

# 平成15年度安全研究成果発表会 (動力炉分野)

(会議報告)

2003年12月

核燃料サイクル開発機構  
安全研究専門部会  
大洗工学センター

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
電話：029-282-1122（代表）  
ファックス：029-282-7980  
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構  
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2003

平成15年度安全研究成果発表会(動力炉分野)  
(会議報告)

安全研究専門部会\*1)  
大洗工学センター\*2)

要 旨

平成15年11月7日、動力炉分野を対象とした第15回安全研究成果発表会が、大洗工学センターで開催された。

発表課題は、高速増殖炉(FBR)、確率論的安全評価の各分野の動力炉に係る安全研究課題(全26課題)の中から、安全研究専門部会の各分科会での検討を踏まえて9課題が選定され、平成13年度～14年度の成果を中心に発表及び討論が行われた。また、本発表会は一般公開として行い、関連分野における学識経験者等にも広く意見を求めるために、社外からも多数の方々の参加をいただいた。

本資料は、発表会で使用したOHP集、質疑応答、当日の出席者リスト等について取りまとめたものである。

なお、安全研究成果調査票は、「安全研究成果の概要(平成13年度～平成14年度—動力炉分野)」\*3)に収録している。

---

\*1) 本社 安全推進本部 安全計画課

\*2) 大洗工学センター 開発調整室

\*3) 「安全研究成果の概要(平成13年度～平成14年度—動力炉分野)」, JNC TN1400 2003-005

Meeting for Reporting the Results of Safety Research on FBR in FY2003  
(Meeting Report)

Sectional Meeting of Safety Research\*<sup>1)</sup>  
O-arai Engineering Center\*<sup>2)</sup>

ABSTRACT

The 15th Meeting for Reporting Safety Research on FBR was held at the O-arai Engineering Center on the 7th of November in 2003.

The 9 subjects which were on the result of the sub-committees of the Sectional Meeting of Safety Research has selected from the 26 subjects were relevant to the power reactor field of fast breeder reactor and probabilistic safety assessment have been presented and discussed mainly outcomes from FY2001 to FY2002. This meeting was open to the public and participants were composed of the inside and outside of related specialists.

This report contains presentation papers, questions and answers, list of attendance, etc.

Refer to the JNC open report\*<sup>3)</sup> for detailed results of safety research from FY2001 to FY2002.

---

\*1) Safety Coordination Section, Safety Promotion Project, Head Office

\*2) Research and Development Coordination Section, O-arai Engineering Center

\*3) JNC TN1400 2003-005

## 目 次

|     |                      |     |
|-----|----------------------|-----|
| 資料1 | 平成15年度安全研究成果発表会プログラム | 1   |
| 資料2 | OHP集                 | 5   |
| 資料3 | 質疑応答集                | 105 |
| 資料4 | 発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答 | 118 |
| 資料5 | 参加者リスト               | 134 |
| 資料6 | 安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革  | 136 |

## 発表課題毎の掲載ページ早見表

| 番号 | 発表課題名  | 資料2 | 資料3 | 資料4 |
|----|--|-----|-----|-----|
| 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<br>—安全性の目標と設計への要求—     | 6   | 106 | 119 |
| ②  | 高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究<br>—核設計基本データベースによる核特性予測精度評価—     | 20  | 107 | 121 |
| ③  | 機器・配管の寿命予測評価に関する研究<br>—非破壊損傷検出技術と経年化評価技術の検討—             | 31  | 109 | 123 |
| ④  | 過渡伝熱流動現象評価に関する研究<br>—配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針の整備—             | 40  | 110 | 124 |
| ⑤  | ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究<br>—窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験—      | 49  | 111 | 125 |
| ⑥  | 炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究<br>—冷却材流路を通じての模擬燃料排出挙動の解明—          | 62  | 113 | 127 |
| ⑦  | 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係わる検討<br>—タギング法破損燃料検出装置の改良の検討—       | 72  | 114 | 130 |
| ⑧  | 「常陽」高性能化プラントの性能評価<br>—MK-Ⅲ総合機能試験と性能試験の実施について—            | 82  | 116 | 131 |
| ⑨  | 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<br>—機器信頼性データの整備とリスク情報の活用— | 94  | 117 | 132 |

# 資料1

## 平成15年度安全研究成果発表会プログラム

平成15年度安全研究成果発表会プログラム

テーマ : 動力炉に関する安全研究  
開催日 : 平成15年11月7日(金)  
会場 : 大洗工学センター・FBRサイクル国際研究開発センター(Fセルボ)5階会議室

開会挨拶 木阪 崇司(理事) 11:00~ 11:10

(発表20分、討論10分)

[司会: システム技術開発部 研究主席 望月 弘保]

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  
-安全性の目標と設計への要求- 11:10~ 11:40  
システム技術開発部  
研究主席 丹羽 元

② 高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究  
-核設計基本データベースによる核特性予測精度評価- 11:40~ 12:10  
システム技術開発部  
中性子工学Gr  
副主研 大木 繁夫

[昼休み] 12:10~ 13:00

③ 機器・配管の寿命予測評価に関する研究  
-非破壊損傷検出技術と経年化評価技術の検討- 13:00~ 13:30  
要素技術開発部  
新材料研究Gr  
副主研 若井 隆純

④ 過渡伝熱流動現象評価に関する研究  
-配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針の整備- 13:30~ 14:00  
要素技術開発部  
流体計算工学研究Gr  
主研 村松 壽晴

⑤ ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究  
-窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験- 14:00~ 14:30  
要素技術開発部  
熱化学安全試験Gr  
副主研 石川 浩康

[休憩] 14:30~ 14:45

[司会：システム技術開発部 研究主席 丹羽 元]

- |   |  |
|---|--|
| ⑥炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究<br>－冷却材流路を通じての模擬燃料排出挙動の解明－          | 14:45～ 15:15<br>要素技術開発部<br>リスク評価研究G r<br>研究員 松場 賢一       |
| ⑦「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討<br>－タンギング法破損燃料検出装置の改良の検討－       | 15:15～ 15:45<br>高速増殖炉もんじゅ建設所<br>技術課<br>鈴置 善郎             |
| ⑧「常陽」高性能化プラントの性能評価<br>－MK－Ⅲ総合機能試験と性能試験の実施について－            | 15:45～ 16:15<br>実験炉部 技術課<br>副主技 吉田 昌宏                    |
| ⑨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<br>－機器信頼性データの整備とリスク情報の活用－ | 16:15～ 16:45<br>システム技術開発部<br>FBRサイクル安全設計G r<br>副主研 栗坂 健一 |
| 総合討論  | 16:45～ 17:05   |
| 閉会挨拶 永田 敬 (大洗工学センター所長)                                    | 17:05～ 17:15   |



## (参考)平成15年度安全研究成果発表会(動力炉分野) 発表テーマ選定表

| 番号                        | 安全研究基本計画(平成13年度～平成17年度)課題名         | 発表会<br>選定<br>テーマ |
|---------------------------|------------------------------------|------------------|
| 〔高速増殖炉分野：23件〕             |                                    |                  |
| (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  | ☆                |
| (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            | ☆                |
| ○2-2                      | 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究                 |                  |
| ○2-3                      | 機器・配管の寿命予測評価に関する研究                 | ☆                |
| ○2-4                      | L B B 評価手法に関する研究                   |                  |
| ◎2-5                      | 「常陽」を用いた A T W S 模擬試験の実施計画に関する研究   |                  |
| (3) 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                   | ☆                |
| ○3-2                      | 高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究               |                  |
| ◎3-3                      | ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究              | ☆                |
| ◎3-4                      | ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究            |                  |
| (4) 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                 |                  |
| ◎4-2                      | 炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究               | ☆                |
| (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                |                  |
| 5-2                       | 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討           | ☆                |
| ○5-3                      | 高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究              |                  |
| 5-4                       | 「常陽」高性能化プラントの性能評価                  | ☆                |
| 5-5                       | 機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発           |                  |
| 5-6                       | 「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究                |                  |
| 5-7                       | 「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開          |                  |
| 5-8                       | 冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討                |                  |
| 5-9                       | 「もんじゅ」再起動時の性能試験計画の検討               |                  |
| 5-10                      | 「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討 |                  |
| 5-11                      | 工程FMEA手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討   |                  |
| 〔確率論的安全評価分野：3件〕           |                                    |                  |
| (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     | ☆                |
| 1-2                       | 実用化候補プラントのレベル1 P S A に関する研究        |                  |
| 1-3                       | 「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価                 |                  |

○印は国の安全研究年次計画登録課題  
◎印はそのうちの重点研究課題

## 資料2

## OHP集

平成15年度 安全研究成果発表会  
平成15年11月7日  
サイクル機構 大洗工学センター

## 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 ～安全性の目標と設計への要求～

大洗・システム技術開発部  
FBRサイクル安全設計Gr  
丹羽 元

1/27

## 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。

2/27

## 研究内容とスケジュール

### 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

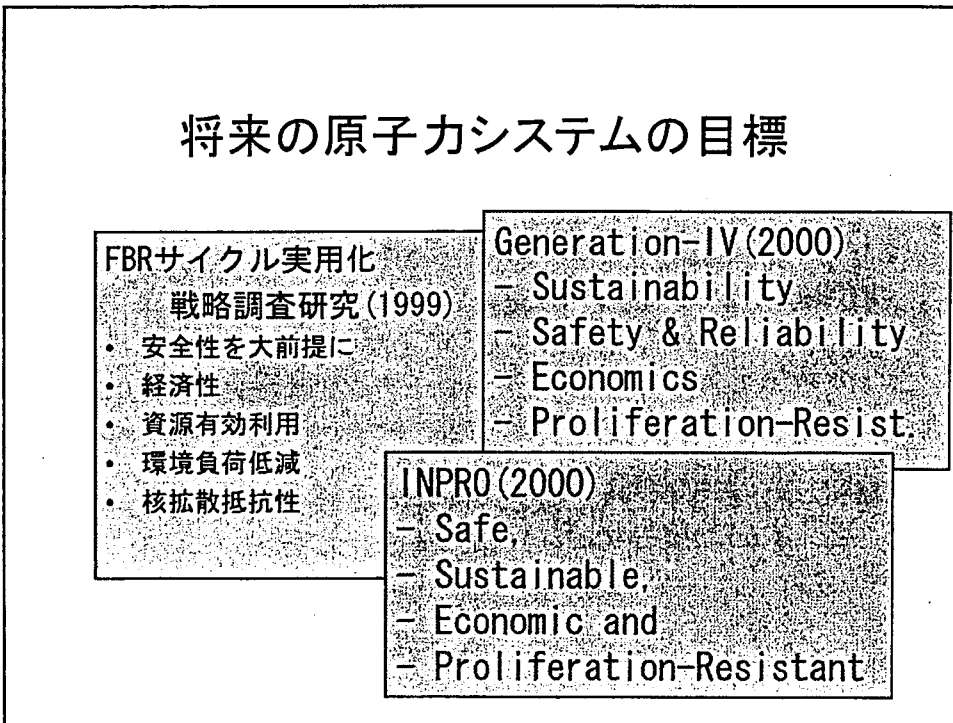
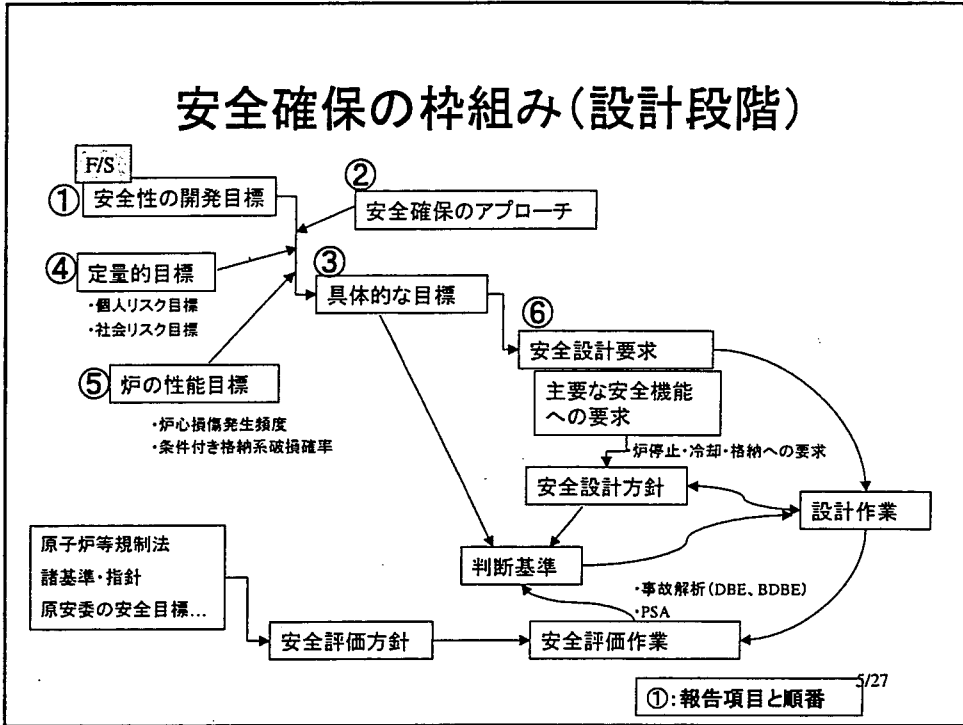
- 高速増殖炉に特有な安全上の重要事象(再臨界事象、ナトリウム漏えい燃焼、ナトリウム-水反応等)を対象として、上記イ. 及びロ. と整合を取りつつ、安全確保の考え方、設計対応方針等を検討・整理する。

| H13           | 14 | 15 | 16         | 17 |
|---------------|----|----|------------|----|
| 調査・検討         |    |    | 見直し        |    |
| 安全設備への要求条件の整理 |    |    | 安全設計方針案の設定 |    |
|               |    |    | 重要事象の検討    |    |

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目                          | 主な研究成果<br>(H13-14の成果)  | 今後の課題   |
|-------------------------------|--|---|
| 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 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・リスク情報を利用する安全確保の考え方を調査</li> <li>・FBRサイクルの定量的安全目標を個人リスク目標、社会リスク目標として提案</li> </ul>    | 終了<br>(必要に応じて見直す)   |
| ロ. 安全設計方針案の検討・整理              | <ul style="list-style-type: none"> <li>・大型FBRプラントに対する性能目標を設定</li> <li>・深層防護を基本とし、上記の性能目標を満たすように各安全機能への要求条件を整理した</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・概略的信頼度評価等のリスク情報を考慮して、各安全機能への要求の充足性を確認する</li> <li>・安全設計方針案として整理する</li> </ul> |
| ハ. 安全上の重要事象に対する検討             | (未実施、H15から実施の計画)   | FBRに特有な安全上の重要事象を対象として、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。  |

4/27



## 1. FBRサイクルに対する「安全性」の目標

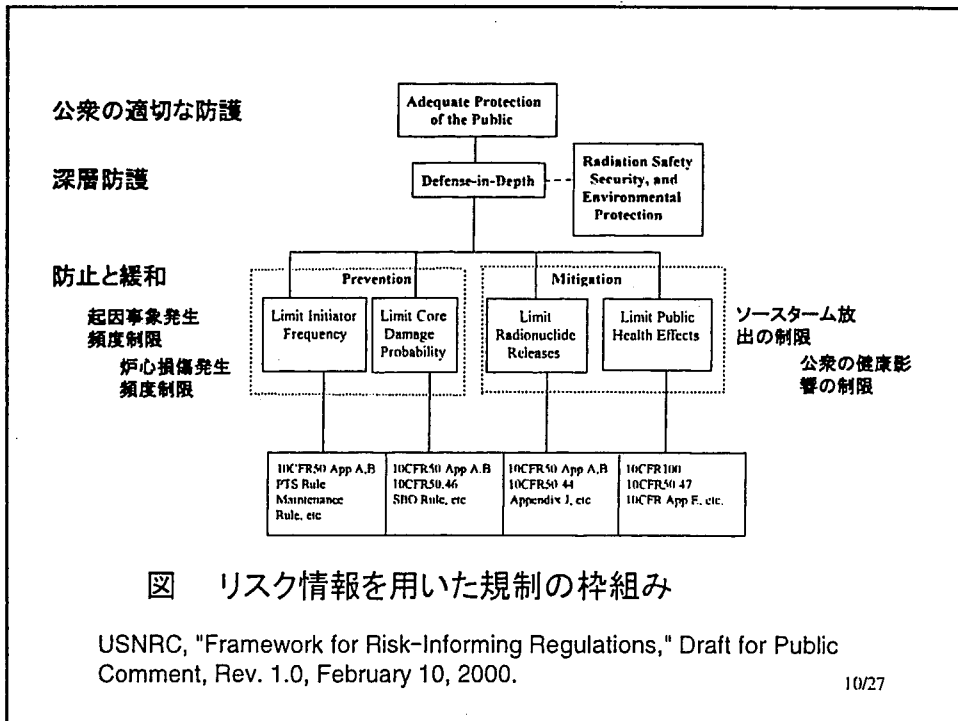
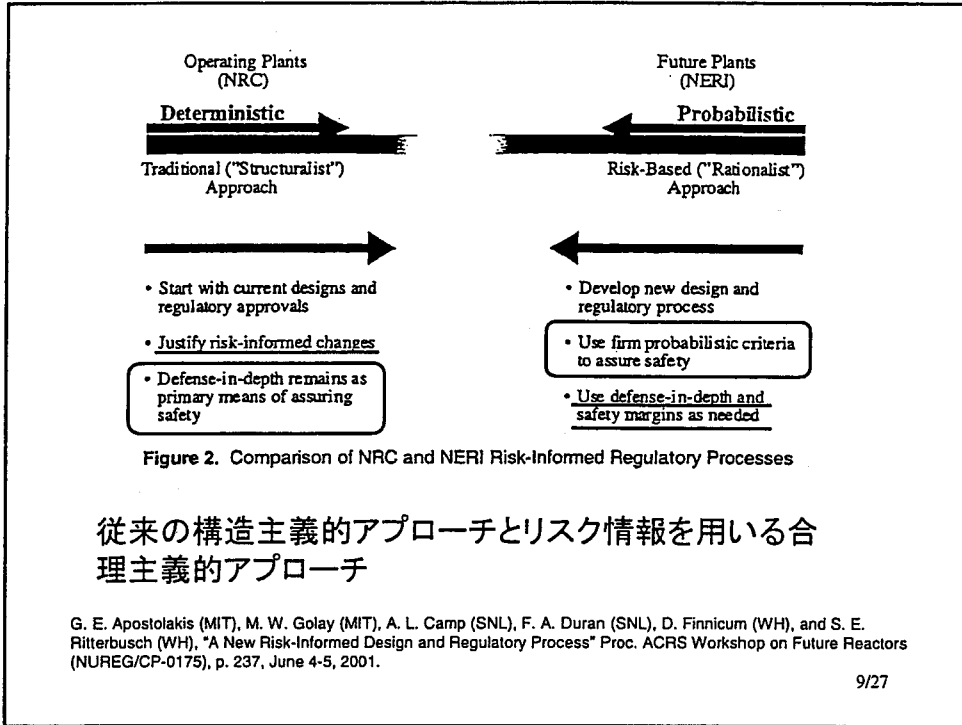
- 同時代軽水炉システムと同等以上の安全性
  - FBRサイクルの導入が社会におけるリスクの有意な増加とならない
- 
- Generation-IVでの目標
    - 通常運転時における高い信頼性
    - 極めて低い苛酷事故可能性・影響程度
    - 敷地外緊急時対応の必要性を実質的に排除

7/27

## 2. 安全確保のアプローチ

- 従来の深層防護に基づく決定論的方法＋リスク情報の活用 ⇔ リスク情報に基づく方法(例:NERI)
- 新型炉についてはその起因事象や機器の故障モード、またPSA実施例の知見が少ないことから、後者のアプローチを適用することには慎重であるべきとの意見が国際的には多い (Proc. of OECD/NEA & IAEA Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs, Paris, France, 18-20 February 2002.)
- 従って、新型炉を対象とするF/Sでは「決定論的アプローチを基本とし、確率論的な評価で補完」とした

8/27



### 3. 具体的な安全設計要求

- 安全設計の原則の基本的遵守(指針類、もんじゅ、実証炉)
- 炉心損傷の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終息
- 決定論的安全要求を補完する目的で、炉心損傷発生頻度の要求値として $10^{-6}$ /炉年未満を達成できる見通しを示すこと。さらに、炉心損傷あたりの格納機能の非信頼度を十分低く維持できる見通しを示すこと。

11/27

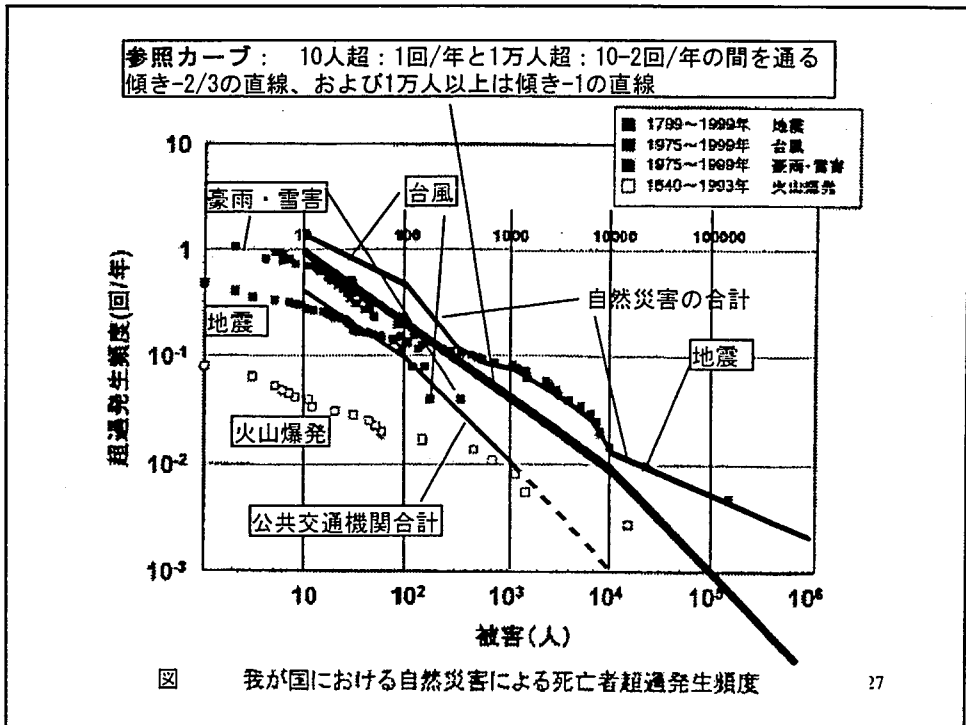
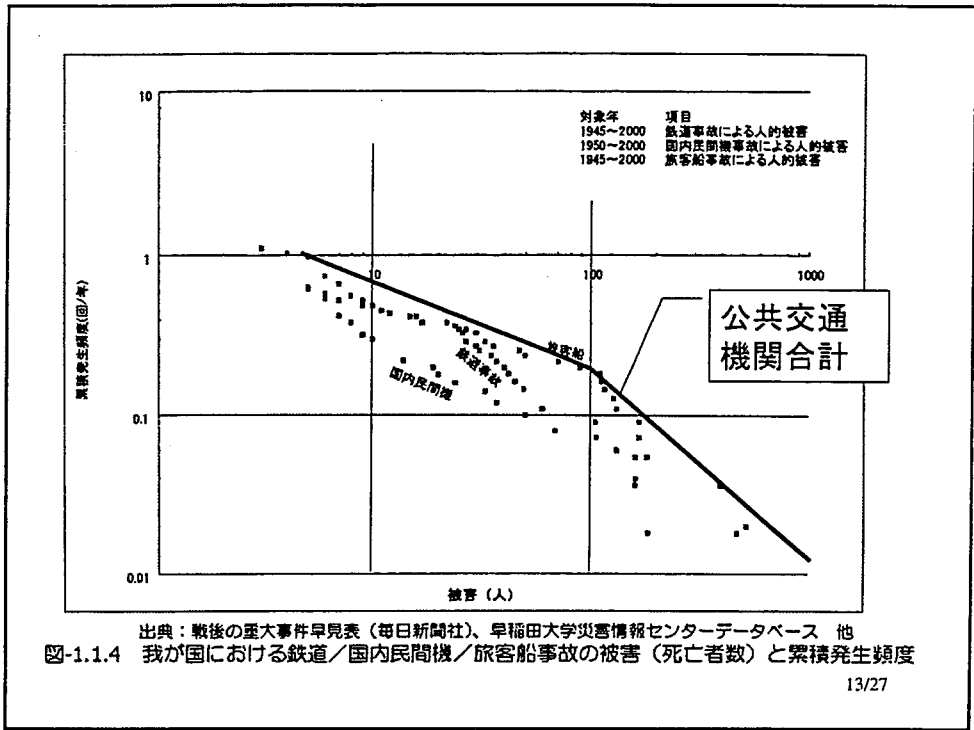
### 4. 定量的な安全目標(F/Sにおける)

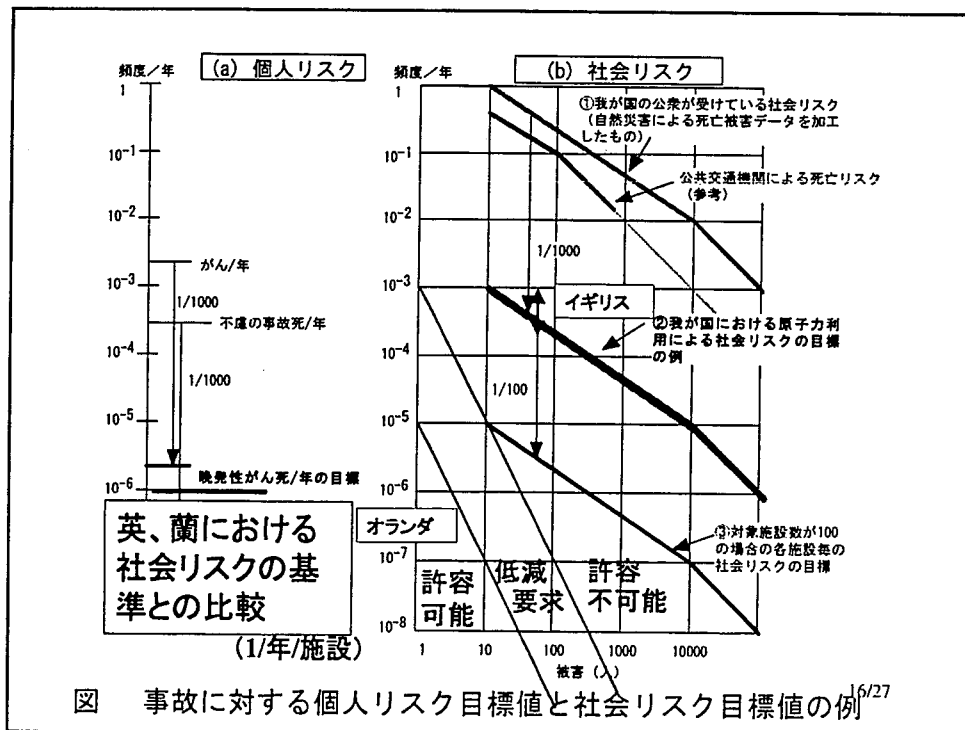
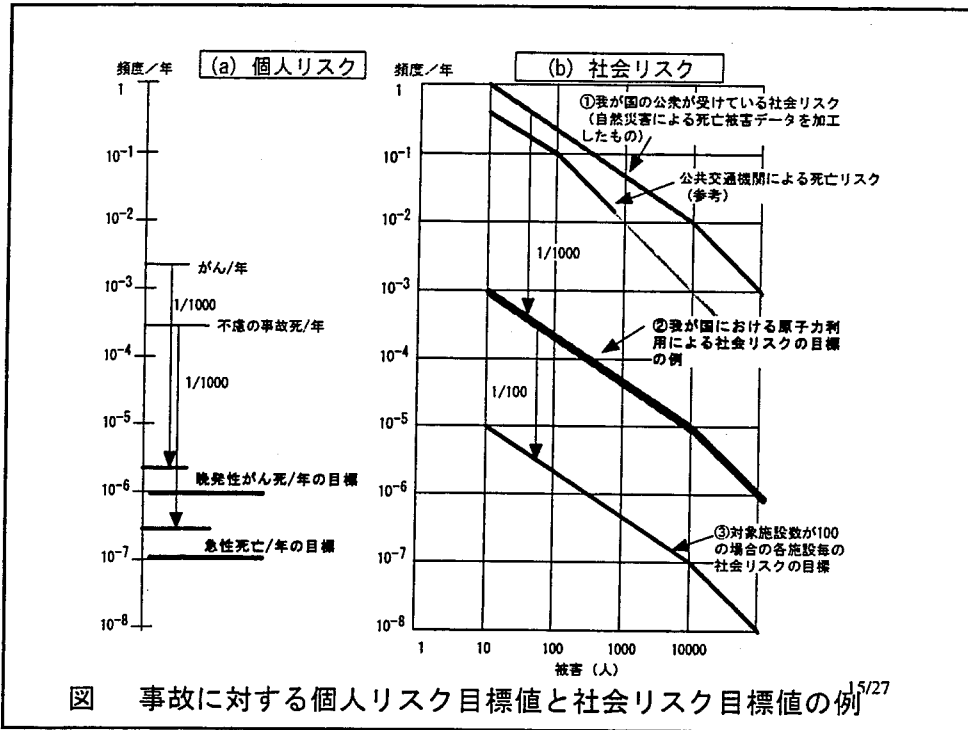
- 個人リスク (H13年に設定)
  - 急性死亡リスク: 不慮の事故死 $3 \times 10^{-4}$ 死亡/年(過去10年の平均)の $1/1000 \rightarrow 3 \times 10^{-7}$ 死亡/年  
→ 今後の低減も考慮して  $1 \times 10^{-7}$ 死亡/年を目標とする
  - 晩発性ガンによる死亡リスク: ガンによる死亡リスク $2 \times 10^{-3}$ 死亡/年の $1/1000 \rightarrow 2 \times 10^{-6}$ 死亡/年  
→ 今後の低減も考慮して  $1 \times 10^{-6}$ 死亡/年を目標とする
- 社会リスク
  - 我が国における自然災害の頻度と被害データを基に参照曲線を作成、これの $1/1000$ を原子力施設全体の目標とする
  - 将来の我が国の原子力施設数を100とし、各施設毎の目標は上記の $1/100$ とする

