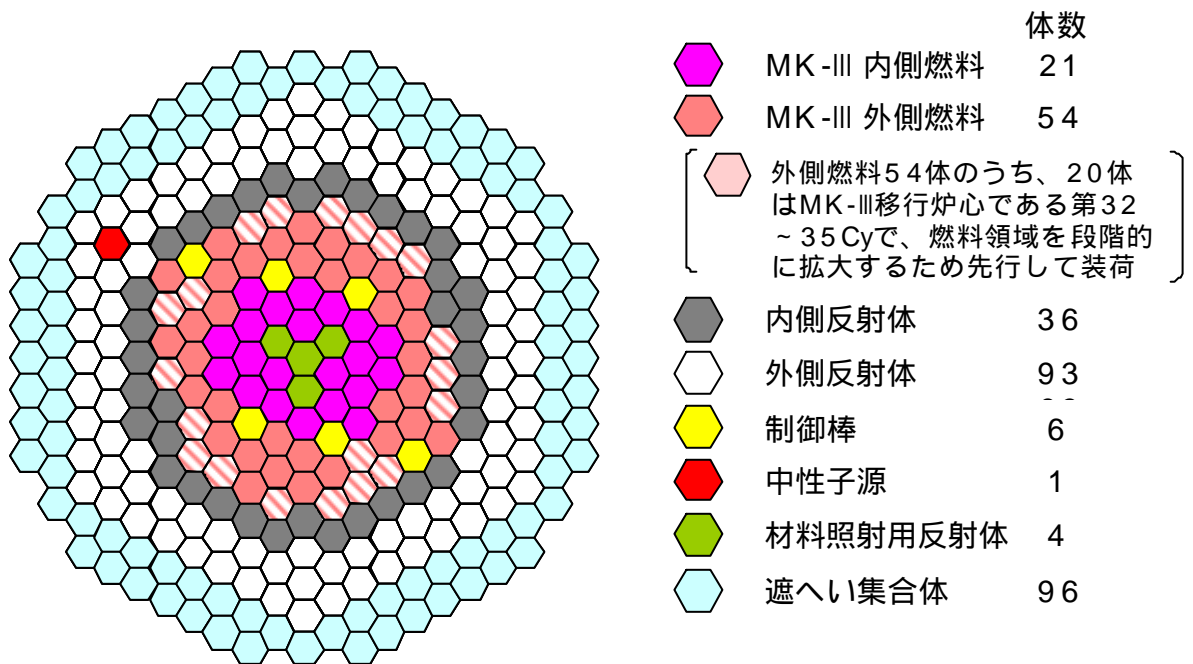
計画以上に進捗した。

[説明欄]

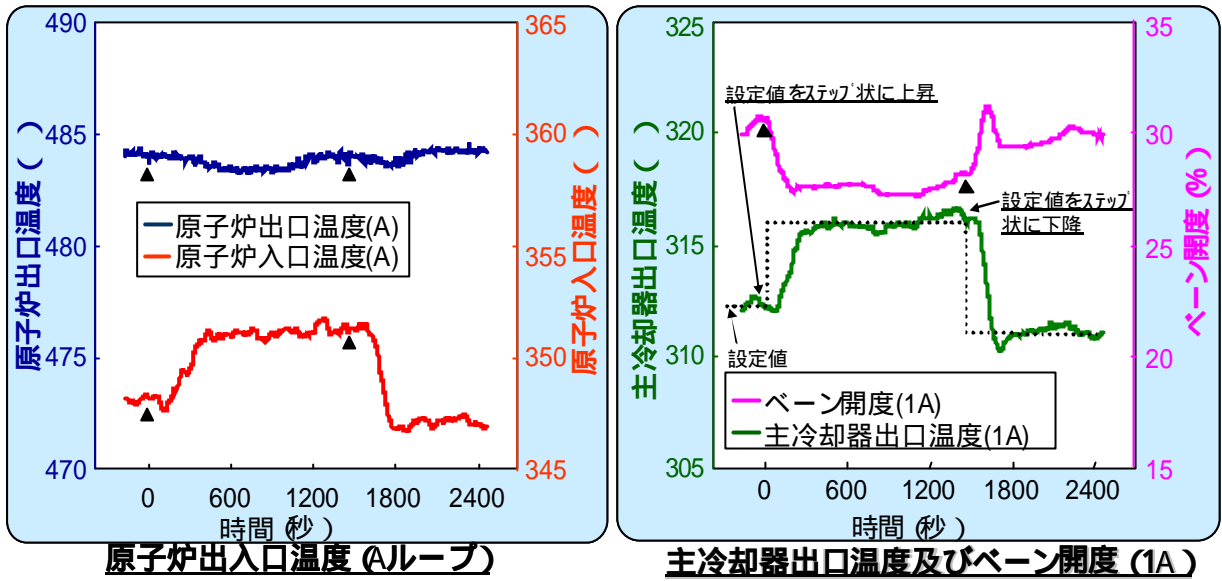
【自由評価欄】



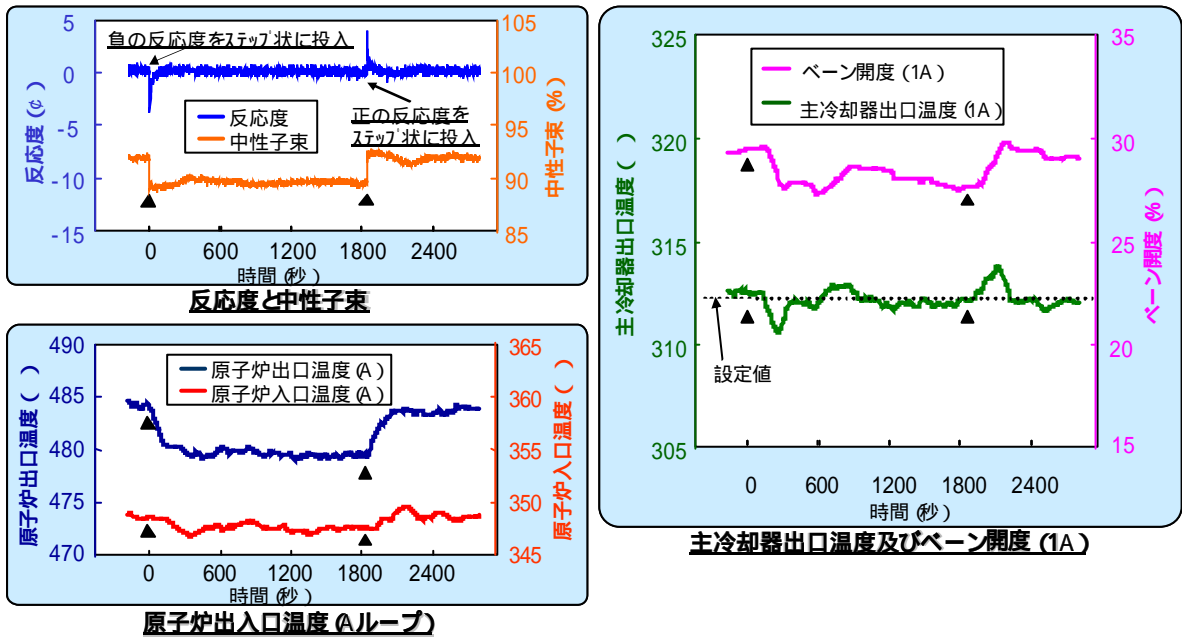
第1図 性能試験の概略工程



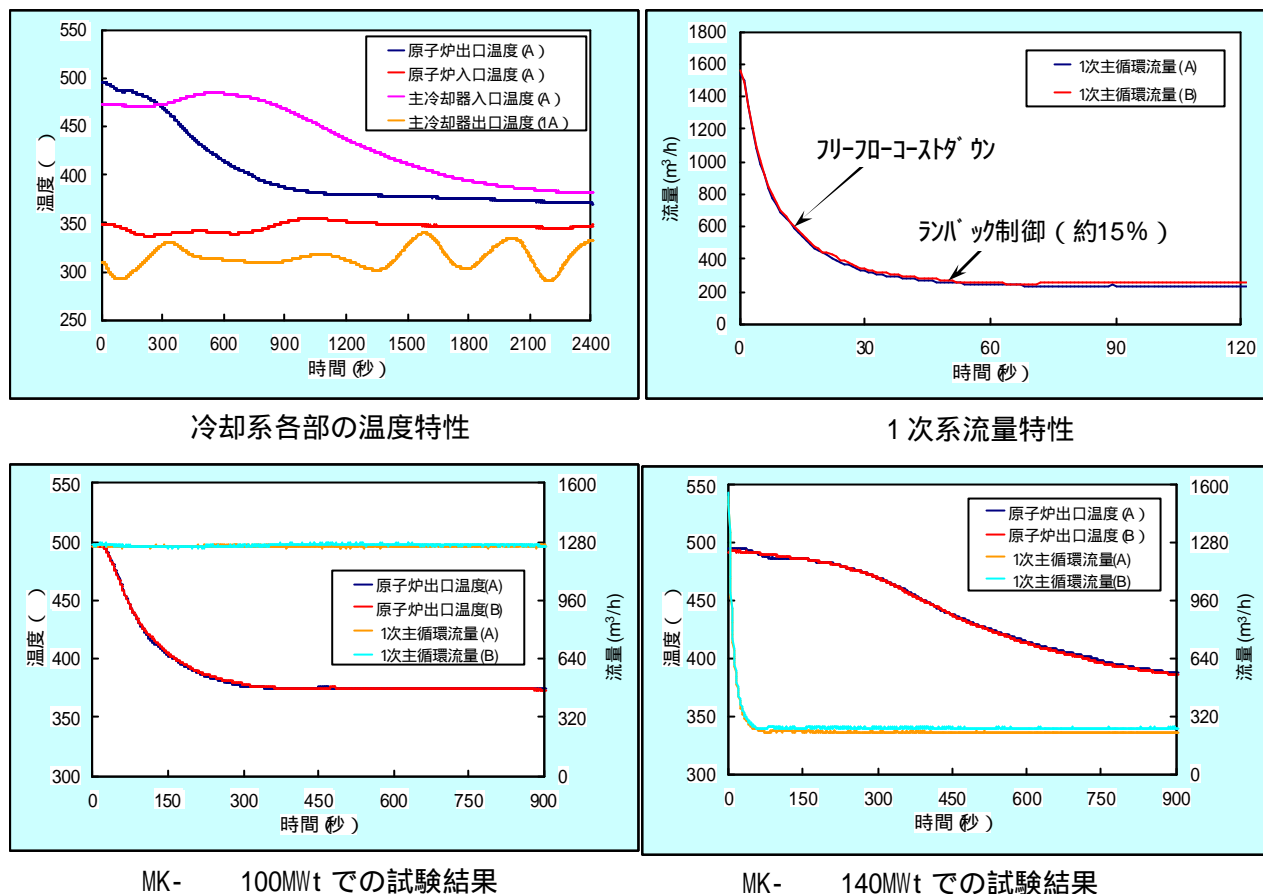
第2図 性能試験炉心構成



第3図 主冷却器出口温度変化応答試験結果



第4図 制御棒小引抜・挿入応答試験結果



第5図 手動スクラム試験結果

第1表 制御棒反応度値の評価結果

制御棒番号	制御棒反応度値 (% k/kk')		C/E
	実測値 (E)	解析値 (C)	
1	2.00 ± 0.07	1.91	0.96
2	0.76 ± 0.03	0.75	0.98
3	1.98 ± 0.07	1.92	0.97
4	1.99 ± 0.07	1.92	0.96
5	0.74 ± 0.03	0.74	0.99
6	2.00 ± 0.07	1.92	0.96

第2表 単独引抜きと4本同時差換法による測定結果の比較

制御棒番号	制御棒反応度値 (295 ~ 650mm)	
	単独引抜き	4本同時差換法
1	1.13	1.14
3	1.12	1.12
4	1.13	1.14
6	1.14	1.15

安全研究成果調査票（平成16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 - 6（社内研究）

【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 so on)】

[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, Phone and Fax) 1 Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279, Japan

Tel:+81-770-39-1031 ext5400 Fax:+81-770-39-9228

(E-mail) tamayama@t-hq.jnc.go.jp

【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)

[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

(Name) Kyoichi OKUSA

(Title of Function) 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

【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設備改善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設備改善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、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、予定の設備改善の内容も踏まえた上で動特性解析コード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動特性解析コード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*を用い、過去の性能試験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」設備改善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性能試験結果の再現解析によるチューニングと必要に応じた解析機能の改造

ハ.「もんじゅ」設備改善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」性能試験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解析コード)
 Super-COPD : (「もんじゅ」プラント動特性解析コード))

【当初の達成目標（平成16年度）】

「もんじゅ」プラント動特性解析コード Super-COPD を用いて、「もんじゅ」給水流量制御系を対象に予測解析及び制御定数を変化させた時の感度解析を行う。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

ニ.「もんじゅ」性能試験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

図1に示す「もんじゅ」給水流量制御系を対象に Super-COPD を用いて以下を実施した。

(1) 給水調整弁解析モデルの整備

給水調整弁の解析モデルにグランドパッキン締め付けによる摩擦力及び弁本体の摩擦力に起因して生じる動作特性を模擬するモデルを組み込んだ(図2参照)。出力40%状態での出力±3%のステップ応答試験を対象に解析結果と実機の結果を図3に示す。解析結果と実機の結果を比較したところ、給水流量及び蒸発器出口温度に生じる定常的なゆらぎ挙動の周期は異なるものの振幅はほぼ模擬することを確認した。

(2) 感度解析

給水流量制御系及び蒸発器出口蒸気温度制御系の比例ゲインをパラメータにステップ状の出力変更解析を行った。その結果、給水流量の制御系の比例ゲインを実機設定値より大きくすると、給水流量及び蒸発器出口温度のゆらぎの周期が短く振幅は大きくなり制御状態が不安定になる。

また、小さくすると制御が安定するまでに時間を要する。現在の実機に設定されている比例ゲインの値がもっとも安定に制御できることを確認した。

(3) ステップ応答の予測解析

出力40%及び出力100%運転状態から設計上の要求値である出力±10%ステップ応答の予測解析を行った結果、安定に制御できることを確認した。

【研究の達成状況（平成16年度）】

ニ.「もんじゅ」性能試験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

Super-COPD の給水調整弁解析モデルに実機動作特性を組み込み、解析を行った結果、給水流量及び蒸発器出口蒸気温度に実プラント同様の定常的なゆらぎを再現することができた。また、給水流量制御系と蒸発器出口蒸気温度制御系の比例ゲインを変化させて解析を行い、実機の制御系で用いている比例ゲインがもっとも安定に制御できることを確認した。そして、まだ行われていない出力100%状態においても給水流量制御系へステップ信号が印加されても安定に制御できることを確認した。

以上により初期の成果が得られた。

(今後の予定)

今後、FANPSY を用いて同様の解析を行い、両コードの結果の比較を行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

本件は、改造工事の内容を反映した動特性解析コードによる解析を行い、運転操作・制御の安定性の評価を行うものであり、プラント再開後の性能試験の円滑な実行および「もんじゅ」の安定な運転を確保するのに資する。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

西岡他、プラント動特性 Super-COPD の整備 V - 給水流量系解析モデル -、日本原子力学会 2004 年秋の大会
(発表予定)
なし

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[民間の研究の現状と動向]

とくになし

(参考文献)

なし

[海外の研究の現状と動向]

とくになし

(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】

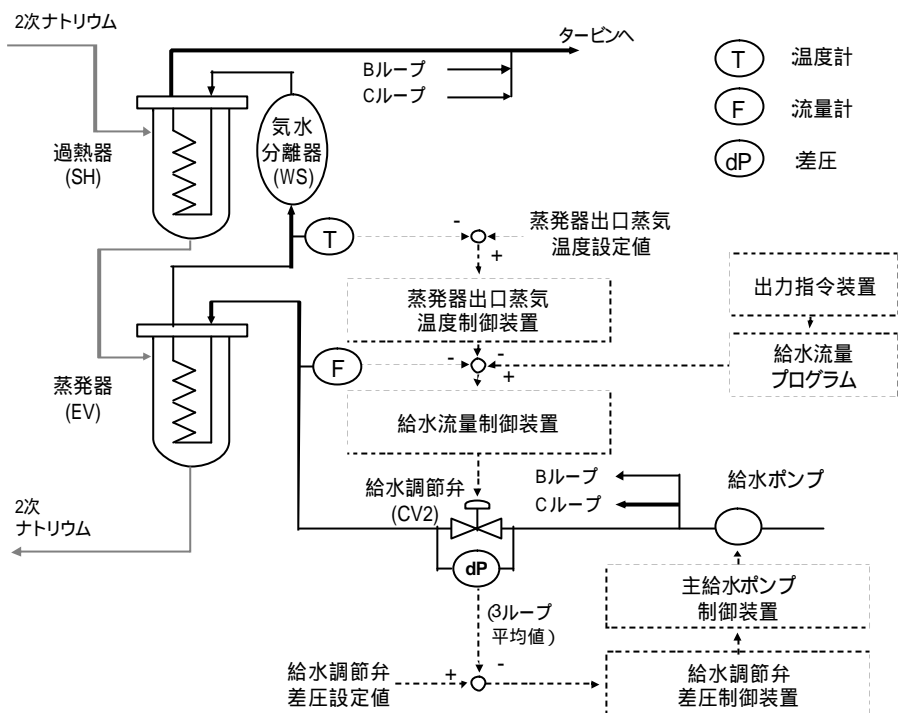


図1 給水流量制御系

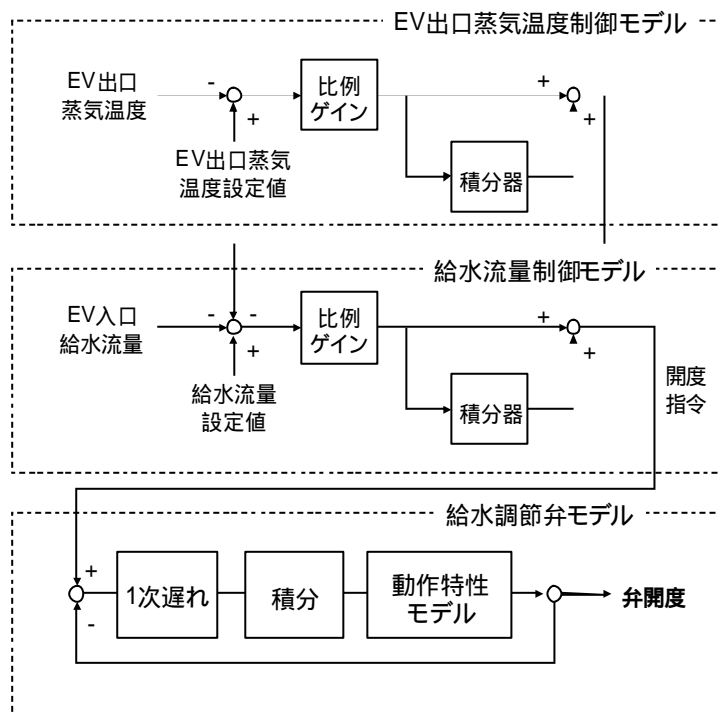


図2 解析モデル

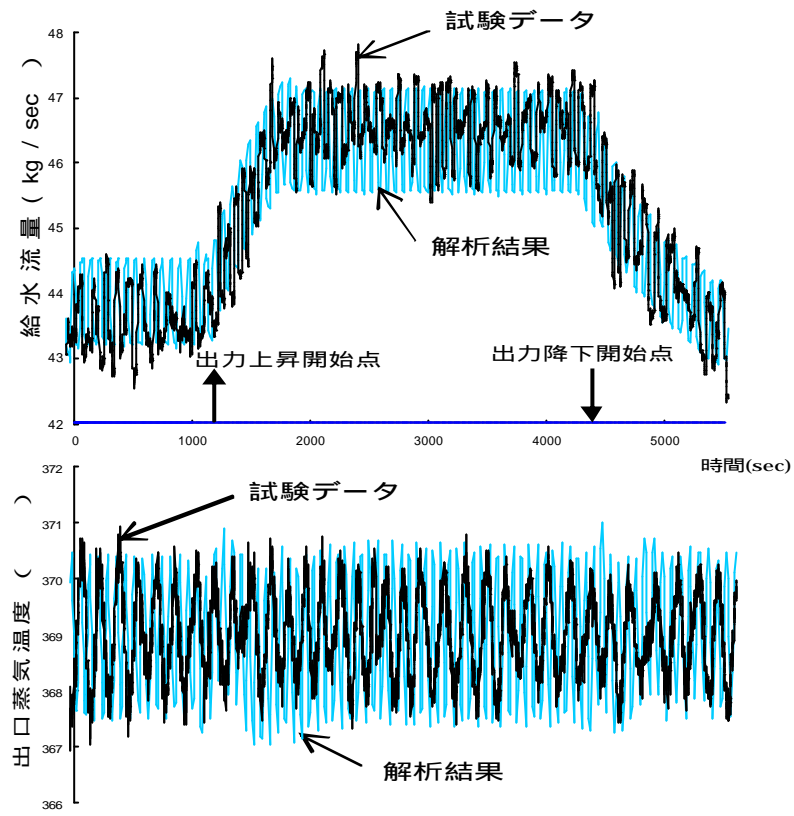


図3 解析結果 (給水流量 / 蒸発器出口蒸気温度)

安全研究成果調査票（平成16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 - 7（社内研究）

【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 so on)】

[氏名] 澤田 誠 (さわだ まこと)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター 研修計画グループ、実技訓練グループ

[連絡先] 〒919-1279 福井県敦賀市白木1丁目 電話：0770-39-1031 FAX：0770-39-9226

(Name) Makoto Sawada

(Title of Function) Tsuruga Head Office, International Cooperation and Technology Development Center, FBR Training and Planning Group, Operation and Maintenance Training Group

(Address, Phone and Fax) 1, Shiraki, Tsuruga, Fukui Pref., 919-1279, Japan

Tel:+81-0770-39-1031 Fax:+81-0770-39-9226

(E-mail) sawada@t-hq.jnc.go.jp

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

[氏名] 佐々木 和一 (ささき かずいち)

小屋越 直樹 (こやごし なおき)

渡辺 智夫 (わたなべ としお)

[所属] 敦賀本部 国際技術センター 実技訓練グループ

(Name) Kazuichi Sasaki, Naoki Koyagoshi, Toshio Watanabe

(Title of Function) Tsuruga Head Office, International Cooperation and Technology Development Center, Operation and Maintenance Training Group

【研究期間】

平成13年度～平成17年度

【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、再起動及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」の運転員及び保守員を対象に、運転シミュレータ訓練、ナトリウム取扱研修及び 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、運転員及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、導入及び活用を行う。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。

【当初の達成目標（平成 16 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及び保守研修施設）を用いた研修を計画的に実施する。また、研修の質を向上させるための手段の検討、活用及び、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 16 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継続して実施した。

さらに「もんじゅ」運転再開に向けて事故対応手順書が順次改訂されたため、新しい手順書を用いた習熟訓練を行うとともに、シミュレータで想定事象が模擬できるように設定を変更した。

平成 16 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 : 53 講座（講座種類 13）
- ・延べ受講者数：276 名

ロ．ナトリウム取扱研修の実施

ナトリウム取扱研については、前年度まで実施してきた 9 種類の講座を引続き継続して開催した。繰り返し訓練を行う「ナトリウム消火訓練」では、講義内容や実習内容を組み替え、マンネリ化しない様な工夫をすると共に、最新の知見等を取り入れ、テキストの改訂を実施している。

平成 16 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 : 30 講座（講座種類 9）
- ・延べ受講者数：235 名（ふげん参加者 1 名を含む）

ハ．保守研修の実施

保守研修についても、前年度まで実施してきた 10 種類の講座を引続き継続して開催した。

より良い訓練を行うため、実習に使用する手順書の見直しや、最新の知見等を取り入れ、テキストの改訂を実施している。

平成 16 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 : 14 講座 (講座種類 10)
- ・延べ受講者数: 87 名 (ふげん参加者 3 名を含む)

二. その他研修等の実施

FBR 技術の基礎を学ぶための「FBR 基礎講座」を 2 回 / 年実施すると共に、FRB の計測・制御及び運転・保守に関する専門的知識を体系的に取得する「FBR 応用講座」の整備を終了し、平成 16 年度は「FBR 応用講座 ~ 」を各 1 回実施し、計 63 名 (東海、大洗参加者 29 名を含む) が受講した。