この提案は原安委・定量的安全目標の議論を目的とした下部作業Grで報告

『安全目標は、...原子力利用活動の規模や社会の安全水準の動向を踏まえて適宜見直しを行っていくべき』(原子力安全委員会安全目標専門部会「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」平成15年8月)







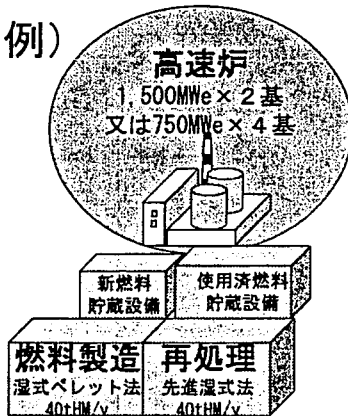
## 5. FBRプラントに対する性能目標

- 個人リスク、社会リスクの目標に対応するFBRプラントの性能目標を定める
- 150万kWe大型FBRの燃焼末期放射性核種インベントリを基に、環境への多様な放出形態における環境影響をMACCS2コードにより計算
- 事象推移・格納系破損状態に対応したソースタームの放出割合はLMFBRのレベル2PSA評価例による。気象条件、人口分布を仮定
- 評価結果より、前記リスク目標を満たすようにCDF(炉心損傷発生頻度)、条件付き格納容器破損確率を求める

17/27

### コロケーションや複数基立地に対する留意点

例)



#### コロケーションの利点

新燃料・使用済み燃料の輸送のコスト・リスクが無視できる

核拡散抵抗性が増す

使用済み燃料・新燃料貯蔵施設を統合できる

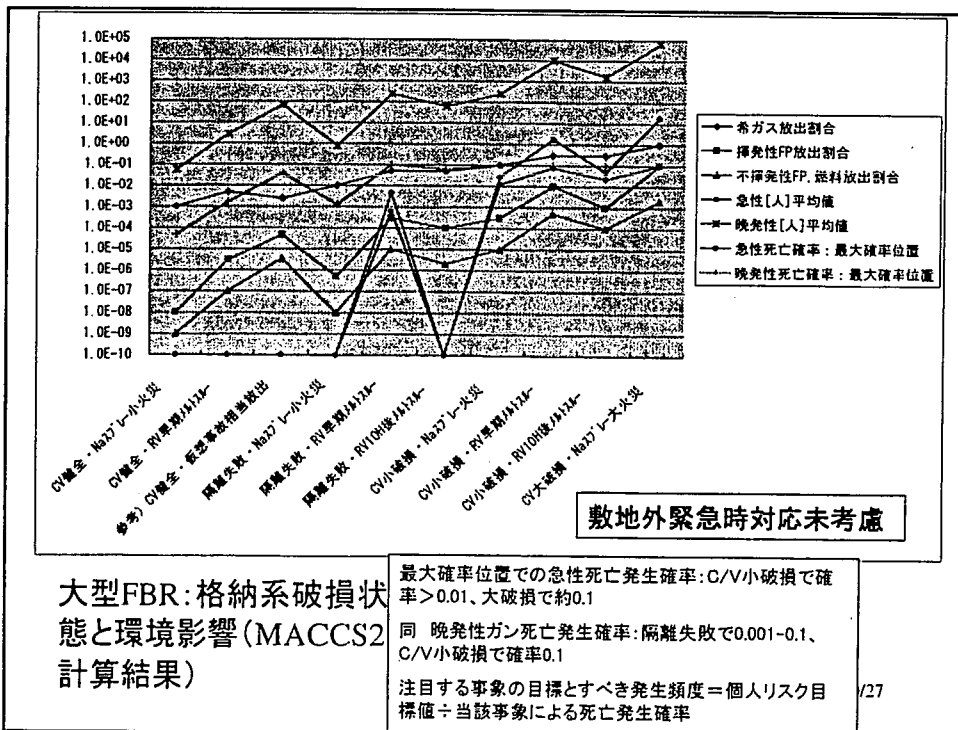
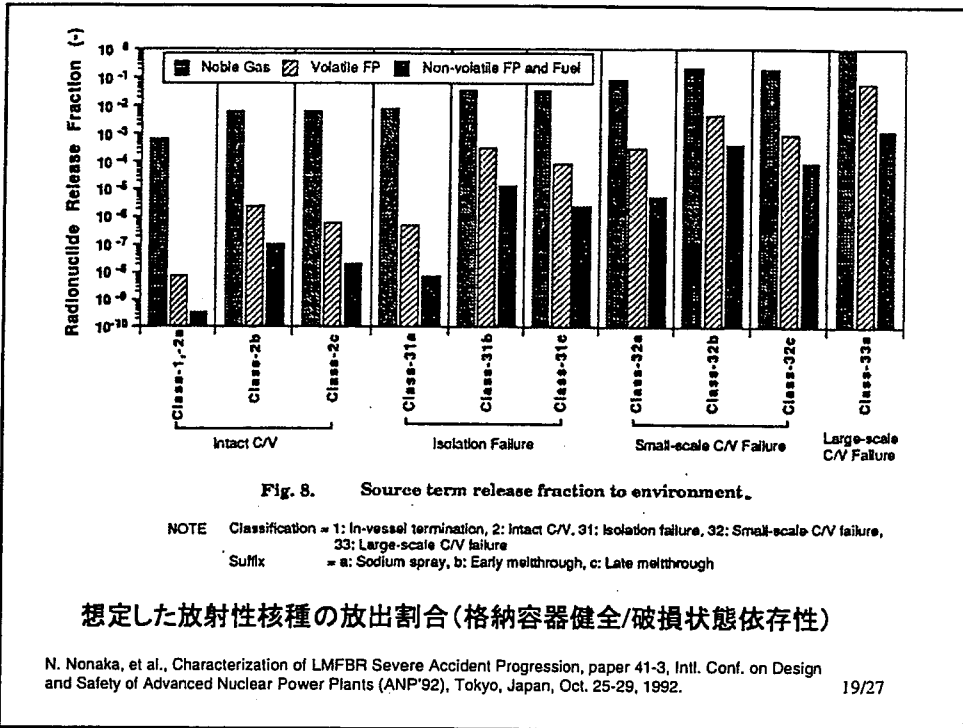
#### 留意点

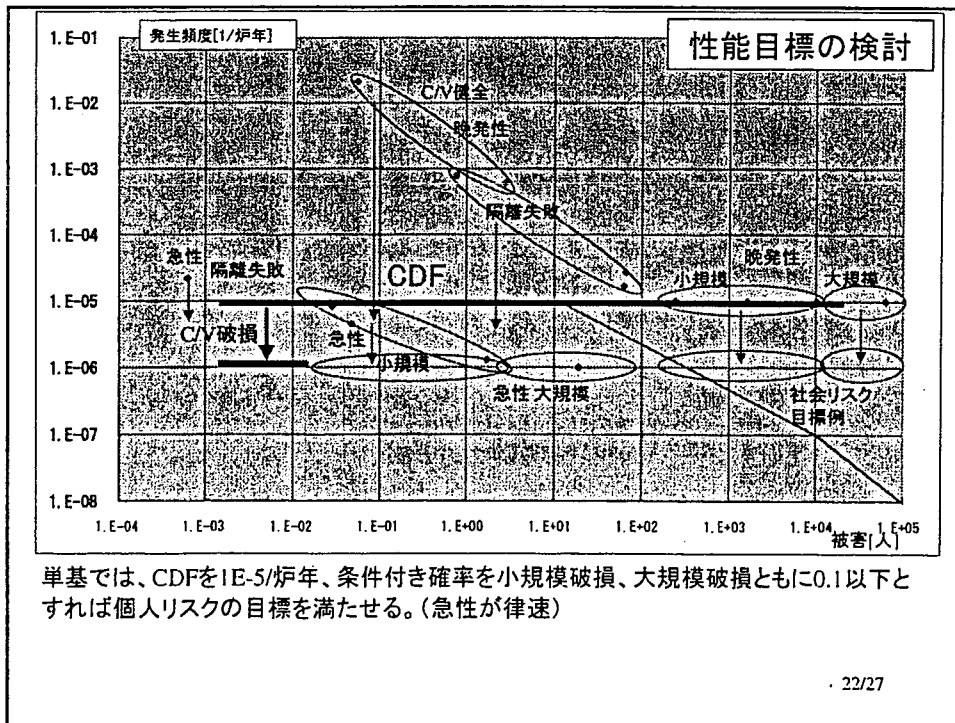
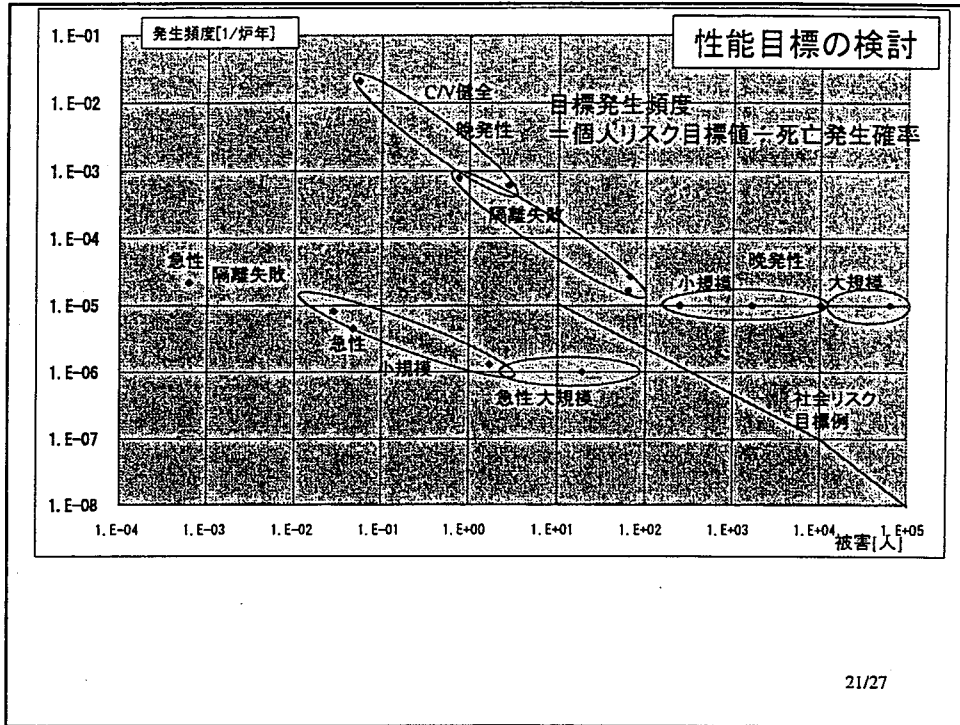
個人リスクは、サイト内全n施設からの寄与を考慮



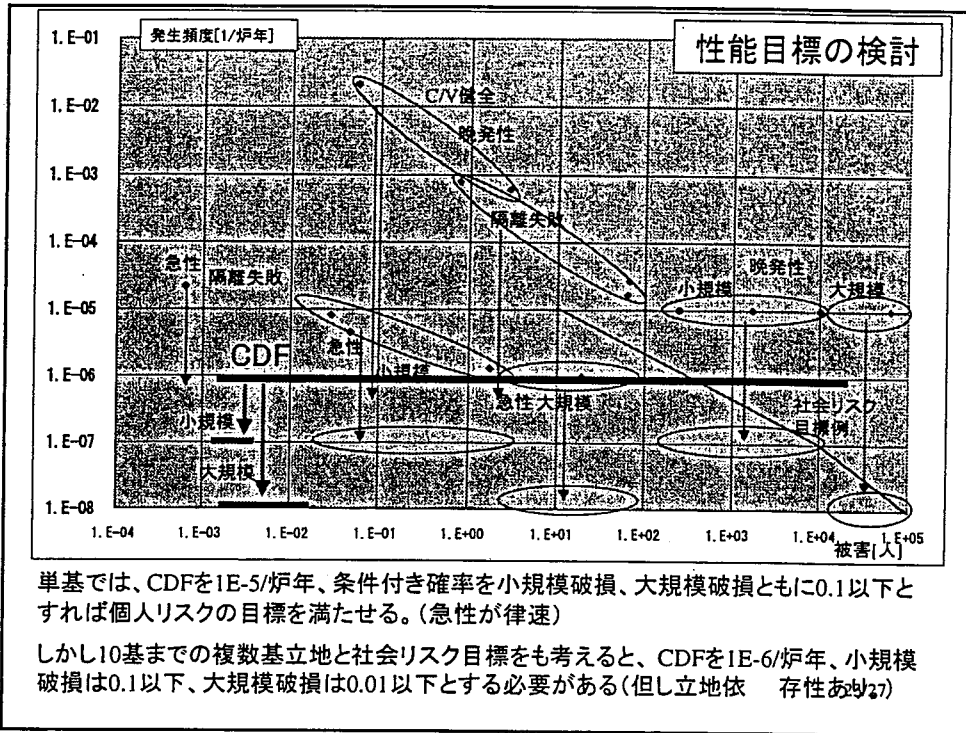
概念設計段階にあるサイクル施設のリスク評価は別途実施済み

18/27





単基では、CDFを1E-5/炉年、条件付き確率を小規模破損、大規模破損ともに0.1以下とすれば個人リスクの目標を満たせる。(急性が律速)



## 6. 安全機能への要求

前提:コンパクトなプラント+避難「不要」

→Na炉の特長を最大限引き出した防止・緩和の設計

「止める」:

- 原子炉停止系
  - 受動的な炉停止能力を付加
  - 又は事象進展緩和(炉心損傷60分以上遅延)を可能とする受動的機構を付加+運転員による事象終息が可能な設計

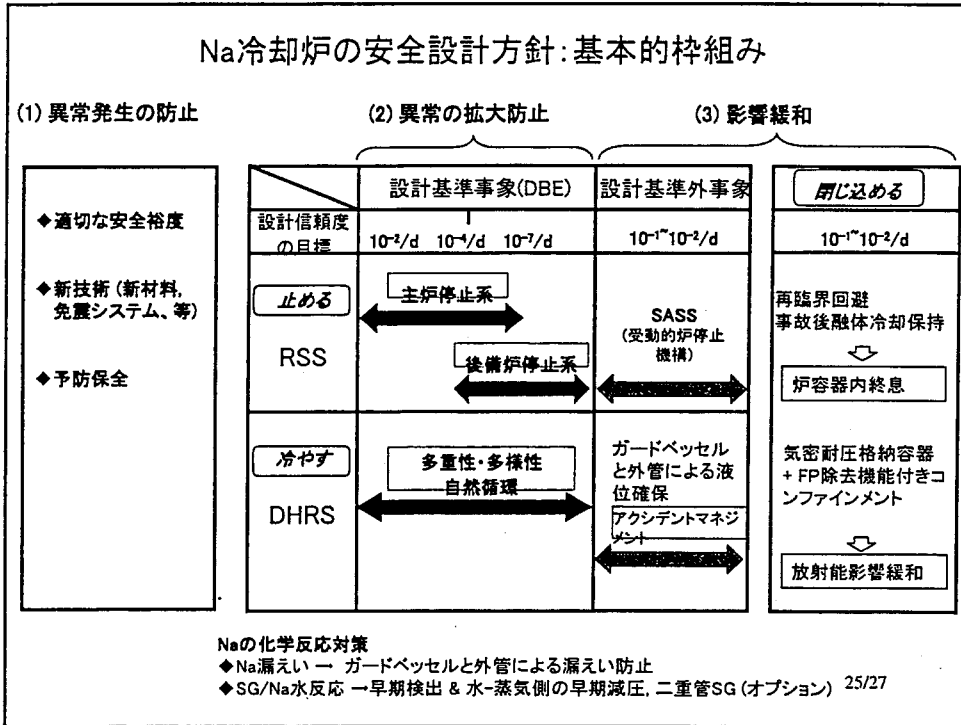
「冷やす」:

- 崩壊熱除去機能
  - 動的機器の不作為を想定しても炉心冷却が可能な設計
  - また、事故管理方策によりその機能回復が図れる設計

「閉じ込める」:

- 代表的な炉心損傷事象に対し、事故影響の炉容器内終息を図れること
  - 再臨界に伴う有意な機械的エネルギーの発生が防止できる対策を講ずる
  - 事故後の融体静定、熱除去、放射性物質の閉じ込めに必要な対策を講ずる
- これによって事故影響の局限化を図ると共に、格納機能に対して十分に小さな非信頼度を確保する。

24/27



## 成果のまとめ

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

- 安全確保の基本的考え方を調査
- 定量的な安全性の目標レベルとして、個人リスクと社会リスクをセットで提案
- 具体的な安全要求レベルを設定した。

ロ. 安全設計方針案の検討・整理

- イで提示した目標レベルに対応して、特に集中立地、社会リスク等を考慮して原子炉プラントに対する定量的な性能目標を求めた。但し立地依存性があることに留意しておく必要がある。
- これらを満たすように、各安全機能への要求を設定した。

26/27

## 今後の課題

- 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
  - ほぼ終了。必要に応じて見直す。
- ロ. 安全設計方針案の検討・整理
  - 対象プラントの具体的設計に対する概略的信頼度評価等のリスク情報を考慮して、各安全機能への要求の充足性を確認するとともに、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、トリウム漏えい燃焼、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。

27/27

## 用語集

- 個人リスク: 公衆個々人が被るリスク(=被害×発生確率)
- 社会リスク: 社会が社会全体として被るリスク
- MACCS2 Ver. 1.12: 軽水炉シビアアクシデント用の環境影響評価用コード(MELCOR Accident Consequence Code System for the Calculation of the Health and Economic Consequences of Accidental Atmospheric Radiological Releases.)
- CDF: 炉心損傷発生頻度
- Generation-IV, GIF: 第4世代原子炉の研究開発に関する国際協力の枠組み。Generation-IV International Forum
- INPRO: IAEA主導による21世紀原子カシステムの研究開発支援の枠組み。International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles



平成15年度 安全研究成果発表会  
 平成15年11月7日  
 サイクル機構 大洗工学センター

## ②高速炉心の安全性に係わる 核特性評価に関する研究

－ 核設計基本データベースによる核特性予測精度評価 －

核燃料サイクル開発機構  
 大洗工学センター システム技術開発部  
 大木 繁夫

1/20

### 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、ドブラー反応度、ナトリウムボイド反応度等)の予測精度を定量的に評価するために、解析手法と基本データベースを体系的に整備する

→ 安全審査等における判断資料、安全裕度の一層の適切化

### 研究内容及び計画

|                |                   | 平成8～12年度                      | 平成13年度 | 平成14年度 | 平成15年度 | 平成16年度 | 平成17年度 |  |
|----------------|-------------------|-------------------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--|
| 炉心反応度の評価に関する研究 |                   |                               |        |        |        |        |        |  |
| 本研究            | イ) 解析手法とデータベースの整備 | 臨界実験及び実験データの最新手法による解析         |        |        |        |        |        |  |
|                | ロ) 高速炉心の核特性予測精度評価 | 解析手法及び測定・解析データベースの整備          |        |        |        |        |        |  |
|                | ハ) 核特性予測精度の向上     | 代表炉心の設定及び核特性評価                |        |        |        |        |        |  |
|                |                   | 現状の核特性予測精度の定量的な評価             |        |        |        |        |        |  |
|                |                   | 解析手法の改良・基本データベースの拡充による予測精度の向上 |        |        |        |        |        |  |

2/20

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目              | 主な研究成果<br>(平成13年度～平成14年度)  | 今後の課題   |
|-------------------|--|---|
| イ) 解析手法とデータベースの整備 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・高速炉用炉定数JFS-3-J3.2Rの作成</li> <li>・最新核データJENDL-3.3の適用性評価</li> <li>・臨界実験解析(BFS, MASURCA)</li> <li>・実機解析(常陽MK-I)</li> <li>・MA・FP核種の断面積測定と核データ評価(Am-242m, Am-243, Tc-99, I-129他)</li> <li>・FP核変換実験解析(Co-60生成実験)</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・JENDL-3.3: U-235捕獲断面積の検証</li> <li>・積分実験データの拡充(BFS, MOZART, SEFOR, 常陽, もんじゅ)</li> <li>・MA・FP核変換: 解析手法と実験データ整備</li> </ul> |
| ロ) 高速炉心の核特性予測精度評価 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・統合炉定数ADJ2000Rの作成と公開</li> <li>・ADJ2000Rを用いた核特性予測精度の評価</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・積分実験データを拡充した統合炉定数の作成</li> <li>・ドブプラ反応度の誤差低減</li> </ul>  |
| ハ) 核特性予測精度の向上     | <ul style="list-style-type: none"> <li>・次世代炉定数システムの開発(基本システムまで)</li> <li>・次世代炉定数の適用効果の把握</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・次世代炉定数システムの完成と公開</li> </ul>   |

3/20

## 高速炉核特性の目標精度と誤差の影響

◆ 臨界性: 目標※ → ±0.3% Δk(1σ)

◇ 従来の設計誤差: 0.5~1.0% Δk → 大型炉では周辺燃料集合体の10~20体の不確かさに相当。これをカバーするために、制御棒の過大装備、燃料のPu富化度変更などの設計対応が必要。

◆ 出力分布: 目標 → ±3%(2σ)

◇ 従来の設計誤差: 5% → 最大線出力で約20Wの余裕を見込む必要があり、事故時の燃料未熔融制限が厳しい。このために、安全保護系の過重化、炉心の低線出力化(炉心の大型化、燃料ピン本数の増大)などを招く。

◆ ドブプラ反応度: 目標※ → ±14%(2σ)

◇ 従来の設計誤差: 20~30% → 事故時に最も即発的に効く反応度であるため、検出系・制御系の応答速度要求等に直接関わる。

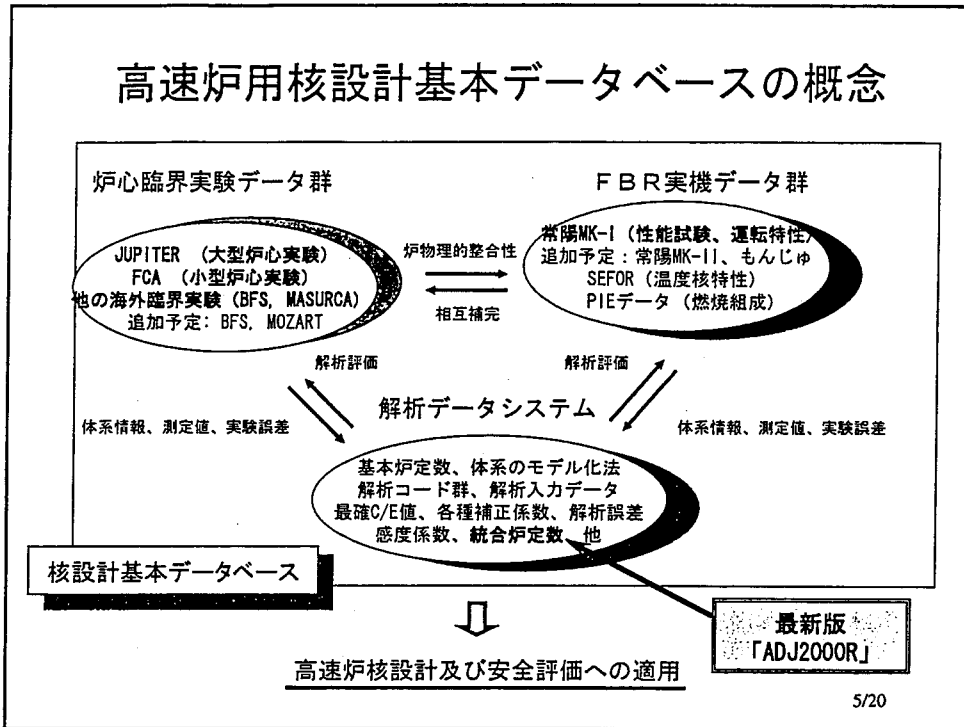
◆ ナトリウムボイド反応度: 目標※ → ±20%(2σ)

◇ 従来の設計誤差: 40~50% → もんじゅのULOF解析では、起因過程の発生機械エネルギーは炉容器内に収まったが、大型炉でもんじゅと同じ誤差を考慮した場合は、非常に厳しくなると予想される。

※高速増殖炉研究開発分科会第3検討G r (炉心・燃料) (H8年4月)

4/20

## 高速炉用核設計基本データベースの概念



5/20

## 平成13年度～平成14年度の主な進捗

### ★ 最新核データライブラリの適用

平成14年度に原研から公開された最新の核データライブラリJENDL-3.3を、高速炉の積分実験データベースに適用し、その性能を評価した。

なお、平成6年度以降使用してきたJENDL-3.2に基づく高速炉用70群炉定数JFS-3-J3.2に誤り（70群縮約時の重み関数、及び非弾性散乱マトリックスの誤り）が含まれていることが判明したため、修正版であるJFS-3-J3.2Rを作成・公開した。

### ★ 積分実験データの充実・拡張

炉定数調整の信頼性を高める上で、できる限り多様な炉心のデータを用いるため、ロシアのBFS臨界実験、フランスのMASURCA臨界実験、実機データとして「常陽」MK-1炉心の解析・評価を行った。また、MA・FP核変換関連の実験データ収集を進めた。

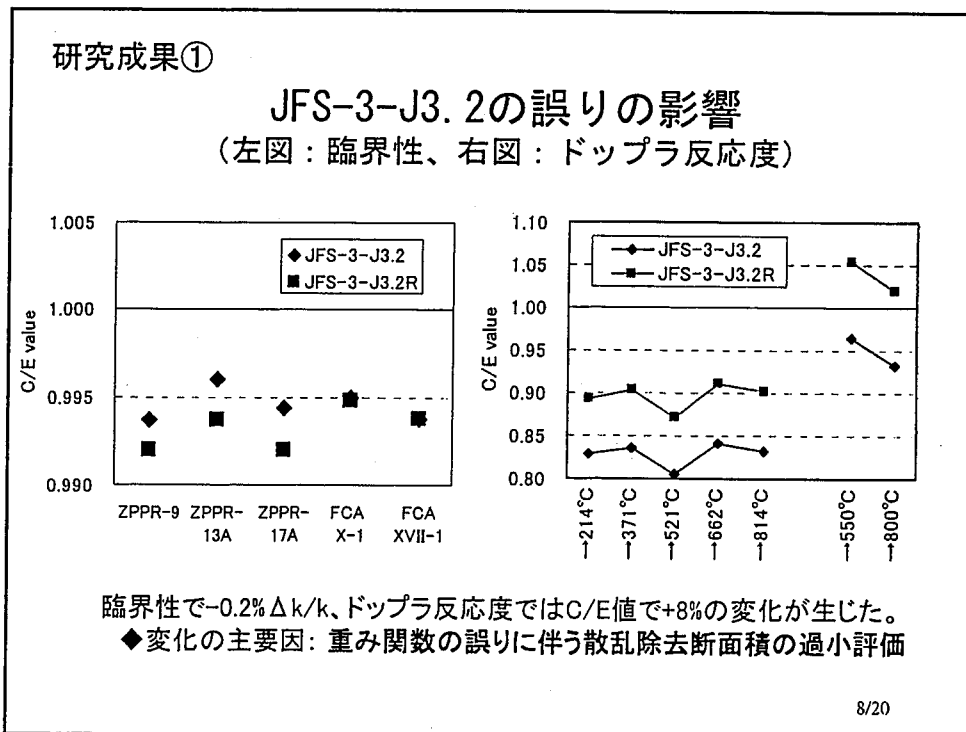
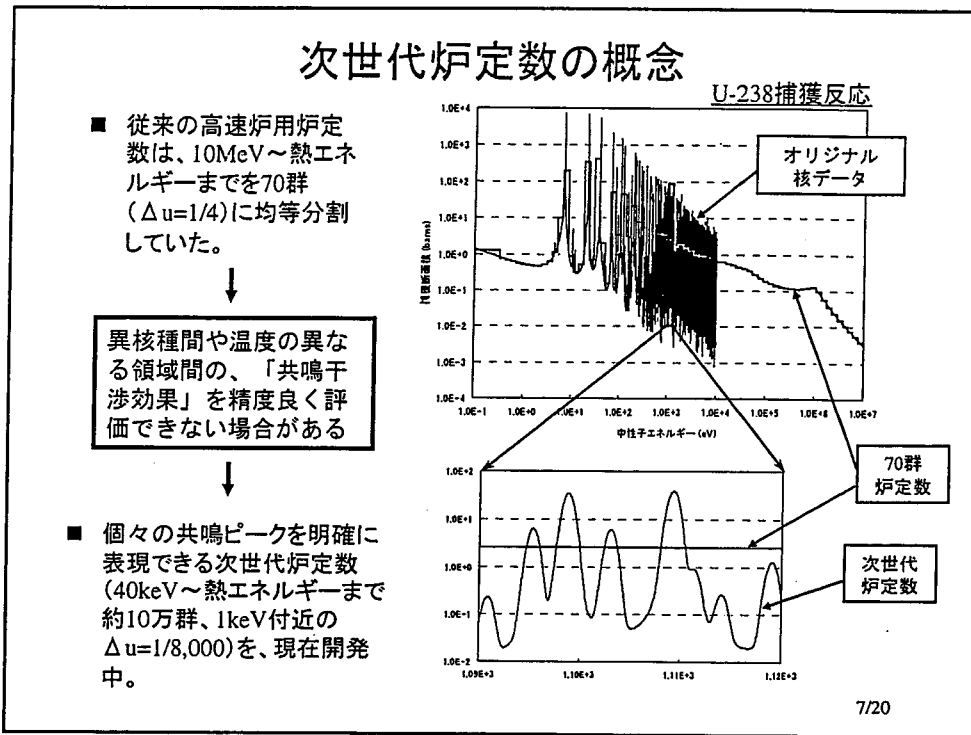
### ★ 統合炉定数ADJ2000Rの作成・公開

実機設計計算に用いる統合炉定数ADJ2000について、JFS-3-J3.2からJFS-3-J3.2Rへの改訂を反映した修正版ADJ2000Rを作成・公開した。

### ★ 次世代炉定数システムの開発

従来的高速炉用炉定数システムは、ABBN型70群エネルギー構造を採用して、良好なパフォーマンスを達成してきたが、一部の核特性に対しては、現在の要求から見ると予測精度に改善の余地があることが判明した。このため、超微細群構造を中核とする次世代炉定数システムの開発に着手し、基本システムまでを完成した。

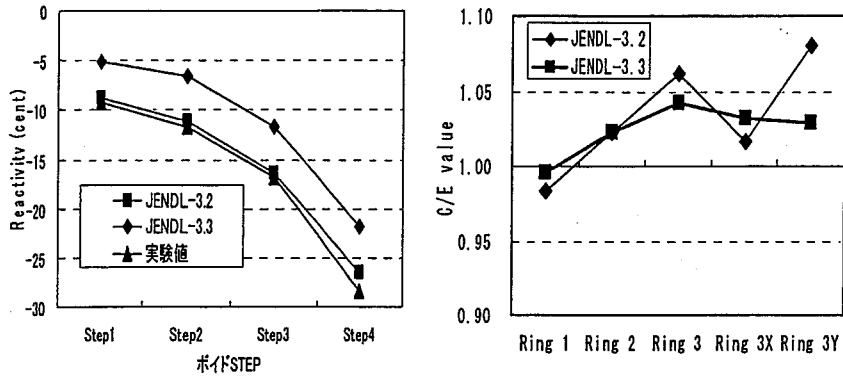
6/20



研究成果②

JENDL-3.3の適用性評価

(左図：BFS-62-3AのNaボイド反応度、右図：ZPPR-18Aの制御棒価値)

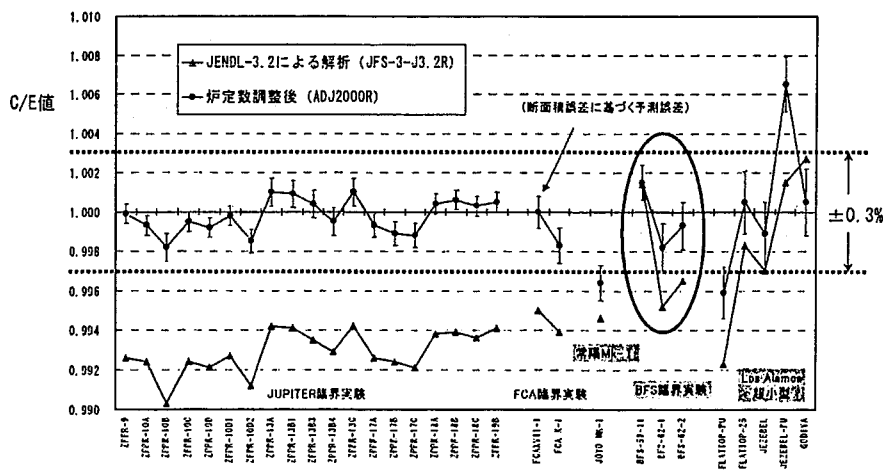


◆U-235の捕獲断面積の増加によって、BFS実験のNaボイド反応度解析値が悪化する一方、JUPITER実験の制御棒価値の領域依存性が改善。  
→ JENDL-3.3の導入については継続して検討する。

9/20

研究成果③

BFS臨界実験解析 - 臨界性 -



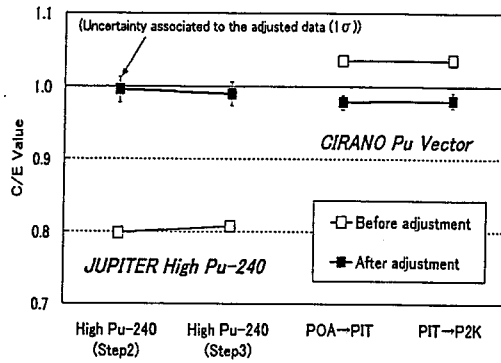
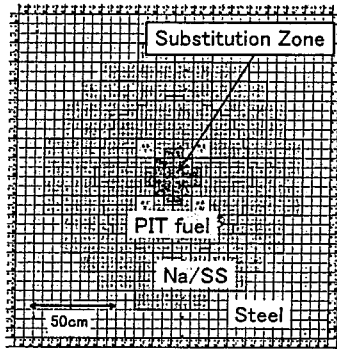
炉定数調整によるBFS臨界実験の整合性

BFS臨界実験を含めた炉定数調整により臨界性のC/E値が改善する。その際、他炉心の臨界性評価値のC/E値改善傾向と矛盾しない。

10/20

研究成果④

MASURCA臨界実験解析 (CIRANO実験)  
- 高次Pu燃料置換反応度 -

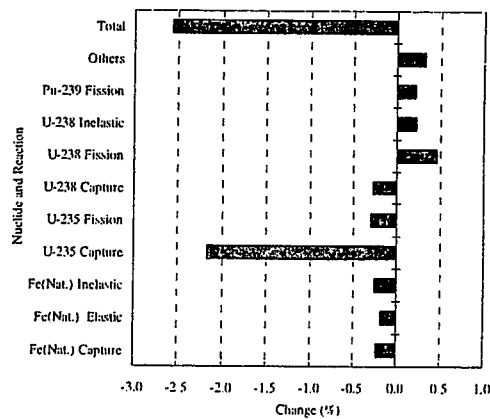
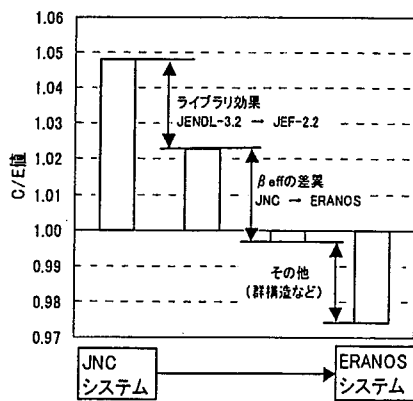


◆POA、PIT、P2K燃料のPu-240存在比は、それぞれ8%、19%、35%。  
炉定数調整により、類似の実験である「JUPITER High Pu-240実験」と矛盾することなく、予測精度が向上することを確認。

11/20

研究成果⑤

「常陽」MK-I炉心解析 - 燃焼反応度係数 -  
(欧州解析システムとの比較)



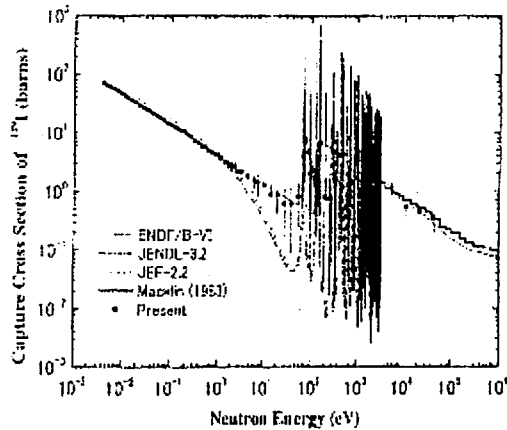
常陽MK-I炉心の燃焼反応度係数C/E値(左)とライブラリ効果分析結果(右)

12/20

研究成果⑥

MA・FP核変換に関する実験データの収集

(1) 核データ測定・評価



<平成13年度実績>

- Np-237崩壊熱測定
- I-129捕獲反応断面積測定  
(委託:京大原子炉実験所)
- Am-242m, Am-243, Tc-99, Ce-140の核データ評価(委託:原研核データセンター)

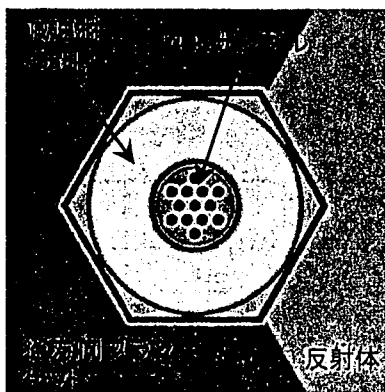
<平成14年度実績>

- I-129, Nd-143の核データ評価(委託:原研核データセンター)

I-129中性子捕獲反応断面積の測定結果と既存の測定値、評価値との比較

13/20

(2) 高速炉フェニックスにおける<sup>60</sup>Co生成実験解析  
(減速材付きFP核変換集合体の模擬)



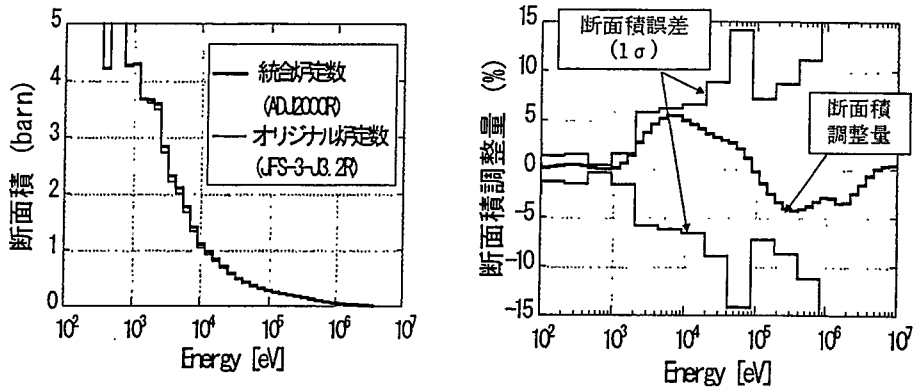
<sup>60</sup>Co生成率についてのC/E値  
(軸方向炉中心位置)

|              |      |
|--------------|------|
| 外側サンプル<br>平均 | 1.02 |
| 中側サンプル<br>平均 | 1.03 |
| 中心サンプル       | 0.96 |

14/20

研究成果⑦

ADJ2000Rの作成と核設計予測精度の向上



Pu-239捕獲断面積の調整量 (左図: 断面積の比較、右図: 調整量)

積分実験数 = 236

(ZPPR:201, FCA:9, BFS:11, MASURCA:2, 常陽MK-I:7, Los Alamos超小型炉:6)

15/20

60万kWe炉心の核設計精度 (暫定評価)

※1σベースの値 (%)

- 炉定数調整法により、目標設計精度を確保できる見通しがある。
- E/Cバイアス補正法は、予測精度をかえって悪化させる場合もあるので、モックアップ実験の選定などを慎重におこなうべき。

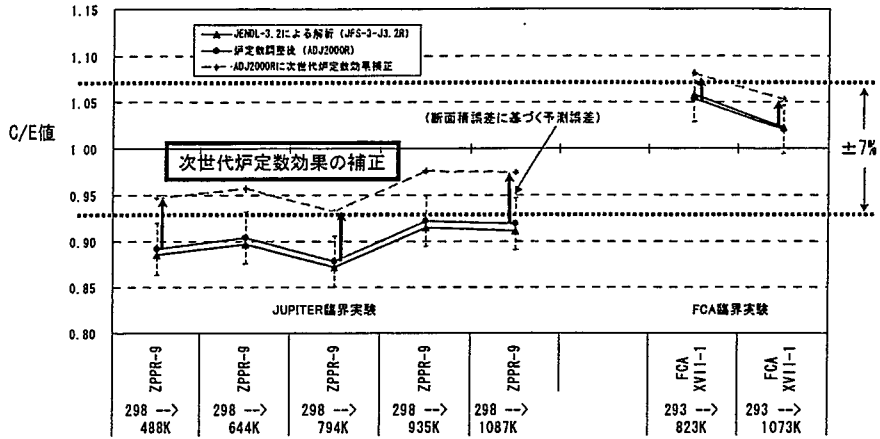
| 設計手法 / 核特性     | 積分情報なし<br>(JENDL-3.2ベースの70群炉定数をそのまま使用) | E/Cバイアス補正法<br>(ZPPR-9,-10A炉心をモックアップ実験として採用) | 炉定数調整法<br>(統合炉定数ADJ2000Rを使用) |
|----------------|--|---|------------------------------|
| 臨界性 (平衡炉心末期)   | 0.84                                   | 0.36  | 0.22                         |
| 出力分布 (外側炉心)    | 3.4                                    | 2.5   | 1.1                          |
| ドップラ反応度 (全炉心)  | 6.6                                    | 7.3   | 4.5                          |
| Naボイド反応度 (全炉心) | 7.6                                    | 10.5  | 5.1                          |

16/20



研究成果⑧

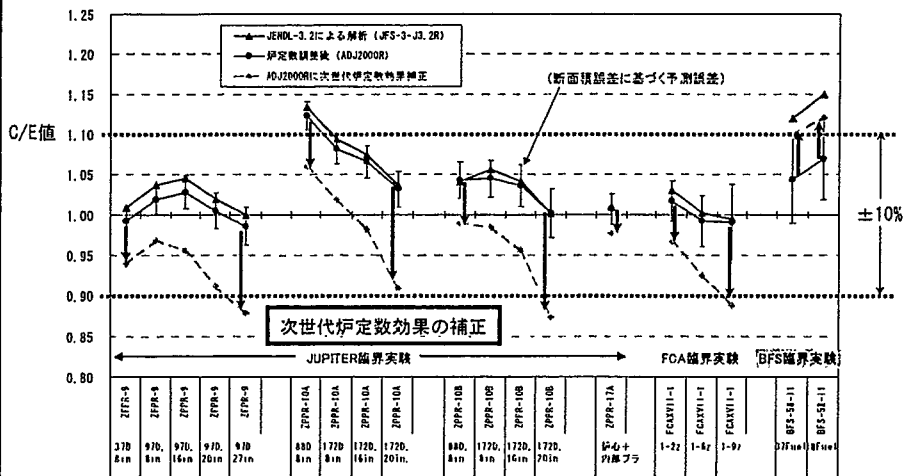
次世代炉定数効果 —ドップラ反応度—



- JUPITERとFCAの調整前C/E値が1.0をはさんで相反しているため、炉定数調整ではドップラ反応度のC/E値はほとんど動かない。
- 次世代炉定数効果の補正を入れれば、ほぼ±7%以内に入る見通しである。

17/20

次世代炉定数効果 —Naボイド反応度—



- JUPITER、FCAは、炉定数調整のC/E値への効果は小さく、ほぼ±10%の幅に収まる。
- 次世代炉定数効果がかなり大きい。共振構造の取扱い改善により実効断面積が増加し、中性子インポートのエネルギー分布が変化したことによる。

18/20

## 成果のまとめ

- サイクル機構は、前期(H8～12年度)安全研究年次計画の継続・発展として、高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究を、H13～17年度の計画で実施している。
- 臨界実験及び実機データの最新手法による解析は、予定通り進捗している。特に今期は、「次世代炉定数システム」の開発及び精度評価への反映が、眼目のひとつである。



これまでの研究結果によれば、炉定数調整法を適用することにより、安全上重要となる核特性の目標予測精度を確保できる見通しがある。

19/20

## 今後の課題

### イ) 解析手法とデータベースの整備

#### ★ 独立な積分実験データの充実・拡張

炉定数調整の信頼性を高める上で、できる限り多様な炉心のデータを用いることが必要。現時点でデータベース化が完了していない、BFS、MASURCA、ZEBRAなどの臨界実験データや、常陽、もんじゅなどの実機データは、さらなる活用の余地がある。また、MA・FPの核変換を行う炉心の核特性評価に必要なデータ及び解析システムの整備を行う。

### ロ) 高速炉心の核特性予測精度評価

#### ★ 統合炉定数による核特性予測精度の向上

燃焼核特性、温度核特性を追加し、反映核特性数を拡張した統合炉定数を作成し、核設計予測誤差の半減を図る。現段階では臨界性やNaボイド反応度の誤差を半減できている。今後は統合炉定数の検証を継続するとともにドブブラ反応度の誤差低減を図る。

### ハ) 核特性予測精度の向上

#### ★ 次世代炉定数システムの完成

共鳴領域・エネルギー群構造の取扱いを改良した次世代炉定数システムを完成し、システムとして実用化する。システムの検証及び性能把握を終了し、平成15年度末に公開する見通し。

#### ★ 誤差評価の精緻化とAccountabilityの確保

積分データ誤差とその相関係数の根拠や、許認可の場などでの説得性などについて、現状では改良の余地がある。いわゆる「工学的判断」を極力少なくするためのデータベースを整備する。

20/20

### 用語の解説

- ◆ **ドブラー反応度**：原子炉炉心内の核燃料物質の温度変化による反応度変化。出力上昇時において即発的に負の効果を持つため、炉心の固有の安全性に寄与する。
- ◆ **ナトリウムボイド反応度**：高速増殖炉において、Na中に気泡（ボイド）が生じることによる反応度変化。大型炉心では一般に正となるため、安全評価上重要となる。
- ◆ **感度係数**：断面積の単位量変化により、着目する核特性が変化する相対量である。通常、一般化摂動理論により計算される。
- ◆ **自己遮蔽因子**：核断面積の共鳴ピークによる中性子束の窪みに伴う核反応量の減少分を断面積に反映させるための因子。反映する前の断面積を無限希釈断面積、反映した後を実効断面積という。ABBN型炉定数では、バックグランド断面積、温度などをパラメータとして、核種・反応毎に表形式で与えられる。
- ◆ **核データの共分散**：核データの誤差（標準偏差）及び相関を表すデータであり、JENDLなどの評価済み核データライブラリに格納されている。核特性予測値の不確かさの推定や、炉定数の調整に使用する。
- ◆ **E/Cバイアス補正法**：模擬臨界実験体系でのE/C値で、設計体系の解析値をバイアスする方法であり、常陽やもんじゅの炉心核設計で採用された。
- ◆ **炉定数調整法**：ベイズの定理に基づき、積分核特性の実験値及び解析値を用いて、炉定数を誤差の範囲内で調整し、設計予測精度を向上する方法。

# 機器・配管の寿命予測評価に関する研究

## ～非破壊損傷検出技術と経年化評価技術の検討～

大洗工学センター  
 要素技術開発部  
 新材料研究Gr.  
 若井隆純

1/16

### 研究目的・背景・研究内容・年度計画

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および予測・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。

背景：高速増殖炉の機器・配管等の長期にわたる構造健全性を確保するには、その寿命を予測・評価するための研究が必要。

内容・年度計画：

|                            | 13年度     | 14年度          | 15年度     | 16年度          | 17年度    |
|----------------------------|----------|---------------|----------|---------------|---------|
| イ. 材料強度および損傷組織データベースの整備・拡充 | 損傷組織DB開発 |               | 材料データの蓄積 |               |         |
|                            |          |               |          |               |         |
| ロ. 寿命予測、測定技術開発             | 設計       | プロトタイププログラム開発 |          |               |         |
|                            |          |               |          | 実用材料適用プログラム開発 |         |
| ハ. 高速増殖炉プラントの維持基準の検討       |          |               |          |               | 検査技術の検討 |
|                            |          |               |          |               |         |

2/16

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目                      | おもな研究成果  | 今後の課題  |
|---------------------------|--|--|
| イ. 材料強度および損傷組織データベースの整備拡充 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・長時間のクリープ／疲労試験実施</li> <li>・継手硬さ試験等を実施</li> <li>・材料損傷組織データベースへの入力</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・長時間材料強度特性試験継続</li> <li>・継手の機械的強度試験、詳細な組織観察等の実施</li> </ul>  |
| ロ. 寿命予測・測定技術開発            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・マルチレベルモデリング解析プログラムの検討</li> <li>・磁気法による非破壊損傷検出技術の検討</li> </ul>              | <ul style="list-style-type: none"> <li>・磁性相生成モデル開発(フェーズフィールド法)</li> <li>・各種損傷における磁気変化測定</li> </ul> |
| ハ. 高速増殖炉プラント維持基準の検討       |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・関係者との議論を踏まえ、課題抽出および内容検討</li> </ul>                         |

3/16

## 材料強度／損傷組織データの拡充 (1/4)

### (1)長時間材料強度特性データの取得 (1/2)

#### 長時間クリープ試験の継続

| 鋼種          | 試験温度(°C) | 応力(MPa) | 経過時間(h) | (参考)主クリープ破断関係式による破断時間 |
|-------------|----------|---------|---------|-----------------------|
| 2¼Cr-1Mo    | 400      | 314     | 158,928 | 16,237                |
| Mod.9Cr-1Mo | 500      | 226     | 120,318 | 135,397               |
|             | 500      | 226     | 98,979  | 135,397               |
|             | 500      | 226     | 87,972  | 135,397               |
|             | 500      | 265     | 99,965  | 11,362                |
|             | 550      | 157     | 101,580 | 75,655                |
|             | 550      | 137     | 78,753  | 371,034               |
|             | 600      | 93      | 77,725  | 91,605                |

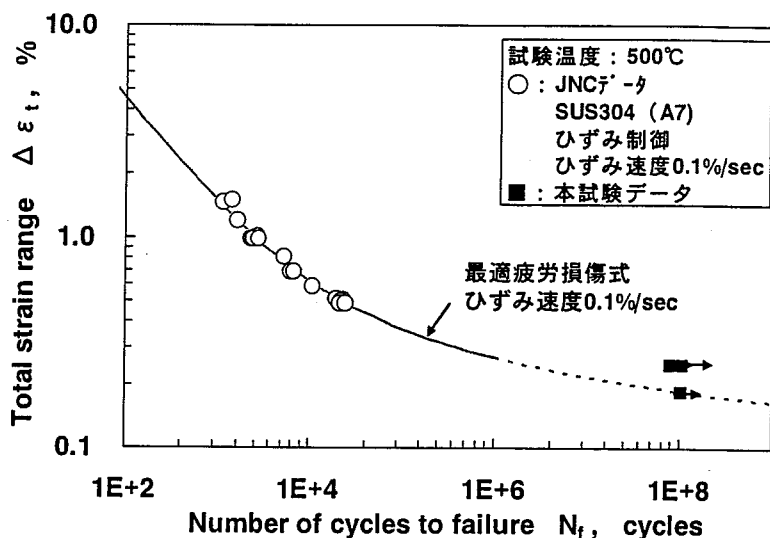
(2003年10月末現在)

4/16

## 材料強度／損傷組織データの拡充 (2/4)

### (1)長時間材料強度特性データの取得 (2/2)

高温高サイクル疲労試験 荷重制御で、 $10^8$ サイクルまで実施

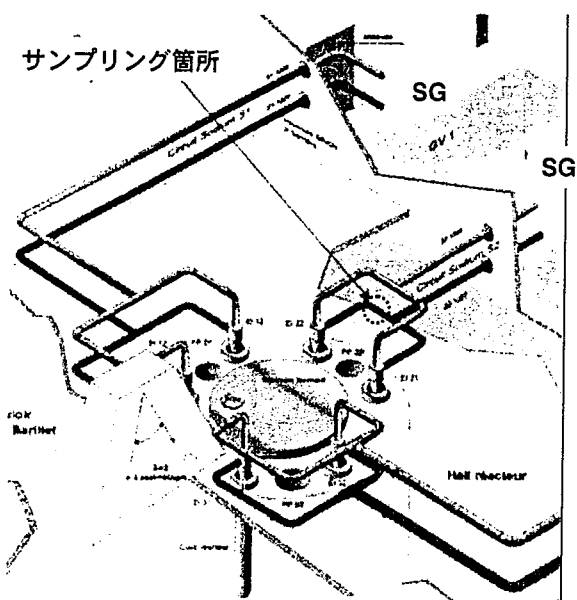


⇒ひずみ制御試験装置により、系統的にデータ取得予定 5/16

## 材料強度／損傷組織データの拡充 (3/4)

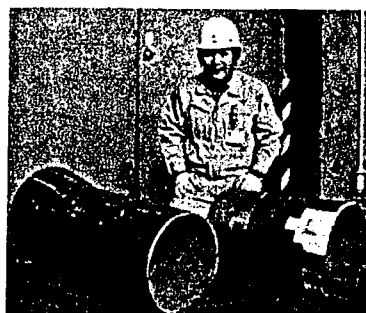
### (2)実機補修溶接部の健全性評価 (1/2)

#### Phenix (2次系) 実機経年化材



- (1)304-304配管経年化溶接継手
- (2)304(旧)-316L(新)配管溶接継手

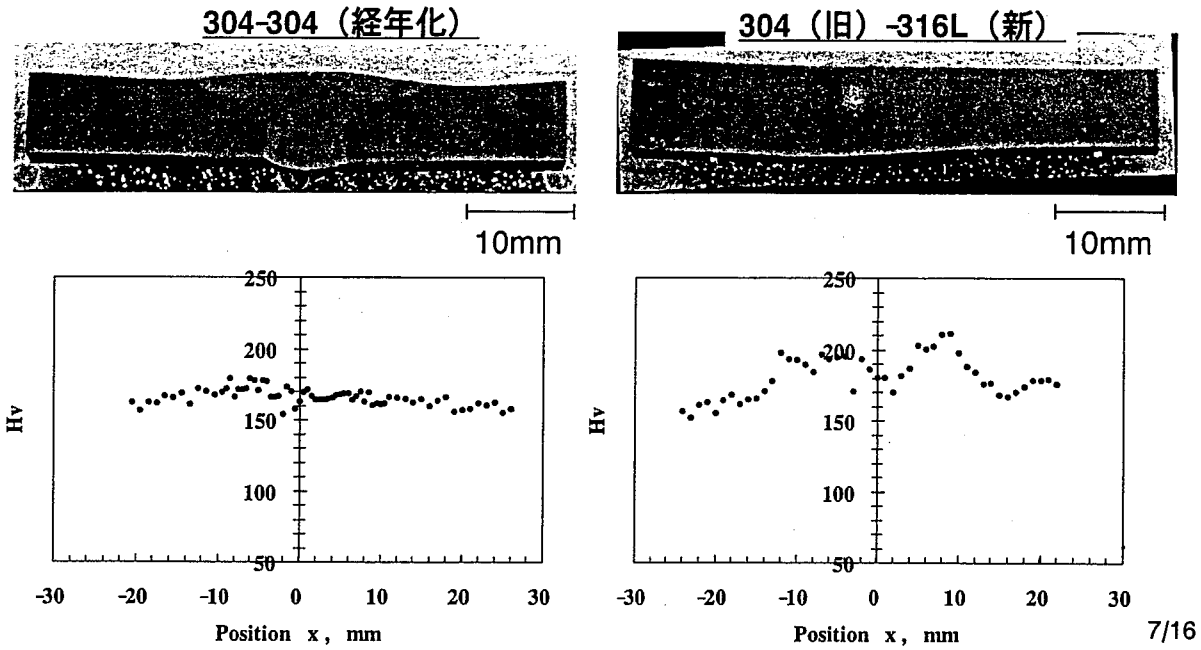
寸法 :  $\phi 350\text{mm}$   
 使用条件 : 75,895時間 at  $545^\circ\text{C}$   
 12,164時間 at  $526^\circ\text{C}$



# 材料強度／損傷組織データの拡充 (4/4)

## (2)実機補修溶接部の健全性評価 (2/2)

### 硬さ測定

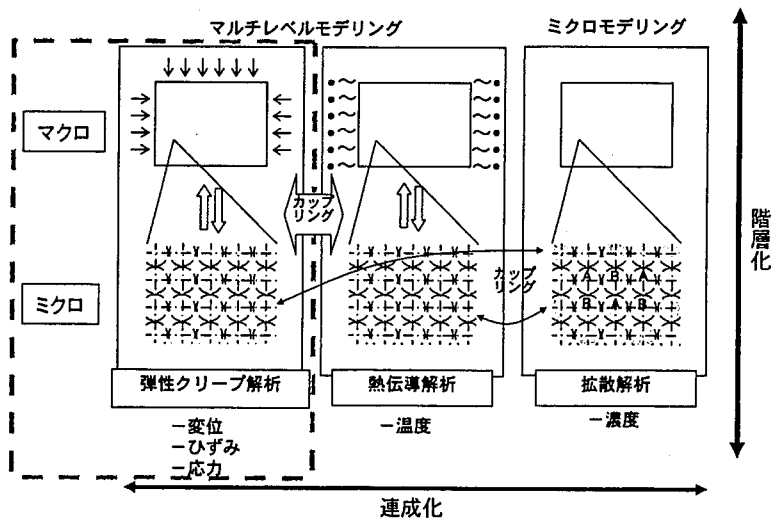


7/16

# 寿命予測・測定技術開発 (1/7)

## (1)損傷シミュレーションプログラムの開発 (1/3)

マルチレベルモデリングとは: 複雑な高温変形現象を、構造体-組織との階層化、種々の物理現象の連成化で表現する理論モデル

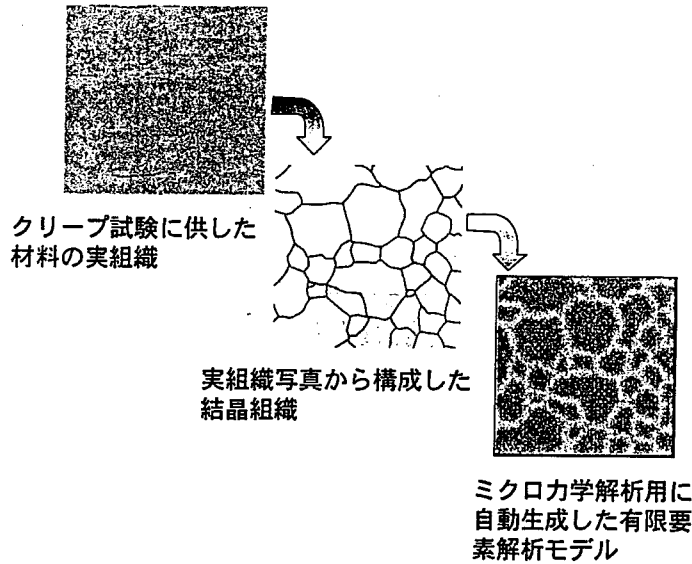


マルチレベルモデリング概念図

8/16

# 寿命予測・測定技術開発 (2/7)

## (1) 損傷シミュレーションプログラムの開発 (2/3)



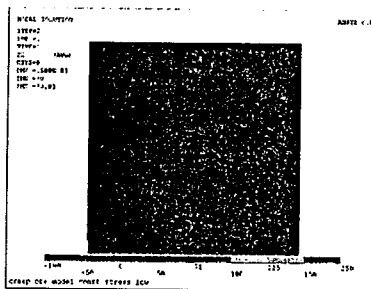
クリープ試験片の組織写真から作成した解析モデル

9/16

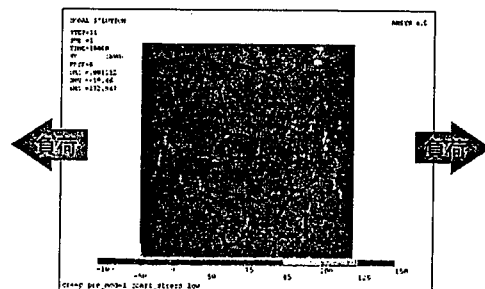
# 寿命予測・測定技術開発 (3/7)

## (1) 損傷シミュレーションプログラムの開発 (3/3)

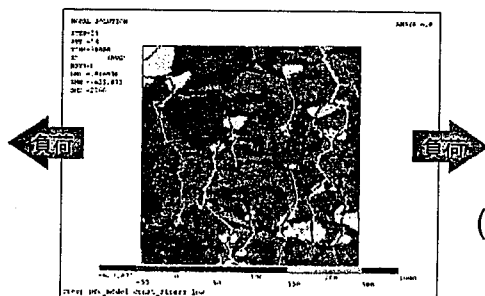
### 時刻歴解析における各時刻におけるミクロ応力分布の変化



(a) クリープ試験開始時 (t=0)