外部機関研修としては、契約に基づく原子力安全・保安院 (シミュレータ研修: 3 名受講、ナトリウム取扱研修: 3 名受講) 及び原子力安全基盤機構 (ナトリウム研修: 4 名受講、FBR 基礎講座: 6 名受講) を対象とした研修を実施した。さらに、福井県消防学校ナトリウム取扱研修 (21 名受講)、大阪大学大学院シミュレータ研修 (5 名受講)、京都大学大学院シミュレータ研修 (18 名受講)、福井大学大学院シミュレータ研修 (4 名受講)、敦賀工業高校インターシップ (5 名受講)、スプリングサイエンスキャンプ (10 名受講) など国内機関を対象とした研修の他、海外機関の研修生受入れとして「中国技術者ナトリウム研修」(2 名受講) を実施するなど広範囲に渡って積極的に研修活動を展開した。アンケート調査結果では「非常に有意義であった」等の評価を得ている。

また、第 5 回仏国ナトリウム学校講師による特別研修は平成 17 年 5 月に開催予定である。

ホ. 研修共通事項に係る検討

国際技術センターが所管実施する FBR サイクル総合研修計画について審議するための社内検討会「国際技術センター教育研修検討会」を新規に組織し、「もんじゅ」運転再開に向けた教育研修として必要と考えたナトリウム取扱技術研修、保守技術研修及び FBR 技術研修の内容や、更には国際研修拠点化の第一ステップとして位置付ける中国ナトリウム技術研修の内容等について審議頂き、関係者の意見を拝聴した上で平成 16 年度 FBR サイクル総合研修計画を策定した。

なお、検討会においては、別途大洗工学センターが中心となって進めているナトリウム技術読本の教科を参考にして、ナトリウム技術研修の強化を図ってはどうかとの意見を頂いた。今後、ナトリウム技術読本の内容を検討した上で対処として行く所存である。

将来の研修ネットワークの構築 (VPN) に活用が期待できる研修教材データベースの整備 (サーバシステムフレームワーク) を進めている。

国際研修拠点化を目指す一環として、ナトリウム取扱技術や保守技術及び FBR 運転技術を学ぶための国際研修のカリキュラム整備及び教材整備に着手した。

【研究の達成状況 (平成 16 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及び保守研修施設を用いた研修を実施するとともに、研修の質確保の仕組みや新規研修ツールの導入、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)

平成 17 年度も引き続き 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及び保守研修施設を用いた研修を実施するとともに、国際研修拠点化を目指す一環として、ナトリウム取扱技術や保守技術及び FBR 運転技術を学ぶための国際研修のカリキュラム整備及び教材整備を進めて行く。

【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 (平成 16 年度)】

- (1) FBR サイクル総合研修施設の研修結果報告 (Na 取扱研修及び保守研修) -平成 16 年度- (執筆中)
- (2) もんじゅ運転員研修結果報告 -平成 16 年度- (執筆中)

(発表予定)

なし

【国内外の研究動向 (平成 16 年度)】

[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]

仏国の CEA/Cadarache ナトリウム学校では、種々のナトリウムに関する豊富な知識・知見・ノウハウを有しており、平成 17 年 5 月にナトリウム学校講師を招聘してナトリウム技術に関する知識の拡充に努めた。また、CEA と JNC が連携協力して両国における今後の FBR 教育にあたることについて合意に達した。具体的には、来年度より共同開催による「次世代原子炉国際オープンセミナー」を開講するとともに、「研修ネットワークシステムの構築」や「国際統一ナトリウム技術読本の整備」などの協力についてその具体化策を策定することとなった。

(参考文献)
SESSIONS D'ETUDES -2004-
Institut national des Sciences et techniques nucleaires (INSTN)

【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し、「もんじゅ」の安全な運転管理に資すると共に、大洗ナトリウム教育委員会で作成を進めている「ナトリウム技術読本」の一部を担当した。

また、「もんじゅ」運転再開に向けた教育研修の強化の一環として進めていた、FBR 応用講座の整備を完了した。

安全研究成果調査票（平成13～16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 - 8（社内研究）

【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 Analytical 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)

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

[氏名] 宮本 智司(みやもと さとし)

[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) MIYAMOTO Satoshi

(Title of Function) Radiation and Chemistry Management Section, Monju Construction Office

(Address, Phone and Fax) 2-1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279 Japan,

Tel.:0770-39-1031 Fax:0770-39-1027

(E-mail) miyamoto.satoshi@jnc.go.jp

【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

【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・データ評価に時間がかかる。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」原子炉容器周り、1次、2次、炉外燃料貯蔵槽（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定める。

【当初の達成目標】

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

ナトリウム漏えい事故や微調整棒駆動機構の荷重増加事象発生時等に実施し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」原子炉容器周り、1次、2次、EVST各系統・設備に設置されている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値を定める。

【研究実施内容及び成果（平成13～16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。

これら予備試験では、「グロー放電質量分析装置」にて金属ナトリウムが固体のまま直接分析できること、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できること（従来法では60人日程度を要したものが約0.5人日に短縮）

を確認するとともに、実際に「もんじゅ」プラントの化学管理分析へ導入するためには、循環精製型高純度不活性ガスのグローブ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及び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。ナトリウムによる分析試験時の装置外略を図-1に、従来法と本法の比較分析フローを図-2に示す。また、本法での測定代表例を添付-1に示す。

この結果に基づき、ナトリウム中不純物の標準物質入手に係る調査を国内外の鉄鋼等各種標準物質取扱商社2社及び金属ナトリウムの製造・販売会社2社に対して行った。その結果、標準物質取扱商社では金属ナトリウムの標準物質を取扱っておらず、また、製造会社においても酸素・水素等18元素を一定濃度で混合させて製造すること、それらを検定(分析)することは不可能であり、社外からの標準物質入手を断念した。

今後は、もんじゅ改造工事終了後に行われる2次系統内ナトリウムの初期純化運転やその後の性能試験で行われるナトリウム中水素計校正試験(コールドトラップ制御温度を上昇させ、捕獲不純物を一時的に系統内へ溶出させる)に合わせて不純物濃度の異なる数種類のナトリウムをサンプリングし、それらを従来の分析法で元素個々に分析することで濃度を検定して標準試料とすべく計画していく。よって、本研究は15年度をもって終了とした。

なお、この「グロー放電質量分析装置を用いた金属ナトリウムの迅速分析法の検討」について、原子力学会等^{2)~4)}で報告するとともに、「金属ナトリウム中不純物の分析方法」として特許願を作成し、特許庁へ申請した¹⁾。

ロ. ナトリウム化合物分析の迅速化

これまでに実施したナトリウム化合物の組成分析方法を整理し、課題を見出した。

従来の方法は、試料中の化合物組成が未知であることから、金属ナトリウムを求める真空蒸留法・水酸化ナトリウムや炭酸ナトリウム等を求める中和滴定法・過酸化ナトリウムを求める過マンガン酸カリウム還元滴定法・鉄やニッケル等金属元素を求める原子吸光光度法を全て行うことで、全試料重量との比からそれぞれの割合を算出するものである。分析フローを図-3(従来法)に示す。

この方法では、分析に10g以上の試料を要するため、設備点検等で回収される微量の未知試料測定が困難である、また、全分析作業に約4人日と長時間を要すること、種々の分析法を組み合わせることで測定することから、試料の取扱や保管の過程で化合物形態が変化(酸素・水分等の接触によりナトリウムが酸化物・水酸化物に、酸化物・過酸化物が水酸化物・炭酸化物等へ変化)してしまう可能性がある。

従って、極少量で、かつ短時間・単一測定で試料に含まれる化合物及び元素の同定が可能となる方法が必要であることから、既存のX線分析装置を用いた検討試験を行った。

試料には国際技術センターにて実施された「ナトリウム-コンクリート反応実験」時に回収されたナトリウム化合物を用い、X線回折装置及び蛍光X線分析装置にて存在する元素・化合物の定性分析を実施した。その結果、X線回折装置により1g以下と少量の試料で、試料中に存在する金属ナトリウム・水酸化ナトリウム・炭酸ナトリウム等の元素・化合物の同定ができることを確認した(図4に測定出力例を示す)。また、ナトリウム化合物試料は空気に触れると存在する化合物形態が変化してしまうことから、X線透過窓にベリリウムを採用した密閉容器(メーカ開発品)を使用し、高純度アルゴンガス雰囲気グローブボックス内にて試料の粉碎・容器装着を行った後、X線回折装置で測定する方法をとった。この方法での所要時間は、試料調整からデータ採取まで半日程度であり、従来法に比べ約1/8に短縮できた。なお、蛍光X線分析装置では、試料中に存在する元素・化合物が全て元素単位で測定されることから、本分析には適さないことが分かった。

これら検討結果から、X線回折装置を用いたナトリウム化合物の組成分析法について、手順等の取りまとめ及びマニュアルへの反映を行った。図-3(迅速法)に測定フローを示す。

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

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・炉外燃料貯蔵槽系のDPDフィルタ回収・測定・データ収集を行った。なお、2次系については、DPDフィルタへのガス通気が常時通気でないこと、ナトリウム漏えい事故以降は殆どの漏えい検出設備が停止状態であることから、今回のデータ収集より除外した。

各系統ごとに30~40枚のフィルタを回収し、pH、導電率、ナトリウム・塩素・硫酸・カリウム・カルシウム等の測定を実施したが、各系統内雰囲気ガス性状の違いや内部機器点検時の

不純物混入等によって、それぞれの不純物量が一定しないこと、塩素・硫酸量がナトリウムやカリウム等に対して高濃度であり、自然界に存在する化合物バランスが得られなかったことから、ナトリウム量による漏えい警報真偽判定の基準値を求めるまで至らなかった。ナトリウム量の測定結果及びナトリウム・塩素・硫酸量の測定結果を図 - 5, 6 に示す。

なお、フィルタ附着物を純水に溶解し、その pH を測定することで漏えい判定ができないかどうかの検討を追加実施した。具体的には、純水や前述の測定溶液を用い、それらが pH 8 (アルカリを示す有意な pH) を示すために必要なナトリウム添加量 (ナトリウムの漏えい判定下限値に相当する) を求めた。図 - 7 にナトリウム添加による pH の変化を示すが、pH 8 を示すためにはフィルタ測定溶液で 70 ~ 200 μg のナトリウムを添加する必要があることを確認した。

現状採用されているナトリウム漏えい警報の真偽判定方法のうち、専用 pH 試験紙によるフィルタ表面の直接 pH 測定法では、15 μg 程度から変色反応が判断できることを確認しているため、今回検討した計器や分析装置での測定よりも有効であることが分かった。

従って、ナトリウム漏えい警報の真偽判定はこれまで通り、原子炉周り・1次主冷却系が放射線測定器による放射化ナトリウム量測定にて、E V S T 系・2次主冷却系が専用 pH 試験紙によるアルカリ度合判定にて行うこととし、不明確な場合にはこれらの手順を繰り返すこととする。

【研究の達成状況 (平成 13 ~ 16 年度)】

イ . 冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

「グロー放電質量分析装置」を用いて、金属ナトリウム試料を固体のまま多元素分析できる方法を見出した。しかし、もんじゅへ実際に導入するには標準物質による装置の校正手法を確立する必要があったが、標準物質の入手が困難であり、導入可否の判断を行うまでには至らなかった。

なお、もんじゅ改造工事後に行われるナトリウム純化試験等で得られるナトリウム試料を用いた校正試験を今後計画していく。

ロ . ナトリウム化合物分析の迅速化

X線回折装置を用いたナトリウム化合物の分析方法を検討し、従来法に比べて手順の簡易化・迅速化できることが分かった。なお、本測定法について手順等の取りまとめ及び分析マニュアルへの反映を行ったことから目標を達成した。

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

各系統の DPD フィルタ附着物のバックグラウンド測定を実施したが、存在するナトリウム・塩素等のバックグラウンド量及び天然存在比が一定せず、手分析によるナトリウム漏えい警報真偽判定の基準値を求めることができなかった。

なお、追加検討として行ったナトリウム添加による pH 測定の結果も考慮すると、今回検討した計器や分析装置での測定よりも、現在採用されている警報真偽判定法の方が有効であることが分かった。

(今後の予定)

なし。

【成果の利用実績及び活用見通し】

高速増殖炉もんじゅのナトリウム純度管理・設備点検等に活用する。

【研究成果の発表状況 (平成 13 ~ 16 年度)】

イ . 冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化

- 1) 「金属ナトリウム中不純物の分析方法」として特許を申請；特願 2003-150303 (H15.5)
- 2) 「常陽・ふげん・もんじゅ運転技術報告会」にて発表 (H15.12)
- 3) 「もんじゅ・国際技術センター」技術報告会にて発表 (H16.3)
- 4) 「原子力学会 2004 春の年会」にて発表 (H16.3)

ロ . ナトリウム化合物分析の迅速化

なし

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

なし

(発表予定)
なし

【国内外の研究動向(平成13～16年度)】

- [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)
[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)

【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]

- イ. グロー放電質量分析装置がナトリウムの固体直接分析へ採用でき、現状方法よりも格段に迅速化・簡略化できることが分かった。今後、もんじゅ改造工事後に採取するナトリウム試料にて、通常運転中よりも高濃度の不純物が存在する試料が得られた場合に、それを標準物質として用い、装置を再度レンタルして校正試験を行う予定である。
- ロ. X線回折装置を用いた迅速分析法を確立でき、予定どおり終了した。
- ハ. 当初目標としたバックグラウンド基準値を求めることはできなかった。しかし、手分析による方法よりも現在運用されている警報真偽判定方法の方が有効であることが再確認できた。

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]

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 グロー放電質量分析装置概略

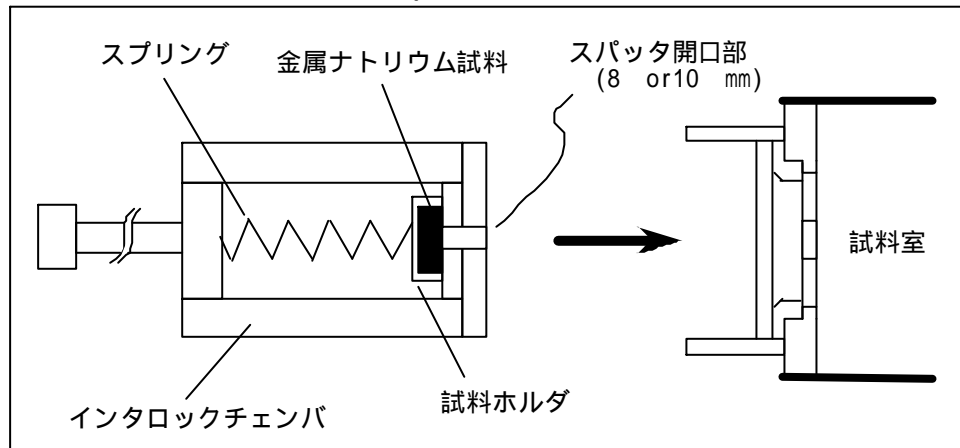
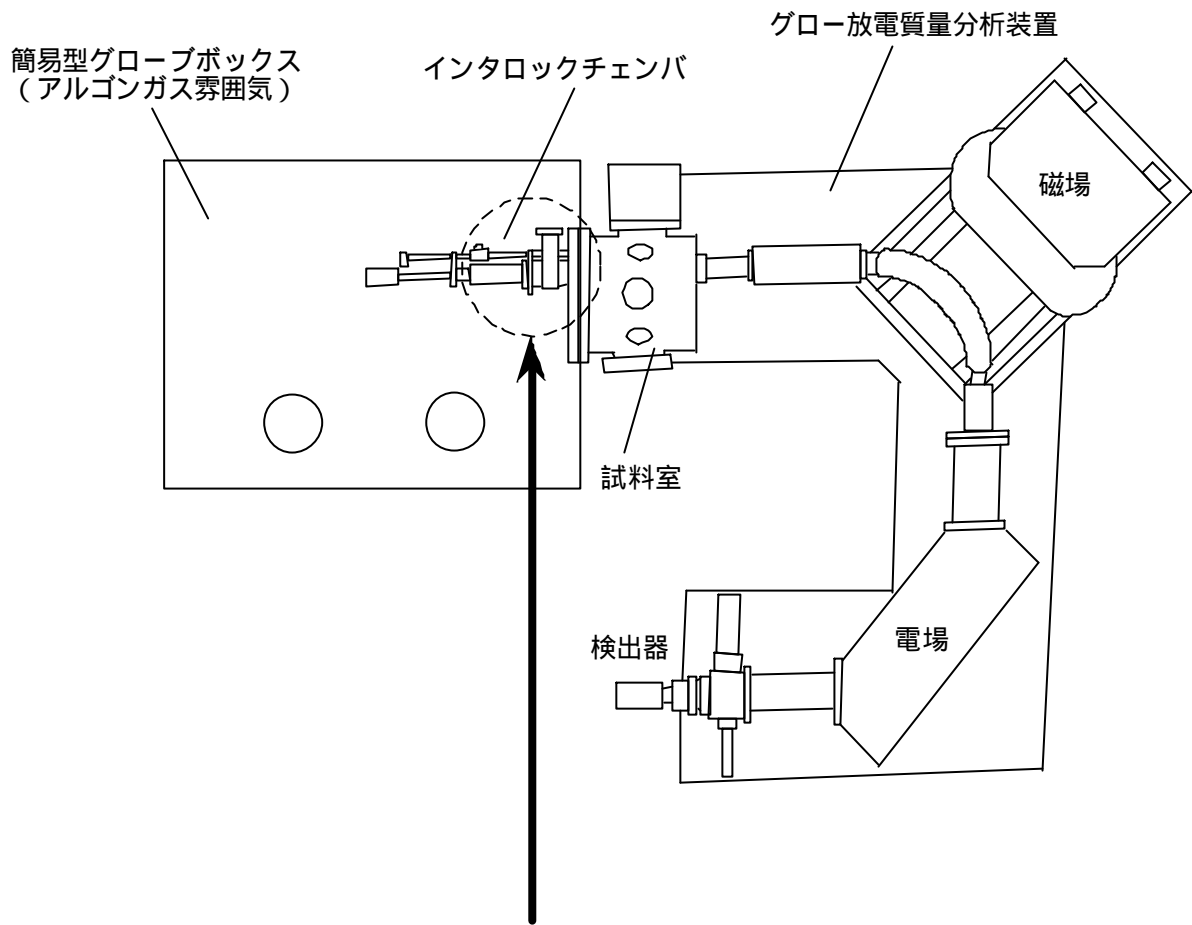
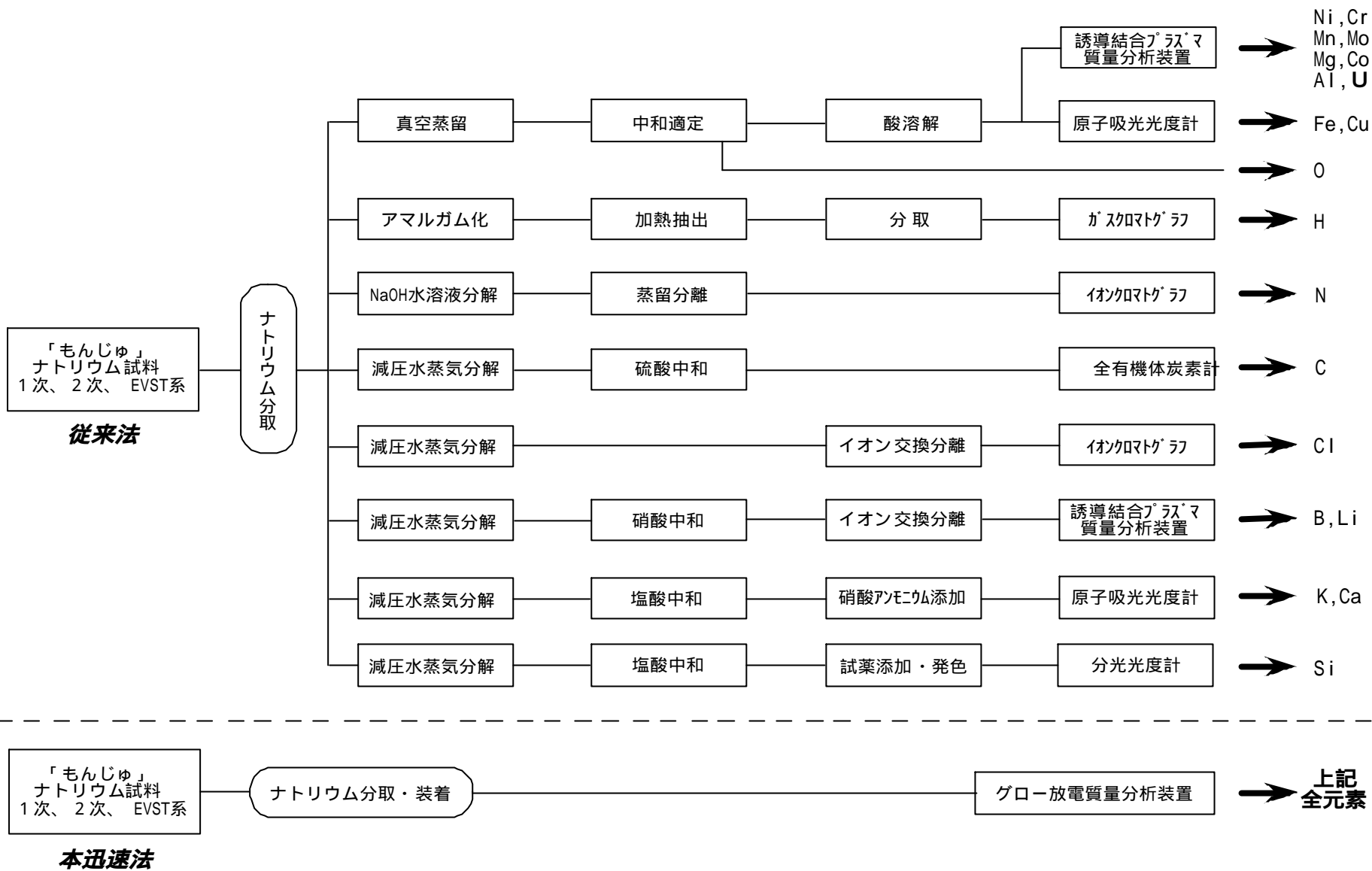


図 - 2 ナトリウム分析フロー（従来法との比較）



添付 - 1 測定データ (代表例)

高純度Naの測定データ (条件等)