(b) クリープ破断寿命の約50%時間：  
応力負荷方向に垂直な粒界に空孔発生に伴う局所的な応力集中が観察される。



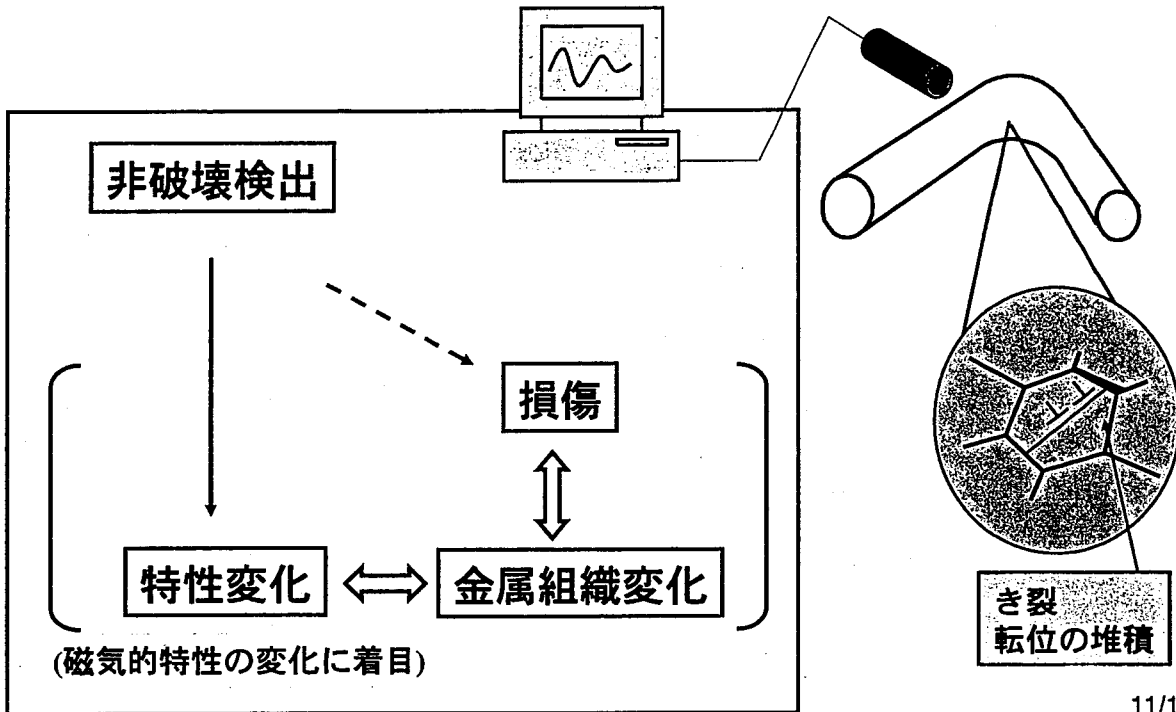
(c) クリープひずみが急上昇後：  
不均一な応力分布が観察される。

10/16



# 寿命予測・測定技術開発 (4/7)

## (2)非破壊損傷検出技術の開発 (1/4)

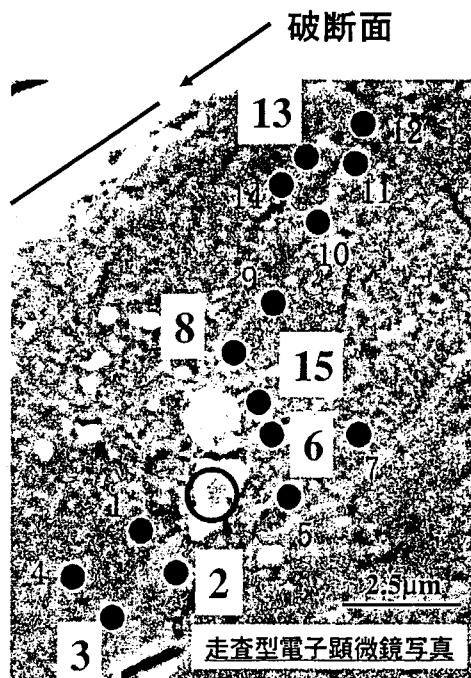
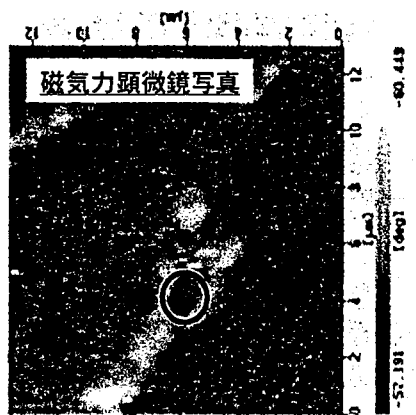


11/16

# 寿命予測・測定技術開発 (5/7)

## (2)非破壊損傷検出技術の開発 (2/4)

|     |       |       |       |       |       |
|-----|-------|-------|-------|-------|-------|
| 位置  | 1     | 2     | 3     | 4     | 5     |
| クロム | 19.66 | 16.64 | 16.25 | 19.23 | 18.09 |
| 位置  | 6     | 7     | 8     | 9     | 10    |
| クロム | 16.57 | 18.05 | 17.12 | 19.19 | 19.20 |
| 位置  | 11    | 12    | 13    | 14    | 15    |
| クロム | 17.99 | 18.03 | 17.07 | 18.55 | 16.82 |



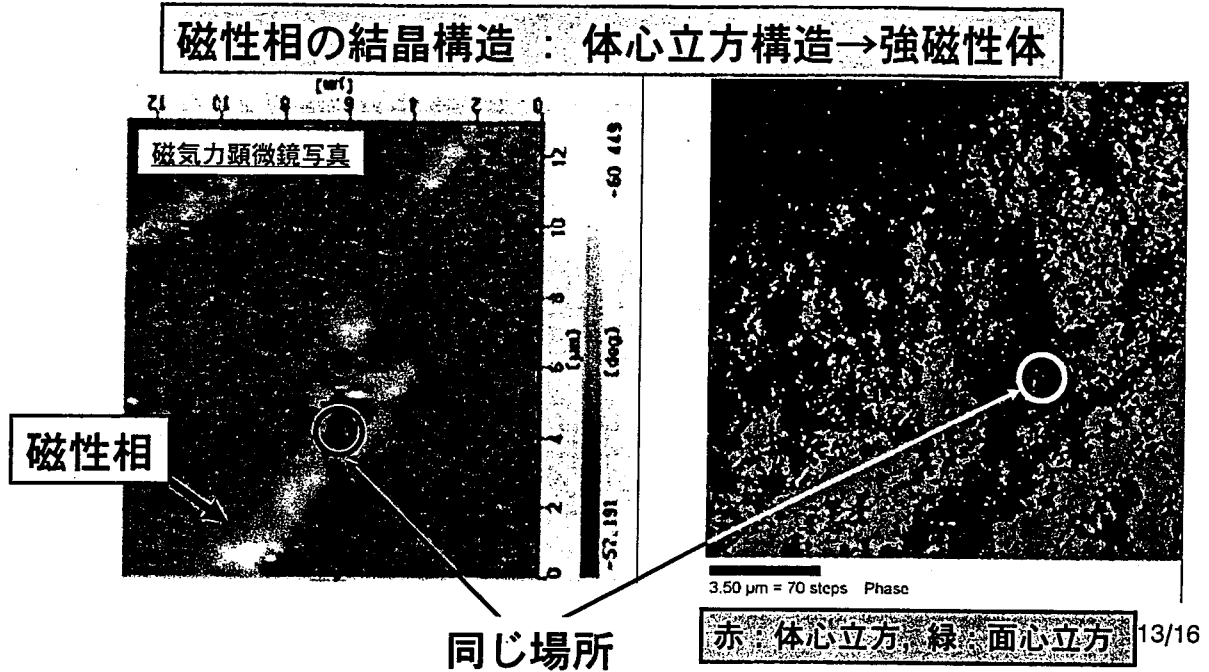
クロム欠乏層 ↔ 磁性相

12/16

# 寿命予測・測定技術開発 (6/7)

## (2)非破壊損傷検出技術の開発 (3/4)

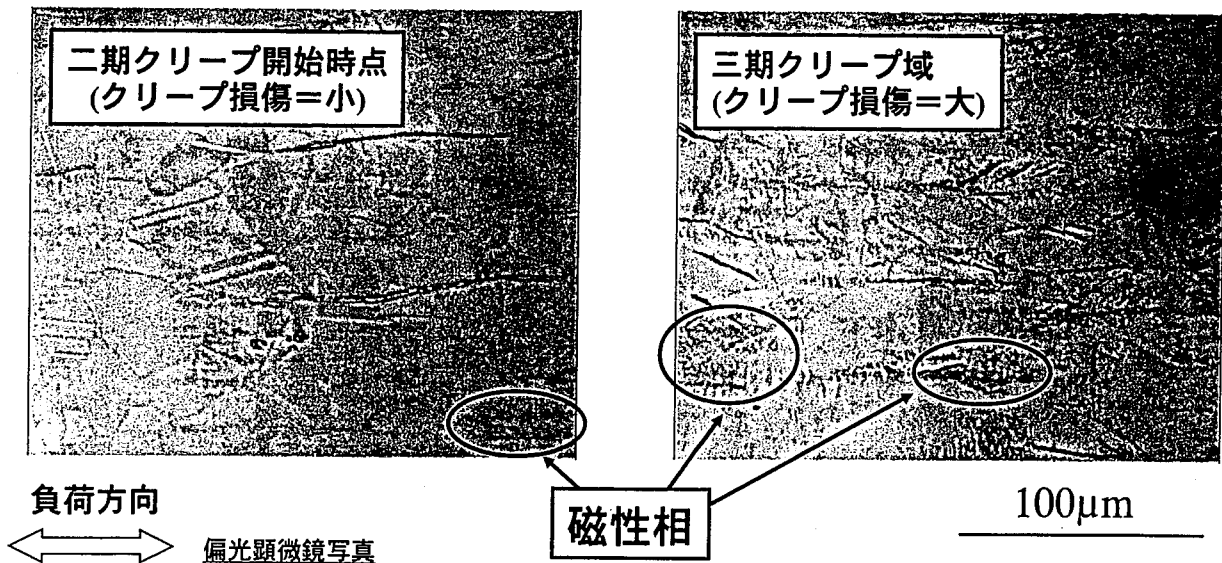
### クリープ損傷による結晶構造の変化



# 寿命予測・測定技術開発 (7/7)

## (2)非破壊損傷検出技術の開発 (4/4)

### クリープ損傷の進行による磁性相の量の増加



## 成果のまとめ

- 長時間クリープ試験／高サイクル疲労試験を実施／継続。
- 経年化溶接継手／新旧材料溶接継手の硬さ分布を測定。
- マルチレベルモデリングによる損傷シミュレーション手法を開発した。これにより、ポイド生成・合体・クラック形成を直接取り扱うことができるようになった。
- き裂発生以前のクリープ損傷の初期から磁気変化があることを示し、磁気法がき裂発生前からのクリープ損傷検知に有効であることを示した。

15/16

## 今後の課題

- 長時間クリープ試験の継続／ひずみ制御高サイクル疲労試験の実施
- 経年化溶接継手／新旧材料溶接継手の機械的強度試験（引張／クリープ）、詳細な組織観察等の実施
- マルチレベルモデリングプログラムの検証・改良
- 磁性相生成モデル開発（フェーズフィールド法）
- 各種損傷における磁気変化測定
- 高速増殖炉プラント維持基準に係る検討

16/16

クリープ：金属材料に高温で一定の負荷を与えると、変形が時間とともに増加していく現象。

高サイクル疲労：材料に繰返し負荷を与えると小さな荷重でもやがて材料に微小なき裂が発生し、それが進展して破損にいたる。これを疲労というが、破損繰返し数が数十万回以上の場合を高サイクル疲労といい、一般に荷重が比較的小さい条件で起こる。

マルチレベルモデリング：高温における複雑な変形現象を、構造体(マクロ)ー組織(ミクロ)との階層化、種々の物理現象(機械的変形、熱伝導、元素拡散)の連成化で表現する理論モデル。

ポイド：クリープなどの長時間負荷が加わった材料中に生じる空孔のこと。おもに結晶粒界に発生して、その連結等によってき裂へと成長し、破損にいたる。

変質相：金属材料が、高温熱時効、疲労やクリープ等の負荷、腐食などを受けた場合に組織変化によって生成する相。

クロム欠乏層：オーステナイト系ステンレス鋼などにおいて、高温熱時効、クリープなどにより、結晶粒界クロム炭化物が析出することによってできる結晶粒界近傍のクロムの組成が周辺より低くなった領域。

FCC、BCC：それぞれ金属の結晶構造の一つ。FCCはFace-Centered Cubic lattice(面心立方格子)、BCCはBody-Centered Cubic lattice(体心立方格子)。FCCは常磁性体、BCCは強磁性体。

磁気力顕微鏡：鋭い先端を持つ強磁性体の探針を試料上で走査しながら、試料からの漏えい磁場によって探針の受ける磁気力を測定する装置。

過渡伝熱流動現象評価に関する研究  
 ～ 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針の整備 ～

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  
 村松 壽晴

1 / 16

[ 研究目的 ]

大型炉の定格運転時から事故時にわたるプラントシステム内の過渡伝熱流動現象について、境界領域における熱流体 - 構造相互作用を考慮して評価する手法の開発・整備を実施

→ システムの安全性評価と安全裕度の適正化

[ 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

→ 解析手法の開発・検証・整備

(ロ) 熱過渡に伴う流体 - 構造応答特性に関する試験

→ 流体 - 構造熱的連成現象の解明

(ハ) 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

→ コード検証手順、信頼性評価手順、熱荷重評価手順などの構築

|                               | 13 年度 | 14 年度       | 15 年度 | 16 年度       | 17 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 | ●     | 手法の高度化      | ●     | 手法の検証・適用性評価 | ●        |
| ロ 熱過渡に伴う流体 - 構造応答特性に関する試験     | ●     | 水 / ナトリウム試験 |       | ●           | 評価       |
| ハ 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討       | ●     | ●           | 手順の検討 | ●           | 手順の信頼性評価 |

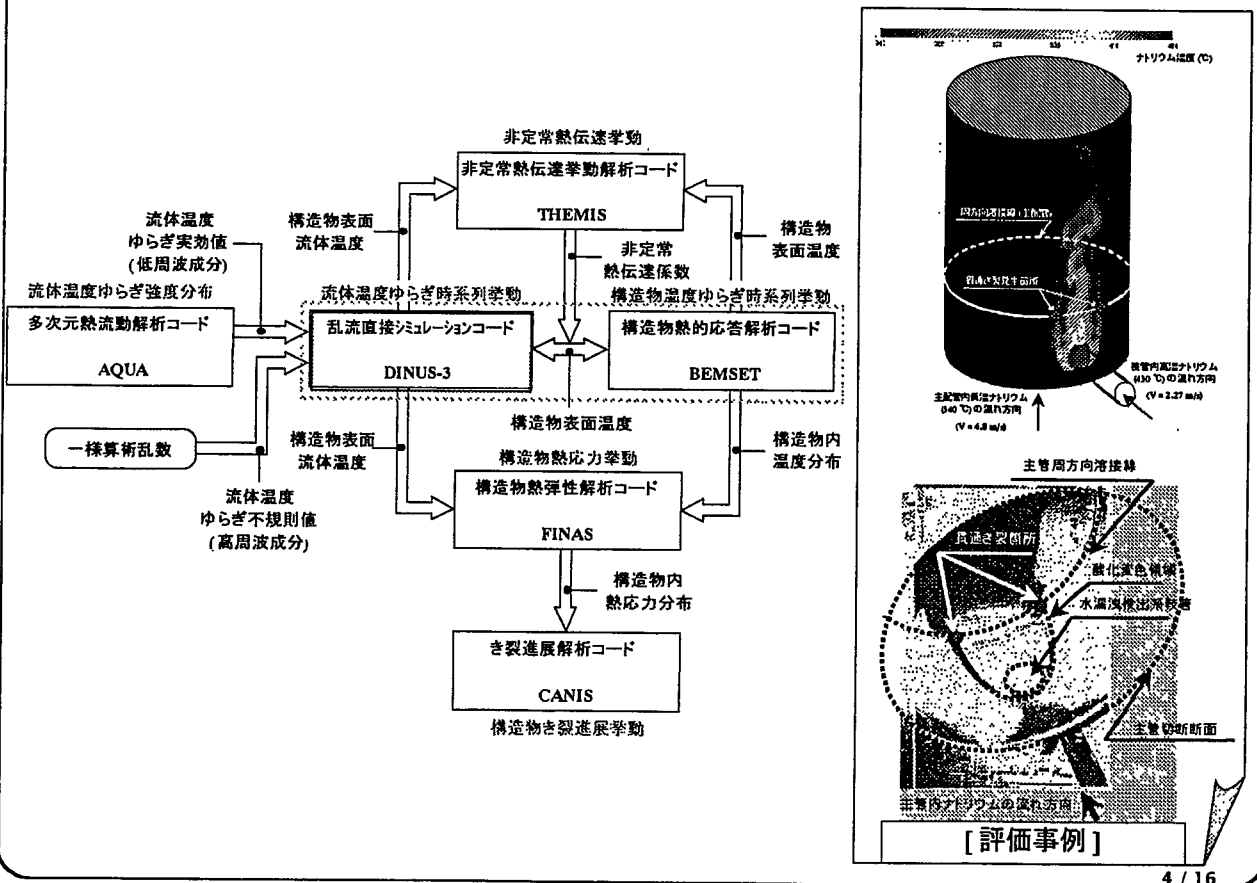
2 / 16

これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目                          | 主な研究成果  | 今後の課題  |
|-------------------------------|---|--|
| (イ) 流体-構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備 | <ul style="list-style-type: none"> <li>配管合流部での乱流混合特性の定量化を目的とした基礎水実験の解析を DINUS-3 コードにより実施し、口径比、流速比などによるフローパターンの変化を良好に模擬できることを確認。 ← コード検証</li> <li>アーチ状渦列による低周波流動振動が発生する偏向流条件での解析結果に基づき、その発生メカニズムを検討。 ← 現象解明</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>低周波流動振動の発生を防止する観点からの、乱流プロモータ特性の検討</li> <li>実験データを用いた数値解析コードの継続的な検証</li> </ul>                 |
| (ロ) 熱過渡に伴う流体-構造応答特性に関する試験     | <ul style="list-style-type: none"> <li>配管合流部におけるサーマルスライピング条件の定量化を目的とした基礎水実験を実施し、温度変動強度分布が主/枝管の運動量比により整理できることを確認。 ← 現象解明</li> <li>流体から構造材への温度変動伝達挙動の定量把握を目的とした平行三噴流ナトリウム試験を実施し、温度変動場における熱伝達率を検討。 ← 現象解明</li> <li>配管系サーマルスライピングにつき、東北大、同志社大、愛媛大との共同研究を実施。 ← 現象解明</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>低周波流動発生防止機構の検討、非定常熱輸送特性の一般化、合流部上流外乱効果の一般化</li> <li>熱過渡に伴うき裂発生および進展挙動データの取得と評価手法の確立</li> </ul> |
| (ハ) 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討     | <ul style="list-style-type: none"> <li>配管合流部サーマルスライピングを対象とした評価フローの検討を進め、その一部を日本機械学会による軽水炉用評価指針に反映。 ← 評価手順構築</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウムを対象とした配管合流部サーマルスライピング用評価指針の構築</li> </ul>   |

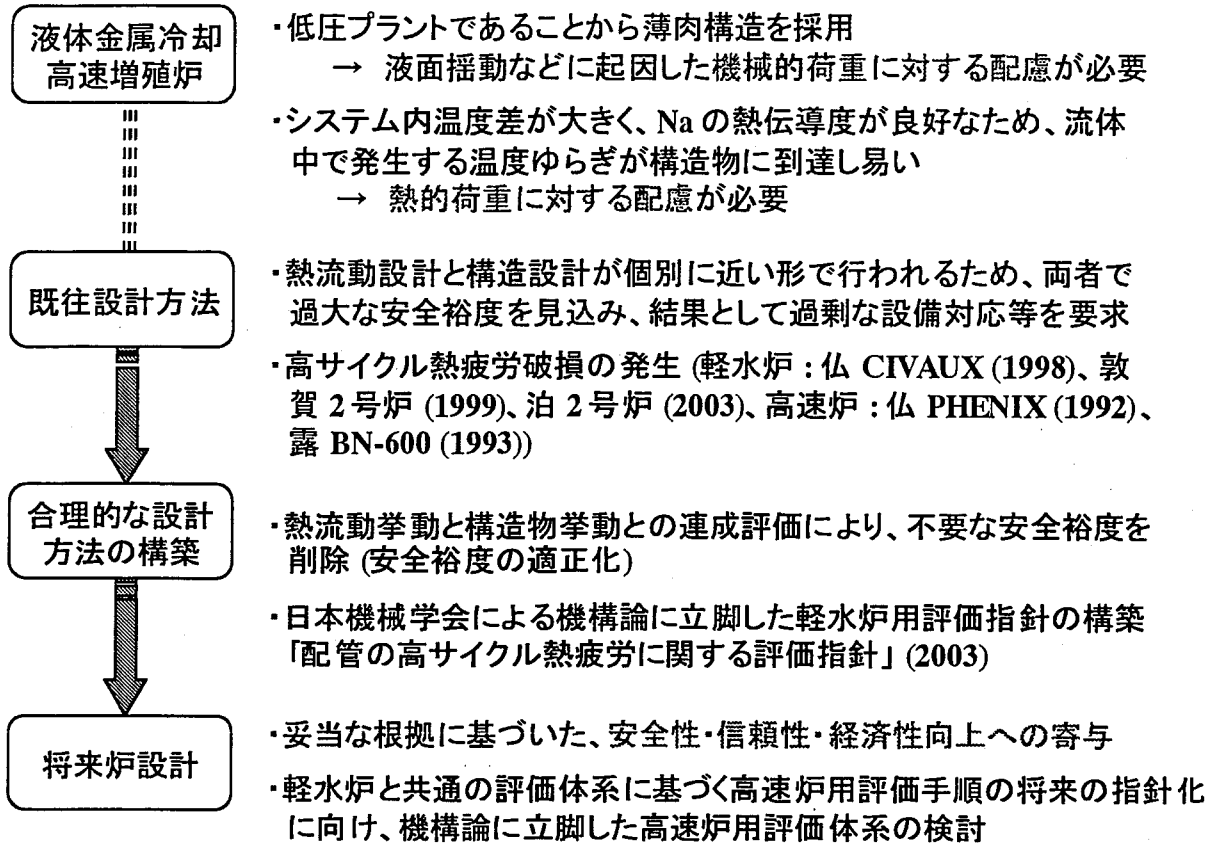
3 / 16

[ 流体-構造熱的連成挙動に対する数値解析コードシステム ]



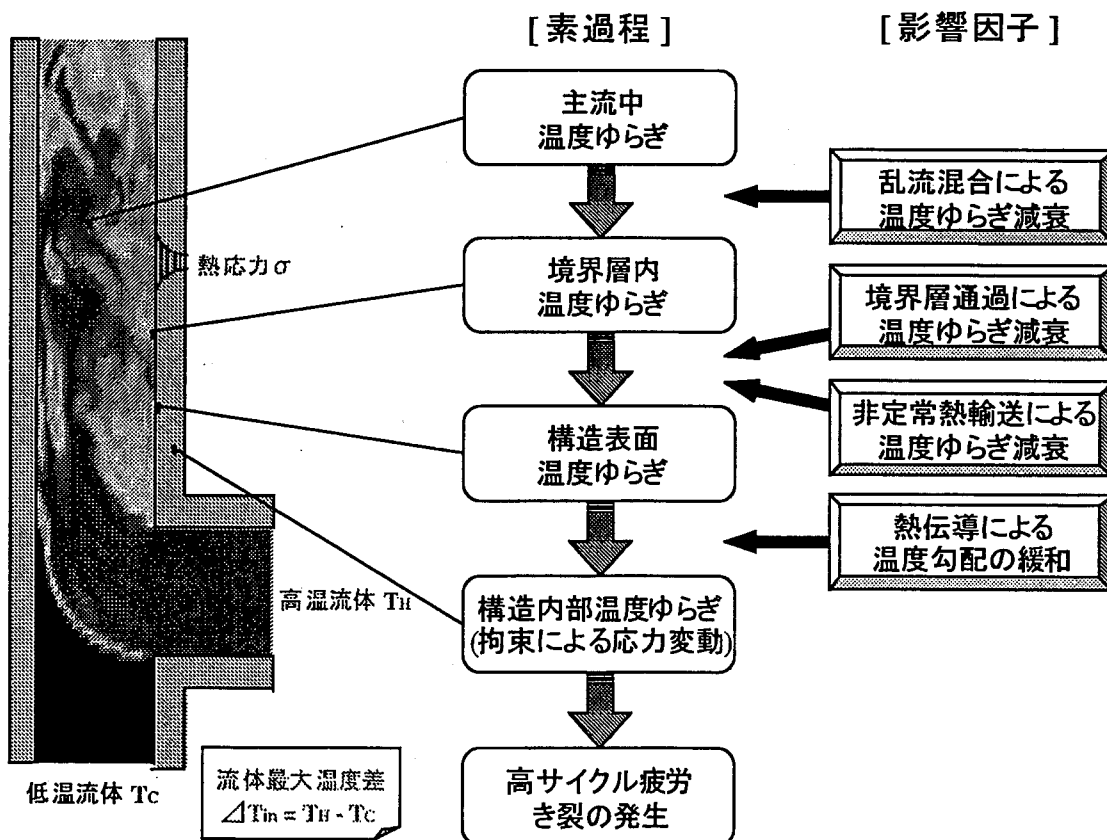
4 / 16

[ 研究の背景 ]

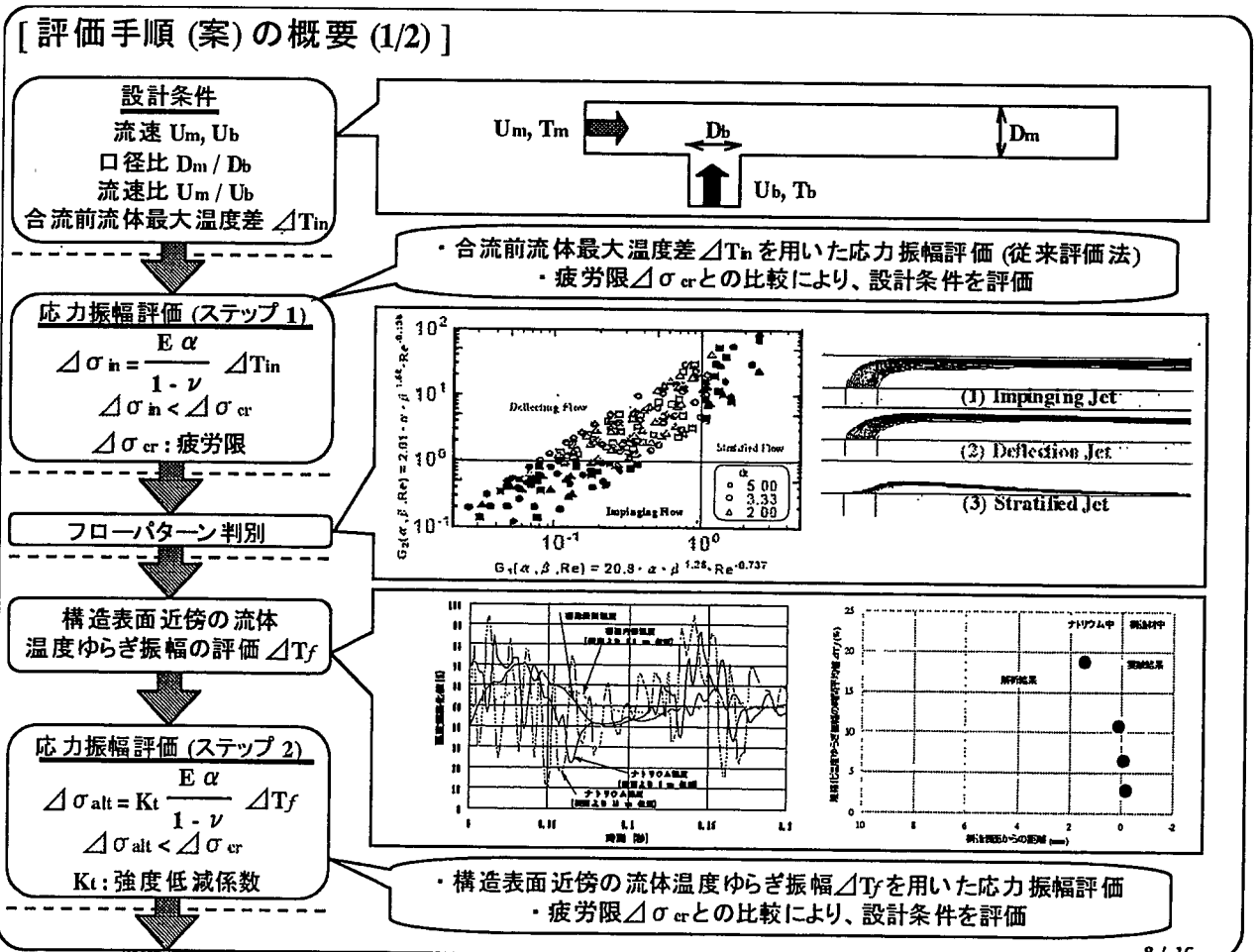
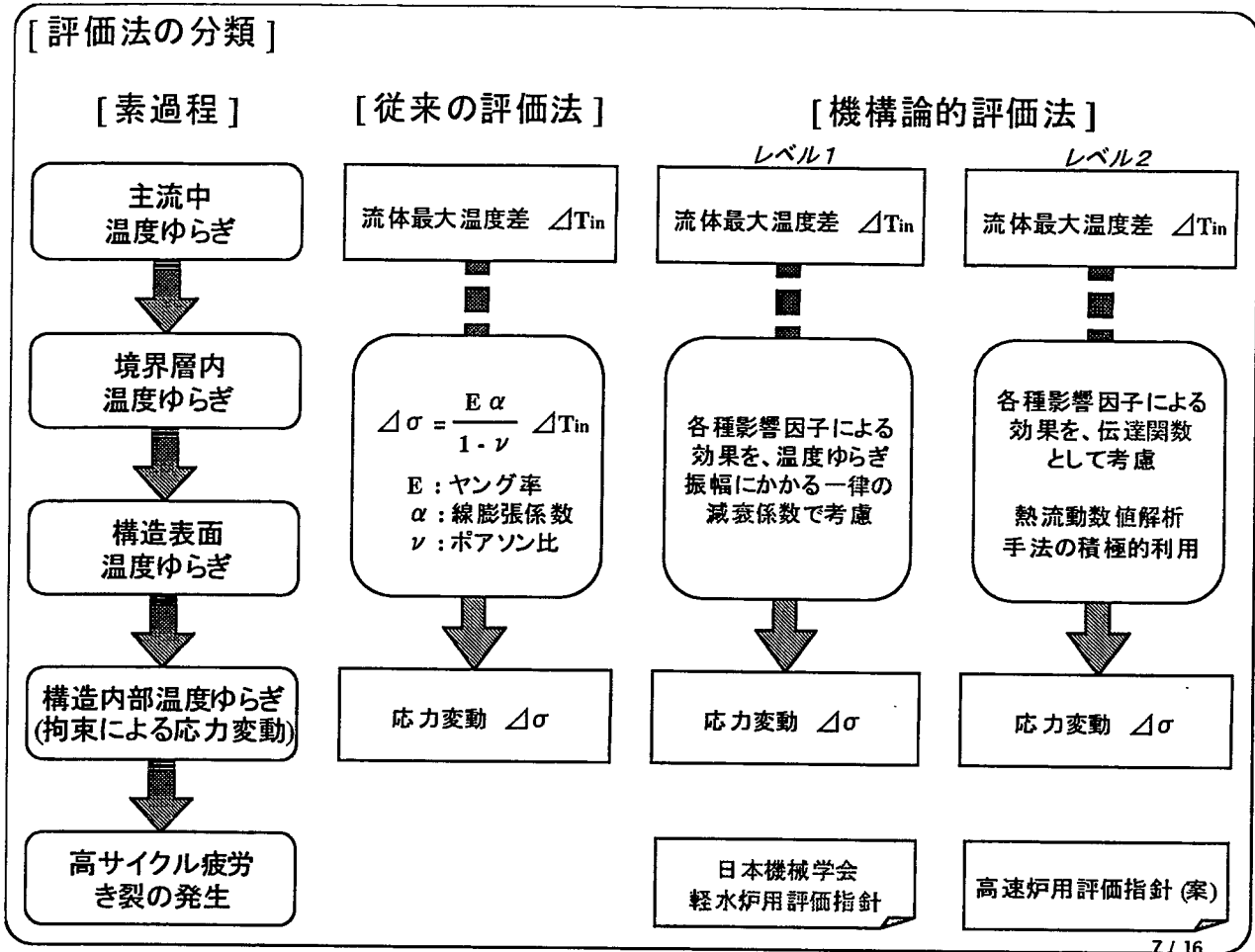


5 / 16

[ サーマルストライピング現象の素過程への分解と影響因子 ]

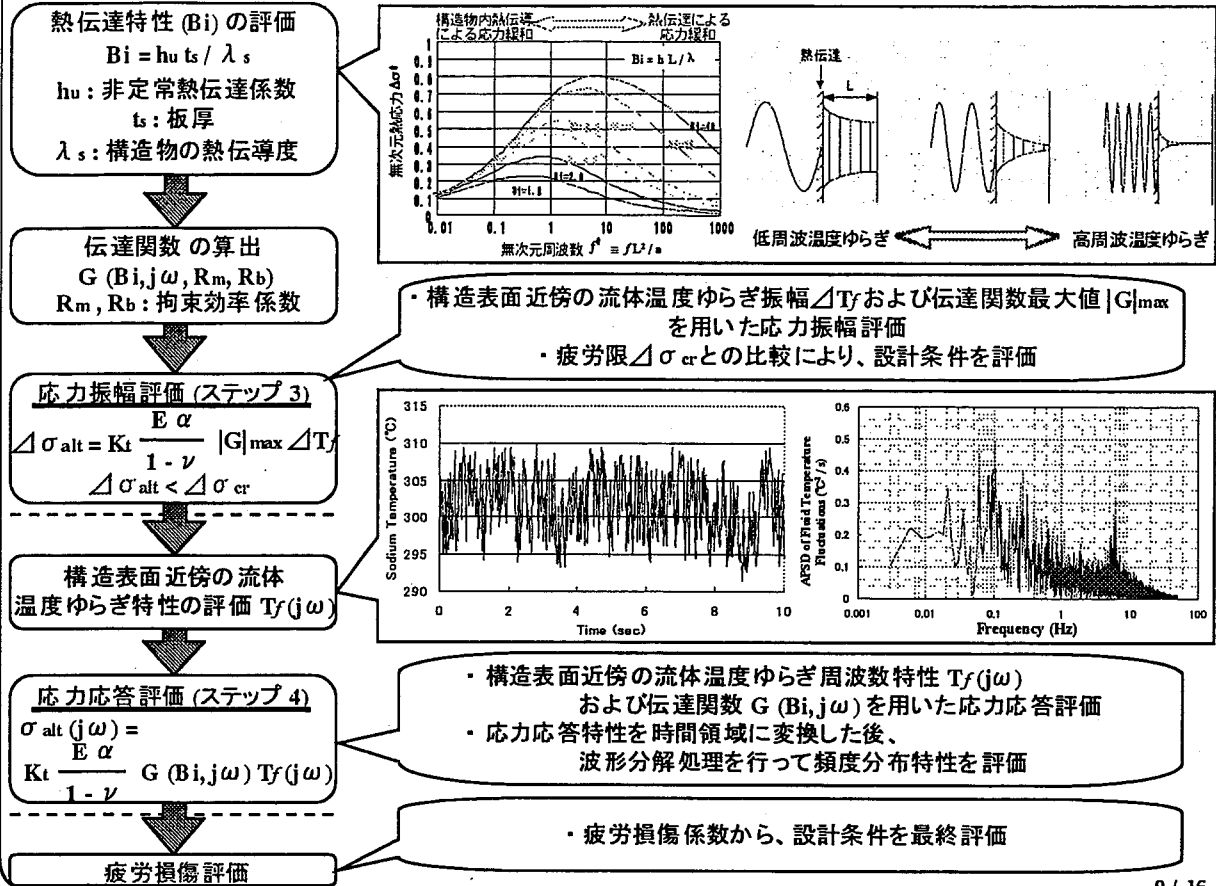


6 / 16





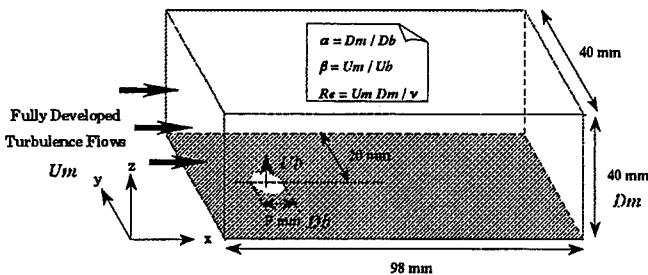
[ 評価手順 (案) の概要 (2/2) ]



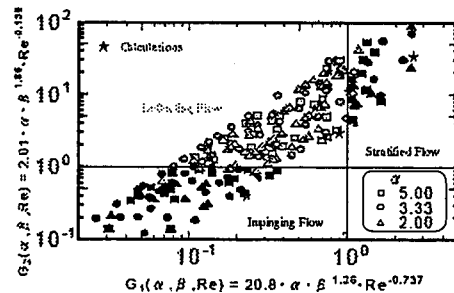
9 / 16

[ フローパターンの判別 ]

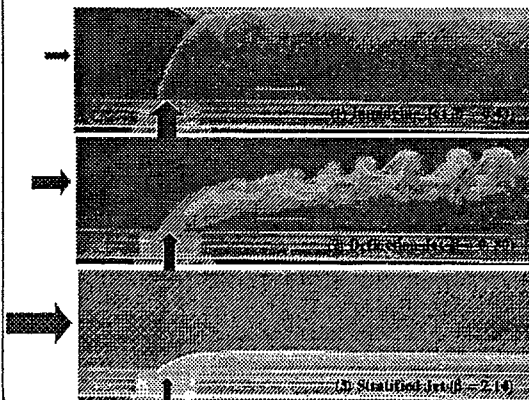
試験装置



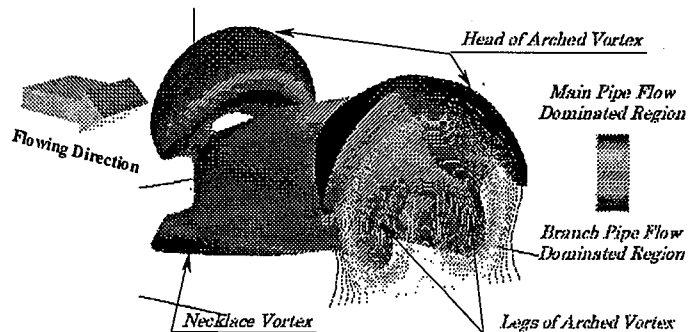
フローパターンの分類



フローパターンの可視化結果



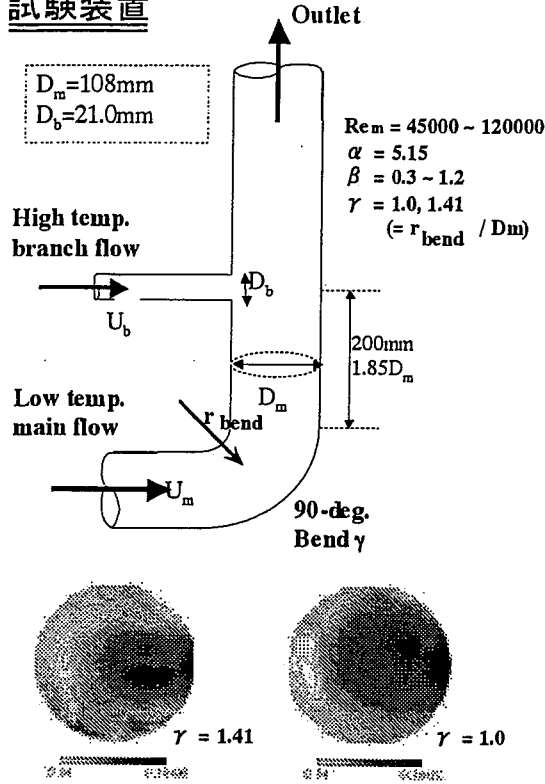
アーチ渦の構造



10 / 16

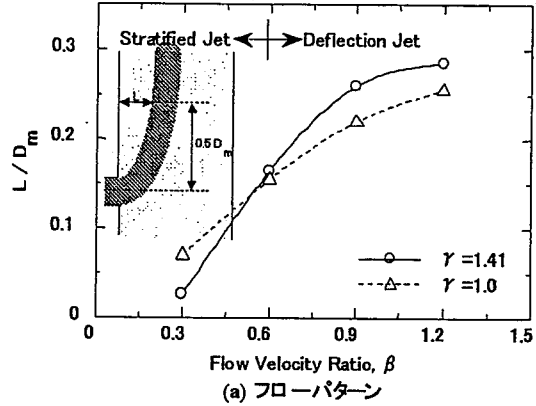
[ 合流部上流外乱効果の評価 ]

試験装置

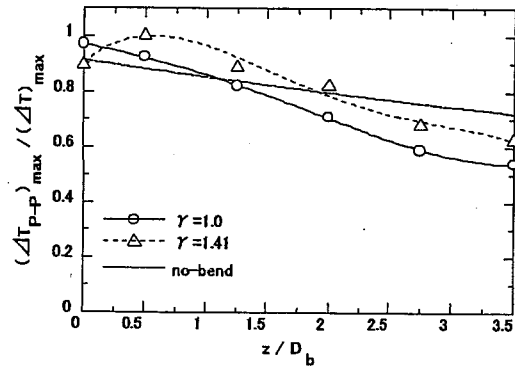


(b)  $z = 1.0 D_m$  位置での速度変動強度分布

ベンド曲率半径比の効果



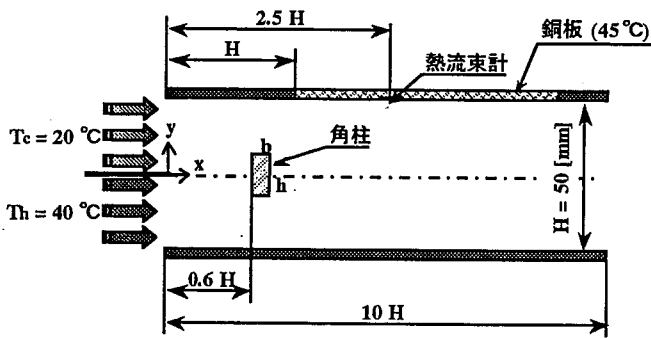
(a) フローパターン



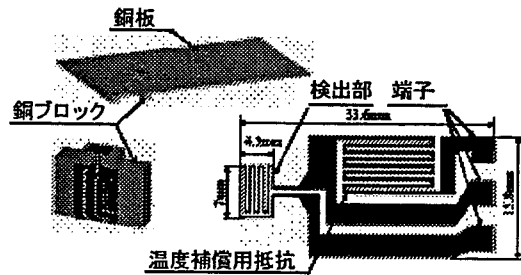
(c) 温度ゆらぎ振幅

[ 非定常熱輸送特性の評価 ]

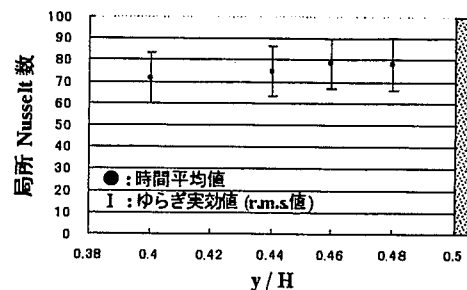
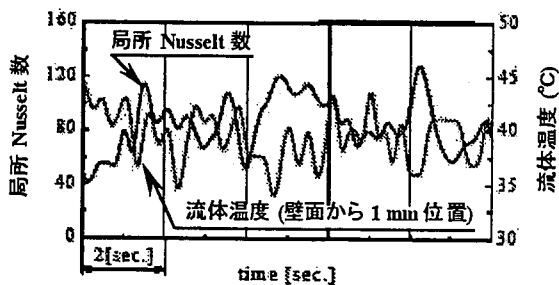
試験装置



熱流束計

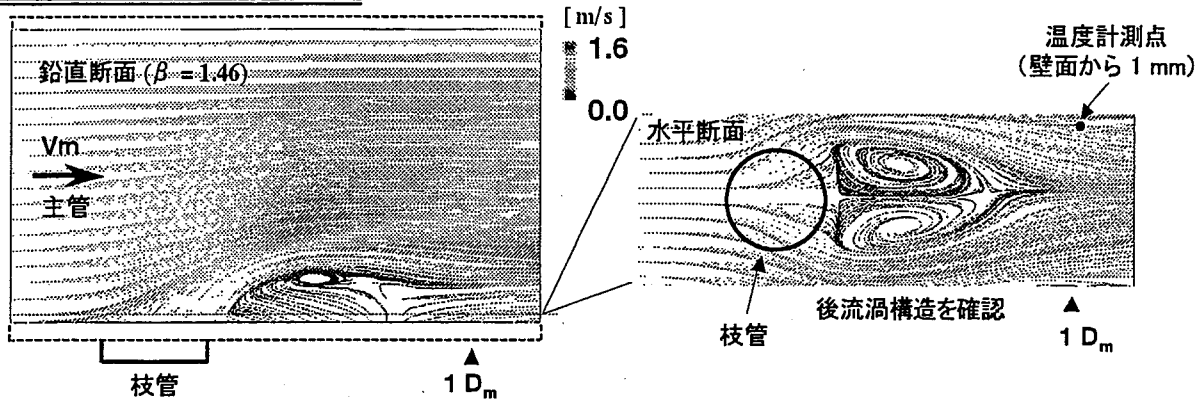


実験結果の一例 (Re = 9000, St = 0.174)

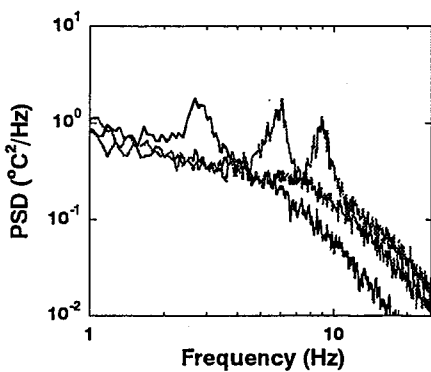


[ 配管合流領域の速度場把握および温度ゆらぎ周波数特性の一般化 ]

PIV による時間平均流線



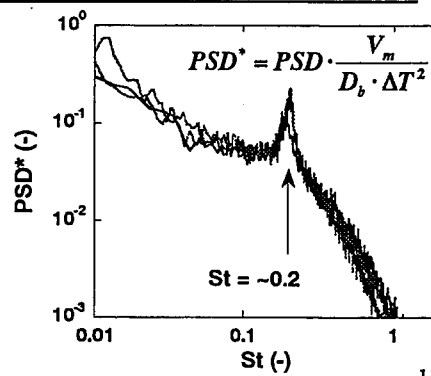
温度変動周波数特性



主管 / 枝管流速比  
一定条件



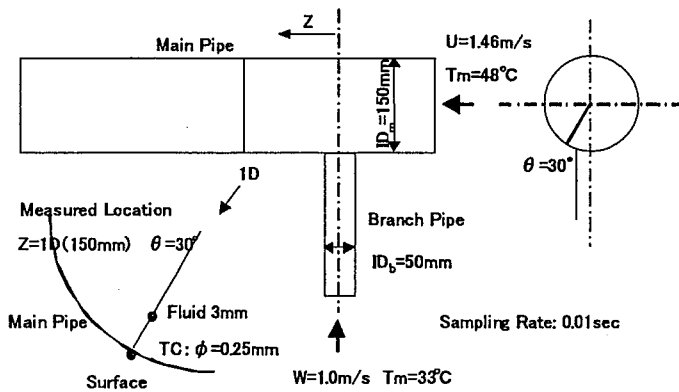
無次元化による特性の一般化



13 / 16

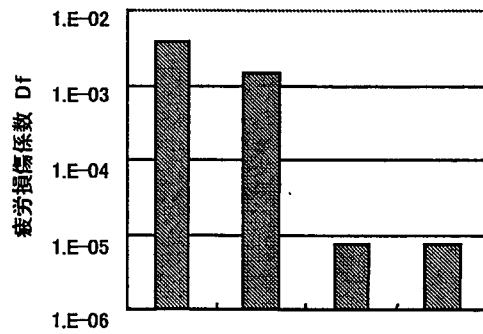
[ 機構論を取り入れた評価法による合理化効果の試算 ]

評価条件



配管合流部温度ゆらぎ試験データに基づき  
疲労損傷係数を試算

試算結果



乱流混合のみ考慮  
乱流混合、熱伝達、熱伝達を減衰係数で考慮  
乱流混合、熱伝達、熱伝達を伝達関数で考慮  
実験データを FEM モデルに直接入力

14 / 16

[ 成果のまとめ ]

(イ) 流体－構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

- ・ 配管合流部基礎水実験の解析を DINUS-3コードにより行い、口径比、流速比などによるフローパターンの変化を良好に模擬できることを確認
- ・ 偏向噴流条件下で発生するアーチ状渦列挙動を DINUS-3コードにより模擬できることを確認するとともに、その発生メカニズムを検討

(ロ) 熱過渡に伴う流体－構造応答特性に関する試験

- ・ 配管合流部基礎水実験結果から、温度変動強度分布が主 / 枝管の運動量比により整理できることを確認、温度変動の周波数特性を把握
- ・ 平行三噴流ナトリウム実験結果を用い、温度変動場における熱伝達特性を検討
- ・ 大学との共同研究により、配管合流部でのフローパターンの分類、非定常熱輸送特性の検討、合流部上流外乱効果の検討を実施

(ハ) 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

- ・ 機構論に立脚した高速炉用配管合流部評価手順 (案) を検討

15 / 16

[ 今後の課題 ]

(イ) 流体－構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

- ・ 低周波流動振動の発生を防止する観点からの、乱流プロモータ特性の数値解析的検討
- ・ 実験データを用いた数値解析コードの継続的な検証

(ロ) 熱過渡に伴う流体－構造応答特性に関する試験

- ・ 低周波流動振動防止機構の検討、非定常熱輸送特性の一般化、合流部上流外乱効果の一般化について、社内ならびに大学で分担実施
- ・ ナトリウム試験によるき裂発生・進展挙動に関する流体温度変動周波数の影響評価

(ハ) 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討

- ・ 機構論に立脚した高速炉用配管合流部評価手順 (案) の検討継続

16 / 16

## 用語集

|             |   |
|-------------|---|
| サーマルストライピング | 温度の異なる流体の混合により生じた不規則温度ゆらぎにより発生する高サイクル熱疲労の総称。  |
| 高サイクル熱疲労    | 1,000,000 回程度以上の熱サイクル負荷による構造物の熱疲労破壊形態。  |
| 境界層         | 構造物表面近傍に生じる速度勾配の大きな空間領域の総称。より近傍には、粘性底層が出現。  |
| 熱応力         | 構造物内部での不均一温度分布などにより生じる力。  |
| 疲労限         | 繰返し数が十分大きくても疲労破壊を起こさない限界応力。   |
| APSD        | Auto-Power Spectral Density の略。時間領域での振動挙動をフーリエ変換して得られる関数。   |
| 温度ゆらぎ強度     | 温度ゆらぎ振幅実効値の 2 乗。不規則温度ゆらぎ特性の時間平均分布を把握するために使用。  |
| DINUS-3     | 局所瞬時の Navier-Stokes 方程式を利用する汎用多次元直接シミュレーション (DNS) コード。修正 3 次風上差分法の利用により、準 DNS を実現。乱流モデル、壁関数等を利用せず、物理現象を忠実に再現。 |
| 強度低減係数      | 形状の不連続などで生じる強度低下を表す係数。  |
| 伝達関数        | 任意システムにおける入力と出力の関係を、周波数領域で関連づけた関数。  |
| 疲労損傷係数      | 疲労によって材料が受けた損傷の大きさを示す係数。  |
| 拘束効率係数      | 熱膨張変形が拘束を受けて熱応力に変換される割合を表す係数。   |
| PIV         | Particle Image Velocimetry の略。微小粒子の移動速度から、流体速度を測定する手法。  |

平成15年度 安全研究成果発表会  
平成15年11月7日  
サイクル機構 大洗工学センター

## ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究

### ～窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験～

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

石川 浩康

1/24

#### 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への検討に資する。

#### 背景

- 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。

#### 研究内容と年間計画

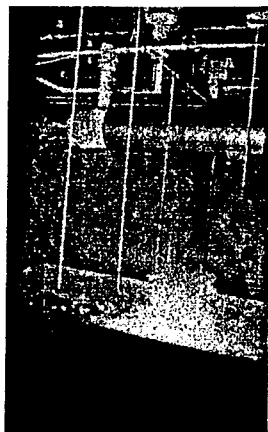
| 研究内容  | 13年度           | 14年度          | 15年度 | 16年度          | 17年度 |
|---|----------------|---------------|------|---------------|------|
| <b>イ. ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備</b><br>ナトリウム燃焼挙動をより詳細に把握するために、典型的な燃焼形態(液滴燃焼、プール燃焼)を対象として詳細実験を実施。ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化を図る。 | ○              | ○             | ○    | ○             | ○    |
|   | 実験、解析コード統合・高度化 |               |      | 解析コード検証、適用性評価 |      |
| <b>ロ. 微小漏えいの検出信頼性評価</b><br>高感度かつナトリウム選択的検出性を有する手法について、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。                     | ○              | ○             | ○    | ○             | ○    |
|   |                | 検出性評価         |      | 信頼性評価         |      |
| <b>ハ. ナトリウム-コンクリート反応試験</b><br>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拡充を図るため実験を実施し、解析モデルを改良・整備する。                    | ○              | ○             | ○    | ○             | ○    |
|   |                | 試験、解析モデル改良・整備 |      | デブリとの相互作用の検討  |      |
| <b>ニ. ソースターム移行挙動評価手法の整備</b><br>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を実施するとともに、解析モデルの改良・検証を行なう。      | ○              | ○             | ○    | ○             | ○    |
|   |                | 試験、解析モデル改良・検証 |      |               | 2/24 |

これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目                      | 主な研究成果  | 今後の課題  |
|---------------------------|---|--|
| ナトリウム漏えい<br>燃焼評価手法の<br>整備 | <p>静止ナトリウム液滴燃焼実験及び落下ナトリウム燃焼実験を実施し、ナトリウム液滴燃焼挙動の現象論的解明に必要なデータの一部を取得した。</p> <p>ナトリウム燃焼残渣の再着火・再燃焼防止に関する実験を実施し、実験適用の見通しを得た。</p> <p>多次元ナトリウム燃焼解析コード(AQUA-SF)の妥当性評価を実施し、実験結果との整合性を確認した。</p> <p>燃焼生成エアロゾルの雰囲気中への放出割合に関してナトリウムプール表面詳細解析手法を開発し、モデル化の見通しを得た。</p> <p>燃焼生成エアロゾルによる輻射熱伝達の機構論的モデル化に関して、エアロゾルの光学物性を評価する手法を開発し、燃焼解析コード(AQUA-SF)への適用について検討した。</p> <p>AQUA-SFコードは、MOX燃料加工施設火災時等の閉じ込め性能評価ツールとして原子力安全基盤機構へ貸与(契約事項)を行なっている。</p> | <p>液滴の着火、燃焼、落下に関するデータの取得を完了し、データベースとして整備する。</p> <p>数値解析手法については、モデル化したエアロゾル放出割合を燃焼コードに組み込み感度評価を実施するとともに、多次元解析コードで組み込んだる輻射モデルの検証を実施する。</p> |
| 微小漏えいの検出<br>信頼性評価         | <p>レーザ励起蛍光分光法を応用した新手法について、検出要素の開発を行うとともに、微量なナトリウムエアロゾルの計測試験を行った結果、ナトリウムの選択的検出性を確認し、微小漏えい検出系としての適用性を確認した。</p>  | <p>漏えい雰囲気条件等の検出感度に与える影響について確認し、検出信頼性の評価を実施する。</p>  |
| ナトリウム-コン<br>クリート反応試験      | <p>ナトリウム-コンクリート反応時に発生する水素ガスの空気雰囲気下での燃焼挙動を調査することを目的として、ナトリウムプール中水素ガスバブリング試験を実施し、水素ガスの燃焼挙動評価に必要なデータを取得した。</p>   | <p>空气中ナトリウム-コンクリート反応に関する解析モデルを改良・整備する。</p>   |
| ソースターム移行<br>挙動評価手法の<br>整備 | <p>燃料(照射MOX燃料)からの放射性物質放出移行挙動試験結果について、核分裂生成物(FP)の燃料ペレットからの放出挙動をソースタームの観点からの評価を実施した。</p> <p>炉内ソースターム解析コードTRACERの改良・整備を進めた。</p>  | <p>評価手法整備に伴う評価精度向上の程度を定量化する。</p>   |

3/24

窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する  
実験の背景



液体金属ナトリウムを冷却材として用いる原子炉において、ナトリウムが空気雰囲気中に漏えいし、燃焼するような事故の場合に、その燃焼を抑制あるいは停止させるための一つの手段として窒素ガス雰囲気とすることが考えられる。しかし、ナトリウムの燃焼を窒素等により途中で停止させた場合、未燃焼のナトリウムを含む燃焼残渣は、50°C程度まで冷却しても再び空気雰囲気とすることにより再着火する可能性がある。

4/24

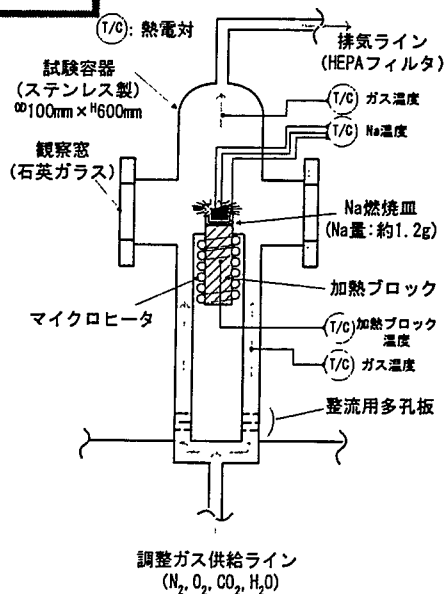
## 実験の目的

- ナトリウム燃焼残渣の表面に対して湿り炭酸ガスを反応させることにより、再着火・再燃焼を防止（安定化処理）できることを確認する。約1gのナトリウムを用いて、燃焼残渣の再着火の様相を観察しつつ、再着火防止の観点から安定化処理に関するパラメータ調査を行う。 ⇒ **基礎試験**
- 基礎試験の結果を基に、約2.5kgのナトリウムを用いた試験を実施し、実規模に近い状況での適用性を確認する。 ⇒ **確認試験**

5/24

## 基礎試験の実験方法と装置

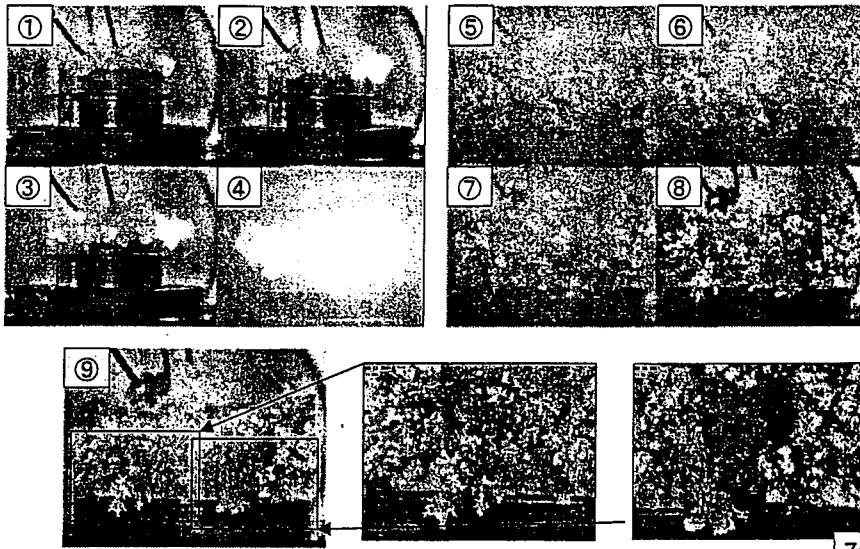
- **パラメータ**
  - 初期燃焼条件
  - 燃焼抑制条件
  - 湿り炭酸ガス供給条件
- **着目点**
  - 燃焼残渣の再着火の有無
  - 安定化が可能かどうか
- **X線回折と化学分析**
  - 再着火前サンプル
  - 再着火後サンプル
  - 安定化処理後サンプル