簡易型G.B内酸素濃度：8～10ppm

装置試料室内真空度： 10^{-8} torr

測定値：微量元素の強度/母材Naの強度

従来法分析値との比較

水素・炭素・窒素・加ム以外はほぼ合致

標準物質による校正が必要

元素名	従来法	迅速法
酸素	1.8～3.2	3.4
水素	0.2～0.21	14
シリカ	<0.1～0.3	0.015

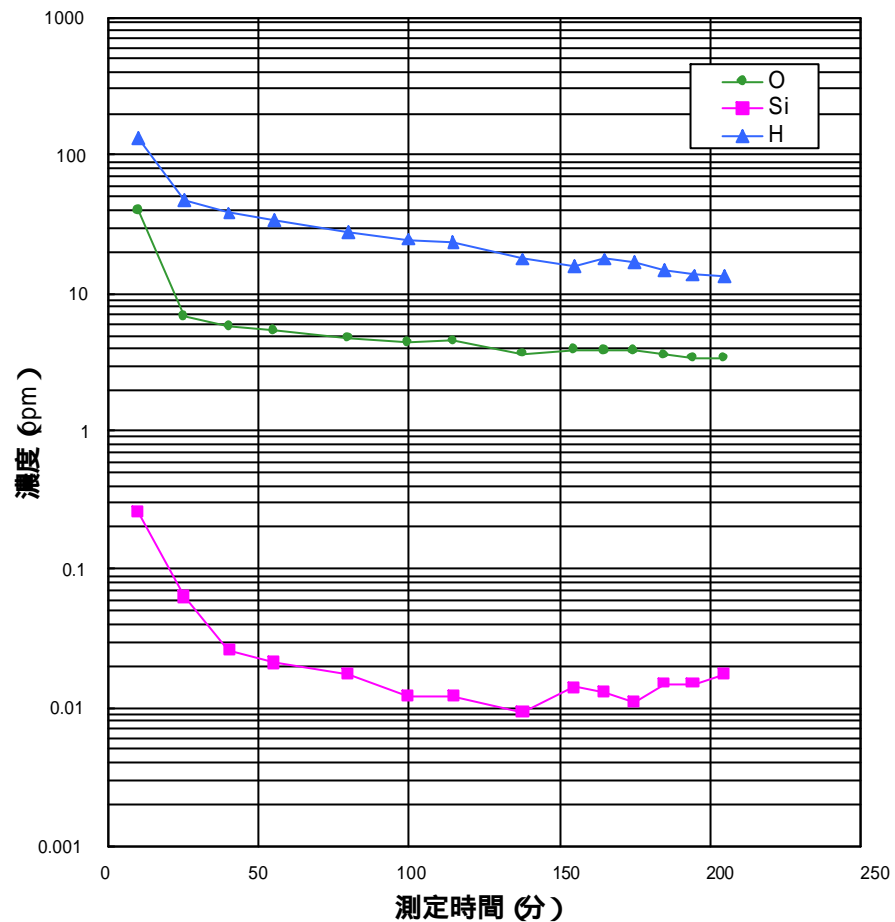


図 - 3 Na化合物の形態分析フロー

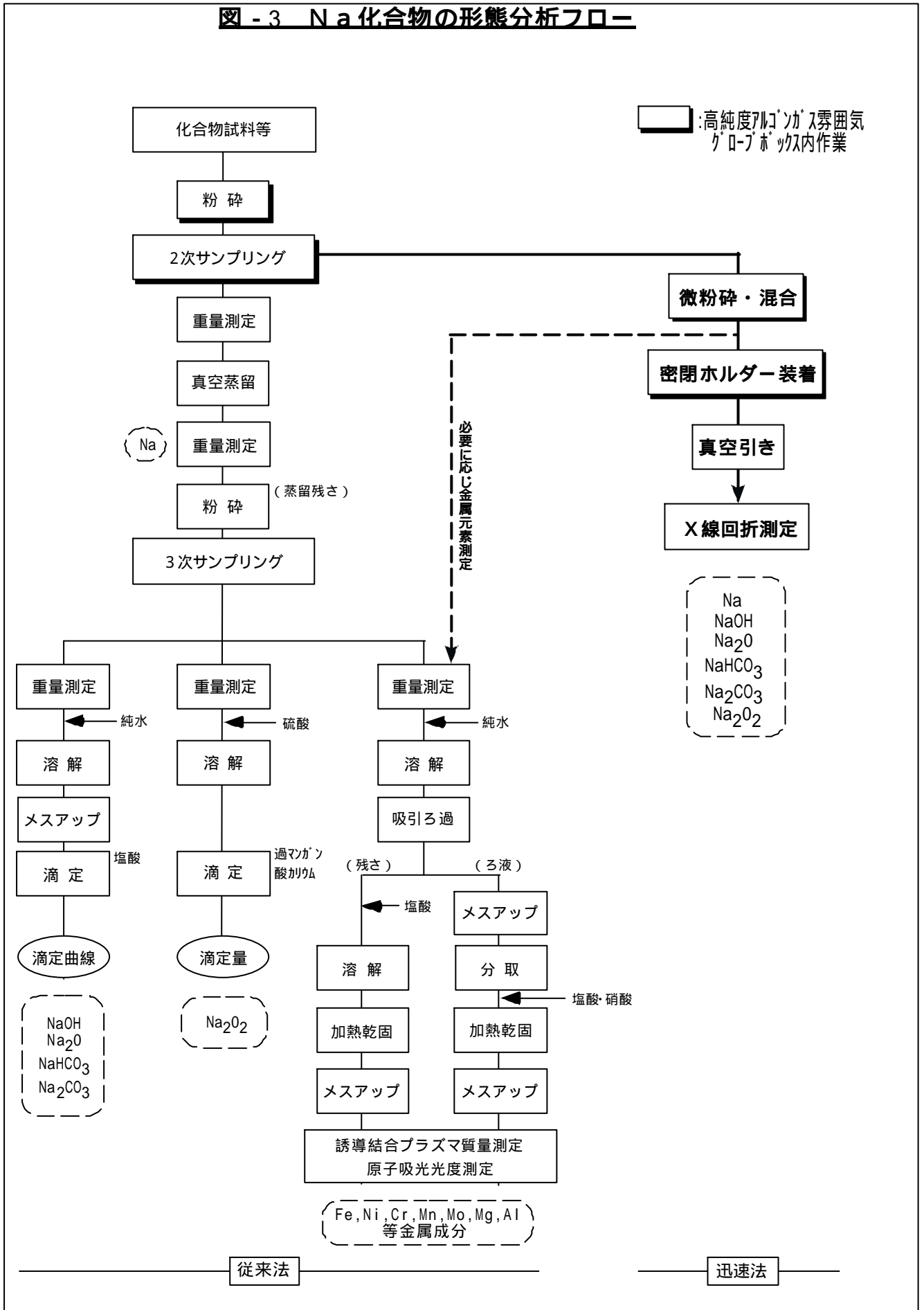


図 - 4 X線回折装置による測定出力例 (マッチングピークデータ 1/2)

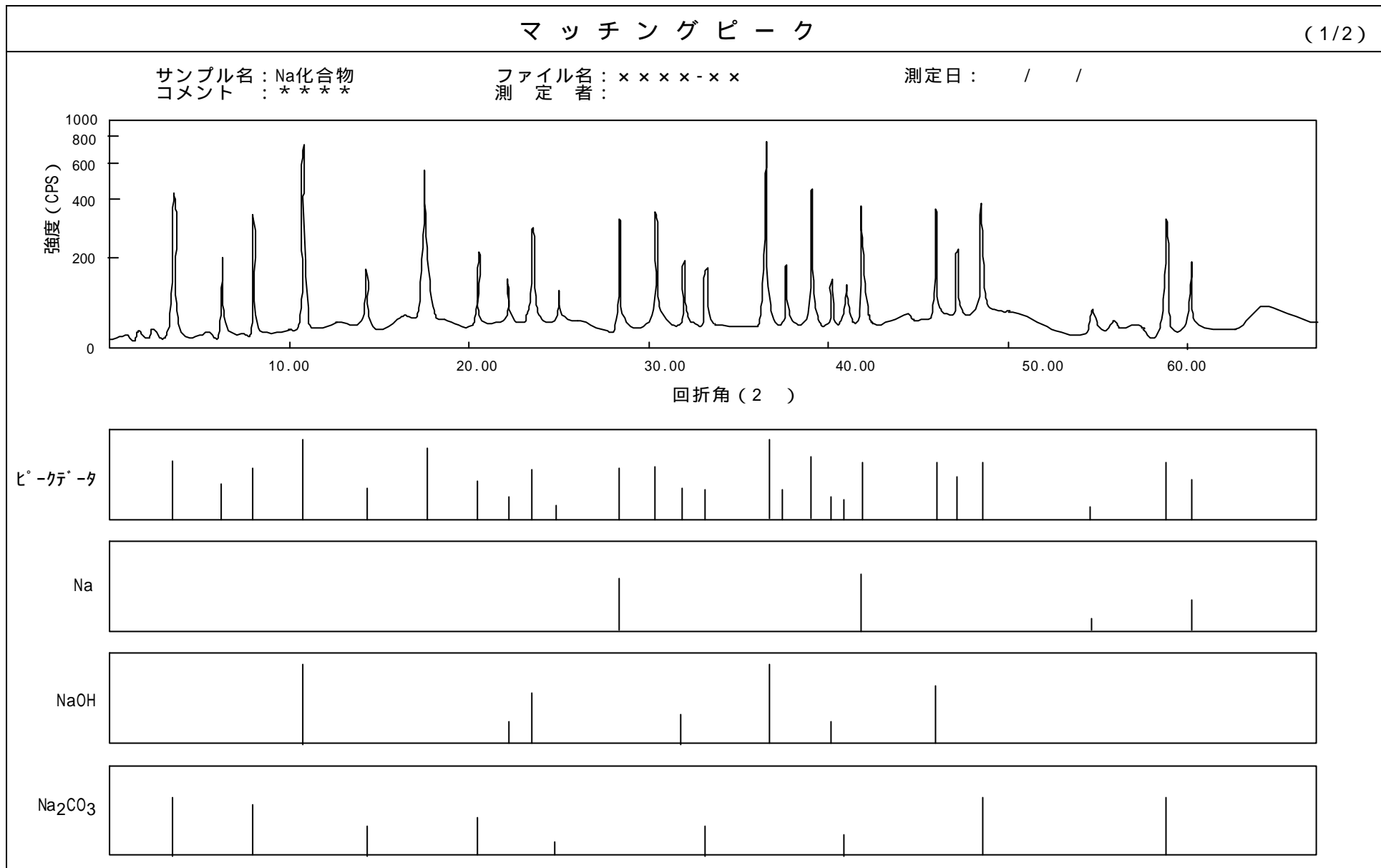


図 - 4 X線回折装置による測定出力例 (マッチングピークデータ 2/2)

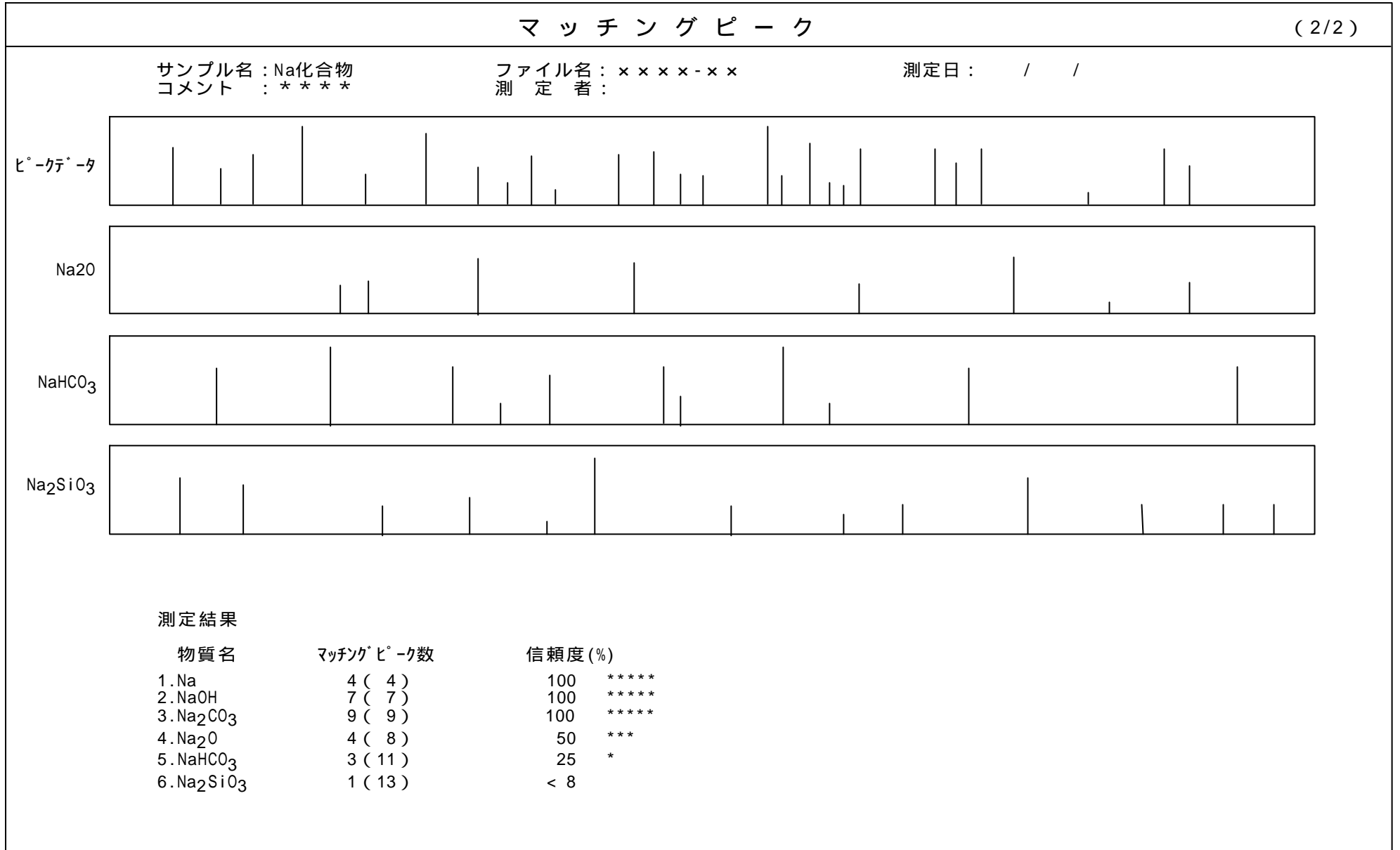


図 - 5 DPDフィルタの測定結果(ナトリウム)

横軸はフィルタ枚数を示す

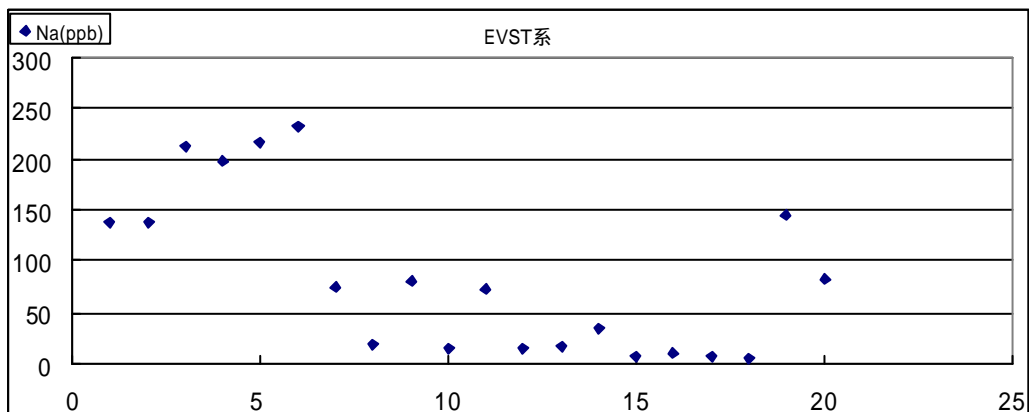
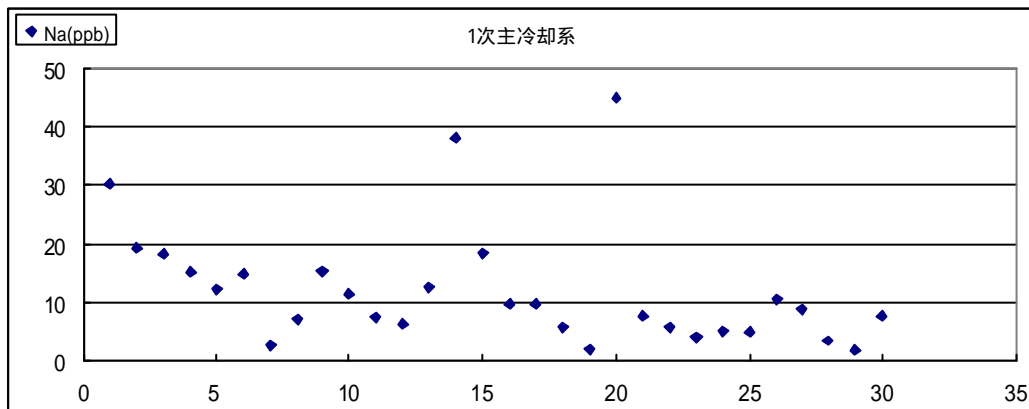
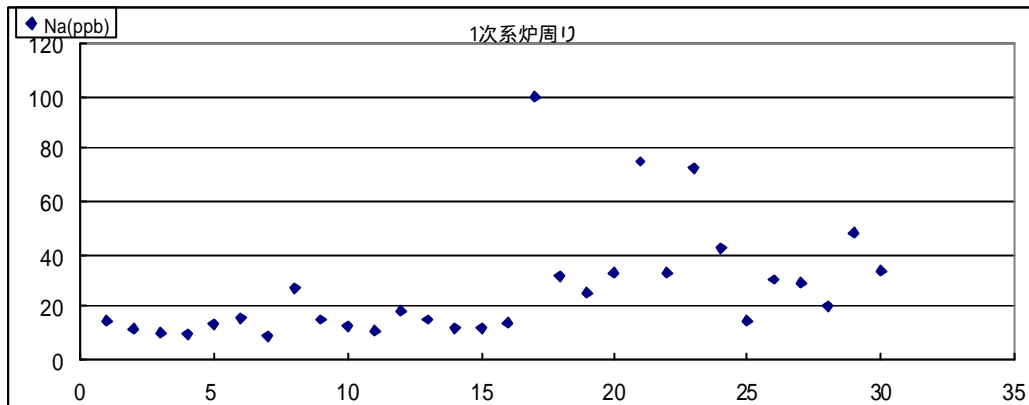


図 - 6 DPDフィルタの測定結果 (Na,Cl,SO4)

横軸はフィルタ枚数を示す

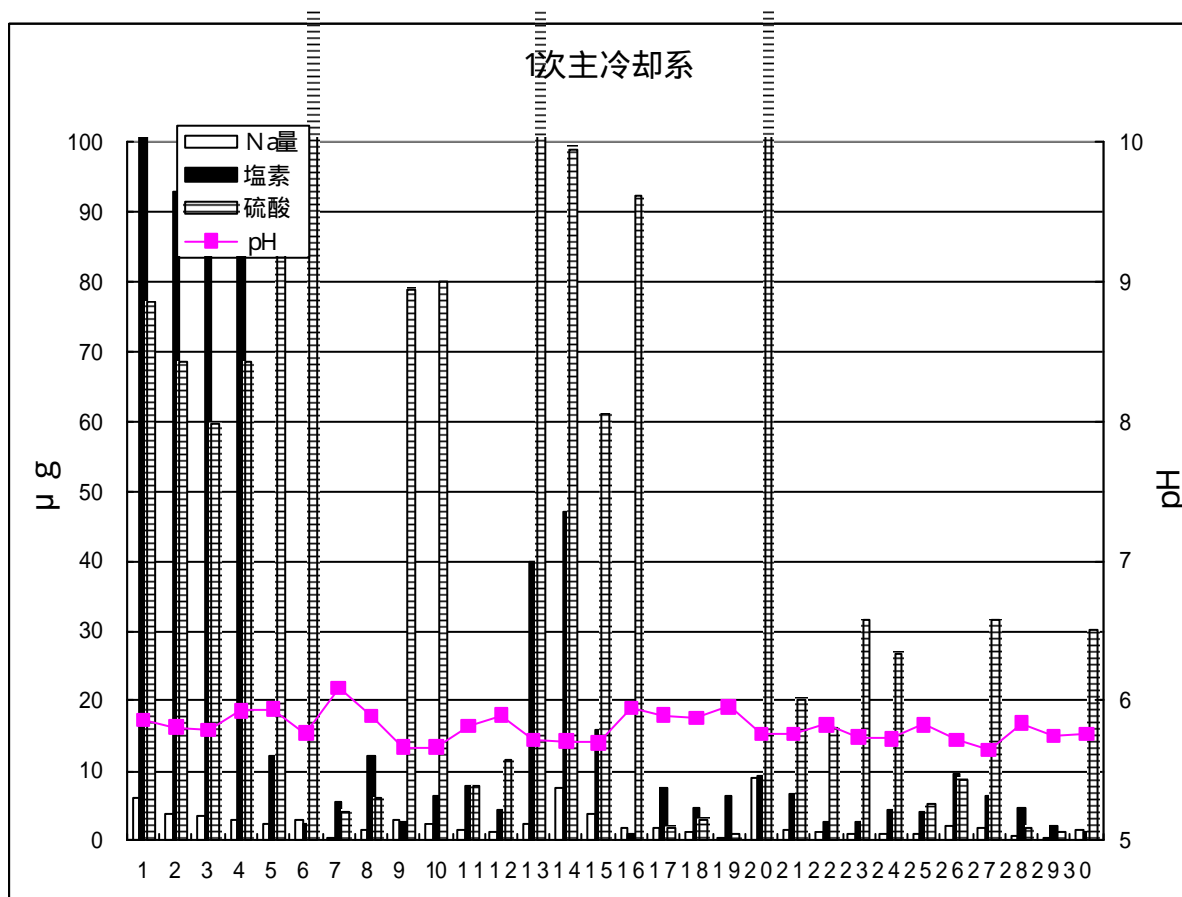
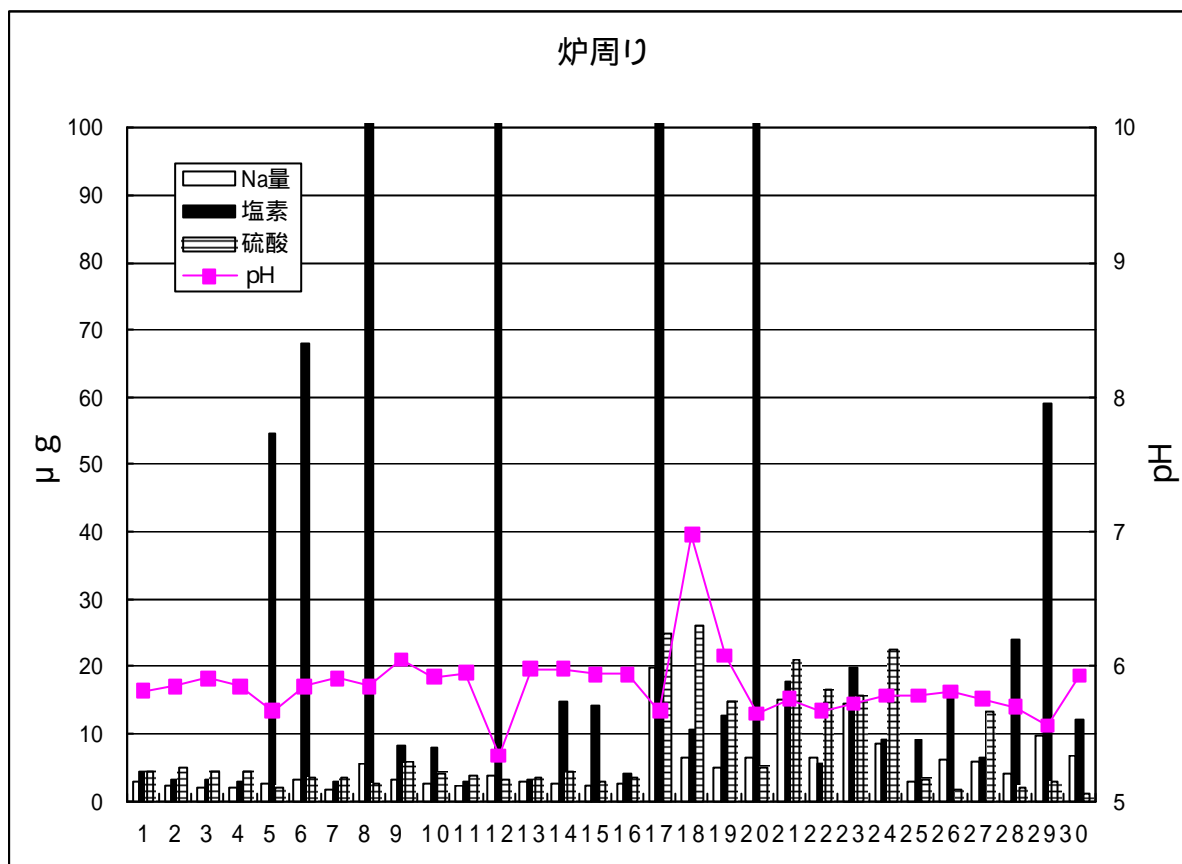
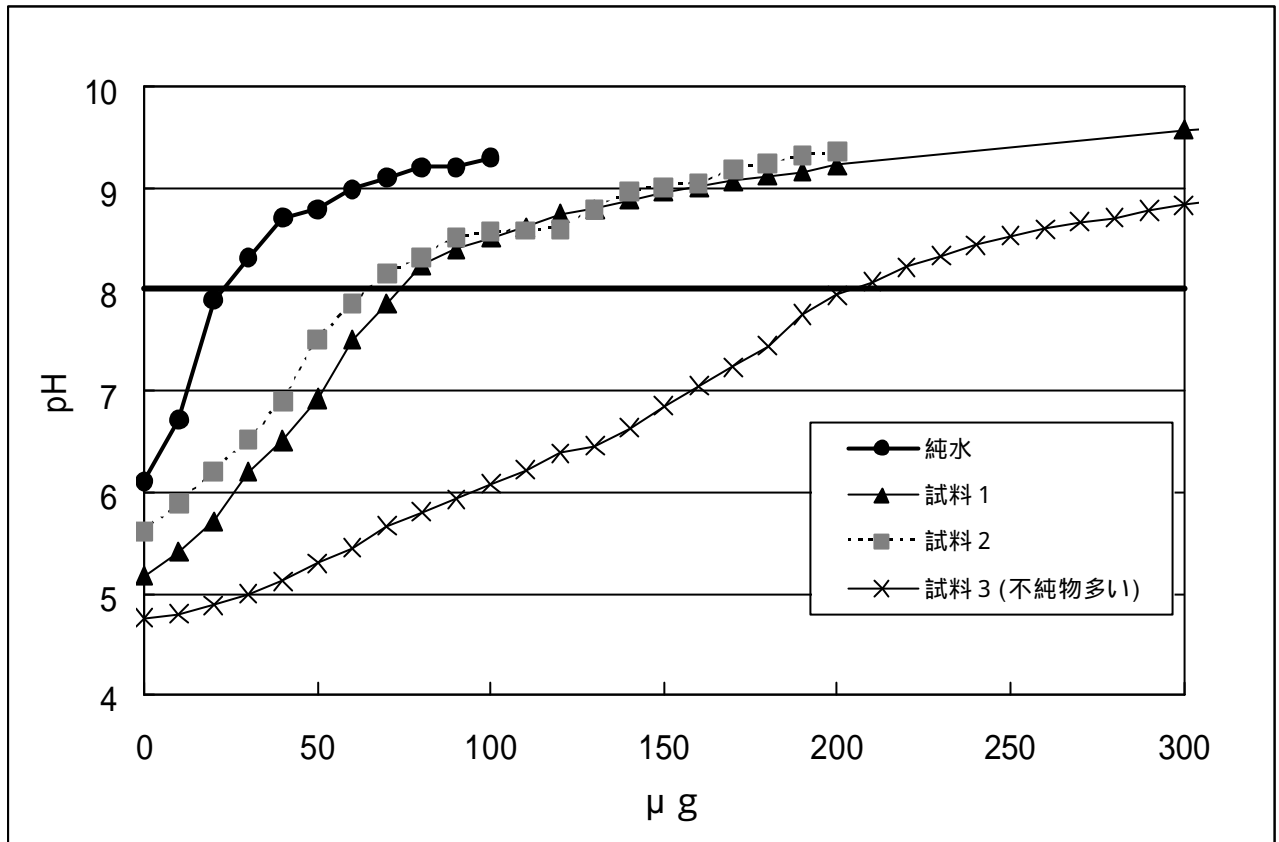


図 - 7 ナトリウム添加によるpHの変化

溶液量 ; 200ml



安全研究成果調査票（平成16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】

5-10（社内研究）

【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 so on)】

[氏名] 桜井直人 (さくらい なおと)

[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) Naoto SAKURAI

(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] 岡田 衛*1 (おかだ まもる : OKADA Mamoru)

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)

近藤 哲緒*1 (こんどう てつお : KONDO Tetsuo)

田口 一知*1 (たぐち かずとも : TAGUCHI Kazutomo)

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

【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13～17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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

- ロ．事故時等運転手順書の検討・整備
異常時・故障時運転手順書体系見直しの結果に基づき、運転手順書の検討・追加・整備を継続する。
- ハ．効果的教育訓練方法の検討
整備した運転手順書を使用した訓練を開始するとともに、新たに徴候ベース手順書の教育訓練方法を検討する。またシミュレータ訓練の結果評価方法の検討を行う。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

- ロ．事故時等運転手順書の検討・整備
平成13年度に再構築した異常時・故障時運転手順書の体系に基づき、手順書の改善・追加作成を順次実施している。平成16年度までに異常時運転手順書14件、故障時運転手順書29件の基本的検討をほぼ終了した。このうち、異常時運転手順書6件、異常時運転手順書11（徴候ベース手順書）3件、故障時運転手順書12件については、シミュレータでの確認、「常陽」および「ふげん」の運転担当部門のレビュー、所内の原子炉等安全審査委員会を経て制定を完了している。

以下に16年度の代表的な検討・整備内容を示す。

燃料のガスリーク、開口破損に対応する手順書では、カバーガス法破損燃料検出装置（プレシピテータ、NaI検出器）および遅発中性子法破損燃料検出装置の警報に対して、原子炉トリップ、通常停止などの運転対応を明確にした。また、保安規定上の「1次アルゴンガス中の核分裂生成物濃度」の運転上の制限を超えないようにプラント停止する運用であることを確認した。さらに、設置許可申請書（添付書類十）との整合性を高めるため、燃料破損の徴候が見られる状態で炉心燃料集合体出口温度高の警報が発報した場合には、速やかに原子炉トリップする運用とした。

保安規定において、安全保護系の中性子計装が健全であることが運転上の制限条件とされているため、中性子計装の故障に対応する手順書を新たに整備した。故障モードは、線源領域、広域、出力領域の各中性子計装に対して、燃料交換、低温停止（未臨界）から出力運転までのすべてのプラント状態について想定した。運転対応としては、制御棒引き抜き停止などの初期対応、故障チャンネルトリップ処置、補修復旧、プラント停止（通常停止、原子炉

トリップ)の流れで整理した。

八．効果的教育訓練方法の検討

安全総点検を反映した異常時・故障時運転手順書を使用した教育訓練が開始された状況にあり、特に徴候ベース手順書については教育訓練を新たに構築していく段階にある。また、分析ツールを使用した訓練結果の評価を運転員にフィードバックしていく試みを開始している。

以下に16年度の代表的な検討・整備内容を示す。

安全総点検を反映して改訂された運転手順書を使用した訓練を開始した。具体的には、原子炉トリップ・タービントリップ、外部電源喪失、1次主冷却系流量異常、2次主冷却系流量異常などの手順についてシミュレータ訓練を実施するとともに、訓練から手順書の改善点を抽出して整理を行っている。また、運転員の発話内容とプラント操作を記録して、これをタスク分析することで、運転班内でのコミュニケーションの方向や頻度を分析して、訓練結果のレビューに用いている。

15年度の徴候ベース手順書の制定を受けて、これに係る運転訓練の方法について検討した。外部訓練については、BWR運転訓練センター(BTC)と原子力発電運転訓練センター(NTC)においてそれぞれBWRとPWRの緊急時操作手順(EOP、徴候ベースを含む)の研修を16年度から当直長、当直長補佐を対象として開始した。また、内部研修としては、徴候ベース手順書についての講義とシミュレータ訓練を2日間程度で行う訓練コース内容を検討した。同コースは17年度から実施する予定である。

【研究の達成状況(平成16年度)】

□．事故時等運転手順書の検討・整備

事故時等に用いる異常時・故障時運転手順書の体系を見直し、これに沿った手順書の改善及び新規作成を推進し、所期の成果が得られている。

(今後の予定)

特にナトリウム漏えい対策工事を反映したナトリウム漏えい時の異常時運転手順書の整備を推進し、安全総点検を反映した手順書の改善を完了させる。

八．効果的教育訓練方法の検討

安全総点検を反映した運転手順書を用いた訓練を開始した。また、徴候ベース手順書に関する教育訓練内容を検討し、外部研修についてはこれを開始した。さらにシミュレータ訓練のタスク分析の取り組みを行っている。

(今後の予定)

安全総点検を反映した運転手順書を用いた訓練を順次増加させるとともに、徴候ベース手順書に関する教育訓練を17年度から新たに立ち上げる。また、タスク分析などを通じて訓練結果を評価して運転員にフィードバックする取り組みを行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

□．事故時等運転手順書の検討・整備

安全総点検を反映した運転手順書は、制定手続が終了したのからシミュレータ訓練に供している。

八．効果的教育訓練方法の検討

これまでに整備された研修プログラムやタスク分析方法は、再起動に向けた運転員の訓練・技能向上に活用されている。

【研究成果の発表状況(平成16年度)】

- ・安全研究成果発表会(平成16年11月16日、大洗工学センター)
「もんじゅにおける安全研究の現況」の中で徴候ベース手順書について発表
- ・もんじゅ・国際技術センター技術報告会(平成17年3月2日、敦賀本部国際技術センター)
「アクシデントマネジメントのための緊急時操作手順の確立」で徴候ベース手順書を発表

(発表予定)

- ・高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る処置及び報告について (第 4 回報告)

【国内外の研究動向】

[民間の研究の現状と動向]

シミュレータを使った運転の分析評価研究は、BTC や NTC でも実施されているところである。分析ツールも種々開発されている状況にある。

[海外の研究の現状と動向]

日本の軽水炉の教育訓練や訓練の分析方法等については米国から導入されたものが基本になっていると考えられる。その意味では国内軽水炉の状況が米国の動向を反映したものになっていると考えられる。

【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

安全研究成果調査票（平成16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 (施設 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 so on)】

[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 電話: 029-267-4141 FAX: 029-267-1676

(Name) NIWA Hajime

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division,

O-arai Engineering Center

(Address, Tel. and Fax) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393,

Tel: 029-267-4141, FAX: 029-267-1676

(E-mail) niwa@oec.jnc.go.jp

【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)

[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

(Name) KURISAKA Kenichi

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division,

O-arai Engineering Center

[氏名] 磯崎 和則 (いそざき かずのり)

[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

(Name) ISOZAKI Kazunori

(Title of Function) Maintenance Engineering Section, Experimental Reactor Division,

Irradiation Center, O-arai Engineering Center

[氏名] 素都 益武 (そつ ますたけ)

[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

(Name) SOTSU Masutake

(Title of Function) 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

【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、およ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。

【当初の達成目標（平成16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．リスクの観点から重要な人的因子について検討する。

ハ．原子炉停止時の系統運用構成についての制限条件を検討するとともに、プラント管理の意志決定に用いるべきリスク指標（瞬時リスクと積分リスク）について検討する。

【研究実施内容及び成果（平成16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14年1月から平成14年3月までの3ヶ月間の運転データを機器信頼性データベース CORDS へ登録することにより約 9.7×10^6 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、予熱ヒータ1件のみであった。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4件に上る。併せて、MK- 炉心への改造に伴う機器の交換履歴データについても、CORDS へ登録完了した。

高速増殖原型炉「もんじゅ」について、平成11年4月1日から平成15年3月31日までの期間に発生した故障事象33件について機器故障データおよび当該期間の運転データを CORDS へ登録した。

ロ．信頼性データの分析・評価

PSA 手法によりアクシデントマネジメント (AM) の有効性を評価するためには、運転員が事故後に行う回復操作の失敗確率を適切に定量化することが必要である。この確率を左右する重要な因子として猶予時間が挙げられる。冷却材ナトリウムの漏洩事象においては、漏洩流量の小さい事象ほど運転員に与えられる猶予時間が長くなり、同じ操作ならば失敗確率が低くなる。このため、上記 AM の有効性を適切に評価するためには、冷却材漏洩事象 1 件あたりの漏洩流量の確率分布を定量化することが重要となるので、本年度ではこの定量化を目的としてナトリウム冷却炉における冷却材漏洩事例の調査・分析を行った。

核燃料サイクル開発機構が開発・運用している高速炉機器信頼性データベース CORDS に収録されているデータ、国際会議等に発表された論文、その他の独自に入手した海外炉での漏洩事例情報を調査した。その結果、日本を含めて 7 カ国 16 のナトリウム冷却炉において、漏洩規模に関する情報を有し且つ PSA の検討目的に合致した漏洩事例は全部で 134 件存在した。この内訳は、全漏洩量の定性的な情報のみが得られた事例が 31 件、全漏洩量の定量的な情報のみが得られた事例が 95 件、平均的な漏洩流量の定量的な情報のみが得られた事例が 6 件、漏洩口の寸法のみが得られた事例が 2 件であった。

漏洩流量の確率分布を推定するにあたり、上記 および に対しては、漏洩継続時間が不明であることから対数正規分布を漏洩継続時間に仮定することにより、一つの事例に対して漏洩流量を分布として算定した。分布パラメータの設定にあたっては、漏洩流量の過小評価を避ける観点から漏洩継続時間の 5% 値 (すなわち漏洩流量の 95% 値に対応) に 1 分を仮定した。ここで、1 分とは漏洩停止措置をこれより短い時間で完了したとは到底考えられない値として設定した。また、漏洩継続時間の 95% 値にはヒューマンエラー確率と時間との関係を基に 95% の確率で漏洩停止措置が完了したと考えられる時間の丸め値として 10 分を想定した。

次に、いま求めたいのが主として漏洩口面積のばらつきに起因する漏洩流量の分布であることから、上記 および に基づき漏洩規模の確率分布を推定する際には、漏洩口面積が同一のときに漏洩流量が同一になるように、漏洩流速を決定する代表的な因子としての圧力条件の違いを補正することとした。補正にあたっては、漏洩流速が漏洩口における内圧の平方根に比例するものとみなした。さらに、過去の事例発生時における内圧が不明なため、対数正規分布を同内圧に仮定した。その結果、一つの漏洩事例に対する漏洩流量値を特定の内圧条件に換算した場合の漏洩流量は分布として表されることとなった。この場合、流速の過大評価 (漏洩口面積の過小評価) を避ける観点から、内圧の 5% 値にはポンプによる圧力が無く液頭圧も小さい高所での漏洩を表す条件として約 7kPa を想定した。また、内圧の 95% 値には、保守的に 4 倍の約 28kPa を仮定した。実際にはより大きな内圧であった可能性があるが、漏洩口面積の過小評価を避けたいため、このような仮定をおいた。

以上に述べたように、漏洩継続時間および内圧に関する不確かさが存在するために、一つの漏洩事例から漏洩流量の分布 (複数の推定値) が生成される。このような分布が観測データの点数だけ存在するので、漏洩流量の分布を描くと、漏洩事例の数よりも多いデータ点数がプロットされることになる。回帰分析を行った結果、図 1 に示すように事象 1 件あたりの漏洩流量が特定の値を超過する確率は、破損口での内圧に約 872kPa (「もんじゅ」原子炉運転時における原子炉入口配管低所での内圧相当) を想定した場合の漏洩流量が概ね 0.1m³/h から 100m³/h の範囲では、同図に示した累乗関数で良く表されることがわかった。想定漏洩口における内圧が異なる場合でも、漏洩流量の値を上記内圧条件に換算すれば図 1 中の計算式が適用可能である。一方、約 100m³/h を超える漏洩流量に対しては、超過確率を図中の計算式で予測すると過大評価を招く可能性があるといえる。

AM 有効性評価に資する目的で、国内外のナトリウム冷却炉における冷却材漏洩事例を調査・分析した結果、PSA で想定される漏洩事象 1 件あたりの漏洩流量の定量的な確率分布を得ることができた。本結果を基に冷却材漏洩時における AM 有効性を漏洩規模別に評価していく予定である。

ハ．リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

原子炉スクラムに至らない故障を原子炉運転中に発見した場合、原子炉の運転状態での故障修復活動が許容待機除外時間(AOT: Allowable Outage Time)内で認められる。このAOTの設定にあたっては決定論的なアプローチにより工学的判断で定めているのが現状であるが、安全上の定量的な根拠を与える観点からリスク情報を活用してAOTを設定することが望まれる。このため、リスク目標を満たすためのAOT設定法の提案を目的とした研究を実施することとし、平成15年度までの研究では、AOT検討に資するリスク指標として「故障1回あたりの条件付き炉心損傷確率(CCDP: Conditional Core Damage Probability)」を選び、CCDPの計算手法の改良、およびCCDPの目標が与えられた場合のAOT設定法について示した。

本年度は、図2に示すような高速炉システムモデルを用い、機器1台のみで故障が発見される場合を想定し、AOT設定法の適用性を検討した。図3に示すようにCCDPは、故障機器が存在する状態で運転を継続することに伴う炉心損傷の頻度(R)、故障機器が存在する状態で原子炉を手動停止することに伴う炉心停止後の崩壊熱除去期間における炉心損傷の確率(U)、および故障機器の修復時間(R_R)によって決定される。図2のシステムは、 R のみに影響する代表機器として4重の原子炉トリップ遮断器(RTB)、ならびに U の特徴を決める代表機器として炉心停止後の崩壊熱除去系への流路切替に必要な弁および強制循環除熱に必要なポンプから構成される特徴を有する。なお、除熱系は3重の冗長度を有する。

このような特徴を有するシステムのCCDPを計算するにあたって、入力パラメータに平均値を適用した結果を図4の のプロットとして示す。 のプロットは、RTB、ポンプ、弁のいずれの故障発見時においてもCCDPがAOTの増加とともに単調減少している。図5に示すように、CCDPは $=0$ で U に等しく の増大とともに R_R に漸近する。したがって単調減少の理由は、リスク計算の結果、故障修復完了までの運転継続に伴う炉心損傷確率 R_R が原子炉停止に伴う炉心損傷確率 U より小さくなったからと説明できる。

一方、不確かさを考慮した例として の平均値より大きい95%信頼度上限の値を R のみに適用した計算結果を にプロットした。この例では、ポンプ故障の場合に限り R_R が U を上回りCCDPがAOTとともに単調増加することがわかった。CCDPがAOTとともに単調増加する条件は図5に示す微分係数が正となる場合であり、次のように解釈できる。

- ア．予測修復時間 R_R が増大することにより、 U/R よりも大きくなる場合
- イ． R のみに影響する(すなわち、崩壊熱除去に悪影響を及ぼさない)特定の機器の非信頼度が極端に増大することにより、 R の値が U/R を超える場合

「故障を想定する機器の予測修復時間」および「CCDP計算における入力パラメータである非信頼度」の不確かさ範囲内における変化を考慮しても、 U と R_R の大小関係が途中で逆転しない場合には、CCDPはAOTに対して単調減少または単調増加のいずれか一方の傾向であると結論づけられ、CCDPを最小にするようなAOTを一意に決定できる。

本年度は、CCDPがAOTの増加とともに単調増加するかそれとも単調減少するか?という視点でシステムモデルを用いたケーススタディおよび考察を行い、増加と減少を分ける条件を整理した。次年度には、全炉心損傷発生頻度における特定のAOTが関係する事象シーケンスの寄与および上述の不確かさを考慮したAOTのCCDPに対する感度の観点から、CCDPの目標値の設定法およびAOTの設定法を検討し、研究成果をとりまとめる予定である。

【研究の達成状況(平成16年度)】

イ．「常陽」についてはMK-IIからMK-IIIへの移行期間におけるデータをCORDSへ登録し、「もんじゅ」

についてもデータを予定通り CORDS へ登録し、所期の成果が得られた。

- . 人的因子を検討するとの目標に対して間接的に影響を及ぼし、且つナトリウム冷却炉の PSA に重要な因子として、PSA で想定される漏洩事象の規模による確率分布パラメータを定量的に推定し、所期の成果が得られた。今後、このパラメータを用いれば、冷却材漏洩に起因する炉心損傷事象に対するアクシデントマネージメントの有効性評価を漏洩規模別に行うことが可能となる。
- ハ . 原子炉停止時におけるリスク管理方策を検討する目標であったが、定格出力運転時リスクを適切に管理するための方法の研究が終了していないため、この研究を継続することにより許容待機除外時間と炉心損傷確率の関係を整理し、所期の成果が得られた。

(今後の予定)

- イ . 「常陽」および「もんじゅ」の運転・故障データの収集を継続する。
- . データの蓄積に応じて PSA 評価用データを更新する。
- ハ . 定格出力運転時リスクを適切に管理するための方法の検討を継続する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

PSA 評価用データを「もんじゅ」のアクシデントマネージメントを詳細に考慮した PSA の実施に活用していく予定である。同様に、高速増殖炉実用化候補概念のレベル1 PSA に活用していく予定である。本研究で整備した AOT を適切に考慮した炉心損傷頻度の評価手法を「もんじゅ」の PSA に適用することにより、現行の AOT のリスク上の解釈を提供していく予定である。

【研究成果の発表状況(平成16年度)】

- [1] 荒川智幸, 栗坂健一, “リスク情報を活用した高速炉における許容待機除外時間の設定法に関する研究”, 日本原子力学会 2005 年春の年会, E28, (2005) .

(発表予定)

- [2] 栗坂健一, 荒川智幸, “リスク情報を活用した高速炉における許容待機除外時間の設定法に関する研究(研究報告書)”, 核燃料サイクル開発機構技術資料, (2005).
- [3] 栗坂健一, “「もんじゅ」レベル1 PSA のためのナトリウム漏洩事象における漏洩規模の確率分布の推定”, 核燃料サイクル開発機構技術資料, (2005).
- [4] 栗坂健一, “PSA で想定されるナトリウム漏洩事象の規模に関する確率分布の推定”, 日本原子力学会 2005 年秋の大会, (2005).

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[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]

核燃料サイクル開発機構およびロシア IPPE が実施しているロシアの液体ナトリウム冷却高速炉 BN600 を対象とした安全評価に関する共同研究において、IPPE はレベル1 の確率論的安全評価を行っており、この評価作業の中で機器信頼性データの整備を進めている。また、多重系の故障確率評価で重要となる共通原因故障評価について、米国では、軽水炉の安全系を構成する機器(非常用 DG, 電動弁, ポンプ, 遮断器)を対象として共通原因故障事例の調査検討が行われており[1], OECD では、CCF モデル化を含むリスク解析の高度化のための CCF データ収集・整備, 原因分析等を目的とした ICDE (International Common Cause Data Exchange) プロジェクトが進められている。[2][3]

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。[4]

リスク情報をプラントの安全管理活動へ活用していくにあたっては、プラント個別の運転・故障経験を反映させることが重要であり、また、最新の経験に基づくことが重要である。この観点から、ベイズ統計学に基づく信頼性パラメータ推定法が古くから研究されているが、最近では、米国において、プラント個別の施設および機器の最新の運転・故障経験を信頼性パラメータの推定に反映する手法がハンドブックにまとめられた。[5]

(参考文献)

- [1] "Common-Cause Failure Event Insights", NUREG/CR-6819, (May, 2003).
- [2] "ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Motor Operated Valves", OECD/NEA/CSNI/R(2001)10,(Feb., 2001).
- [3] "ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Batteries", OECD/NEA/CSNI/R(2001)10,(Sep., 2003).
- [4] "State of living PSA and further development", OECD/NEA/CSNI/R(99)15,(July, 1999).
- [5] "Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment", NUREG/CR-6823, (Sep. 2003).