6/24

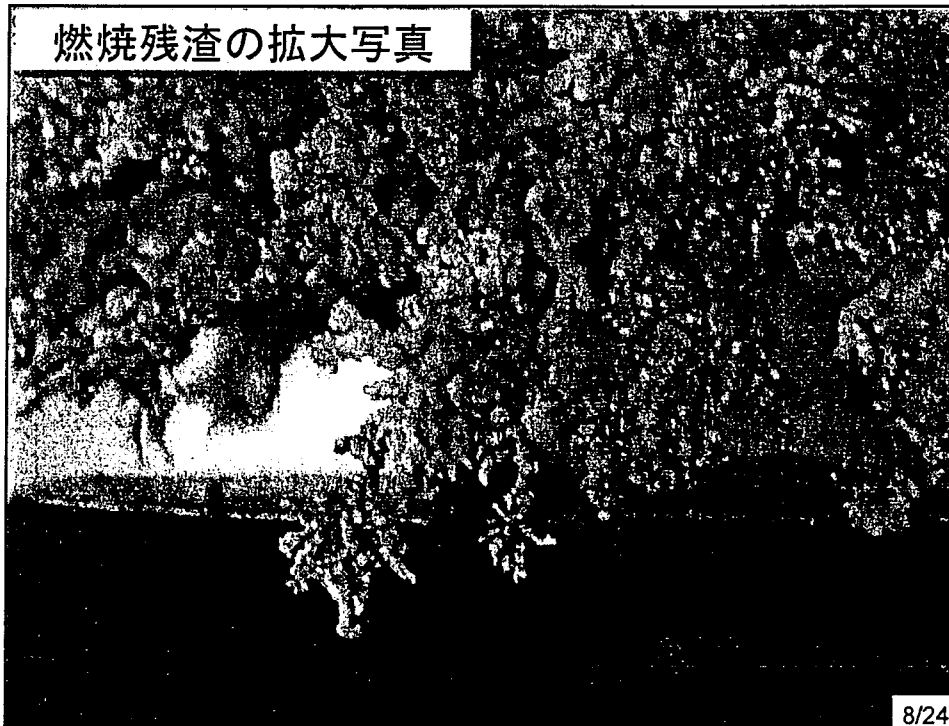


### 燃焼残渣生成の連続写真



7/24

### 燃焼残渣の拡大写真

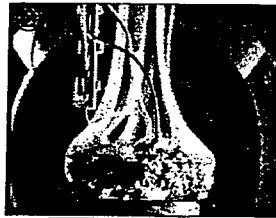


8/24

### ナトリウム燃焼残渣の再着火・再燃焼の様子



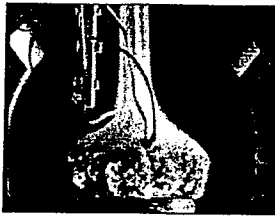
残渣温度50°Cで乾燥空気に暴露した直後に発煙が発生



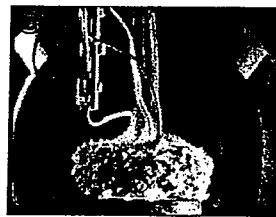
5~6秒後に着火



火点が広がりナトリウムが再燃焼



燃焼領域が全体に広がる



火炎が消失



燃焼が完全に終了

9/24

### 再着火する燃焼残渣の再着火前後の化学成分

| 化学<br>成分                       | 再着火前           |                | 再着火後           |
|--------------------------------|----------------|----------------|----------------|
|                                | 樹氷の枝部分         | 樹氷の根本部分        |                |
| Na                             | 50wt% (73mol%) | 56wt% (77mol%) | 0              |
| Na <sub>2</sub> O              | 50wt% (27mol%) | 44wt% (23mol%) | 70wt% (75mol%) |
| Na <sub>2</sub> O <sub>2</sub> | <1wt% (≒0)     | <1wt% (≒0)     | 30wt% (25mol%) |

初期燃焼条件 O<sub>2</sub>:21%, H<sub>2</sub>O:~0%, Na温度:507°C, 燃焼時間:10秒

再着火条件 O<sub>2</sub>:21%, H<sub>2</sub>O:~0%, 残渣温度:50°C

10/24

## 燃焼条件の違いと再着火の有無

| ケース<br>No. | 初期燃焼条件    |      |      | 燃焼抑<br>制ガス<br>O <sub>2</sub> 濃度 | 燃焼残渣中のNa割合        | 再着火<br>の有無 |
|------------|-----------|------|------|---------------------------------|-------------------|------------|
|            | 湿分        | 燃焼皿深 | 燃焼皿径 |                                 |                   |            |
| 再-1        | 乾気        | 8mm  | 16mm | 3%                              | 約50wt% (73mol%)   | 有          |
| 再-2        | 約 1.5vol% | 8mm  | 16mm | 3%                              | 約60wt% (76mol%)   | 有          |
| 再-3        | 約 3.0vol% | 8mm  | 16mm | 3%                              | 約40wt% (61mol%)   | 有          |
| 再-4        | 約 4.8vol% | 8mm  | 16mm | 3%                              | 約30wt%*) (52mol%) | 有          |
| 再-5        | 乾気        | 16mm | 16mm | 3%                              | 約90wt% (96mol%)   | 無          |
| 再-6        | 乾気        | 8mm  | 32mm | 3%                              | 約90wt% (96mol%)   | 無          |
| 再-7        | 乾気        | 8mm  | 16mm | 1%                              | 約75wt% (89mol%)   | 無          |
| 再-8        | 乾気        | 8mm  | 16mm | 9%                              | 約35wt% (56mol%)   | 無          |

\*) 湿分等によって未燃焼のNaが変化してしまったものと考えられる。

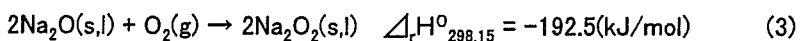
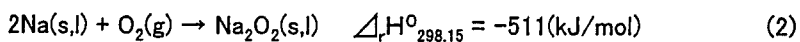
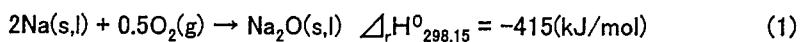
11/24

## 再着火のメカニズムと安定化方法の考え方

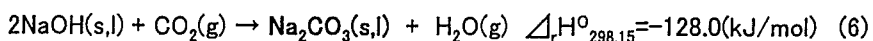
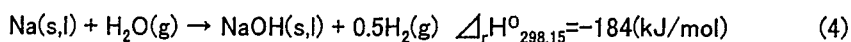
再着火現象の多くは樹氷形状の燃焼残渣となった場合に発生している  
ナトリウムがポーラス状の燃焼生成物の合間に分散しているように観察できる



再着火発生時の熱源と考えられる反応



安定化方法の考え方: NaとNa<sub>2</sub>Oを酸素に対して不活性化する



12/24

### 安定化条件の違いと安定化の可否

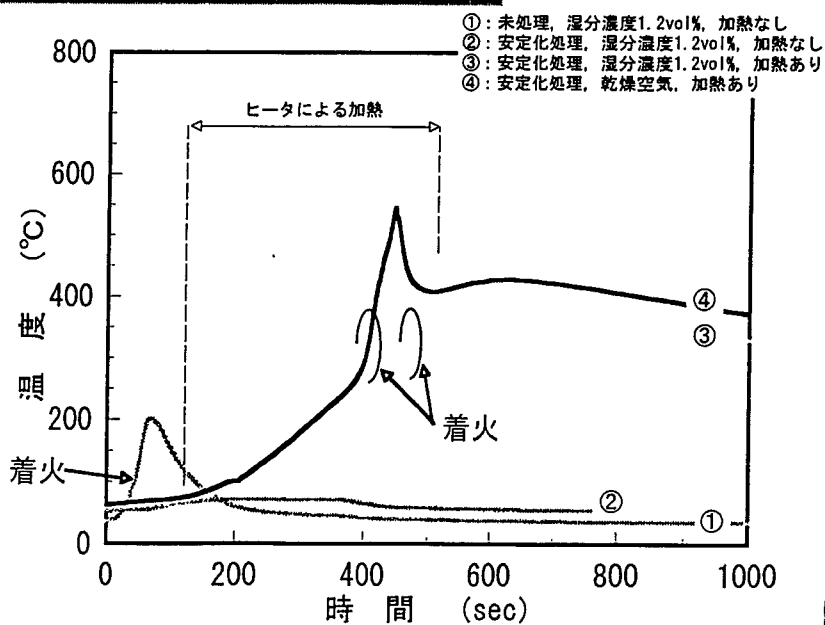
| ケース No. | 湿分濃度      | 湿分通気時間 | CO <sub>2</sub> 濃度 | CO <sub>2</sub> 通気時間 | O <sub>2</sub> 濃度 | 流量      | 安定化の成否 <sup>*)</sup> |
|---------|-----------|--------|--------------------|----------------------|-------------------|---------|----------------------|
| 安-1     | 約 0.6vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-2     | 約 0.6vol% | 180秒   | 2%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-3     | 約 0.6vol% | 180秒   | 8%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-4     | 約 2.0vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-5     | 約 3.0vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-6     | 約 0.6vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 1%                | 20L/min | ○                    |
| 安-7     | 約 0.6vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 9%                | 20L/min | △                    |
| 安-8     | 約 0.6vol% | 30秒    | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-9     | 約 0.6vol% | 30秒    | 4%                 | 180秒                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-10    | 約 0.6vol% | 450秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 20L/min | ○                    |
| 安-11    | 約 0.6vol% | 180秒   | 4%                 | 湿分同時                 | 3%                | 5L/min  | ○                    |

\*) ○ : 安定化成功

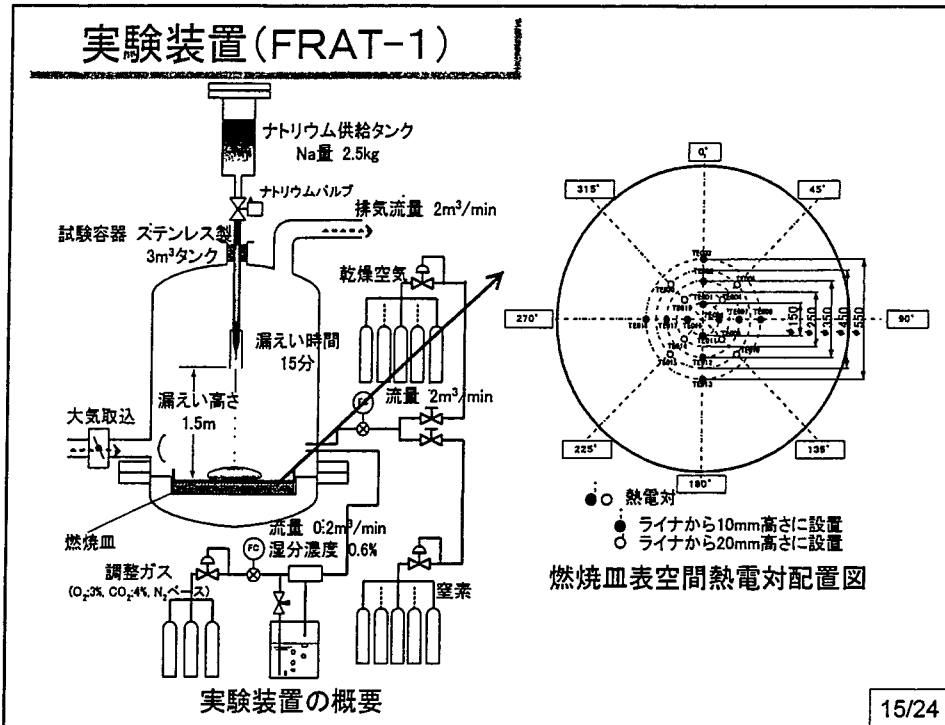
△ : 2回実施した安定化反応の1回において発煙と火点が発生した。  
ただし、火点が広がることはなかった。

13/24

### 燃焼残渣安定化の確認



14/24



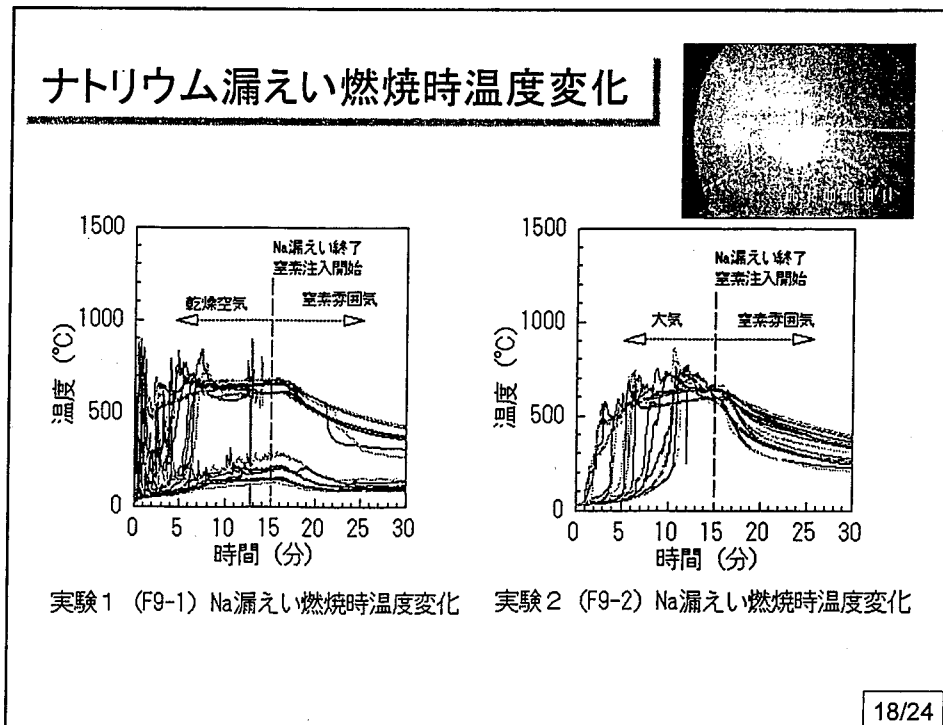
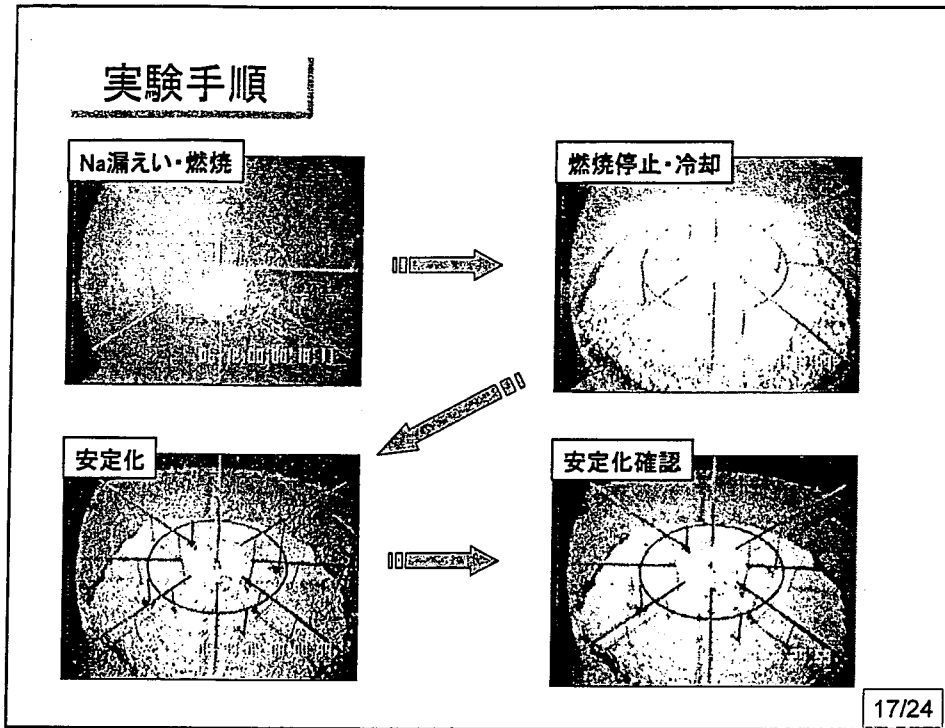
### 実験条件

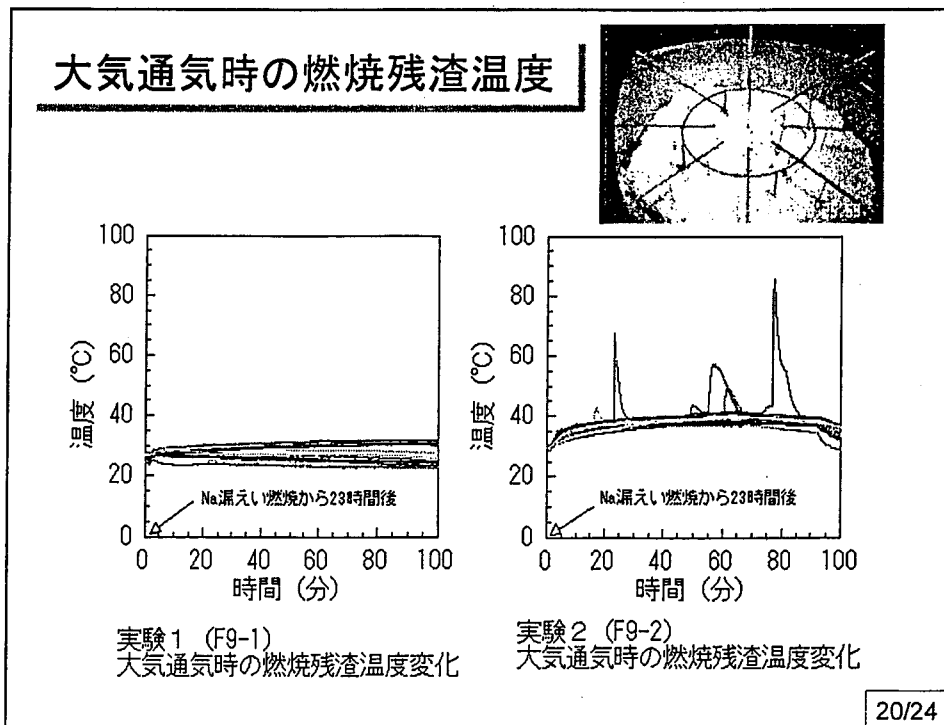
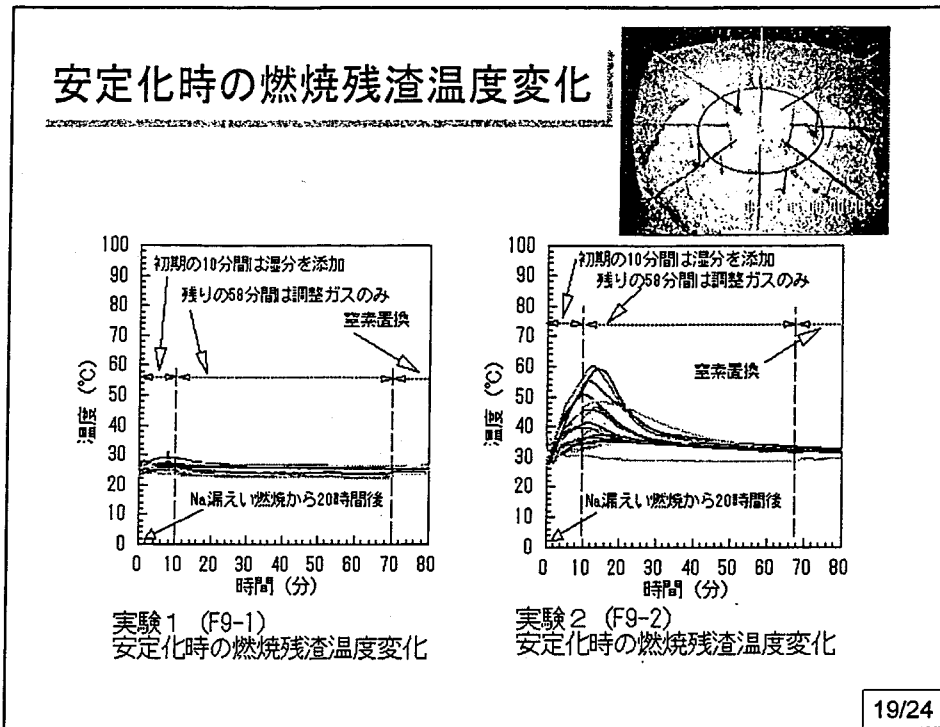
| 共通条件       |   |
|------------|---|
| ナトリウム温度    | 約507°C  |
| ナトリウム漏えい率  | 約10kg/h   |
| ナトリウム漏えい高さ | 約1.5m   |
| ナトリウム漏えい時間 | 約15分  |
| 漏えいナトリウム量  | 約2.5kg  |
| 供給空气中酸素濃度  | 約21%  |
| 燃焼部への気流    | 間接  |
| セル内換気流量    | 約2m³/min  |
| 燃焼形態       | コラム+プール燃焼   |
| 安定化時残渣温度   | 室温  |
| 安定化ガス濃度    | CO <sub>2</sub> : 4%, O <sub>2</sub> : 3%, 絶対湿分濃度: 6000vppm, 残り: N <sub>2</sub> |
| 安定化ガス注入条件  | 流量: 0.2m³/min, 時間: 約68分<br>(湿分の添加は初期の10分間とする。)                                  |

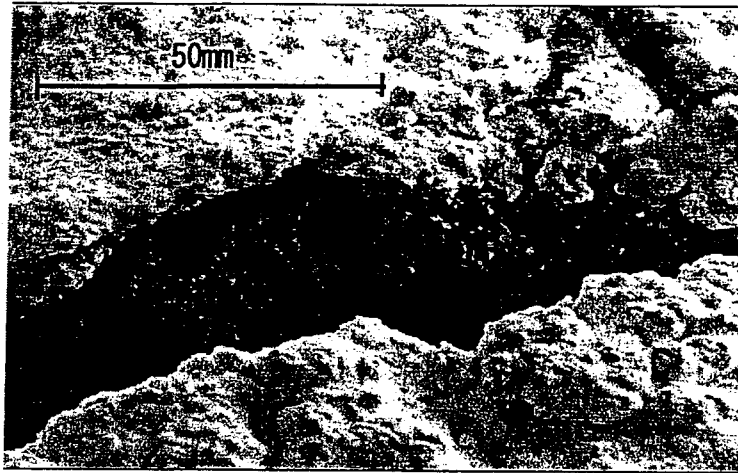
| 実験1 (F9-1) (3月)   | 実験2 (F9-2) (6月) |
|-------------------|-----------------|
| 燃焼雰囲気: 乾燥空気 (ポンペ) | 燃焼雰囲気: 大気       |
| 再着火確認空気: 大気       | 再着火確認空気: 大気     |

16/24





### 燃烧残渣の断面



燃烧残渣のサンプル採取後の写真

21/24

### 燃烧残渣の分析結果

| 実験1 (F9-1)  |                                 |         | 実験2 (F9-2)                      |         |  |
|-------------|---------------------------------|---------|---------------------------------|---------|--|
| 表層<br>(黄白色) | Na                              | 8 wt%   | Na                              | 2 wt%   |  |
|             | Na <sub>2</sub> O               | 38 wt%  | Na <sub>2</sub> O               | 33 wt%  |  |
|             | Na <sub>2</sub> O <sub>2</sub>  | 5 wt%   | Na <sub>2</sub> O <sub>2</sub>  | 2 wt%   |  |
|             | NaOH                            | 42 wt%  | NaOH                            | 53 wt%  |  |
|             | Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> | 7 wt%   | Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> | 10 wt%  |  |
| 深層<br>(濃灰色) | Na                              | 22 wt%  | Na                              | 40 wt%  |  |
|             | Na <sub>2</sub> O               | 63 wt%  | Na <sub>2</sub> O               | 43 wt%  |  |
|             | Na <sub>2</sub> O <sub>2</sub>  | 0.5 wt% | Na <sub>2</sub> O <sub>2</sub>  | 0.3 wt% |  |
|             | NaOH                            | 7 wt%   | NaOH                            | 14 wt%  |  |
|             | Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> | 7 wt%   | Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> | 3 wt%   |  |

22/24



## まとめ

- ▶ 約1.2gのNaを用いた基礎試験を実施し、再着火の様相観察と成分分析により、再着火発生メカニズム追求のデータを取得することができた。また、同試験において安定化処理のパラメータサーベイを実施し、その有効範囲を確認した。
- ▶ 約2.5kgのNaを用い、基礎試験結果を基に窒素による燃焼停止後のNa燃焼残渣を湿り炭酸ガスによって安定化させる確証試験を2回実施し、再燃焼を防止できることを確認した。
- ▶ 安定化確認の大気通気においては、湿分濃度が高い場合に潮解が進行し、残渣と潮解液の接触が起こることが判明したが、その場合においても発生した火点が燃え広がらないことを確認した。

23/24

## 今後の課題

| 研究項目              | 今後の課題   |
|-------------------|---|
| ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備 | ナトリウム液滴の着火、燃焼、落下に関するデータの取得を完了し、データベースとして整備する。<br>数値解析手法については、モデル化したエアロゾル放出割合を燃焼コードに組み込み感度評価を実施するとともに、多次元解析コードに組み込んである輻射モデルの検証を実施する。 |
| 微小漏えいの検出信頼性評価     | 漏えい雰囲気条件等の検出感度に与える影響について確認し、検出信頼性の評価を実施する。  |
| ナトリウム-コンクリート反応試験  | 空气中ナトリウム-コンクリート反応に関する解析モデルを改良・整備する。   |
| ソースターム移行挙動評価手法の整備 | 評価手法整備に伴う評価精度向上の程度を定量化する。   |

24/24

## － 用語集 －

- ナトリウム燃焼  
高温の液体ナトリウム(Na)は空气中で燃焼する。金属のナトリウムは、常温付近(30～50℃)では空気に曝しても数分で着火することはない。
- 再着火・再燃焼  
一旦燃焼が停止した可燃物が、再び着火や燃焼を起こすこと。ナトリウム燃焼残渣の場合、常温付近(30～50℃)で空気に曝すと数秒で再着火・再燃焼を起こす場合がある。
- 安定化  
再着火・再燃焼を起こさないようにナトリウム燃焼残渣の表面に湿り炭酸ガスを作用させること。
- X線回折  
定性分析の1種。無機化合物の存在に関する情報を得ることができる。
- コラム燃焼・プール燃焼  
コラム燃焼とは、液体ナトリウムが「蛇口から流れる水道水のように」棒状流となって落下しながらするもの。プール燃焼は、落下したナトリウムが床上に溜まり、その表面で燃焼しているもの。

平成15年度 安全研究成果発表会  
 平成15年11月7日  
 サイクル機構 大洗工学センター

## 炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究

### -冷却材流路を通じての模擬燃料排出挙動の解明-

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  
 松場 賢一

1/19

### 研究目的

高速炉の炉心損傷時(CDA: Core Disruptive Accident)における溶融炉心物質挙動を実験的に解明し、炉心外への早期燃料排出による再臨界問題排除の見通しを得る。

### 研究内容

模擬物質(低融点金属-水)を用いた可視化基礎試験及び実機物質(MOX燃料-Na)を用いたIGR炉内・炉外試験を実施し、燃料排出挙動に係わる個別現象を解明するとともに安全解析コード(SIMMER-III)の検証データとして活用する。

### 年度計画

|         | H13年度           | H14年度        | H15年度      | H16年度 | H17年度      |
|---------|-----------------|--------------|------------|-------|------------|
| 可視化基礎試験 |                 | 低融点金属-水試験の実施 |            |       | 試験データベース整備 |
| IGR炉外試験 | 気中試験の実施         |              | ナトリウム試験の実施 |       |            |
| IGR炉内試験 | 試験体設計製作・準備試験の実施 |              | ナトリウム試験の実施 |       |            |

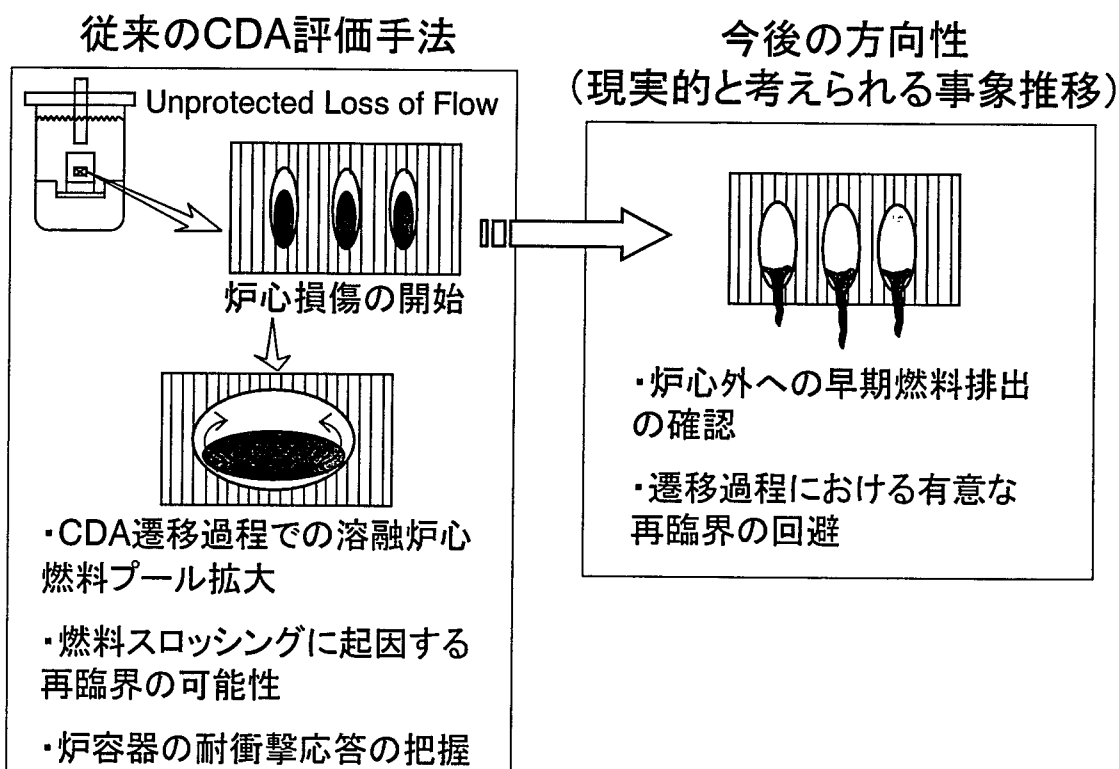
2/19

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目    | 主な研究成果  | 今後の課題  |
|---------|---|--|
| 可視化基礎試験 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・速やかな燃料排出のために重要な冷却材流路内のボイド拡大挙動を明らかにし、実機条件での早期ボイド拡大の見通しを得た。(報告済)</li> <li>・燃料排出挙動に係わる基礎データを取得し、燃料排出に対するFCI挙動の影響(溶融燃料中への冷却材の逆流による燃料流出の加速効果)を把握した。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却材の逆流に起因する模擬燃料プール内FCI挙動の解明</li> <li>・冷却材流路内での燃料固化を伴う燃料排出挙動の解明</li> <li>・実機条件への適用性の検討</li> </ul> |
| IGR炉外試験 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・気中試験の実施による融体流出基本挙動の把握</li> <li>・ナトリウム中試験の準備</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム中試験の実施</li> <li>・試験結果の評価と炉内試験への反映</li> </ul>  |
| IGR炉内試験 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・予備試験の実施による試験技術の開発と確認</li> <li>・本試験の試験体設計・製作及び試験準備</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・本試験の実施</li> <li>・炉内・炉外試験を総合した評価の実施</li> </ul>  |