【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】

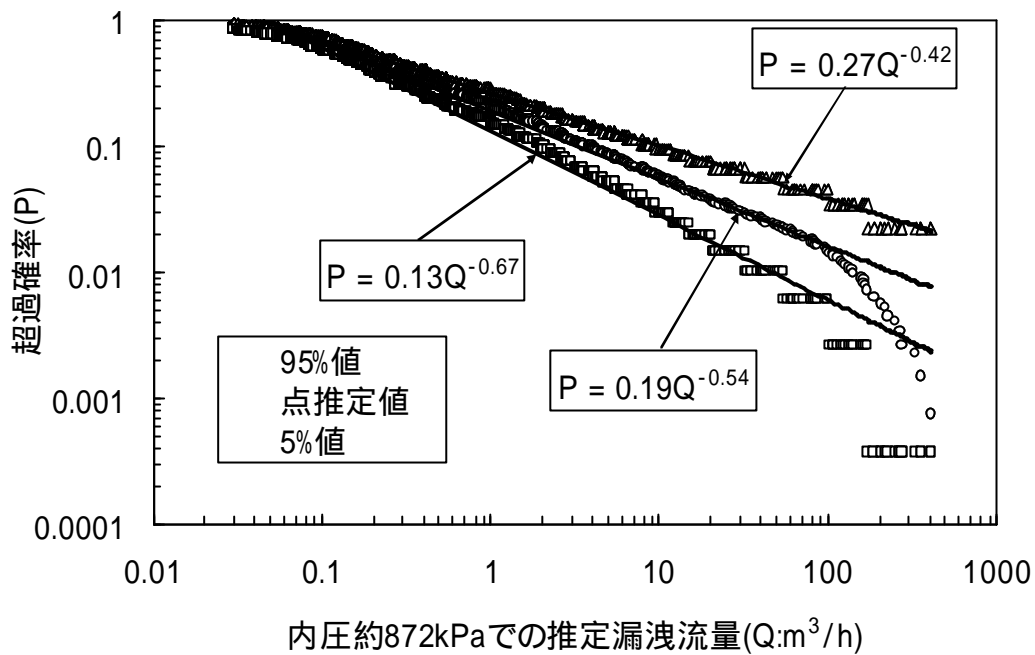


図1 PSAにおいて冷却材漏洩時の猶予時間評価に適用するための漏洩流量の確率分布

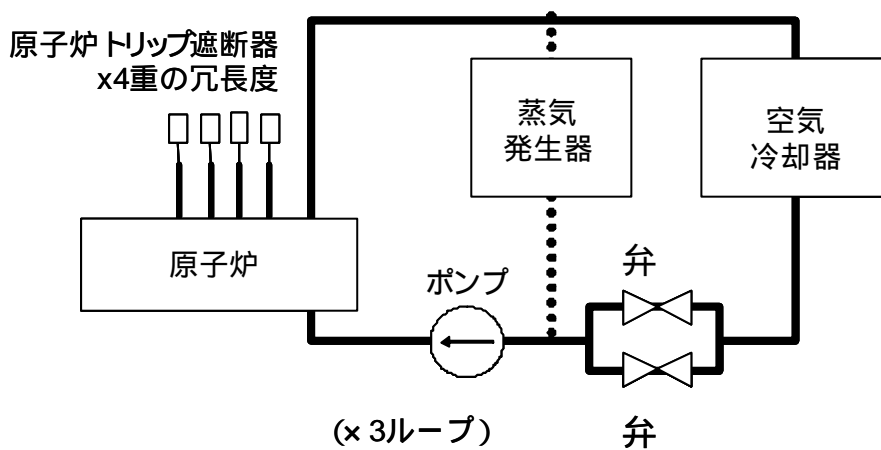


図2 検討対象の高速炉システムモデル

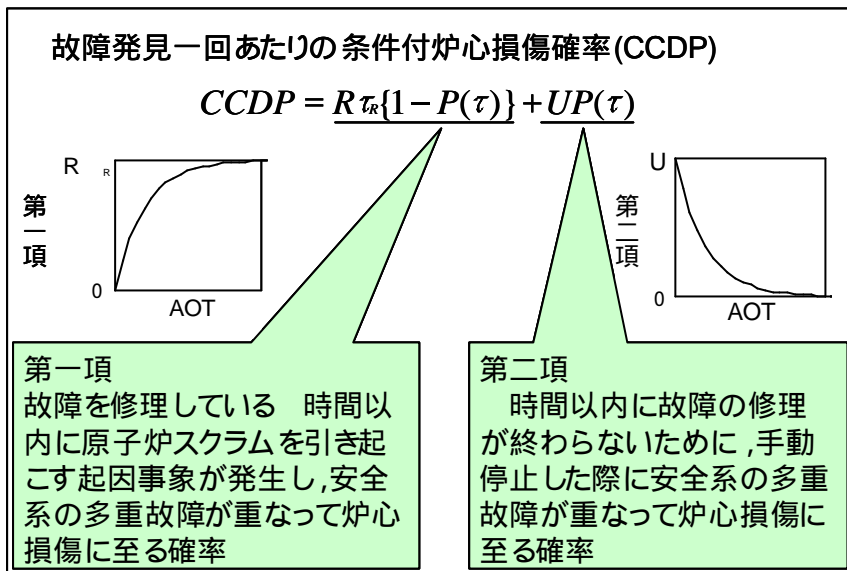


図3 リスク指標としての CCDP の工学的な意味

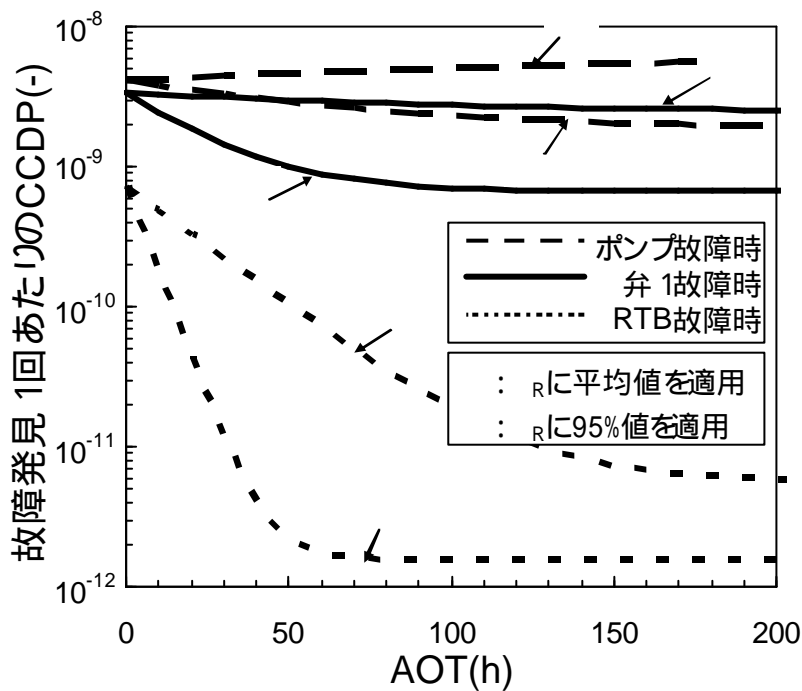


図4 t_R の不確かさを考慮した CCDP の計算例

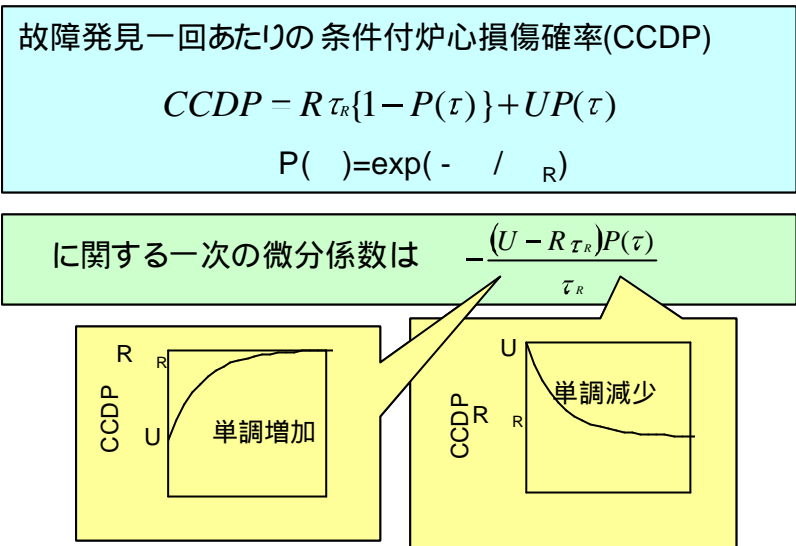


図5 リスク指標としての CCDP の AOT(=t)に関する特性

安全研究成果調査票（平成16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 - 2（社内研究）

【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 so on)】

[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 電話：029-267-4141 FAX：029-267-1676

(Name) NIWA Hajime

(Title of Function) FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

(Address, Tel. and Fax) 4002, Narita, O-arai, Ibaraki-ken, JAPAN 311-1393,

Tel: 029-267-4141, FAX: 029-267-1676

(E-mail) niwa@oec.jnc.go.jp

【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)

[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

(Name) KURISAKA Kenichi

(Title of Function) 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

【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・故障経験が希少な系統・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・故障経験が希有な系統・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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

- イ．設計概念の違いによって、定期検査における系統運用にリスクの観点から有意な差異が生じるか否かを検討するとともに、定期検査時における炉心損傷シナリオを検討する。必要に応じてリスク定量化のためのシステムモデルを作成する。
- ロ．上記イで述べたリスクの定量化に必要な系統・機器の非信頼度を定量化する。受動的炉停止機構や冷却材バウンダリの信頼度評価にあたり、設計の特徴（例えば、高圧と低圧）を考慮できる解析的な非信頼度評価を検討する。
- ハ．上記イとロの内容を反映したリスクの感度解析を実施する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

概念設計研究の進捗を踏まえ、当初の達成目標を目指すことよりも、定格出力運転時における炉心損傷頻度低減に向けた課題を抽出した上で、同低減方策を立案し、低減方策を考慮した場合の評価を行うことが重要と判断し、以下の研究を実施した。

イロハ．共通なので、以下にまとめて成果を記述する。

1．炉心損傷頻度の低減検討の必要性分析

実用化戦略調査研究における確率論的安全要求には、炉心損傷頻度を 10^{-6} /炉年未満に抑制することに加えて炉心損傷時における放射性物質の格納機能喪失頻度を炉心損傷頻度の $1/10 \sim 1/100$ 程度の水準に抑制することを目標としている。一方、候補概念において崩壊熱除去失敗（PLOHS）事象は、炉心損傷に至る事象シナリオの中でも格納機能を従属的に喪失させる特徴を有することから、その発生頻度を格納機能喪失頻度の目標水準にまで抑制できる見通しを示すことが重要となる。

平成16年度の研究を始めるにあたり、平成15年度までの研究成果を分析し、まず、タンク型で且つ DRACS 方式を採用している鉛ビスマス冷却炉概念は、崩壊熱除去機能について必要な多重性・多様性を備えていること、原子炉容器内に設置された蒸気発生器（SG）伝熱管の破損時でも DRACS の機能に期待できること等を前提に崩壊熱除去失敗頻度は十分小さいと判断した。

次に、炉心損傷時における溶融燃料を受け止めて冷却するためのコアキャッチャー冷却系を備えたヘリウムガス冷却炉概念は、崩壊熱除去失敗要因として最も懸念している1次冷却材流路切替え装置と独立した冷却回路を用いたコアキャッチャー冷却系により溶融燃料の冷却が行われることから、基本的には格納機能喪失頻度を十分小さく抑制できるものと判断した。

最後に、図1に示す主冷却系2ループのループ型で崩壊熱除去に2次主冷却系を必要とする方式（IRACS方式）を採用したナトリウム冷却炉概念は、特にSG伝熱管の信頼性データの不確かさを考慮すると前述

の格納機能喪失頻度抑制の観点から目標水準を達成できない可能性がある。このため、SG 伝熱管の破損の影響を受けにくい冷却方式として図 2 に示す 1 次系共用型の崩壊熱除去系（PRACS 方式）への設計変更を行った[1]。

2．PRACS 方式の PLOHS 事象発生頻度の推定評価

平成 15 年度までの研究成果を基に設備変更点を分析することにより、図 1 の IRACS 方式から図 2 の PRACS 方式へ変更した場合の PLOHS 事象発生頻度を概算した。その結果を表 1 に示す。表 1 の および が PRACS 方式概念に対する評価値である。同表には比較のために IRACS 方式概念および中型炉の評価値も併せて示している。

の大型炉（2PRACS+1DRACS）に 2 重伝熱管 SG を組み合わせた概念が最も小さい理由は、第一に 2 次主冷却系が崩壊熱除去に必要なことから、2 次主冷却系の異常の影響を受けにくいからである。また、SG については 2 重伝熱管の方が単管の伝熱管より信頼性が高く、中型炉との比較では 2 次主冷却系のループ数が 2 倍であり、単ループの故障でも SG を介した除熱が可能だから信頼性が高い結果になっている。本評価に基づけば、PRACS 方式概念を採用する限り、格納機能喪失頻度の抑制の観点からも目標水準を満足できると判断できる。

なお、表 1 に示した候補概念の成功基準はいずれも次の通りである。

(ア)炉停止後 24h 以内、崩壊熱除去系 3 系統中 2 系統以上の作動が必要。

(イ)炉停止後 24h 以降、崩壊熱除去系 3 系統中 1 系統以上の作動が必要。なお、ポンプまたは IHX 冷却による 1 次系循環機能がなくとも、DRACS のみで崩壊熱除去が達成される。

また、表 1 の評価を行うにあたって考慮した AM は、次の二つのみである。

(ア)崩壊熱除去系起動信号故障時における手動起動操作

(イ)電源喪失時におけるダンパの手動操作

3．独立した専門家による PSA との比較評価

次に、上記評価の妥当性を確認する目的で、PRACS 方式の崩壊熱除去系を対象に、独立した専門家による PLOHS 事象発生頻度の定量化を行い、支配的な上位のシーケンス発生頻度を合わせて表 3 および表 4 に示した。表 3 と表 4 の違いは SG 伝熱管が単管であるか 2 重管であるかの違いであり、2 重管の方がバウダリの冗長度が 2 重であるために SG 伝熱管破損頻度が低く、その違いが表れている。表 2 と表 4 を比較すると、支配的なシーケンスの上位 2 位までが同一であることがわかる。独立な評価者による評価結果における一致は互いの評価が妥当である可能性が高いことを表している。このため、上位に現れる重要な炉心損傷シナリオについては、両者ともに適切に評価モデルの中で考慮できていると判断した。

一方、PLOHS 事象発生頻度の数値には、表 2 と表 4 の間で一桁程度の開きが存在する。この違いは、個々の起因事象発生頻度、機器故障率パラメータの推定に差異があることに起因している。本研究においては、この差異の原因を追究するのではなく、何れの評価においても 1．で述べた格納機能喪失頻度抑制の目標水準を満足するような方策を検討することを重視することとした。

4．アクシデントマネジメント(AM)方策の抽出

表 2 および表 4 を見ると、PLOHS 事象に至る主要なシーケンスにおいては 1 次主冷却系および 2 次主冷却系は少なくとも 1 系統以上が健全であることがわかる。このため、図 3 のような概念を導入して SG の 2 次側への流体の注入および SG 下流での加熱された流体の放出を行うことによって SG を十分に冷却できれば、1 次・2 次主冷却系のナトリウム自然循環と合わせて崩壊熱除去が可能となる。SG へ注入する流体の種類と流量を変えて必要な除熱量を確保できる手段を予備的に調査したところ、供給可能な現実的な流量を想定すると窒素などの不活性ガスの供給では十分な除熱量は得られず、水蒸気または水の供給が必要であることを確認した。

また、PLOHS 事象に至る主要なシーケンスにおいては PRACS の空気冷却器ダンパの共通原因開失敗が含まれている。このため、図 4 に示すような同ダンパの多重化・多様化を図れば、通常開くべきダンパが共通原因により開かない場合でも、異なる機構を有する AM 用ダンパを開くことにより、空気冷却器内の空気流路を確保することが可能となる。

5. AM を考慮した場合の PLOHS 事象頻度の推定

以上の検討を基に、図4に示す AM 用ダンパを導入すると想定した場合の PLOHS 事象頻度を推定した結果を表5に示す。支配的なシーケンスの発生頻度の低減に有効であることから、PLOHS 事象頻度を1桁以上低減する結果が得られた。

なお、SG 代替冷却については、その手段が有効となるために、表2から表4に示す上位のシーケンスにおいて DRACS ダンパが PRACS ダンパと共通原因で故障することが無いと言えることが必要である。現段階においては、PRACS ダンパと DRACS ダンパは互いに多様な設計とする方針であるが、具体的な実現方策については未検討である。このため、実現方策の検討を今後行った上で、SG 代替冷却の有効性を評価していく予定である。

参考文献

[1] 栗坂健一，丹羽元，“高速炉サイクルシステムの安全設計評価(2) - ナトリウム冷却炉の簡易レベル1 P S A - ”，原子力学会 2005 年春の年会，E27，(2005)。

【研究の達成状況（平成16年度）】

イロハ．平成15年度までの研究成果を格納機能喪失頻度の目標への達成可能性の観点から分析し、さらなる頻度の低減検討が必要と判断した大型ナトリウム冷却炉について、設計変更を行うとともにアクシデントマネジメント方策を抽出し、その効果を評価したことにより、所期の目標を達成できた。

（今後の予定）

イロハ．各候補概念について評価の考え方を整理し、研究成果としてとりまとめる。

【成果の利用実績及び活用見通し】

実用化戦略調査研究において、平成15年度までの PSA 研究成果を設計に反映した結果、ナトリウム冷却炉の崩壊熱除去系の方式を IRACS 方式から PRACS 方式へ変更した。平成16年度に研究した崩壊熱除去失敗に対するアクシデントマネジメント方策については、平成17年度も継続する PSA 研究も踏まえた上で設計に反映していく予定である。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

[1] 栗坂健一，丹羽元，“高速炉サイクルシステムの安全設計評価(2) - ナトリウム冷却炉の簡易レベル1 P S A - ”，原子力学会 2005 年春の年会，E27，(2005)。

（発表予定）

[2] 久保重信ほか，“FBR サイクルの安全性総合評価 平成16年度報告（研究報告）”，核燃料サイクル開発機構技術資料，(2005)。

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[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][2][3]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, et al., “Preliminary probabilistic safety Assessment of the IRIS plant”, 10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, USA.

[2] Yuko Mizuno, et al., “Risk-informed design of IRIS using a level-1 probabilistic risk assessment from its conceptual design phase”, Reliability Engineering and System Safety, 87, pp.201-209, (2005).

[3] Yuji Kumagai, et al., “The preliminary PRA-based seismic margins assessment of IRIS plant”, 日本原子力学会 2005 年春の年会，E37，(2005)。

[海外の研究の現状と動向]

核燃料サイクル開発機構およびロシア IPPE が実施しているロシアの液体ナトリウム冷却高速炉 BN600 を対象とした安全評価に関する共同研究において、IPPE はレベル 1 の確率論的安全評価を行った。

(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 PLOHS 事象発生頻度の見直し結果

原子炉	崩壊熱除去方式	SGのタイプ	
		単管伝熱管	2重伝熱管
大型炉	2 IRACS + 1 DRACS	約 7×10^{-7} /炉年	約 1.2×10^{-7} /炉年
	2 PRACS + 1 DRACS	約 2.5×10^{-8} /炉年	約 2.1×10^{-8} /炉年
中型炉	2 PRACS + 1 DRACS	約 7.7×10^{-8} /炉年	約 4.0×10^{-8} /炉年

表 2 PLOHS 事象発生頻度 の内訳

シーケンス	事象シーケンスの説明	寄与割合
1	給水流量喪失によるSG除熱喪失 & PRACSダンパの共通原因開失敗	47.6%
2	外部電源喪失 & PRACSダンパの共通原因開失敗	25.8%
3	外部電源喪失 & バッテリー共通原因故障 & 運転員によるダンパ開操作失敗 (720h以内)	19.5%
4	その他	7.1%

表 3 単管 SG 採用時の PLOHS 事象の発生頻度および支配的なシーケンスの発生頻度

	/ry	事象	割合 (%)
1	1.07E-07	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	82.3
2	1.79E-08	外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	13.8
3	2.37E-09	SG伝熱管破損時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	1.8
4	1.86E-09	2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	1.4
5	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	0.1
5	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	0.1
7	1.85E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)(B)からの漏えい	0.1
	トータル	1.30E-7/ry	

表 4 2重管 SG 採用時の PLOHS 事象の発生頻度および支配的なシーケンスの発生頻度

	/ry	事象	割合 (%)
1	1.07E-07	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	83.6
2	1.79E-08	外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	14.0
3	1.86E-09	2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	1.5
4	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	0.1
4	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	0.1
6	1.85E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)(B)からの漏えい	0.1
	トータル	1.28E-7/ry	

表 5 AM対策(ダンパ多様化)後の PLOHS 事象の発生頻度および支配的なシーケンスの発生頻度

	/ry	事象	割合 (%)
1	3.20E-09	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗、AM1失敗	69.0
2	5.37E-10	外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗、AM1失敗	11.6
3	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	4.0
3	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	4.0
5	1.85E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)(B)からの漏えい	4.0
6	1.23E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以後のDRACS,PRACS(A)(B)からの漏えい	2.7
7	5.57E-11	2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	1.2
	トータル	4.64E-9/ry	

AM1 : AM用ダンパの操作

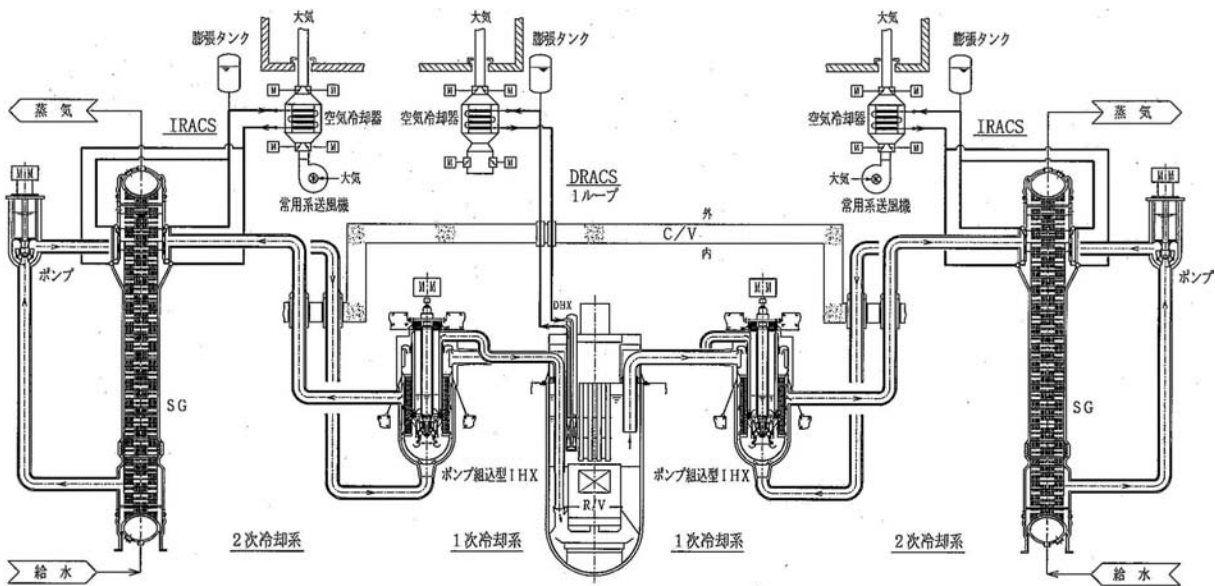


図 1 大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS+IRACS)

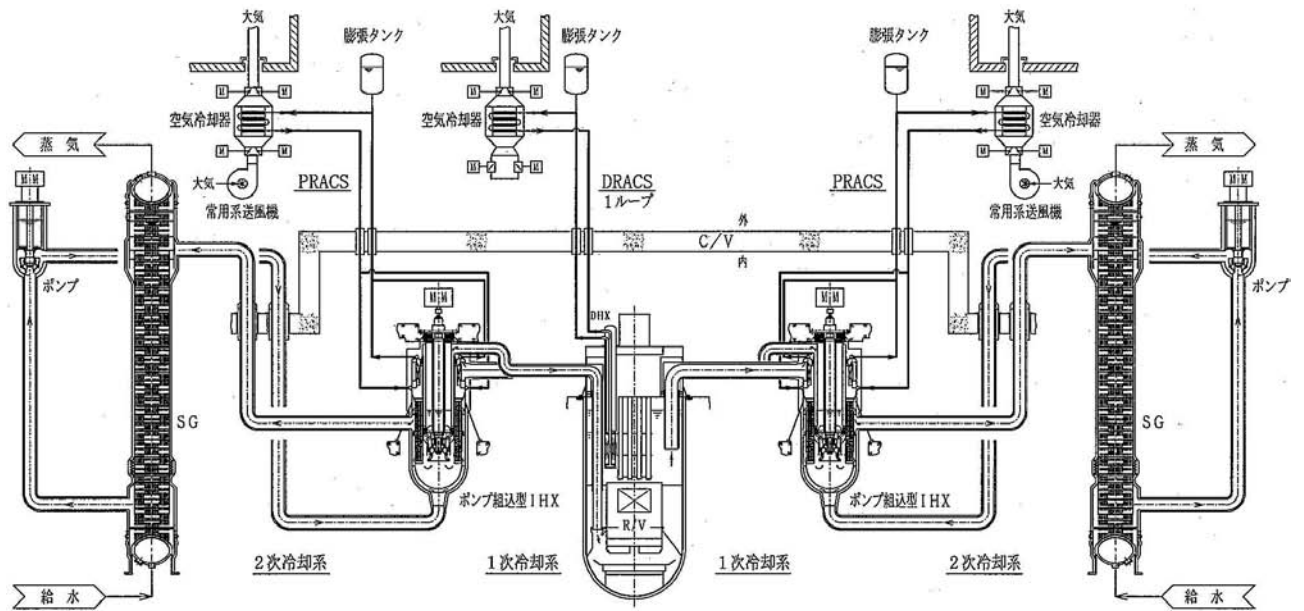


図 2 大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS+PRACS)