3/19

## 試験の背景



4/19

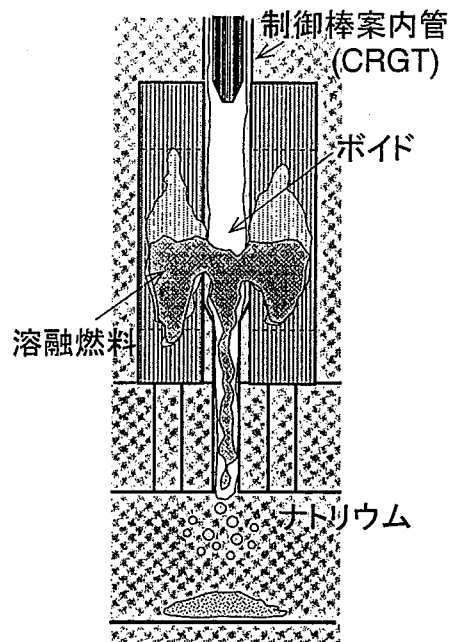
## 可視化基礎試験の目的と手法

目的： 冷却材流路(CRGTなど)を通じての燃料流出挙動の支配現象の解明

- ・冷却材流路への溶融燃料放出
- ・溶融燃料プール内でのFCI (FCI: Fuel-Coolant Interaction)

手法： 融体(模擬燃料)及び水(冷却材)を用いたパラメータ試験

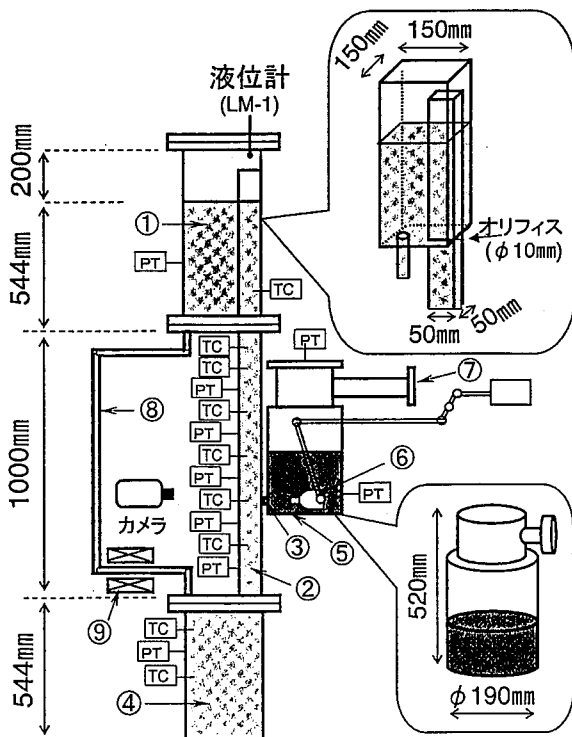
- ・現象の目視観察
- ・試験パラメータの影響把握



燃料流出の概念

5/19

## 試験装置と試験条件



- 模擬溶融燃料: Wood's metal  
 (組成60%Bi+20%Sn+20%In,  
 融点78.8°C, 密度~8500kg/m<sup>3</sup>)  
 初期温度:400°C  
 圧力(カバーガス):0.0~0.1MPa
- 模擬冷却材: 水  
 初期温度:60~90°C, 圧力:0.0MPa

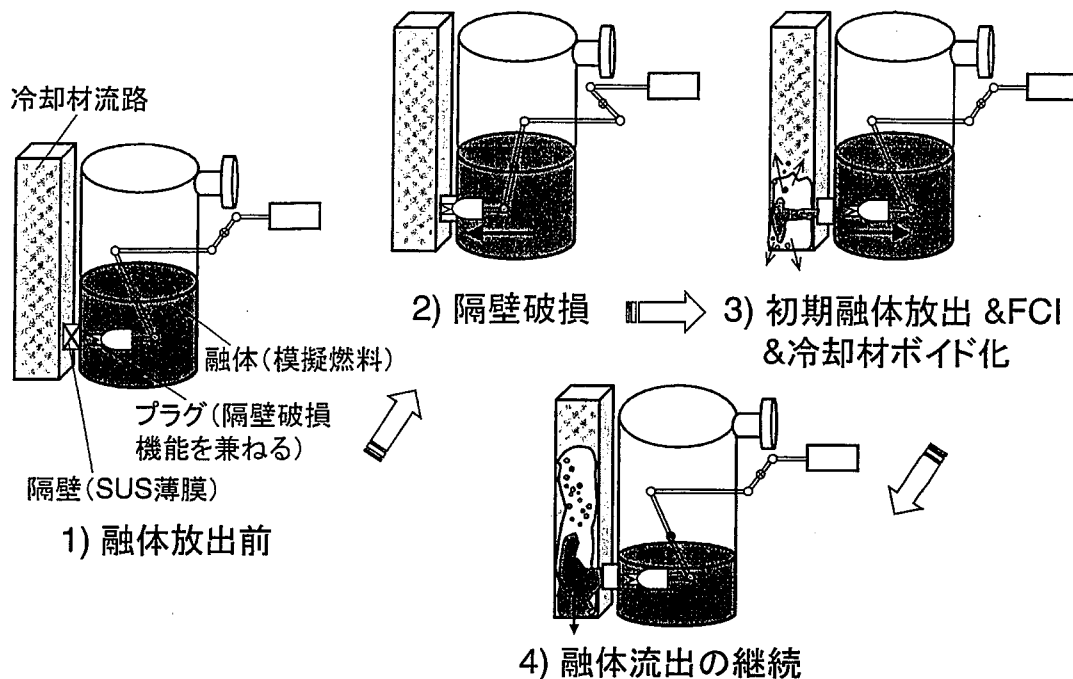
- ① 上部プレナム
- ② 冷却材流路(燃料流出経路を模擬)
- ③ 隔壁(隔壁破損後口径10mm, 20mm)
- ④ 下部プレナム
- ⑤ 融体保持容器(燃料プールを模擬)
- ⑥ 隔壁破損機構
- ⑦ ラプチャーディスク
- ⑧ バイパス流路
- ⑨ 電磁流量計 (FM-1)

- TC 熱電対
- PT 圧力計

試験装置図(溶融燃料と冷却材流路が隣接する実機条件を模擬)

6/19

## 試験方法

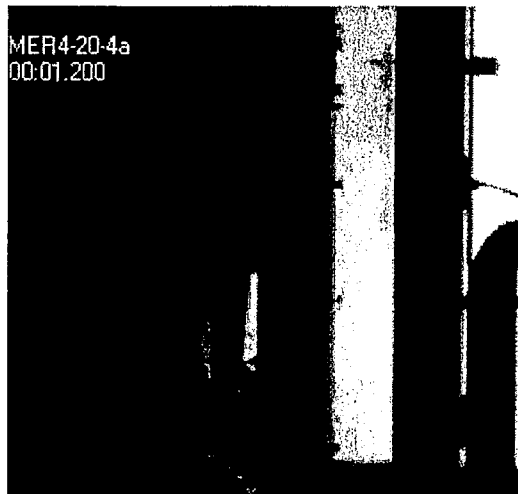


7/19

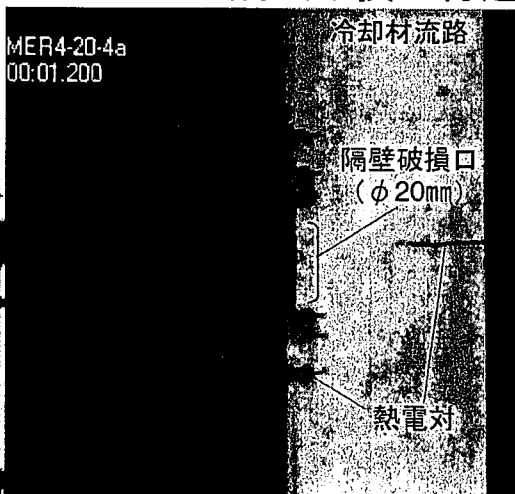
## 模擬燃料流出の映像の一例

- ・融体の初期温度 $400^{\circ}\text{C}$ , 水の初期温度 $90^{\circ}\text{C}$  ( $\Delta T_{\text{sub}} 10^{\circ}\text{C}$ )
- ・融体(模擬燃料)と水のカバーガスの初期圧力差 $\sim 0.04\text{MPa}$
- ・ハイスピードビデオカメラによる撮影(撮影速度 $1000\text{fps}$ )

冷却材流路の下半部



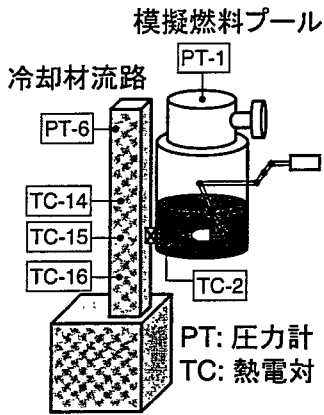
隔壁破損口付近



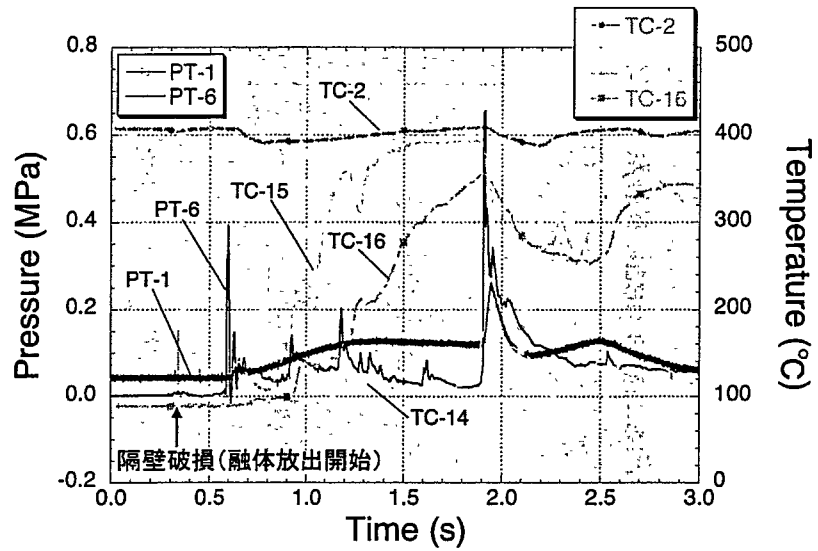
8/19

## 模擬燃料流出時の圧力及び温度の応答

- ・融体の初期温度400°C, 水の初期温度90°C ( $\Delta T_{\text{sub}} 10^\circ\text{C}$ )
- ・融体(模擬燃料)と水のカバーガスの初期圧力差 $\sim 0.04\text{MPa}$

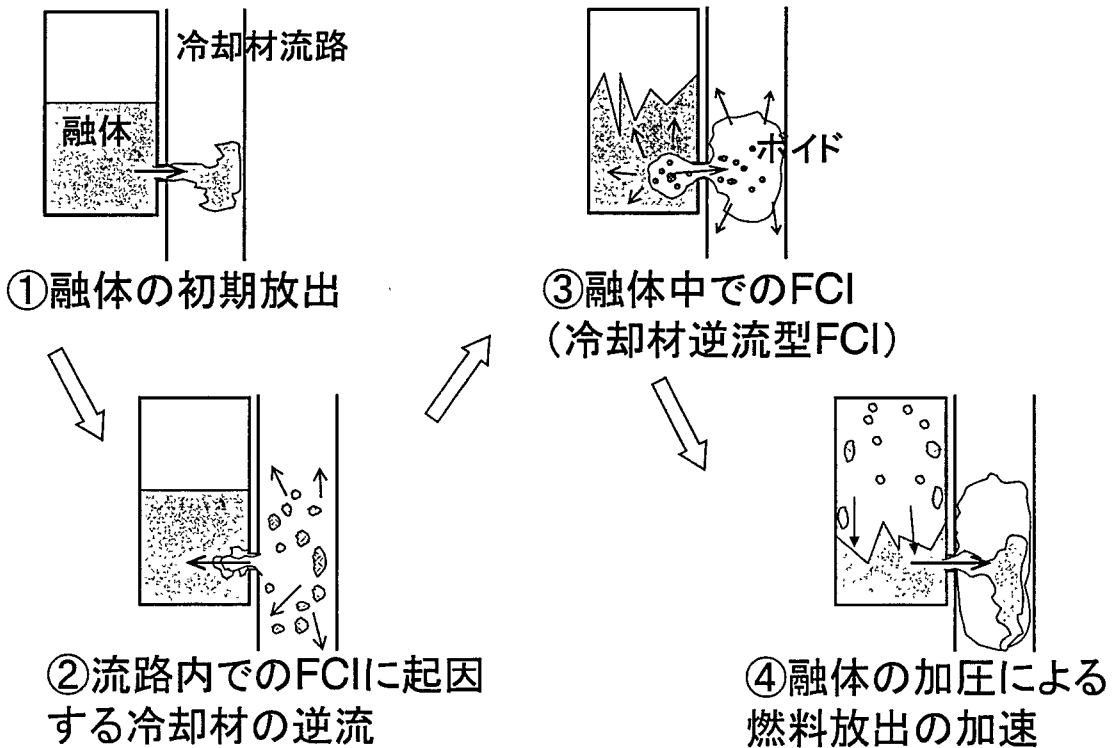


圧力計及び熱電対の配置



9/19

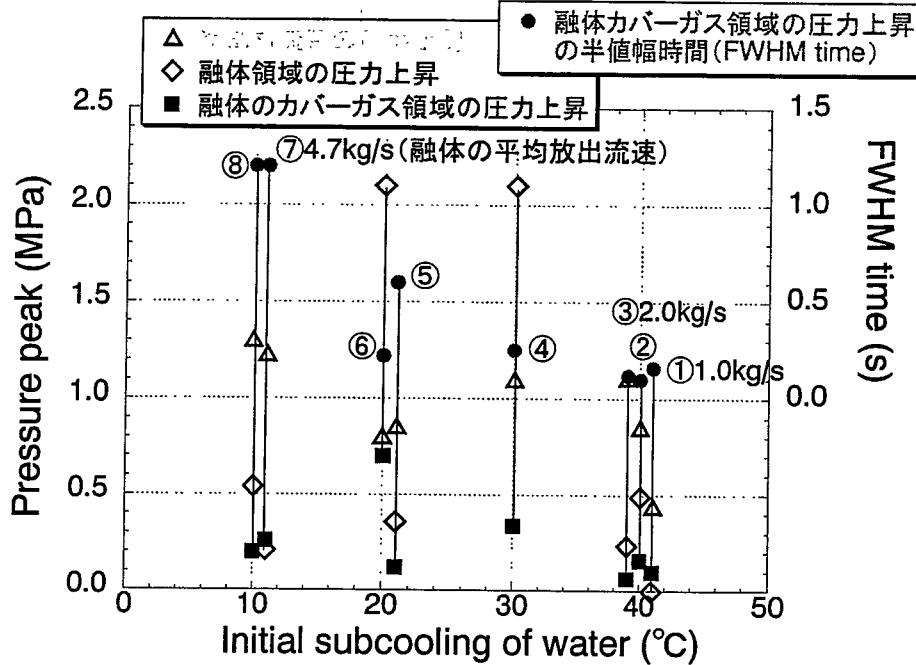
## 試験結果から推定した模擬燃料流出挙動



10/19

## 模擬燃料流出に対する冷却材サブクール度の影響

試験条件① ... 融体温度: 400°C, 隔壁破損口径: 10mm, 初期圧力差: 0.02MPa(計画値)  
 試験条件② ... 融体温度: 400°C, 隔壁破損口径: 20mm, 初期圧力差: 0.1MPa  
 試験条件③~⑧... 融体温度: 400°C, 隔壁破損口径: 20mm, 初期圧力差: 0.02MPa



11/19

## 模擬燃料流出挙動のまとめ

- ・模擬燃料と冷却材流路が隣接する条件では、模擬燃料中への冷却材の逆流によって発生する圧力が模擬燃料の流出を加速（模擬燃料の平均放出流速が増加）することを確認した。
- ・冷却材の逆流は冷却材流路内でのFCIに伴って発生する圧力によって駆動される。（実機条件では燃料エンタルピーが大きいため、FCI圧力による冷却材の逆流が起きる可能性が高い。）
- ・冷却材のサブクール度の減少にともなって冷却材の逆流量が増加し、継続的な融体加圧による急速な模擬燃料流出が起きる傾向を確認した。
- ・燃料流出挙動を評価するためには、冷却材逆流型FCIによる圧力形成挙動を解明することが重要と認識された。（冷却材逆流型FCIが燃料流出の駆動力として作用）

12/19



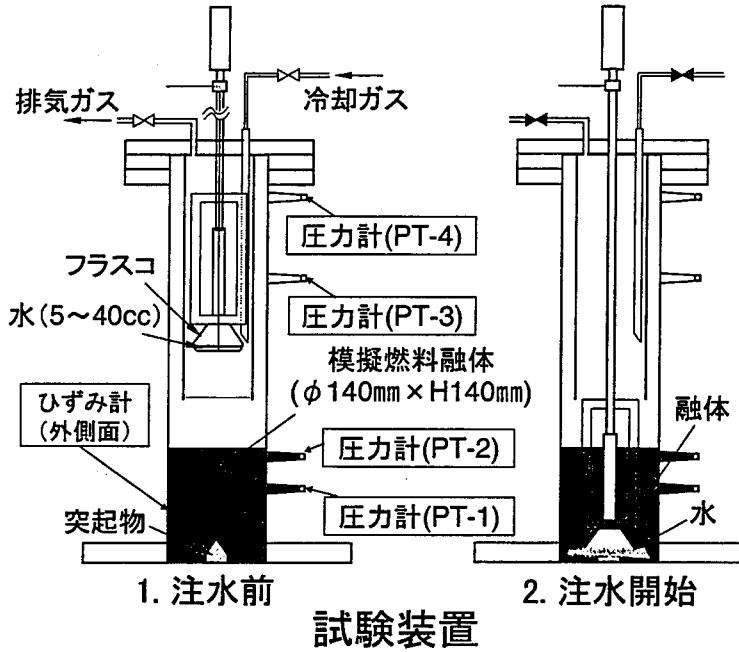
# 冷却材逆流型FCI挙動の解明

- ・融体中に冷却材が取り込まれた場合の圧力形成挙動の把握
- ・解析コードSIMMER-IIIを用いた試験解析の実施

## - 試験条件 -

模擬燃料: Wood's metal  
 容積2000cc  
 融体温度: 200~400°C

模擬冷却材: 水  
 注水量: 5~40cc  
 注水初期温度: 60°C

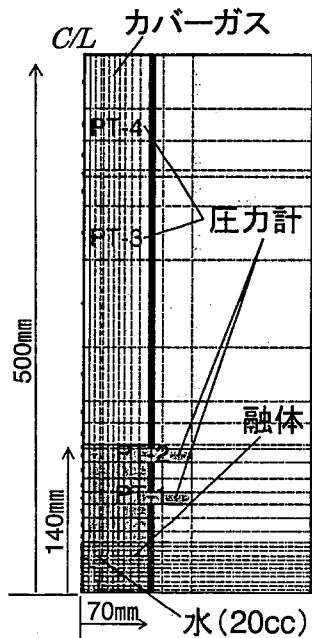


13/19

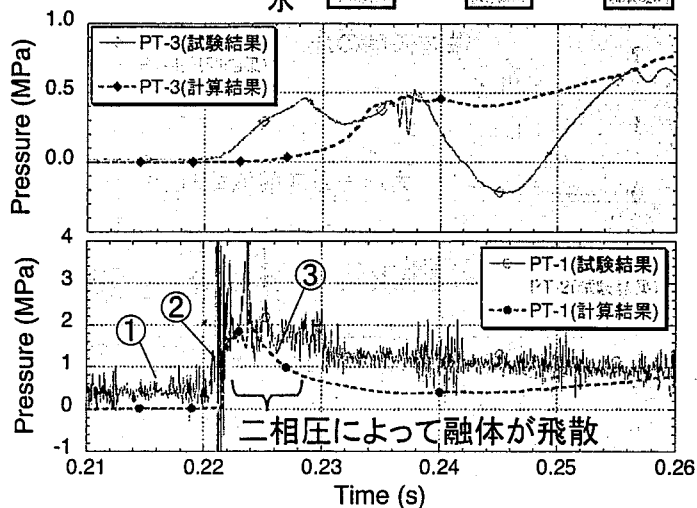
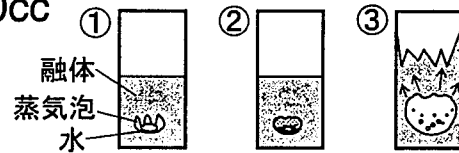
# 冷却材逆流型FCIの圧力応答の一例

## 試験条件

- ・融体/水の初期温度: 400°C / 60°C
- ・注水量: 20cc



SIMMER-IIIによる解析  
 の計算体系



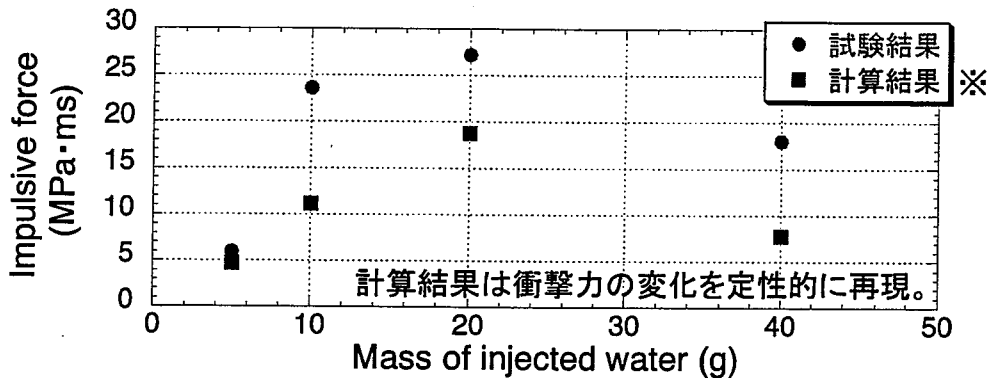
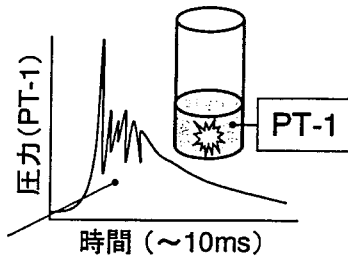
14/19

## 冷却材逆流量(注水量)の影響

### 試験条件

- ・融体/水の初期温度: 400°C / 60°C
- ・注水量: 5~40cc

衝撃力(Impulsive force): 融体領域(PT-1)  
の圧力上昇の時間積分値(融体の運動を支配)



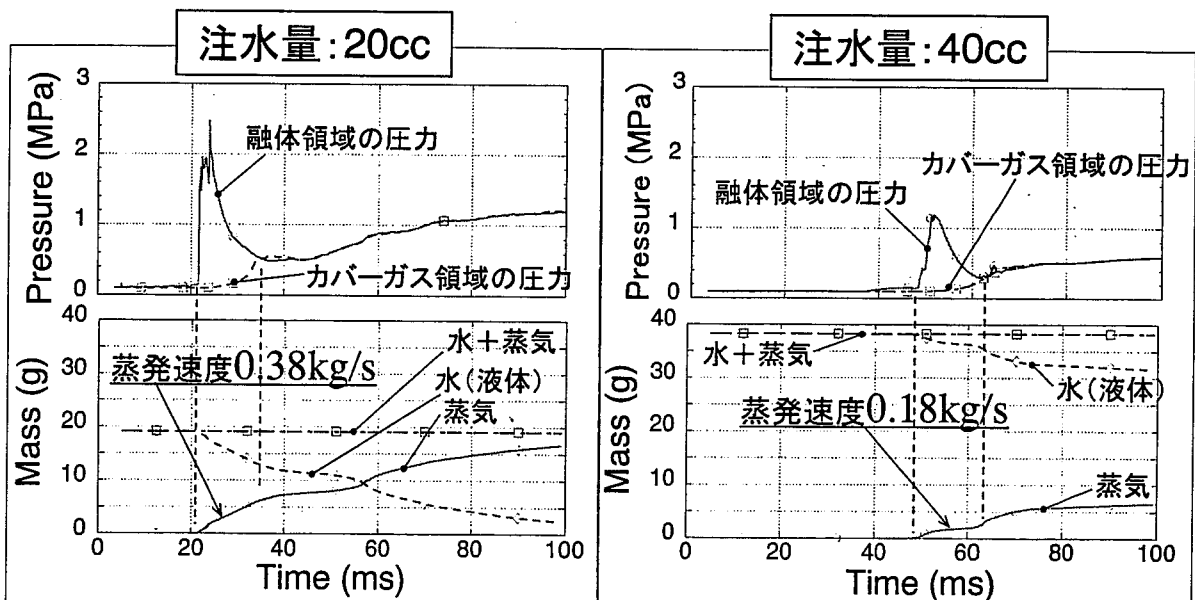
※ 試験における融体と水の初期接触面積を定義できないため、  
計算では静止した一塊の水を初期接触条件として仮定した。

15/19

## 解析評価における冷却材の蒸発量の変化

### 解析条件

- ・融体の初期温度: 400°C
- ・水の初期温度: 60°C



16/19

## 冷却材逆流FCI挙動のまとめ

- ・融体領域の圧力上昇は時間幅の極端に短い(1ms以下)パルス圧と時間幅の広い(~10ms)二相圧から成る。→融体の運動を支配するのは二相圧。
- ・水(冷却材)のサブクール度が高い条件において、融体領域に形成される二相圧が注水量(冷却材の逆流量)の増加に対して飽和する傾向が見られた。→確認のための追加試験(注水量を数百ccまで増加させた条件)が必要。
- ・解析評価によって二相圧の飽和傾向が定性的に再現された。
- ・二相圧の飽和傾向が現れる注水量の条件では、解析評価によって求められた冷却材の蒸発速度が減少する。→水の熱容量効果によって蒸発速度が減少すると推定される。解析評価を継続中。

17/19

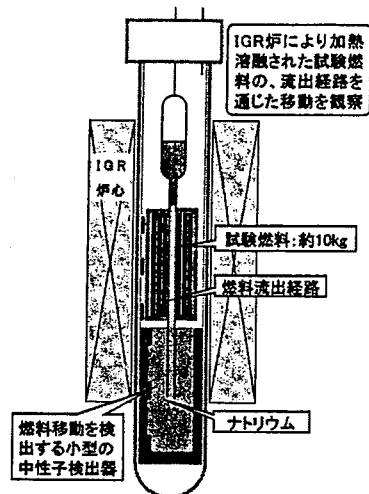
## 成果のまとめ

- ・溶融燃料と冷却材流路が隣接する実機条件を模擬した試験を実施し、炉心外への燃料流出挙動に係わる基礎データを得た。
- ・溶融燃料中への冷却材の逆流が燃料流出を加速する可能性があることを確認した。
- ・模擬燃料プール中に冷却材を注入する試験を実施し、冷却材逆流型FCI(溶融燃料プール内部でのFCI)挙動に係わる基礎データを得た。
- ・冷却材逆流FCIによる圧力形成挙動に対する冷却材の注入量(逆流量)の影響を把握した。

18/19

## 今後の課題

- ・冷却材逆流型FCIの解明  
→エネルギー変換メカニズム、トリガーメカニズム
- ・冷却材流路内での燃料固化を伴う燃料流出挙動の解明
- ・MOX燃料/Na条件での燃料流出挙動に係わる試験データの取得(IGR炉内外試験)



IGR炉内大規模試験の概要

IGR炉内外試験の進捗・スケジュール

| H12年度 | H13     | H14 | H15   | H16    |
|-------|---------|-----|-------|--------|
|       | 炉外ドライ試験 |     |       | 炉外Na試験 |
|       | 炉内小規模試験 |     | 中規模試験 | 大規模試験  |

19/19

## 用語解説

**再臨界問題:** 高速炉の炉心損傷事故評価において、炉心外への熔融燃料流出を期待せずに全炉心燃料の集中を想定した場合に、再臨界による有意な機械的エネルギーの放出に至ること。

**ULOF:** 冷却材流量喪失時炉停止失敗事象(Unprotected Loss of Flow)。1次系冷却材循環ポンプの全てがトリップした時に炉停止(スクラム)に失敗し、炉出力が上昇すること。早期に炉心損傷に至る可能性が高い。

**遷移過程:** 炉心損傷事故における炉心燃料プールの形成・拡大過程。一方、炉心損傷初期の集合体内部での燃料ピン破損・軸方向燃料移動過程は「起因過程」と呼ばれる。

**IGR:** カザフスタン共和国・国立原子力センターの試験研究用ウラン-黒鉛燃料炉(Impulse Graphite Reactor)。ドライバー炉心は炉心損傷を模擬する試験装置を設置できる試験孔を有する。

**FCI:** 熔融燃料-冷却材熱的相互作用(Fuel-Coolant Interaction)。熔融燃料(高温融体)と冷却材が接触した時に冷却材が急激に蒸発・膨張することによって圧力が発生する現象。

**トリガー:** FCIにおいて冷却材の急激な蒸発による圧力発生を引き金となる現象。一般に、高温融体と冷却材の接触初期に形成される蒸気膜の崩壊と関連するものと考えられている。

**サブクール度:** 液体の未飽和度。ある圧力における液体の飽和温度 $T_{sat}$ と実際の温度 $T$ との温度差 $\Delta T_{sub} = T_{sat} - T$ 。液体が沸騰するまでに要する熱容量の目安として用いられる。