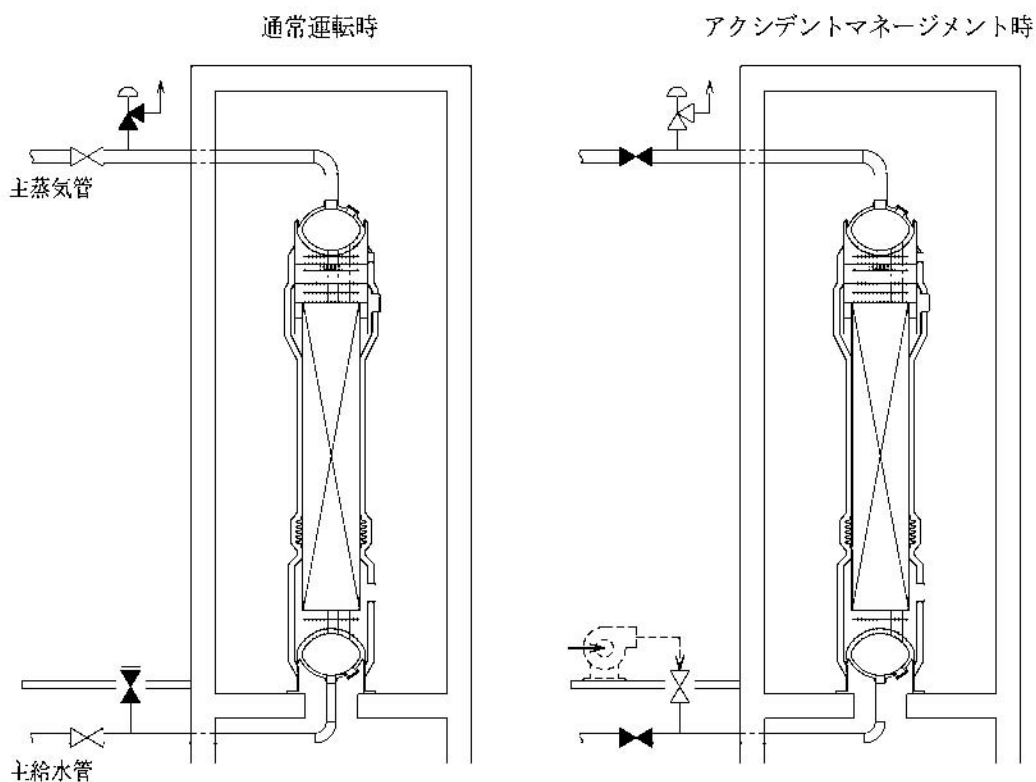


図3 SG 伝熱管内への流体の注入および下流での放出による強制冷却概念

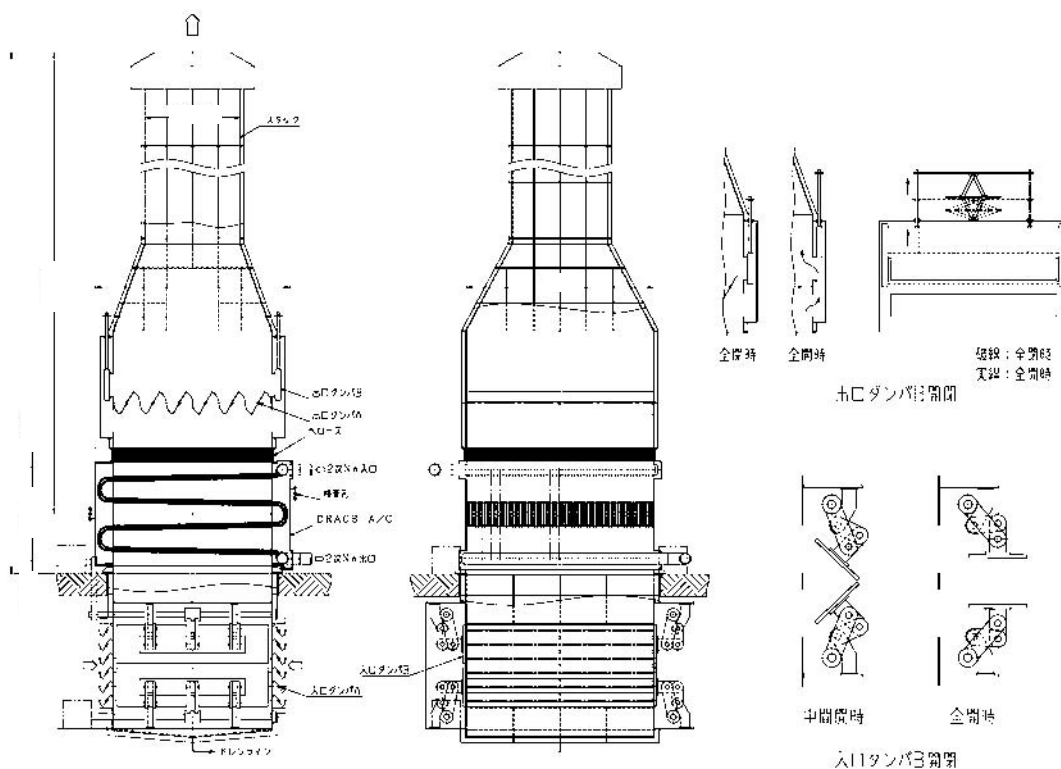


図4 崩壊熱除去系の空気冷却器ダンパの多様化概念

安全研究成果調査票（平成13年度～平成16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 - 3（社内研究）

【研究課題名(Title)】

「もんじゅ」冷却システムの運転信頼性評価（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 so on)】

[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

[氏名] 玉山 清志（たまやま きよし）

[連絡先] 〒919-1279福井県敦賀市白木1丁目，電話：0770-39-1031 FAX：0770-39-9228

(Name) Kiyoshi TAMAYAMA

(Title of Function) System Engineering Group, International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

(Address, Phone and Fax) 1, Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, JAPAN 919-1279,

Tel:0770-39-1031, FAX:0770-39-9228

(E-mail) tamayama@t-hq.jnc.go.jp

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

[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

[氏名] 素都 益武（そつ ますたけ）

(Name) Masutake SOTSU

(Title of Function) 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

[次期計画への継続の有無]

次期計画へ継続（研究課題名：

本計画で終了

）

【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策を検討し、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」冷却システムの信頼性解析を実施し運転安全性の向上に反映させる。確率論的評価手法に基づいて冷却システムの信頼性を解析し、プラントトリップを引き起こす相対発生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、冷却系統設備機器の不具合に起因するプラントトリップ発生率の低減を目指す。

[研究内容]

イ．システムの信頼性評価

1次主冷却系，2次主冷却系，水蒸気系，プラント制御系，及び制御棒駆動機構・安全保護系を対象に，これらを構成する弁・ポンプ等の動的機器及び計装設備を対象として，インター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（以下「FT」と略す）を作成する。また，機器の故障率は，高速炉機器の故障率データ等から抽出する。これらのデータを FT 解析ツールに入力整備し，プラントトリップ発生率およ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だされた機器について，プラントトリップ発生率の低減策を具体的に策定する。

【当初の達成目標】

平成13年度から平成17年度までの5年間で「もんじゅ」冷却システムを対象としたFTを構築し，原子炉トリップに大きく寄与する事象及び機器を抽出する。

【研究実施内容及び成果（平成13年度～平成16年度）】

イ．システムの信頼性評価

() 中間事象抽出の考え方

「もんじゅ」の出力運転中に主冷却系・機器の異常故障に起因して生じる原子炉トリップを頂上事象とし，これに至る中間事象を抽出した。

ここで中間事象を以下の様に機能に着目して検討・整理することにより，原子炉トリップにおける重要な事象を漏れなく評価に取り入れることが可能となる。

1次，および2次主冷却系が有する機能とは，以下の通り大きく6つに分類される。

冷却材流量の確保機能

原子炉で発生した熱を液体ナトリウムで輸送し、2次冷却系に伝播する。また2次冷却系の熱は、過熱器、蒸気発生器を介して蒸気発生器水蒸気系の水を蒸気に変換する。

これらの機能を達成するために、液体ナトリウムと給水の流量確保が必要となる。

冷却材流路の形成機能

原子炉から2次冷却系、蒸気発生器、水・蒸気系までの冷却材流路の形成が必要となる。

冷却材液位の維持機能

原子炉からの発熱を液体ナトリウムで除熱するために、ナトリウム液位が適正に保たれる必要がある。

熱交換、除熱機能

原子炉からの除熱、および2次冷却系への熱の伝播に、中間熱交換器を使用する。

動的機器の維持機能

液体ナトリウムを循環させるため、1次主循環ポンプの正常動作が必要となる。

システムの保護機能

プラント運転中の異常な過渡変化に対処するための原子炉保護機能が必要となる。これらの保護機能の誤動作による原子炉トリップを扱う。

また水・蒸気系が有する機能より、以下に示す5つの故障を考慮する。

主給水ラインの故障

2次冷却系からの熱を蒸発器、過熱器で蒸気に変換するための、ラインの確保が必要となる。

駆動用抽気蒸気ラインの故障

給水ポンプや給水加熱用の駆動蒸気ラインの確保が必要となる。

主給水ポンプの故障

蒸発器への給水流量を確保するため、主給水ポンプ本体、およびその保護回路の正常動作が必要となる。

タービントリップ

タービンがトリップした場合、過負荷を防ぐために発電機と原子炉を自動でトリップする。

システムの保護機能

プラント運転中の異常な過渡変化に対処するための原子炉保護機能が必要となる。これらの保護機能の誤動作による原子炉トリップを扱う。

1次および2次主冷却系、水・蒸気系、制御棒位置支持機能、安全保護系、プラント制御系のそれぞれの機能に着目し、これらの機能喪失を起因とする原子炉トリップに至る中間事象を72件抽出した。冷却系統の中間事象及び機器数を抽出した結果を表1～3に示す。表において機器数の総合計は対象とする系統のフォールトツリーの基事象の規模と同等である。

() フォールトツリーの作成方針

フォールトツリーの作成にあたっては、以下の通りとした。

ポンプ、電動弁等の動的機械品および電気品の故障を対象とし、静的機械品の故障、漏えい、例えば、IHXの伝熱管破損、主配管からの冷却材漏えい等は対象としない。

機器の単一故障だけでなく、2重故障による原子炉トリップ発生も対象とし、3重故障は対象外とした。

プラント状態は、定格出力運転中とした。

上記の条件に基づいて、フォールトツリーを作成し、含まれる基事象の総数は約3350となり、そのうち電気品は2750、機械品は600となった。

() 故障率データの整備

前項で展開したFTの基事象について、故障率データを故障データベースから抽出した。ナトリウム関連機器には、米国および日本の高速炉、ナトリウム試験施設の運転経験から算出した液体金属機器故障データベースCORDSを適用し、その他は、約10年間の日本の軽水炉の運転経験から算出された故障率(「PSA用故障率データに関する調査」原子力安全研究協会、平成9年3月)を使用した。

() 機器の修理時間

本研究では2重故障により原子炉トリップに至る場合を評価しているが、これは具体的には、ある互いに冗長な2台の機器について、単一の機器の故障が発生した後、その故障が修理されて機能を回復するまでの間に残りの機器の故障が発生する場合を仮定している。このため、それぞれの機器の故障率が一定ならば、修理時間が短いほど2重故障による原子炉トリップに至る発生率は小さくなる。そこで、単一の機器の故障の認知に要する時間を考慮した修理時間を設定した。修理時間の設定にあたっては、機器の設置場所を考慮する必要がある。具体的には、窒素セル外の場合には、約1週間(168h)の修理時間を想定し、窒素セル内の機器については、原子炉運転中の修理が不可能であり最大1運転サイクルの間故障状態が継続する可能性があることから、便宜的な修理時間として1運転サイクル相当の時間である約4ヶ月(2880h)を想定した。なお、一部でも窒素セルにかかる機器およびアルゴンガス系の関連機器については、保守的に窒素セル内機器と同等の取り扱いとした。

() フォールトツリー解析結果

1年間の出力運転中における原子炉トリップ頻度および各機能と中間事象の寄与割合を算出した結果を表4~8に示す。

もんじゅの構成機器の故障に起因して発生する原子炉トリップの頻度は、原子炉の稼働率を80%と仮定した場合には約1.2回/年となる。

図1に示すように頂上事象への寄与割合の高い中間事象は1次冷却系については「1次主循環ポンプ本体異常」が約50%を占め、次いで「M-Gセット機能喪失」と「1次系Na液位上昇」がそれぞれ約20%程度の寄与割合を示し、この3つの中間事象の合計で頂上事象(原子炉トリップ頻度)への寄与は約90%である。

2次主冷却系についての解析結果を図2に示す。解析の結果、ポンプ本体に関する故障及び主冷却系内のNaインベントリー減少が約40%の寄与を占める。また、1次主冷却系と2次主冷却系について、中間事象を比較すると、両系統とも「冷却材流量の確保機能」および「冷却材液位の確保機能」が原子炉トリップに対し大きく寄与する。

水・蒸気系についての解析結果を図3に示す。ここで、「もんじゅ」のタービン発電機設備は本研究においてフォールトツリーを作成して評価していないため、ここでは軽水炉の運転経験実績から得られたタービントリップ頻度[1]を水・蒸気系フォールトツリーの解析結果に加えている。軽水炉のタービントリップ発生頻度を考慮した場合、「もんじゅ」の水・蒸気系による原子炉トリップは全体の約30%程度である。また、主な寄与は主給水ポンプの故障、主給水ラインの故障、主給水ポンプ駆動用蒸気抽気ラインの故障である。

全ての解析対象設備による解析結果を比較した場合の寄与割合を図4に示す。1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプの故障は原子炉トリップに対してそれぞれ約40%の寄与を占め、軽水炉のタービントリップ頻度を加えた水・蒸気系は14%の寄与割合である。1次主冷却系における重要な機器は1次主循環ポンプ、M-Gセットへの給油ポンプ、液位制御のためのアルゴンガス圧縮機である。また、2次主冷却系において重要な機器は2次主循環ポンプ、オーバフロー系の汲み上げ電磁ポンプ、過熱器液面計である。さらに、水・蒸気系において重要な機器は主給水ポンプ、主蒸気圧力制御弁である。

ロ．重要機器の故障事例分析

上述の解析評価の結果、ナトリウム関連機器では「主循環ポンプ本体の運転失敗」が重要であることが明らかとなったので、「高速炉の故障率データハンドブック」の運転情報を基にして当該機器の故障について分析した。日米のFBR施設における運転経験(1970-1986)から、機械式ナトリウムポンプの故障が19件あり、その内容は表11に示すように、シャフト部へのナトリウム酸化物蓄積や、モータブラシ不良、ダストの混入、潤滑油のシール不良などである。「もんじゅ」の主循環ポンプにおいては、これら故障事例への対応が既にされていることを確認した。具体的には図5に示すように、機械式ナトリウムポンプとして重要な、シャフトの熱歪曲防止のための熱対流防止板の設置及びナトリウム蒸気のシャフト部への蒸着を防止する対策として、ポンプ軸の隙間にアルゴンガスを上から下向きに流して、ナトリウム蒸気が蒸着するのを防止する構造としている。また、軸封部は潤滑油をはさんだ上下のメカニカルシールによって、シール下側のアルゴンガスとシールされている。ここで重要なのはガスが油中に侵入してこないようにすることで、実際の対策としては油圧をガスより高く保ち、また油圧についてのインターロックが設けられて下がったらポンプトリップや警報が発生する。

これらの「もんじゅ」における対応により、実機の機器故障率は解析で使用した機器故障率と比較すると、低くなると予測される。

八．改善策の策定

本研究において、運転信頼性評価として「もんじゅ」の冷却系統等のシステムを対象にフォールトツリー解析を行った結果、「もんじゅ」における原子炉トリップに寄与の高いトリップシナリオは、1次および2次主冷却系の流量確保機能であり、重要機器は主循環ポンプであった。主循環ポンプについては、口.で述べたように様々な故障対策が既の実施されていることを確認した。

「もんじゅ」の原子炉トリップ頻度は国内軽水炉と比較して、やや上回る程度の発生頻度であり、寄与の高い機器である機械式ナトリウムポンプの故障対策が既に行われていることから、現時点において、さらなる有効な改善策は抽出されなかった。

今後は「もんじゅ」の運転経験が蓄積された後、それらの実績に基づいて評価された機器故障率を今回整備したフォールトツリーに適用し、評価した上で運転信頼性のさらなる向上を図っていく。

(参考文献)

[1] 安全設計評価事象の区分に関する研究 (PNC TN9410 97-050)

【研究の達成状況(平成13年度～平成16年度)】

主要な系統を対象としたフォールトツリー解析により、運転信頼性評価及びその結果から重要機器の分析を行い、原子炉運転継続のために重要な機器の抽出を行った。当初の達成目標に対し、予定通りの成果が得られた。

(今後の予定)

当初の達成目標に対して成果が得られたため、今年度で本研究は終了する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

解析から得られたプラントトリップに大きく寄与する事象を考慮し、実機の保守・保全計画に資する。

【研究成果の発表状況(平成13年度～平成16年度)】

- ・西田.他, “「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 - 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
- ・佐藤.他, “「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 - 1次冷却系スクラム FT 解析 - ” , 原子力学会 2004 年春の年会 (岡山大) J29
- ・素都.他, “「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 III 圧縮蒸気発生器廻り水・蒸気系スクラムフォールトツリー解析” 原子力学会 2004 年秋の大会 (京都大) L31
- ・M. SOTSU, et al. 「UNPLANNED SHUTDOWN FREQUENCY PREDICTION OF FBR MONJU USING FAULT TREE ANALYSIS METHOD」 ICONE-13, 2005

【国内外の研究動向(平成13年度～平成16年度)】

[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 FT 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 FT 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 I29

[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 (

)

成果の活用方策

[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。

原子力防災対策に活用できる。

その他 (

)

計画の進捗

[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。

【自由評価欄】

表 1 1次主冷却系に起因する原子炉トリップ

No	1次冷却系の機能	中間事象	機械品(個)	電気品(個)
1	冷却材流量の確保機能	MG セット故障による主循環ポンプ	15	0
2	冷却材流路の形成機能	逆止弁の異常	3	0
3	冷却材液位の維持機能	1次 Na 液位上昇 1次 Na 液位低下	74	19
4	熱交換, 熱除去機能	中間熱交換器故障*1	0	0
5	動的機器の維持機能	1次主循環ポンプ(本体)異常 1次主循環ポンプ潤滑油系異常/停止	79	36
6	システムの保護	1次主冷却系流量低誤信号 1次主循環ポンプ回転数高誤信号 1次主循環ポンプ回転数低誤信号 IHX 1次側出口 Na 温度高誤信号 R/V 出口 Na 温度高誤信号	15	374
	計11事象	合計	186	429
		総合計		615

*1 静的機械品の故障, 冷却材漏えいは評価対象としないことから中間事象の中間熱交換器故障は除いた。

表2 2次主冷却系に起因する原子炉トリップ

No	2次冷却系の機能	中間事象	機械品(個)	電気品(個)
1	冷却材流量の確保機能	2次主循環ポンプ回転数上昇	15	162
		2次主循環ポンプ回転数減少		
2	冷却材流路の形成機能	主冷却ライン弁誤閉	9	33
		補助冷却設備空気冷却器出口止め弁誤閉		
3	冷却材液位の維持機能	SH 液位上昇	125	310
		EV 液位上昇		
		2次系 Na インベントリ増大		
		SH 液位下降		
		EV 液位下降		
		2次系 Na インベントリ減少		
4	熱交換, 熱除去機能	EV/SH故障	0	0
5	動的機器の維持機能	2次主循環ポンプ保護回路動作	22	72
		2次主循環ポンプ潤滑油系停止		
		2次主循環ポンプサイリスタインバータ冷却装置停止		
6	システムの保護機能	2次主冷却系流量低誤作動	79	515
		2次主循環ポンプ回転数高誤信号		
		2次主循環ポンプ回転数低誤信号		
		EV 出口 Na 温度高誤作動		
		SH 出口 Na 温度高誤作動		
		待機時 AC 出口 Na 流量高誤作動		
		水リーク信号誤作動		
		SG 液位計誤作動		
計 21 事象		合計	250	1092
		総合計	1342	

*1 静的機械品の故障, 冷却材漏えいは評価対象としないことからEV, SH故障は除いた。

表3 水・蒸気系に起因する原子炉トリップ

No	水・蒸気系統の機能	中間事象	機械品(個)	電気品(個)
1	主給水ラインの故障	給水系統のライン弁誤閉	87	202
		過熱器入口の放出弁誤開		
		給水調節弁故障(開方向動作)		
		給水系統のドレン弁誤開		
		過熱器出入口のライン弁誤閉		
主蒸気配管の放出弁誤開				
2	駆動用蒸気抽気ラインの故障	主給水ポンプタービン駆動蒸気ライン弁誤閉	20	57
		主給水ポンプタービン蒸気加減弁故障(開方向)		
	タービン抽気配管(給水過熱用)のライン弁			
3	主給水ポンプの故障	主給水ポンプ保護回路誤動作	9	20
4	タービントリップ	タービントリップ	1	0
5	システムの保護	主蒸気圧力制御系故障(圧力上昇方向)	9	151
		蒸発器給水流量低論理回路誤動作		
		給水/2次Na流量ミスマッチ論理回路誤動作		
		給水温度低論理回路誤動作		
		蒸発器出口蒸気温度低回路誤動作		
		主蒸気圧力検出系故障		
		主蒸気止め弁誤動作・誤信号		
蒸発器出口蒸気温度高論理回路誤動作				
	計 19 事象	合計	126	430
		総合計		556

表4 1次冷却系解析結果

機能	中間事象	頻度 (/h)	年間 (回)	寄与割合 (%)
頂上事象	1次主冷却系機能喪失に起因する原子炉トリップ	6.85E-05	6.00E-01	
冷却材流量の確保機能	M-G セット機能喪失	1.53E-05	1.34E-01	22.3
冷却材流路の形成機能	1次主冷却系逆止弁異常 (誤閉)	1.35E-06	1.18E-02	2.0
冷却材液位の維持機能	1次系 Na 液位上昇	1.41E-05	1.24E-01	20.6
	1次系 Na 液位低下	1.98E-07	1.73E-03	0.3
動的機器の維持機能	1次主循環ポンプ (本体) 異常	3.30E-05	2.89E-01	48.2
	1次主循環ポンプ潤滑油系異常 / 停止	4.36E-06	3.82E-02	6.4
システムの保護機能	1次冷却材流量低誤信号	1.05E-07	9.20E-04	0.2
	1次主循環ポンプ回転数高誤信号			
	1次主循環ポンプ回転数低誤信号			
	IHX1 次側出口 Na 温度高誤信号			
	R/V 出口 Na 温度高誤信号			

表5 2次冷却系解析結果

機能	中間事象	頻度 (/h)	年間 (回)	寄与割合 (%)
頂上事象	2次冷却系機能喪失に起因する原子炉トリップ	7.28E-05	6.38E-01	
冷却材流量の確保機能 (含む動的機器)	2次主循環ポンプ回転数上昇	2.52E-07	3.12E-01	45.4
	2次主循環ポンプ回転数減少	3.54E-05		
	2次主循環ポンプ保護回路動作	1.19E-08		
	2次主循環ポンプ潤滑油系停止	4.59E-10		
	2次主循環ポンプサイリスタインバータ冷却装置停止	3.88E-11		
冷却材流路の形成機能	主冷却ライン弁誤閉	4.95E-07	8.98E-03	1.3
	補助冷却設備空気冷却器出口止め弁誤閉	5.30E-07		
冷却材液位の維持機能	SH 液位上昇	4.89E-06	3.66E-01	53.1
	EV 液位上昇	3.07E-06		
	2次系 Na インベントリー増大	6.69E-07		
	SH 液位下降	4.54E-06		
	EV 液位下降	3.32E-06		
	2次系 Na インベントリー減少	2.53E-05		
システムの保護機能	2次主冷却系流量低誤作動	1.07E-07	1.29E-03	0.2
	2次主循環ポンプ回転数高誤信号	6.29E-09		
	2次主循環ポンプ回転数低誤信号	1.17E-08		
	EV 出口 Na 温度高誤作動	1.82E-09		
	SH 出口 Na 温度高誤作動	3.32E-09		
	待機時 AC 出口 Na 流量高誤作動	3.53E-09		
	水リーク信号誤作動	1.38E-08		

表6 水・蒸気系解析結果

水・蒸気系統の機能	中間事象	頻度 (/h)	年間(回)	寄与割合 (%)
頂上事象	水・蒸気系機能喪失に起因する原子炉トリップ	2.40E-05	2.10E-01	
主給水ラインの故障	給水系統のライン弁誤閉	7.64E-07	1.64E-02	7.6
	過熱器入口の放出弁誤閉	6.52E-07		
	給水調節弁故障(開方向動作)	3.75E-07		
	給水系統のドレン弁誤閉	4.07E-08		
	過熱器出入口のライン弁誤閉	4.07E-08		
	主蒸気配管の放出弁誤閉	2.26E-11		
駆動用蒸気抽気ラインの故障	主給水ポンプタービン駆動蒸気ライン弁誤閉	6.50E-07	1.30E-02	6.0
	主給水ポンプタービン蒸気加減弁故障(開方向)	4.76E-07		
	タービン抽気配管(給水過熱用)のライン弁	3.61E-07		
主給水ポンプ保護回路	主給水ポンプ保護回路誤動作	4.94E-06	4.33E-02	20.0
タービントリップ	タービントリップ	1.63E-05	1.43E-01	66.0
システムの保護	主蒸気圧力制御系故障(圧力上昇方向)	7.30E-08	9.86E-04	0.5
	蒸発器給水流量低論理回路誤動作	2.01E-08		
	給水/2次Na流量 mismatch 論理回路誤動作	1.17E-08		
	給水温度低論理回路誤動作	1.10E-09		
	蒸発器出口蒸気温度低回路誤動作	3.30E-09		
	主蒸気圧力検出系故障	3.13E-13		
	主蒸気止め弁誤動作・誤信号	1.84E-12		
	蒸発器出口蒸気温度高論理回路誤動作	3.30E-09		

表7 原子炉保護系・制御棒位置支持機能解析結果

	中間事象	頻度 (/h)	年間(回)	寄与割合 (%)
頂上事象	安全保護系機能喪失に起因する原子炉トリップ	5.16E-07	4.52E-03	
制御棒位置支持機能喪失に起因する原子炉トリップ	微調整棒(FCR)位置支持機能の喪失	1.10E-08	9.67E-05	2.3
	粗調整棒(CCR)位置支持機能の喪失	5.82E-09	5.10E-05	1.2
	後備炉停止棒(BCR)位置支持機能の喪失	1.09E-10	9.56E-07	0.0
誤トリップに係わる誤動作	安全保護系遮断器まわりに起因する誤トリップ	1.48E-07	1.30E-03	30.4
	燃料破損信号に起因する誤トリップ	3.89E-08	3.41E-04	8.0
	広域中性子束高信号に起因する誤トリップ	1.32E-08	1.16E-04	2.7
	出力領域中性子束高信号に起因する誤トリップ	1.30E-08	1.14E-04	2.7
	出力領域中性子束変化率高信号に起因する誤トリップ	1.30E-08	1.14E-04	2.7
	原子炉容器Na液位低信号に起因する誤トリップ	1.30E-08	1.14E-04	2.7
CV誤隔離に係わる誤動作	CV隔離ORゲートに起因する誤隔離	1.30E-08	1.14E-04	2.7
	R/V G/V 漏えいNa液位高信号に起因する誤隔離	6.58E-08	5.76E-04	13.5
	R/V液位低信号に起因する誤隔離	6.62E-08	5.80E-04	13.6
	床上圧力高信号に起因する誤隔離	1.31E-08	1.15E-04	2.7
	床上放射能高に起因する誤隔離	1.47E-08	1.29E-04	3.0
	床下温度高に起因する誤隔離	5.33E-08	4.67E-04	10.9
	ガードベッセル内液位高誤信号	5.61E-09	4.91E-05	1.1

表8 プラント制御系解析結果

プラント制御系	中間事象	頻度(/h)	年間(回)	寄与割合 (%)
頂上事象	プラント制御系機能喪失に起因する原子炉トリップ	1.27E-06	1.11E-02	
	出力指令装置誤信号	9.42E-13	8.25E-09	0.0
	1次主冷却系流量制御装置誤信号	3.34E-07	2.93E-03	26.3
	2次主冷却系流量制御装置誤信号	2.92E-07	2.56E-03	23.0
	蒸発器出口蒸気温度制御装置誤信号	4.63E-07	4.06E-03	36.5
	給水調節弁差圧制御装置誤信号	1.79E-07	1.57E-03	14.1

表9 機械式Naポンプ故障分析結果

機械式ナトリウムポンプの故障事例(19件)				
部位	シャフト	モータ	潤滑油	その他
主な原因	Na 酸化物の蓄積 または歪曲	ブラシ不良、 ダスト混入	シール不良	不明
故障数	9件	6件	3件	1件

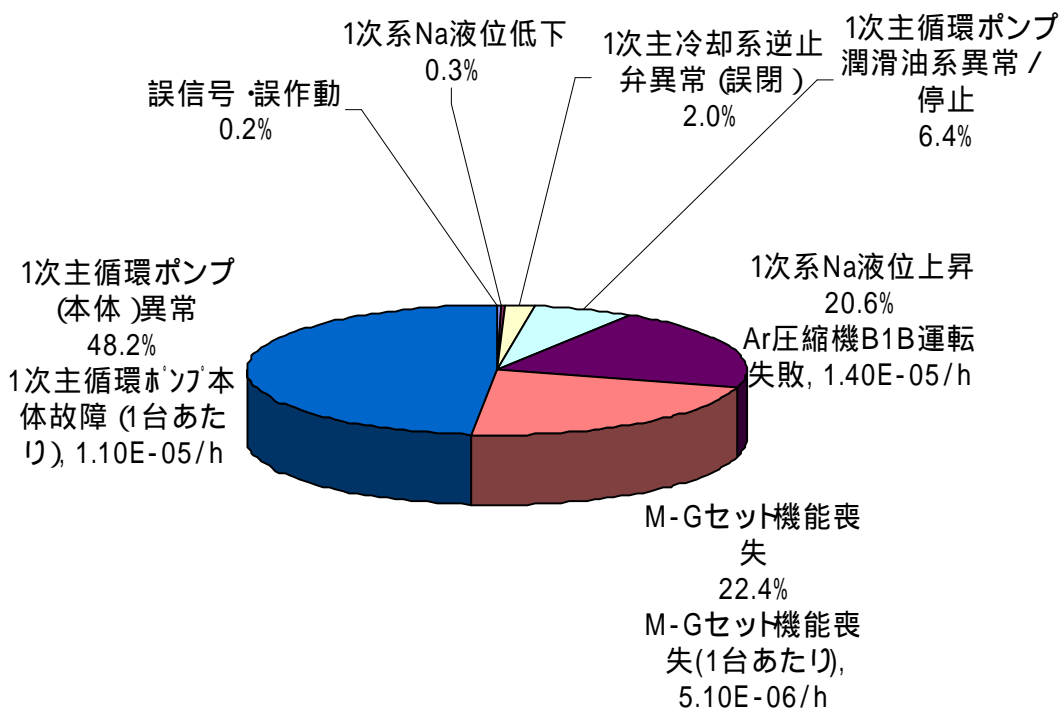


図1 1次冷却系機能喪失における各要因の寄与割合

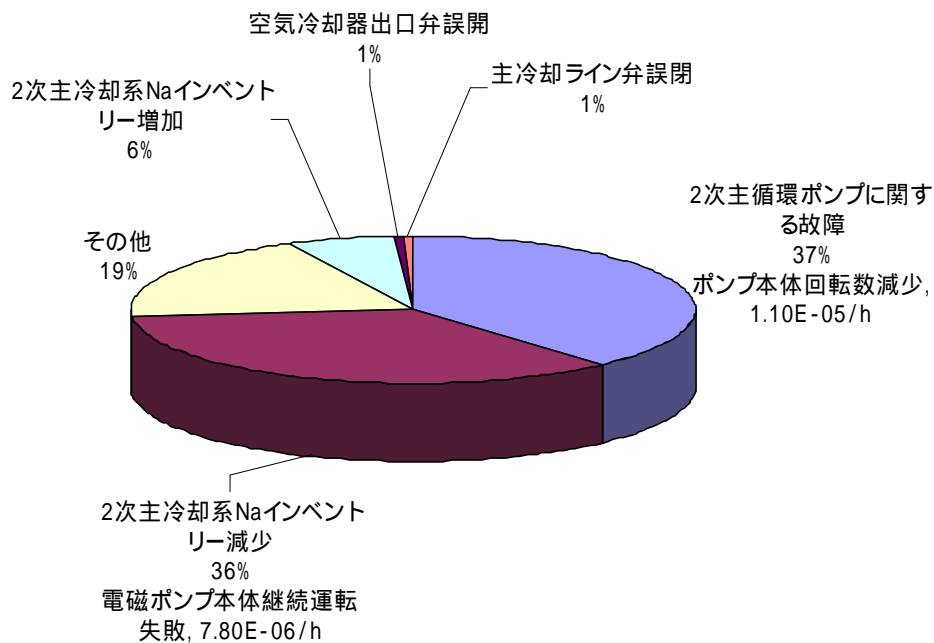


図2 2次冷却系機能喪失における各要因の寄与割合

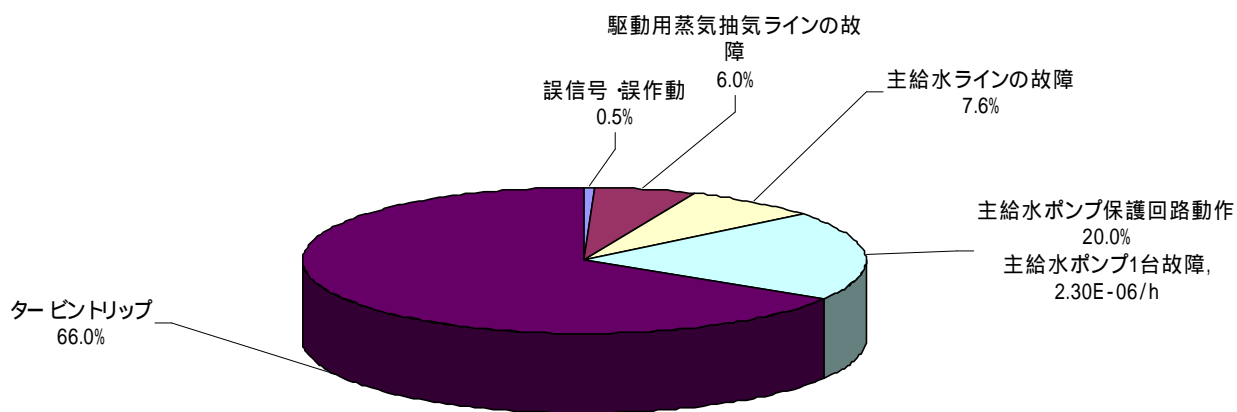


図3 水・蒸気系機能喪失における各要因の寄与割合

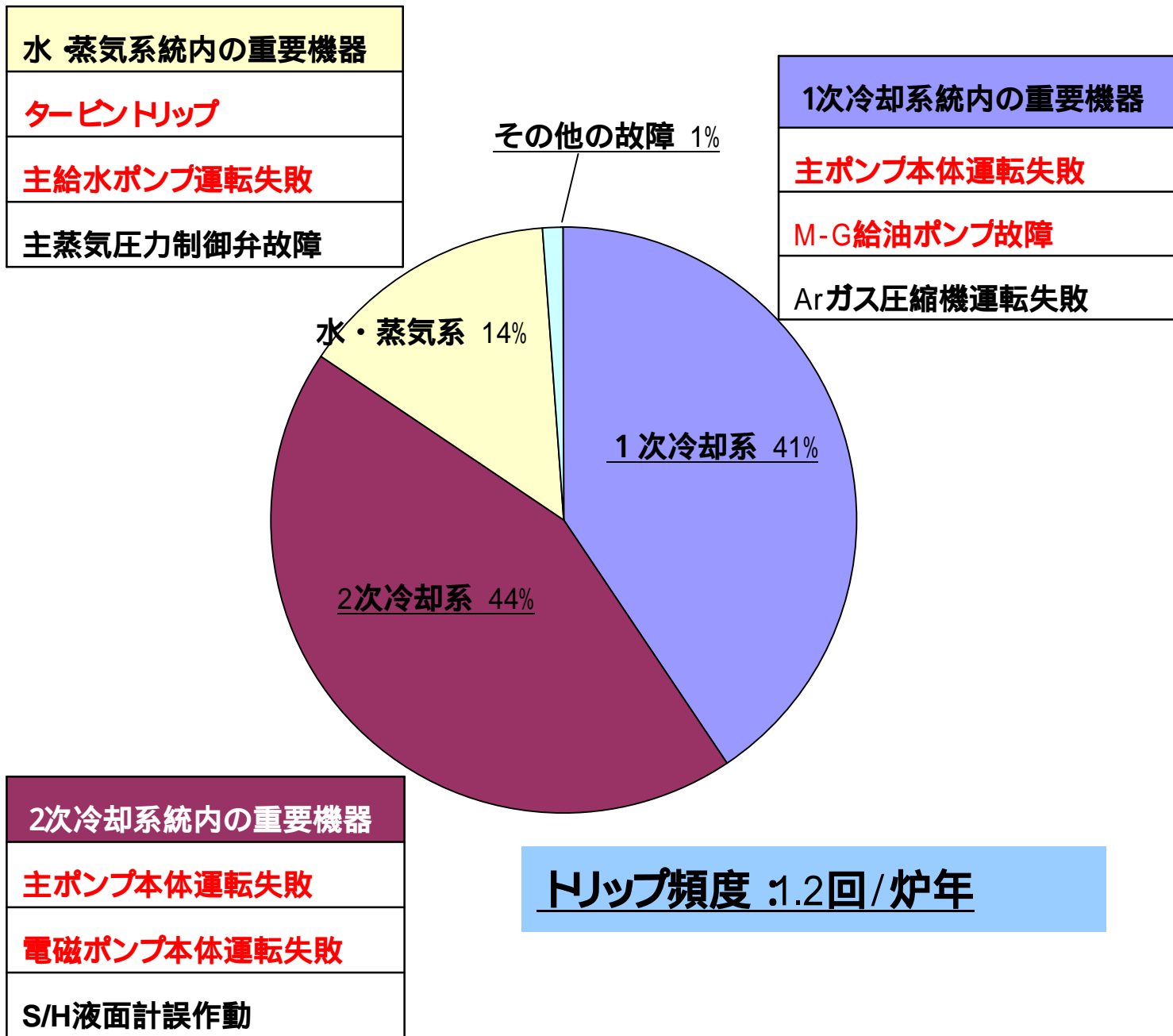


図4 全ての解析対象設備の寄与割合

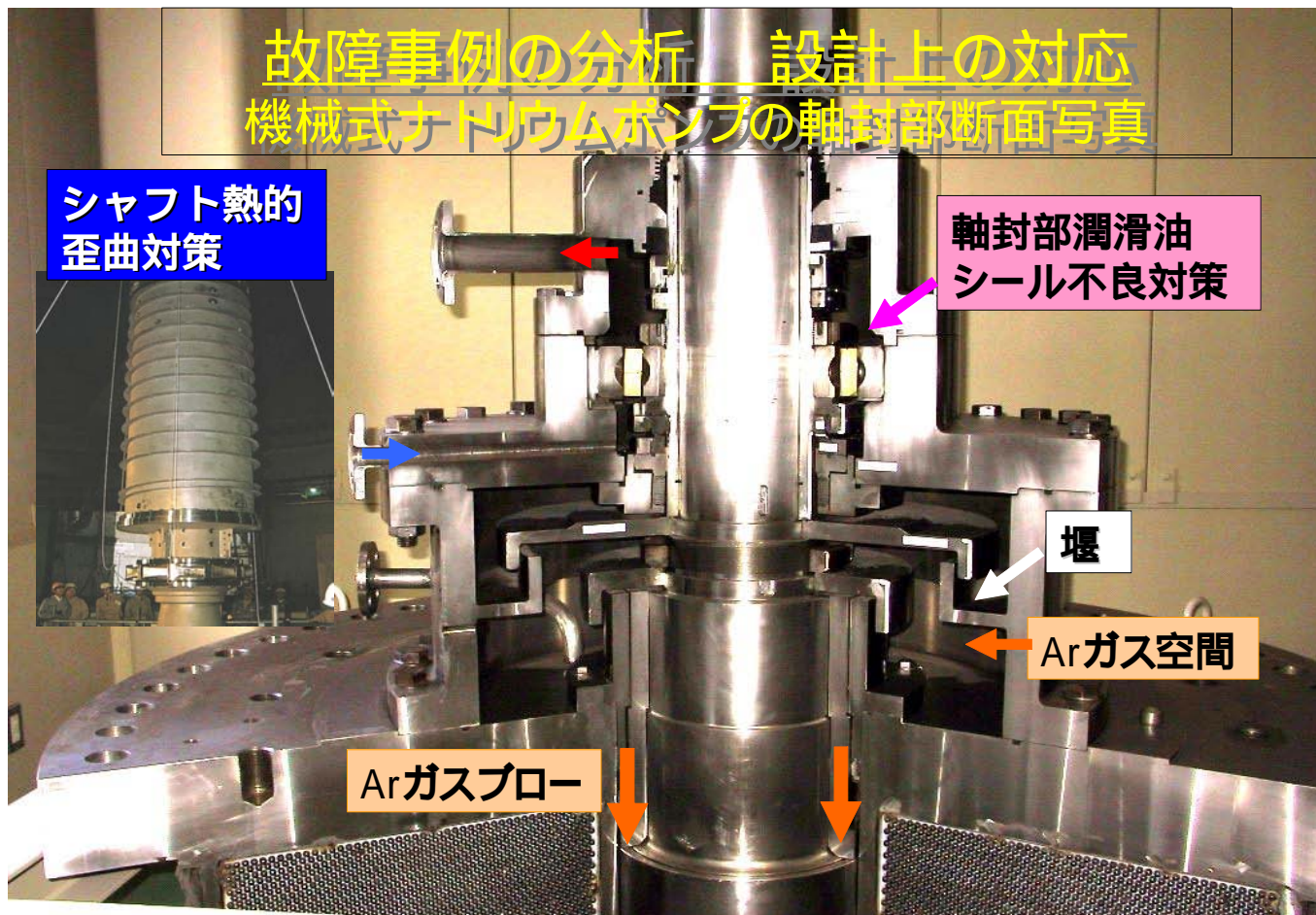


図5 「もんじゅ」の機械式Naポンプの設計上の対応

安全研究成果調査票（平成16年度）

【研究分野】

「ふげん」の廃止措置等分野

【分類番号】

1 - 1 (社内研究)

【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 so on)】

[氏名] 森下 喜嗣(もりした よしつぐ)

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発室

[連絡先] 〒914-8510 福井県敦賀市明神町3 TEL. 0770-26-1221 Fax 0770-26-8129

(Name) Yoshitsugu MORISHITA

(Title of Function)

Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

(Address, Tel. and Fax) 3 Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui 914-8510 Japan

Tel. +81-770-26-1221

Fax +81-770-26-8129

(E-mail) morie@t-hq.jnc.go.jp

【担当研究者名及び所属 (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 環境技術開発室

(Name) Yukihiro IGUCHI

(Title of Function)

Decommissioning Engineering 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 環境技術開発室

(Name) Yoshiki KANEHIRA

(Title of Function)

Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

【研究期間】

平成13年度～平成17年度

【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、原子炉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。

【当初の達成目標（平成16年度）】

イ. 「ふげん」のタービン建屋内の機器について、COSMARDを用いて解体工数等の管理データの計算を行い、この結果と別途机上検討により個別に積算した解体工数とを比較することにより、COSMARDの「ふげん」への適用の妥当性を評価する。

ロ. 解体作業シミュレーションシステムを用いて別途実施予定の重水隔離作業のシミュレーションを行い、作業員の被ばく量を予測する。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ. COSMARDの適用性評価

「ふげん」の廃止措置工程の中で比較的早い時期に解体が予定されているタービン建屋内の機器について、解体工数、廃棄物量等の管理データをCOSMARDで計算し、この結果と別途机上検討により個別に積算した解体工数とを比較し、COSMARDの「ふげん」への適用の妥当性を評価する。

計算条件を以下に示す。

i. 計算条件

・ 計算対象

図 - 1 に示すタービン建屋内の一般機器（配管、タンク、熱交、ポンプ他）、タービン、発電機、復水器、給水ポンプ等

- ・ 計算内容

解体工数、被ばく、廃棄物発生量等の管理データの計算を実施した。解体工数等の管理データの計算に必要な作業モデルは、JPD Rのモデルをそのまま流用した。各作業エリアの作業環境については、定期検査時に測定した線量データを用いるとともに、狭隘作業や高所作業等の作業エリア毎の空間的な特徴を整理して管理データの計算に反映した。

- ii. 計算結果

- ・ 解体対象機器物量

これまでに開発した物量集計機能を用いて図 - 1 に示す解体対象範囲の物量集計を行った。この結果、機器類が約 1,800ton、サポート類が約 500ton、弁配管類が約 400ton で、合計約 2,700ton であった。また、このうち約 1,100ton が非汚染物と評価できた。物量集計結果を図 - 2 に示す。

- ・ COSMARDによる解体工数計算結果

COSMARDを用いて計算した解体工数を表 - 1 及び図 - 3 に示す。表 - 1 及び図 - 3 に示すように、解体工数は、復水器・給水ポンプがもっとも多く約 10.3 千人工、次いで一般機器の約 8.8 千人工、タービン・発電機が約 4.9 千人工であり、合計約 24 千人工であった。

- ・ 個別積算結果との比較

COSMARDで用いたものと同じ物量データを用いて、別途机上検討にて個別に積算した解体工数を表 - 1 及び図 - 4 に示す。表 - 1 及び図 - 4 に示すように、個別積算による解体工数は、一般機器がもっとも多く約 12.6 千人工、次いで復水器の約 8.0 千人工、タービン・発電機が約 3.4 千人工であり、合計約 24 千人工であった。

COSMARDによる解体工数計算結果と、個別積算との結果を比べると、タービン・発電機、復水器・給水ポンプでは、COSMARDの方が解体工数が大きい結果となったが、一般機器では逆に個別積算の方が解体工数が多い結果となった。

COSMARDの基となっているJPD Rと、ふげんについてタービン建屋の解体対象物量を比較した結果を表 - 1 に示す。表 - 1 は、タービン・発電機や、復水器等プラント中でも単品で比較的規模の大きな主要機器と、配管等その他の一般機器に着目して物量を集計した。

この結果、表 - 1 に示すように、ふげんのタービン建屋の主要機器の物量（設備規模）は、JPD Rと比べて約7倍程度大きく、設備規模の差の大きい物のCOSMARDの解体工数計算結果が、個別積算と比べて大きい傾向を示している。これは、JPD Rの実績に基づいて設定されているCOSMARDの管理データ計算式（解体工数評価式）を、JPD Rの実績を大幅に越える規模の設備に適用したために、個別積算の結果よりも工数が多く評価されたものと考えられる。

一般機器については、主要設備と同様にふげんの方がJPD Rと比べて物量は約6倍大きい。配管その他の様々な機種別の物量の合算値であり、個々の機種に着目すれば、既に報告している（平成14年度）ように、ふげんとJPD Rの物量分布は似通っておりCOSMARDはふげんに適用可能であることが確認できている。このことから、COSMARDがそのまま適用できる一般機器については、COSMARDによる解体工数計算結果は個別積算よりも工数が少なく評価できる傾向があることがわかった。

なお、主要設備と一般機器の解体工数を合算した全体の評価結果では、COSMARDも個別積算も同程度の解体工数となることがわかった。

- ・ まとめ

以上より、タービン建屋内の機器についてCOSMARDによる解体工数計算結果と、個別机上検討により個別に積算した解体工数を比較した。この結果、COSMARDによる解体工数評価結果は、個別に積算した結果と比べると、JPD Rの実績を超える大きな規模設備では多めに、JPD Rで実績のある一般機器では少なめに評価できる傾向があることがわかった。また、主要機器と一般機器とで解体工数評価結果に差はあるものの合計値では、同程度の解体工数となった。このことから、COSMARDを「ふげん」に適用する際の留意点や課題が確認できた。今後は、廃止措置作業の中で、解体工数実績を収集して、COSMARDの計算結果と比較すると共に、解体工数実績を用い

て計算精度向上を図ることが期待できる。

表 - 1 解体工数計算結果と解体対象物量

機種	解体工数(千人工)			解体対象物量(ton)		
	COSMARD(a)	個別積算(b)	(a)-(b)	JPDR(c)	ふげん(d)	(d)/(c)
タービン・発電機	4.9	3.4	1.5	89	656	7.4
復水器・給水ポンプ	10.3	8.0	2.3	89	692	7.8
一般機器	8.8	12.6	-3.8	(437)	(2736)	6.3
合計	24.0	24.0	0	615	2700	4.4

ロ. 解体作業シミュレーションの開発

解体作業シミュレーションシステム(VRdose)を用いて重水隔離作業の一環として計画されている重水浄化系室、及び劣化重水貯槽での配管切断作業のシミュレーションを行い作業員の被ばく評価を行った。

シミュレーションの条件

重水隔離作業の一環として計画されている重水浄化系室、及び劣化重水貯槽内の配管切断作業を対象とした。重水浄化系室、及び劣化重水貯槽の切断対象配管ならびに作業場所周辺状況を図 - 5 に示す。空間線量は、作業場所周辺の実測値を用いた。作業内容については、実際に使用する作業要領に基づいて設定した。シミュレーションの対象範囲は、足場設置や作業場所周辺の養生作業は除いて、正味の配管切断作業とした。

シミュレーション結果

重水浄化系室、及び劣化重水貯槽内での配管切断作業のシミュレーション状況を図 - 6 に示す。

・ 重水浄化系室について

シミュレーションの結果、重水浄化系室内の作業では、放管員(engineer)の被ばく量をもっとも大きく約 140 μ Sv で、全作業員(4名)の集団線量は約 380 μ Sv であった。この作業で、放管員の被ばくが大きくなった原因としては、切断対象配管が高所のため足場を設置した作業を想定したが、設置スペースの制約から放管員は足場近傍の床面で待機することとした。しかし、足場上の作業場所よりも、床面近傍の方が線量が高かったことによるものである。

・ 劣化重水貯槽室について

シミュレーションの結果、劣化重水貯槽室内の作業では、配管切断作業員と切断した配管の運搬作業員の線量が約 550 μ Sv と同程度となり、全作業員(4名)の集団線量は約 1,560 μ Sv となり、重水浄化系室内のシミュレーションの結果よりも高い被ばくとなった。

・ まとめ

以上より、実際に計画されている作業要領に基づいて、シミュレーションを行い、作業員の被ばく量の予測計算を行った。今後実作業にて作業時間や、被ばく量の実績を収集し、解体作業シミュレーションシステムの機能の確認を行う必要がある。

【研究の達成状況(平成16年度)】

イ. COSMARDの適用性評価

タービン建屋内の機器についてCOSMARDによる解体工数計算結果と、個別机上検討により個別に積算した解体工数を比較した結果、大規模主要設備では工数を高めに、また、一般機器では工数を低めに予測することが判った。このことから、COSMARDを「ふげん」に適用する際の留意点や課題を明らかにすることが出来た。

ロ. 解体作業シミュレーションの開発

実際に計画されている作業要領に基づいて、シミュレーションを行い、作業員の被ばく量を予測し、作業計画に資することが出来た。

(今後の予定)

イ. COSMARDの適用性評価

これまでに得られた成果を基に、さらに別途検討中の原子炉等「ふげん」特有機器の解体工法の検討結果に基づく解体工数や被ばく量の反映、建屋壁面の除染対象範囲及びはつり深さ等の検討結果等を反映するとともに、解体手順と各エリア毎の投入人員の検討を行うことにより、「ふげん」全体の管理データの計算及び工程の最適化等を行い、より合理的な廃止措置計画の策定に資する。

平成17年度は上記の内、解体手順と各エリア毎の投入人員の検討を行う。

ロ. 解体作業シミュレーションの開発

これまでに得られた成果を用いて、本システムを重水精製装置の解体試験に本システムを適用して、実際に運用を図ることにより、主建屋の解体に向けた準備を行う。最終的には主建屋の特に高被ばくが予想される作業について本システムを用いてシミュレーションを行い、被ばくを考慮した最適な作業計画の立案に資する。

平成17年度は上記の内、重水精製装置に本システムを適用するための準備としてデータ整備を行うと共に代表的な作業についてシミュレーションを行い、被ばくの事前評価を行う。

【成果の利用実績及び活用見通し】

本安全研究の成果(COSMARD並びに解体作業シミュレーションシステム(VRdose))を取り込んで、「ふげん」の廃止措置エンジニアリング支援システム(Decommissioning Engineering Support System DECSUS DEXUS)の開発を進めている。DEXUSは図-8に示すように、プラントの3次元CADや設備情報等を一元管理する「データベースシステム」を中心として、「計画時の支援システム」と「解体時の支援システム」とから構成される。「計画時の支援システム」は、合理的な廃止措置計画の立案の支援を目的としたシステムで、仮想現実技術(VR)を用いた解体作業シミュレーションシステム(VRdose)と、COSMARDを用いた評価システムとから構成される。「解体時の支援システム」は、廃止措置着手後の工程進捗の把握管理や、廃棄物の管理、現場の解体作業の支援等を目的としたシステムで、作業実績の収集や廃棄物の管理を行う情報管理システムや、拡張現実感(AR:Augmented Reality)技術を用いた現場可視化システム等から構成される。

COSMARD並びに解体作業シミュレーションシステム(VRdose)を含むDEXUSは、今後も引き続き「ふげん」の廃止措置計画の立案並びに廃止措置着手後の作業支援のためのシステムとして、有効的に運用していくとともに、運用実績等を踏まえて必要に応じて機能の高度化等の開発を行う計画である。

また、DEXUSの内の解体作業シミュレーションシステム(VRdose)が、ENEA(イタリアエネルギー開発委員会)に導入された実績がある。さらに、国内については電力会社の関連会社を通じて各電力会社や、国外についてはVRdoseを機構と共同で開発してきたノルウェーエネルギー研究所(通称ハルデン)を通じて、中国や、台湾、韓国等にも今後の導入に向けて交渉を行っている。

【研究成果の発表状況(平成16年度)】

なし

(発表予定)

【国内外の研究動向(平成16年度)】

[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。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)

[海外の研究の現状と動向]

国外では特に米国のT L G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】

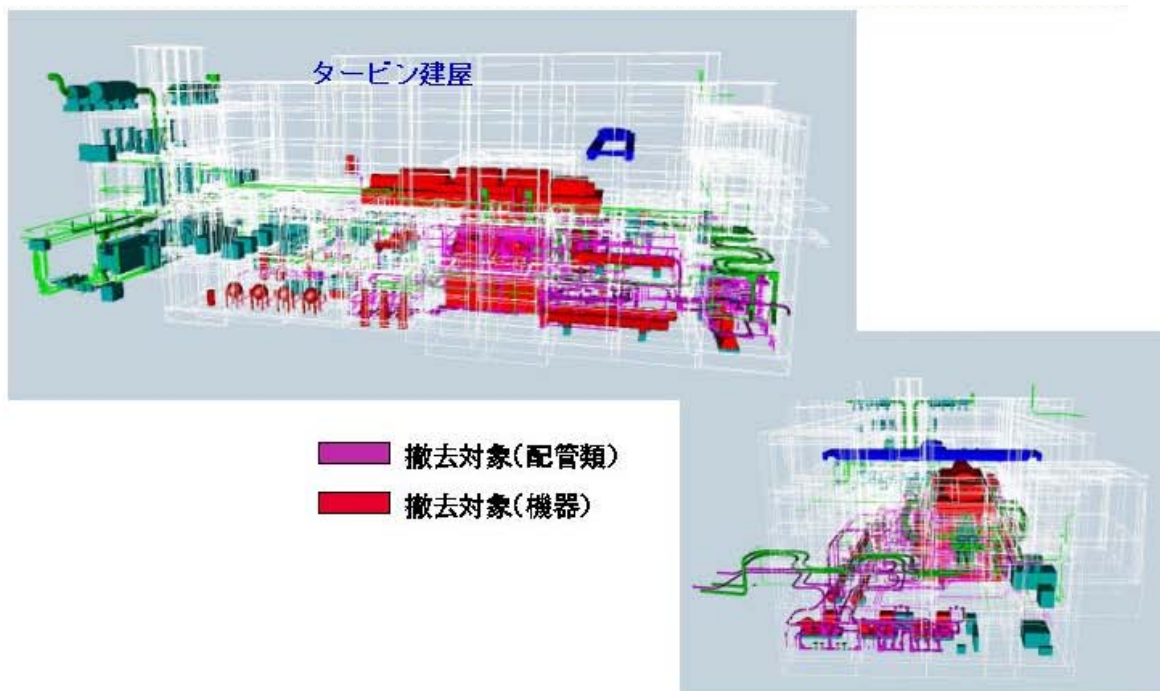


図 - 1 管理データ計算対象

タービン建屋内の機器、配管等
(除く 維持管理設備)

対象物量

(機器・配管・弁・サポート等)

系統No	対象系統名
80	タービン設備一般
81	主蒸気系
82	抽気・排気系
83	補助蒸気・銜帯蒸気系
84	給水・復水・補給水系
85	復水脱塩装置
86	ドレン・ベント系
87	循環水・冷却水系
88	タービン補機冷却系
89	制御油・潤滑油系
90	タービン監視計器
91	タービン保安装置
101	発電機本体
102	発電機ガス系
103	発電機密封油処理系
104	発電機励磁装置
105	相分離母線設備



図 - 2 タービン建屋解体対象範囲物量

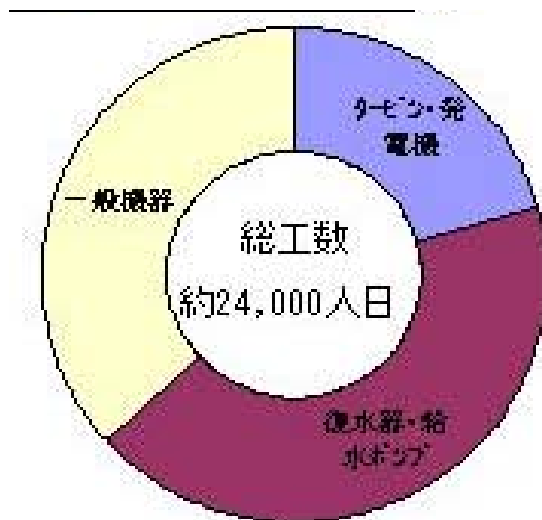


図 - 3 COSMARDによる解体工数計算結果

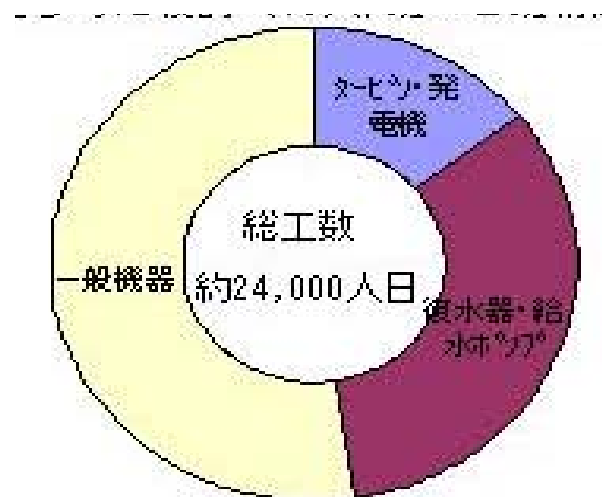
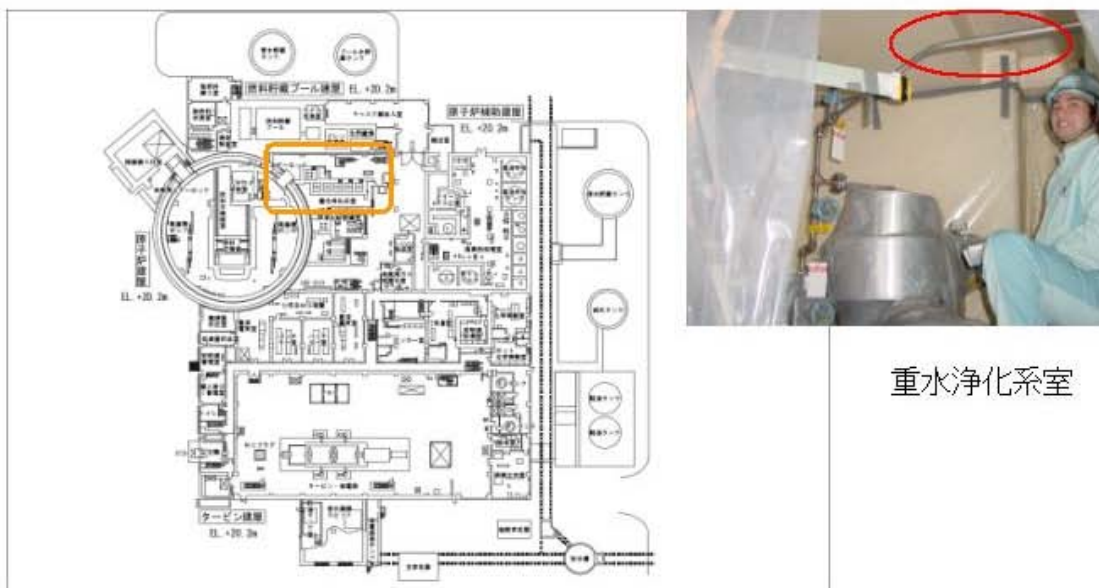
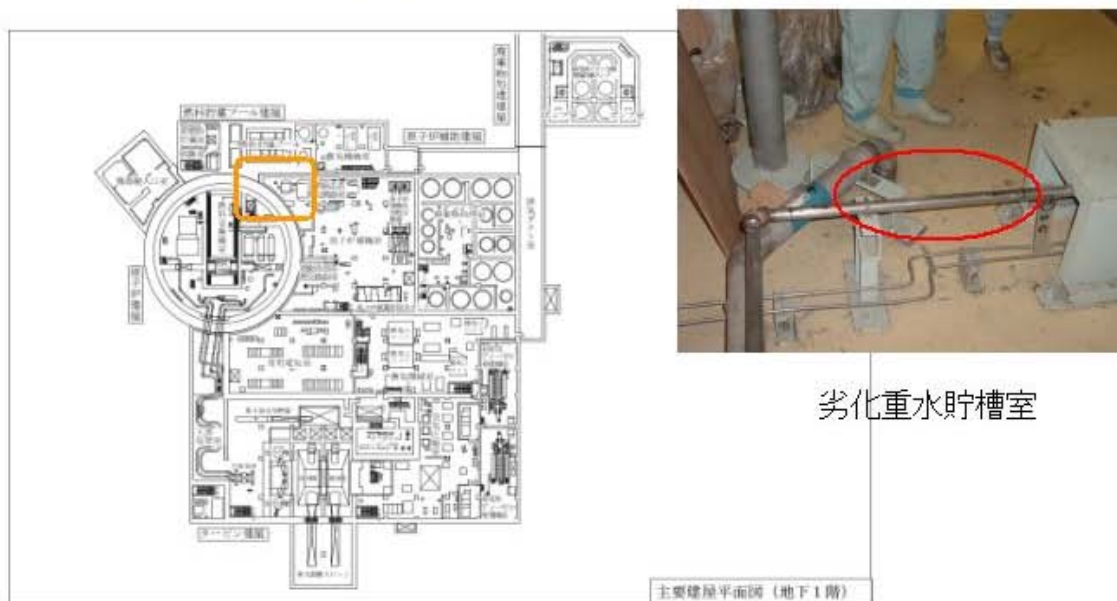


図 - 4 個別積算による解体工数計算結果



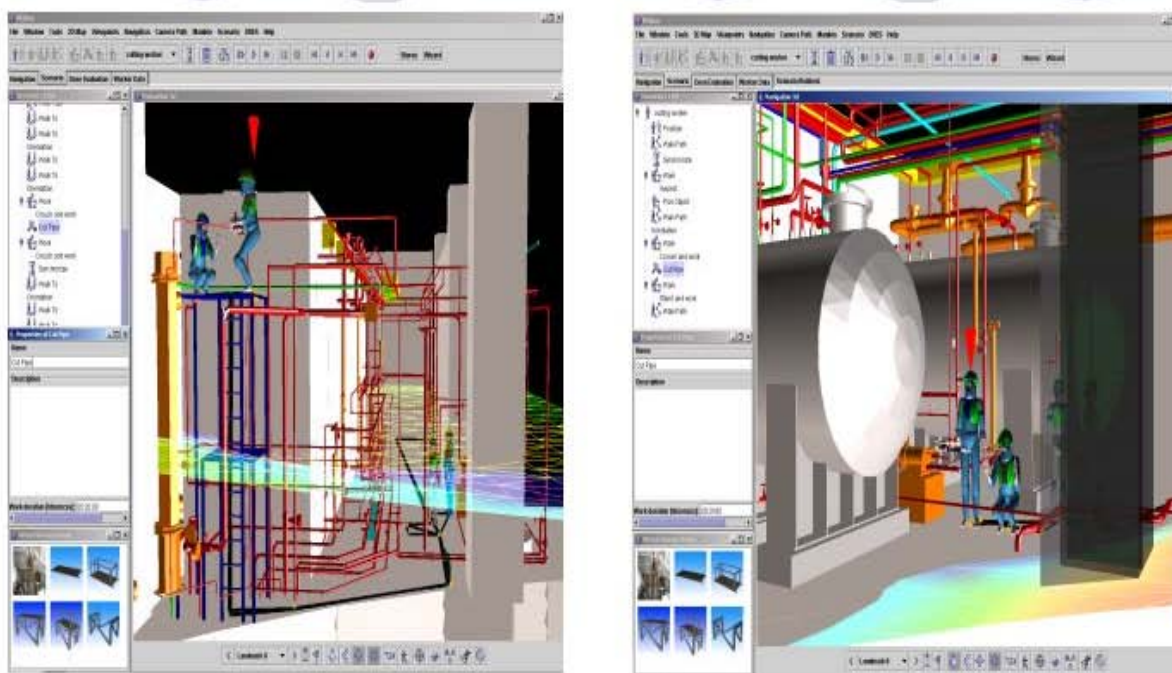
重水浄化系室

図 - 5 (1 / 2) 作業対象部位 (重水浄化系室)



劣化重水貯槽室

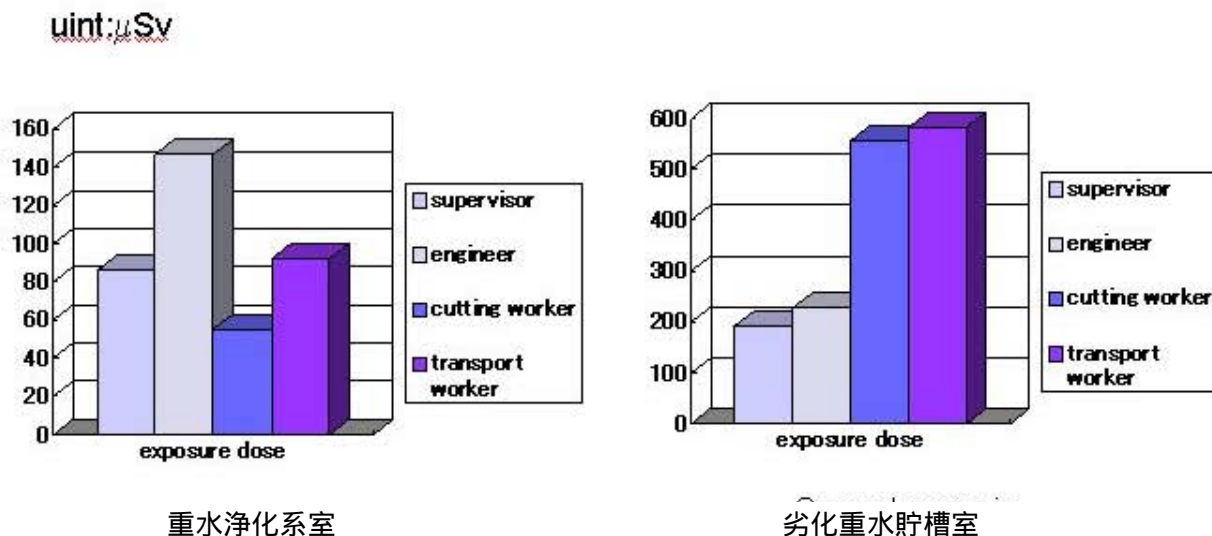
図 - 5 (2 / 2) 作業対象部位 (劣化重水貯槽室)



重水浄化系室

劣化重水貯槽室

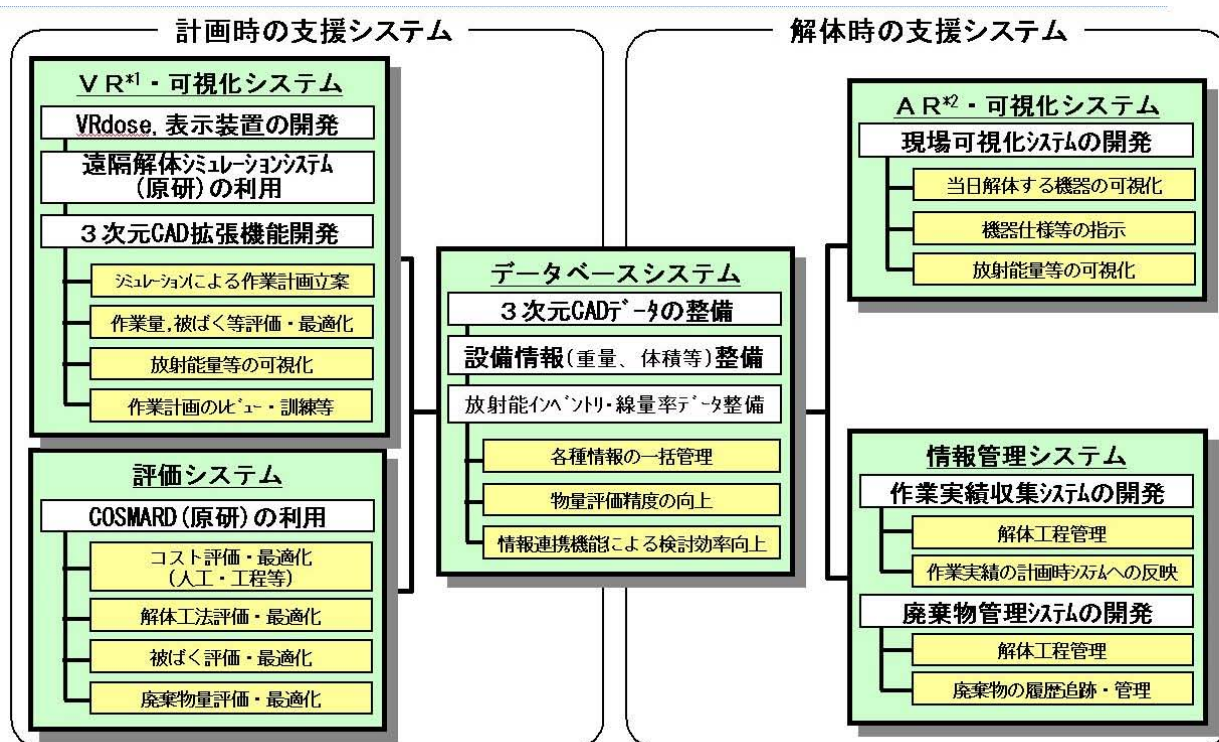
図 - 6 シミュレーションの状況 (例)



重水浄化系室

劣化重水貯槽室

図 - 7 職種毎の被ばく評価結果



*1:VR : Virtual Reality : 仮想現実
 *2:AR : Augmented Reality : 拡張現実感

図 - 8 「ふげん」廃止措置エンジニアリング支援システム(DEXUS)の構成

安全研究成果調査票（平成16年度）

【研究分野】

「ふげん」の廃止措置等分野

【分類番号】

1 - 2（社内研究）

【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 so on)】

[氏名] 森下 喜嗣（もりした よしつぐ）

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発室

[連絡先] 〒914-8510 福井県敦賀市明神町3 TEL. 0770-26-1221 FAX. 0770-26-8129

(Name) Yoshitsugu MORISHITA

(Title of Function) Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station,
Tsuruga Head Office

(Address, Phone and Fax) 3 Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui 914-8510 Japan

Tel. +81-770-26-1221 Fax. +81-770-26-8129

(E-mail) morie@t-hq.jnc.go.jp

【担当研究者名及び所属 (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 環境技術開発室

(Name) Yukihiro IGUCHI

(Title of Function) Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station,
Tsuruga Head Office

[氏名] 大和 義明（やまと よしあき）

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発室

(Name) Yoshiaki YAMATO

(Title of Function) Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station,
Tsuruga Head Office

[氏名] 北村 高一（きたむら こういち）

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発室

(Name) Koichi KITAMURA

(Title of Function) Decommissioning Engineering Section, Fugen Nuclear Power Station,
Tsuruga Head Office

【研究期間】

平成13年度 ~ 平成17年度

【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]

原子力の廃止措置は、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]

原子炉運転終了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が重要である。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年から15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年から15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年度末までに、総合評価を実施する。

【当初の達成目標（平成16年度）】

イ．ORIGEN-2 コードを使用した原子炉構造材の放射化量評価を行い、従来の ORIGEN79 コードを使用した評価や放射能測定結果との比較評価を行い、妥当性確認を行う。

ロ．格納容器内の中性子束分布の総合評価に資するため、格納容器内の金属、コンクリートの放射化量を評価するためのサンプル採取を行う。

【研究実施内容及び成果（平成16年度）】

イ．原子炉構造材の放射化量評価

ふげん用に放射化解析ライブラリを整備した ORIGEN-2 コードを使って原子炉構造材の放射化量評価を行い、従来の ORIGEN79 コードを使った評価や生体遮へいコンクリート等の放射能測定結果との比較評価を行った。本システムの課題であった中性子スペクトルライブラリ並びに中性子輸送問題における検討結果を反映させた中性子スペクトルライブラリを作成し、ORIGEN-2 コードを使用し「ふげん」炉心廻りの放射化量計算に適用しても、大きな差が生じることなく、評価することができ、本システムの妥当性を確認できた。

ロ．格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価

格納容器内の中性子束分布の総合評価に資するため、格納容器内の金属、コンクリートの放射化量を評価するためのサンプル採取を行った。

【研究の達成状況（平成16年度）】

イ．原子炉構造材の放射化量評価

ORIGEN-2 コードを使用した原子炉構造材の放射化量評価を行い、従来の ORIGEN79 コードを使用した評価や放射能測定結果との比較評価を行い、妥当性確認を行った。

ロ．格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価

格納容器内の中性子束分布の総合評価に資するため、格納容器内の金属、コンクリートの放射化量を評価するためのサンプル採取を行った。

（今後の予定）

イ．原子炉構造材の放射化量評価

これまでの検討・調査結果をもとに総合評価を行う。

ロ．格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価

格納容器内の中性子束分布の総合評価に資するため、格納容器内の金属、コンクリートの放射化量を評価する。

【成果の利用実績及び活用見通し】

イ．原子炉構造材の放射化量評価

「ふげん」の原子炉解体計画の検討、廃棄物放射エネルギーの検討に利用している。また、原子炉プラントの廃止措置計画の検討に活用されることが期待できる。

ロ．格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価

「ふげん」の廃棄物放射エネルギーの検討に利用している。また、原子炉プラントの廃棄物放射エネルギー評価に活用されることが期待できる。

【研究成果の発表状況（平成16年度）】

(1) 原子力学会 2004 年秋の大会 B7 「放射能インベントリ評価(11)」

（発表予定）

(1) 原子力学会 2006 年春の大会 「放射能インベントリ評価(12)」

【国内外の研究動向（平成16年度）】

[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用できない。

（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]

（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】