**SIMMER-III:** Sn, Implicit, Multifield, Multicomponent, Eulerian, Reactivity, version-III。サイクル機構が開発を進めている高速炉安全解析コード。主な目的は炉心損傷事故の遷移過程評価。2次元(r-zが基本)、多相・他成分の熱流体力学モデルと核計算モデルを結合。

平成15年度 安全研究成果発表会  
平成15年11月7日  
サイクル機構 大洗工学センター

# 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係わる検討 -タギング法破損燃料検出装置の改良の検討-

敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

鈴置善郎

1/19

## 研究概要

---

- 研究の目的
  - もんじゅ破損燃料検出装置の検出性能の評価と信頼性の把握, 運用方法の最適化
  
- 研究の内容
  - タギング法破損燃料検出装置の改良の検討

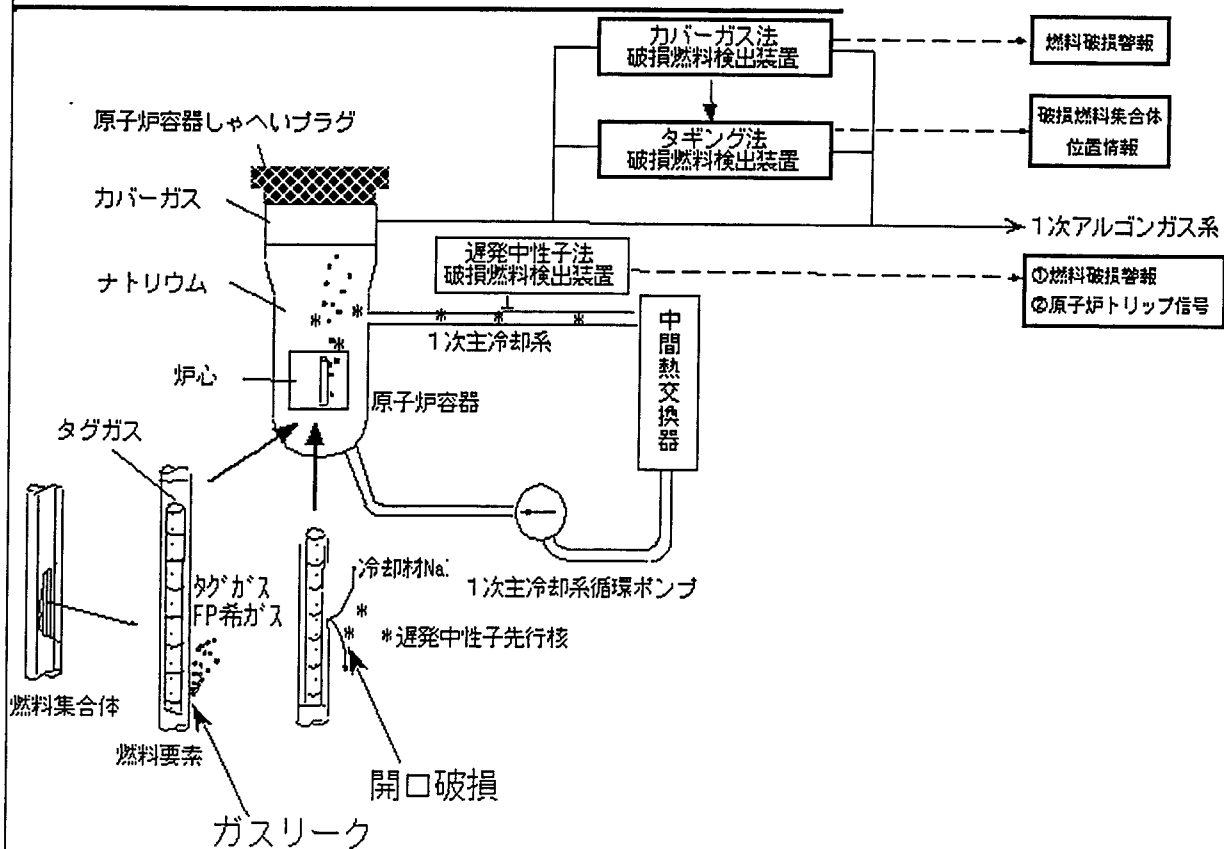
2/19

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目                                  | 主な研究成果   | 今後の課題   |
|---------------------------------------|--|---|
| もんじゅ破損燃料検出装置の検出性能の評価と信頼性の把握, 運用方法の最適化 | <u>タギング法破損燃料検出装置の改良の検討</u><br>活性炭のタグガス (Kr, Xe) 吸脱着特性を測定し, 特性を踏まえた運転シーケンスの最適化を検討して破損燃料同定能力の改良案を作成した。 | 運転シーケンスの最適化の検討をさらに継続して最終的な改良案を作成する。<br>常陽で実施された燃料破損に関連する試験を反映して設計の妥当性を確認する。 |

3/19

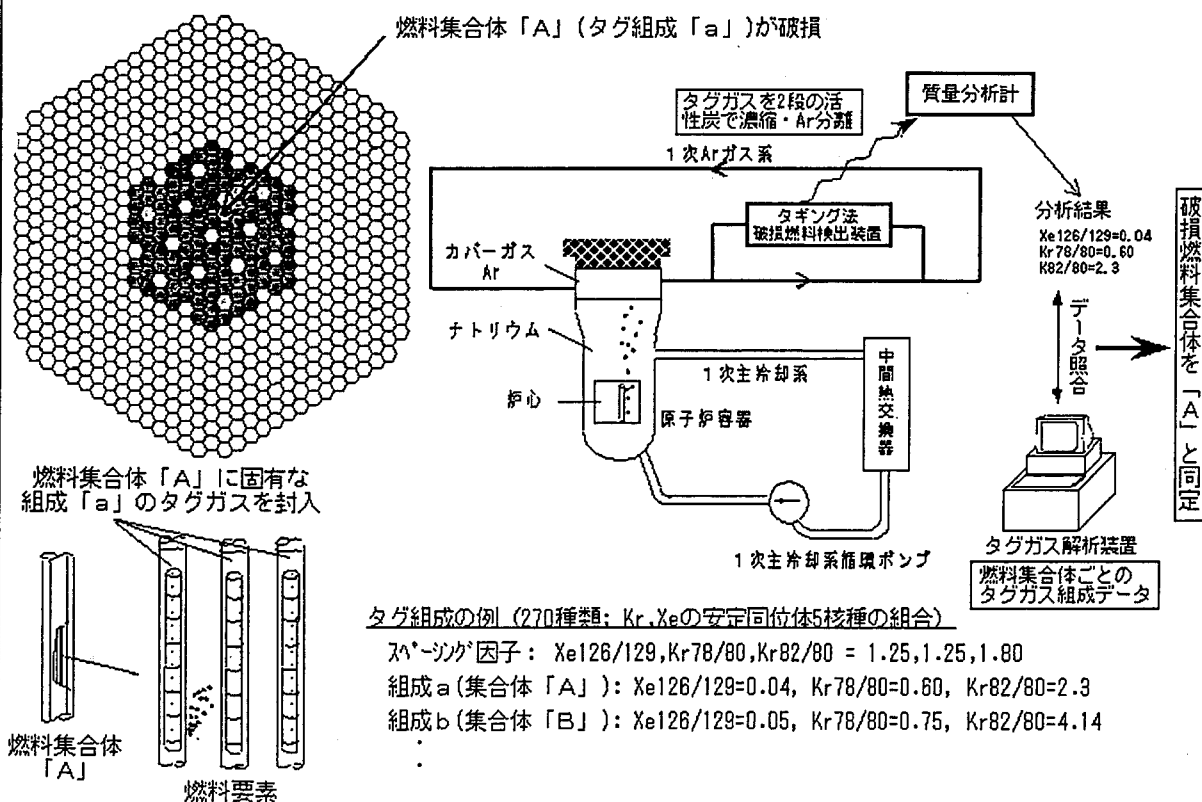
## もんじゅの破損燃料検出装置



4/19

- カバーガス法破損燃料検出装置 (CG法FFD)
  - ガスリーク
  - 1次Arガス系中に移行した希ガス核分裂生成物(Kr88,Xe138等)のβ線及びγ線を測定。
  - 所定計数率で燃料破損警報を発報し、タギング法破損燃料検出装置 (FFDL) を起動。
  
- 遅発中性子法破損燃料検出装置 (DN法FFD)
  - 開口破損
  - 1次Na配管中のDN先行核 (Br87,I137)から放出される遅発中性子を測定。
  - 所定計数率で燃料破損警報を発報。
  - 所定計数率で原子炉トリップ信号を発信。

## タギング法破損燃料検出装置(FFDL)



# タギング法FFDLの構成

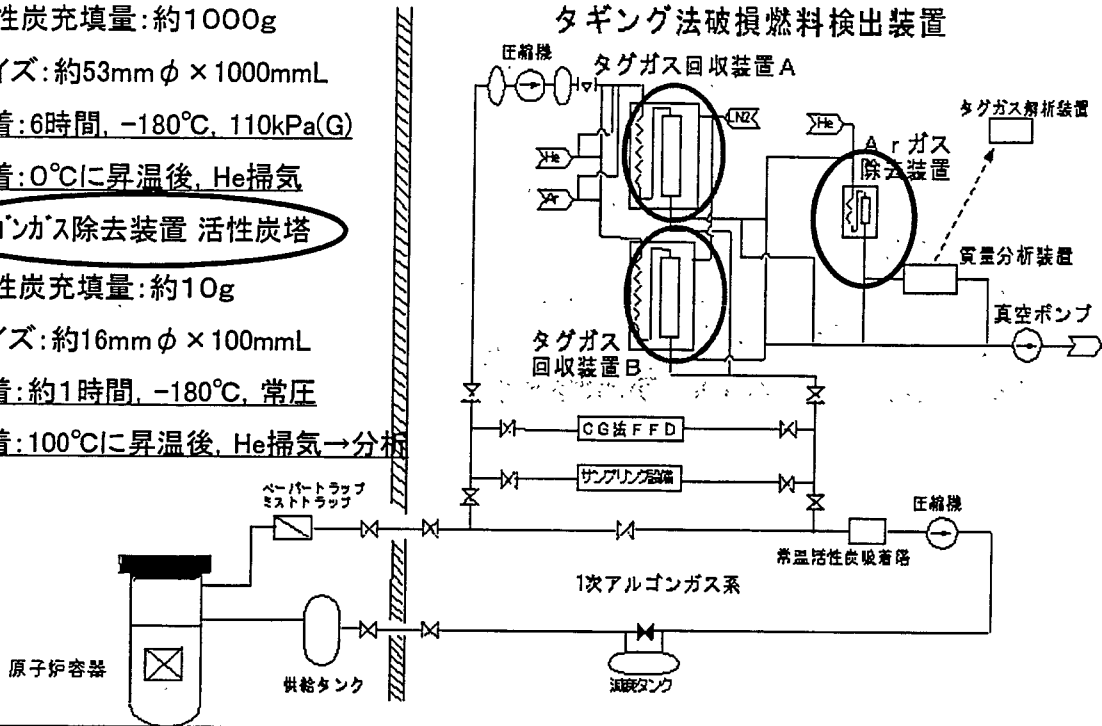
## タギング法FFDLの構成

### ① タグガス回収装置 活性炭塔 原子炉補助建物内

活性炭充填量: 約1000g  
 サイズ: 約53mmφ × 1000mmL  
 吸着: 6時間, -180°C, 110kPa(G)  
 脱着: 0°Cに昇温後, He掃気

### ② アルゴンガス除去装置 活性炭塔

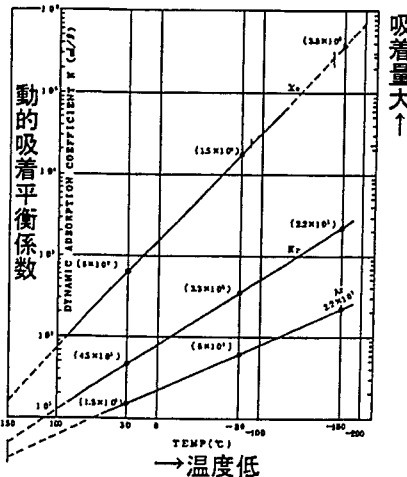
活性炭充填量: 約10g  
 サイズ: 約16mmφ × 100mmL  
 吸着: 約1時間, -180°C, 常圧  
 脱着: 100°Cに昇温後, He掃気 → 分析



7/19

## タギング法FFDLの運転手順

- 活性炭の希ガス吸着特性
  - 低温ほど吸着量大い。



- タグガス回収装置(上流側の活性炭塔)の運転操作
  - 活性炭を極低温(-180°C)に深冷し, 待機。
  - 1次Arガスを流し, Kr+Xeを深冷吸着(Arも一部吸着)。
  - 活性炭昇温・He掃気によりArを脱着。
  - 活性炭さらに昇温・He掃気によりKrとXeを脱着。
  - 活性炭の再生。

8/19



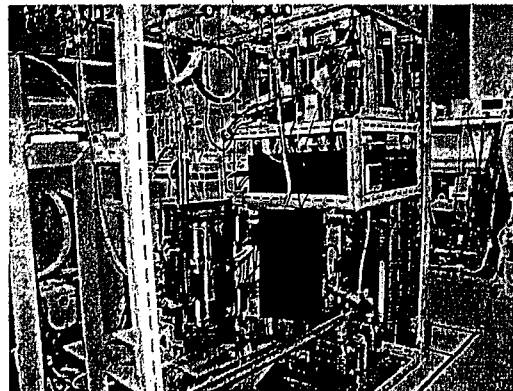
Ar40の2量体がKr80の測定誤差にならないように分離する。

- アルゴンガス除去装置(下流側の活性炭塔)の運転操作
  - 活性炭を極低温(-180°C)に深冷し, 待機。
  - タグガス回収装置から流出するKrとXeを深冷吸着(Arも一部吸着)。
  - 活性炭昇温・He掃気によりArを脱着。
  - 活性炭さらに昇温・He掃気によりKrとXeを脱着し, 質量分析計に移送。
  - 活性炭の再生。
- 質量分析計の運転操作
  - アルゴンガス除去装置から移送されるKrとXeを二重収束型質量分析計で分析。

9/19

## タギング法FFDLの改良の検討

- 目的
  - 破損燃料同定能力の信頼性を向上する。
- タグガス濃縮能力の向上
  - 活性炭のタグガス吸脱着特性の測定と運転シーケンスの最適化検討
    - ▶ 達成すべき事項
      - ◆ Ar2量体の寄与が無視できるHeベースのKr, Xeの濃縮ガスを質量分析計に送る。
    - ▶ 活性炭の吸脱着特性の測定
      - ◆ 高感度質量分析計を有する(財)若狭湾エネルギー研究センターで測定を実施
      - ◆ ガス濃度, 圧力, 温度, 掃気流量をパラメータ



10/19

▶ 活性炭の吸脱着特性の測定例

◆ ガス濃度, 圧力, 温度をパラメータ

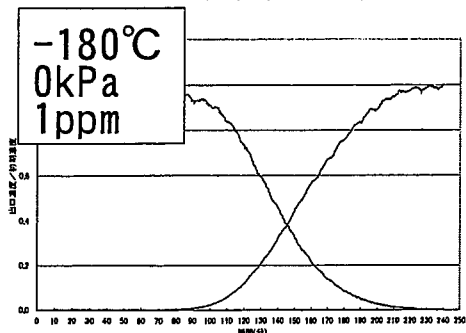


図3.3 吸脱着経過曲線  
-175°C, 0kPa, 1ppm/Ar, 吸着2.12NL/min, 脱着2.31NL/min, 55V3-KCF-HH24/42 32A

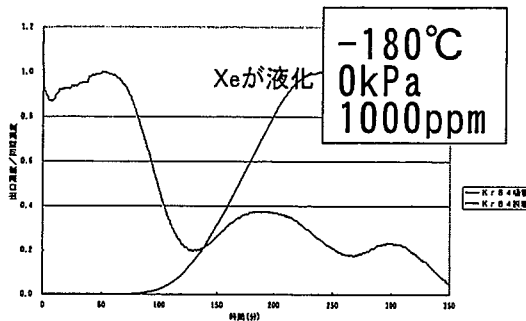


図3.5 吸脱着経過曲線

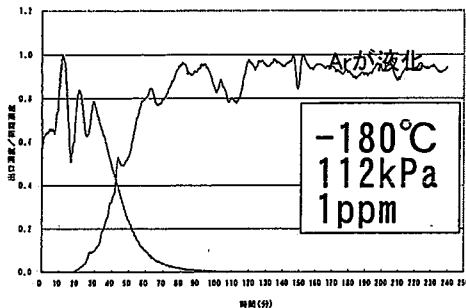


図3.4 吸脱着経過曲線の例 - 曲線が波打ち乱れている  
-180°C, 112kPa, 1ppm/Ar, 吸着2.07NL/min, 脱着2.28NL/min, CE-HH24/42 34

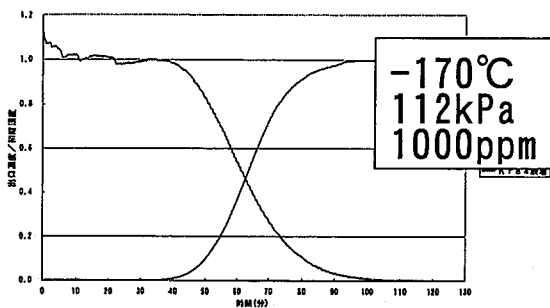
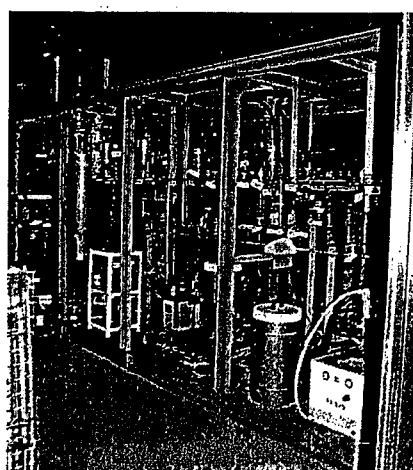
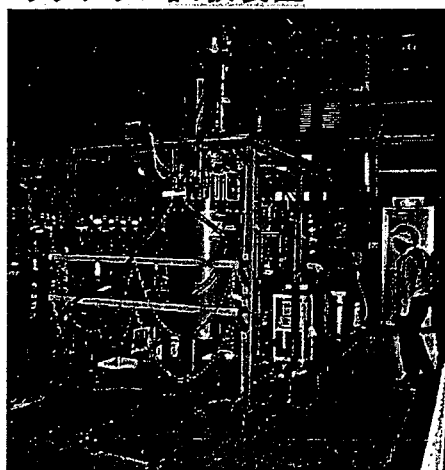


図3.4-4 吸脱着経過曲線の例 - 対称型  
-170°C, 112kPa, 1000ppm/Ar, 吸着3.02NL/min, 脱着3.00NL/min, CE-HH24/42 52

11/19

▶ 運転シーケンスの最適化検討(モックアップ試験装置使用)

◆ モックアップ試験装置



◆ タグガス回収温度・時間, Ar脱着温度・時間をパラメータ

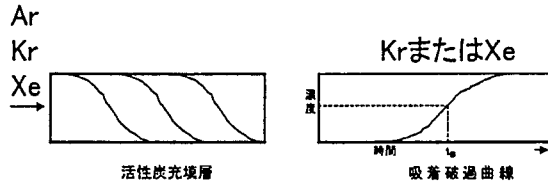
12/19

● 運転シーケンスの最適化検討例

□ 活性炭の吸着破過曲線

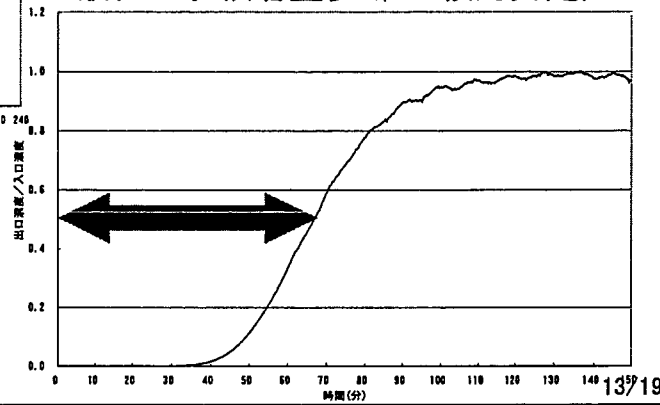
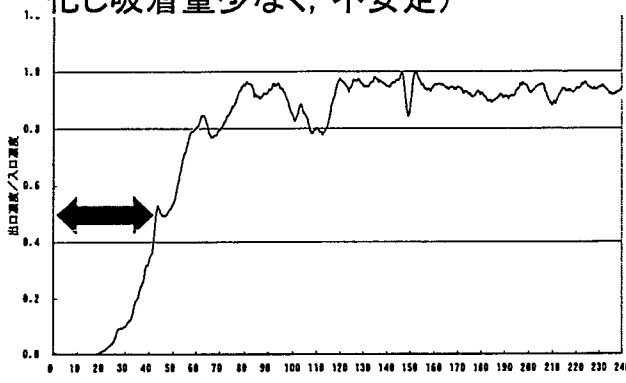
Kr, Xe: 1ppm

現状(-180°C, 約1.1気圧のためArが液化し吸着量少なく, 不安定)

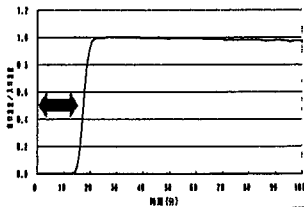


活性炭の深冷吸着温度の変更により吸着特性が大幅に改善される。

改良案(-170°Cに変更したためArが液化せず吸着量多く, 比較的安定)

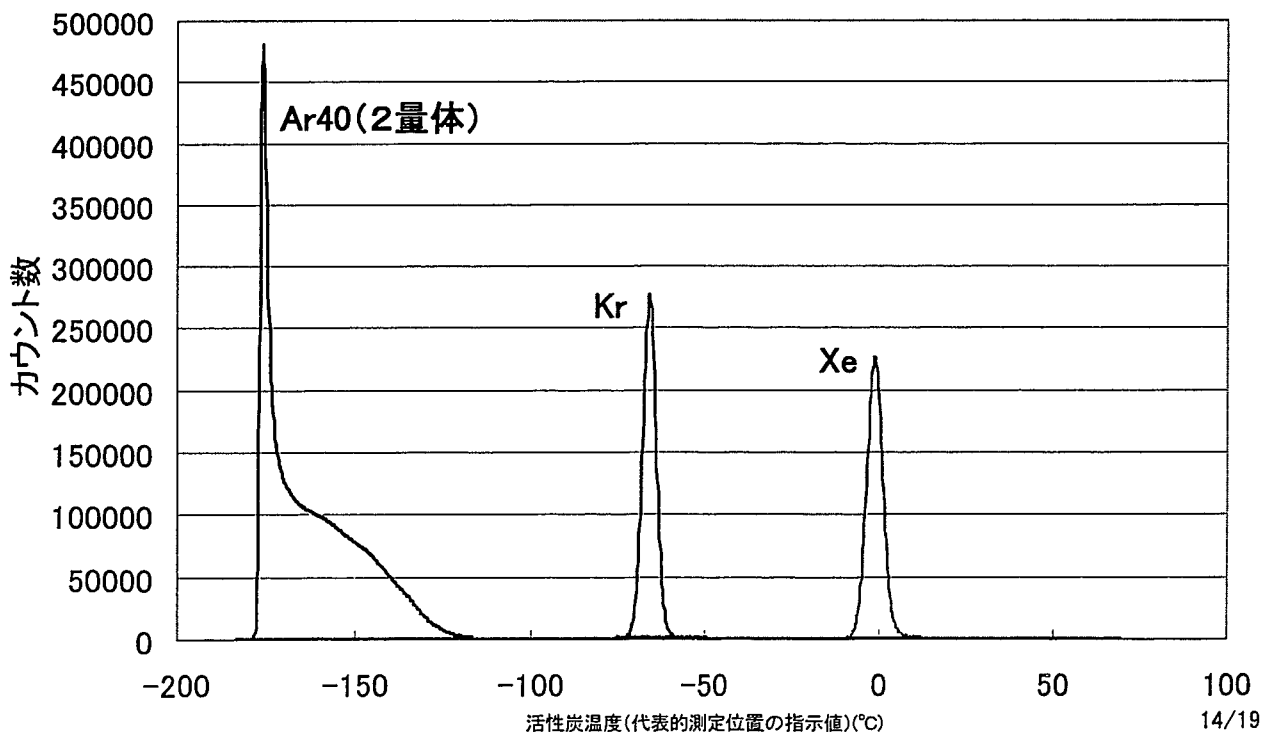


検討案例示(-80°Cに変更したためArは液化しないが吸着量少ない)



● 運転シーケンスの最適化検討例

□ 活性炭の脱着特性の例示(ArとKr, Xeの分離性)

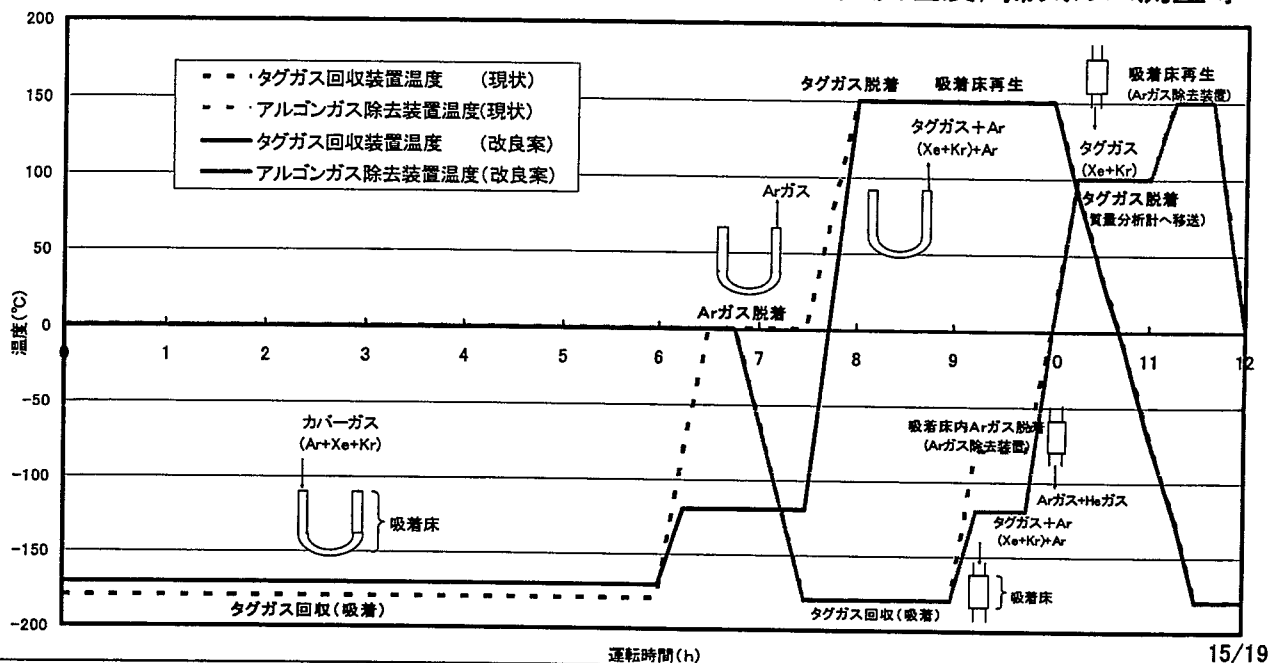


● 運転シーケンスの最適化検討例

□ 現時点の運転シーケンス改良案

➢ さらに、ArとKrの分離度の向上とKr, Xeの濃縮度の向上を検討中。

◆ 活性炭昇温速度、掃気開始時の活性炭温度、掃気ガス流量等

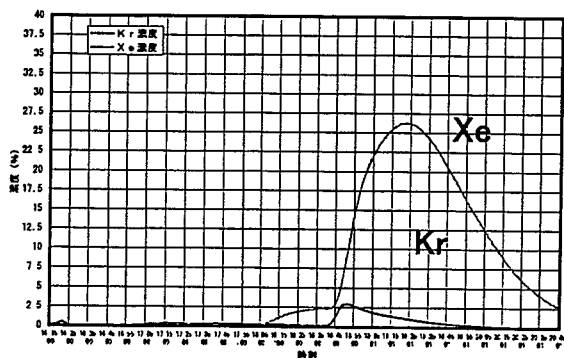


15/19

● 運転シーケンスの最適化検討例

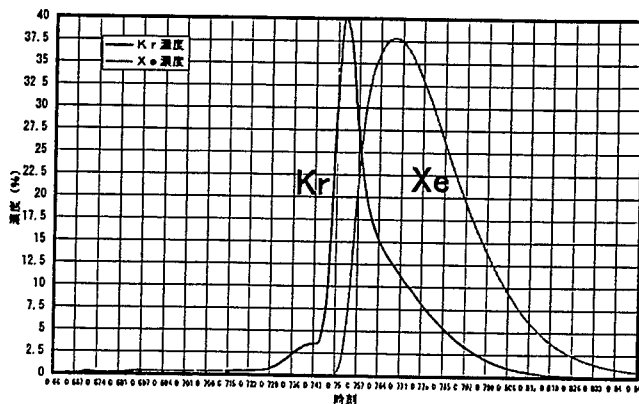
□ 掃気ガス中のタグガス濃度

現状



運転シーケンスの変更によりKrの濃縮能力が大幅に向上する。

改良案



16/19

## 成果のまとめと今後の課題

- もんじゅ破損燃料検出装置の検出性能の評価と信頼性の把握, 運用方法の最適化
  - タギング法FFDLの改良の検討
    - 活性炭のタグガス(Kr, Xe)吸脱着特性を測定し, 特性を踏まえた運転シーケンスの最適化を検討して破損燃料同定能力の改良案を作成した。
    - 運転シーケンスの最適化の検討をさらに継続して最終的な改良案を作成する。
      - ◆ 活性炭昇温速度, 掃気開始時の活性炭温度, 掃気ガス流量等の最適化によるArとKrの分離度の向上, Kr・Xeの濃縮度の向上を目指す。
    - 今後, 常陽で実施された燃料破損に関連する試験を反映してタグガスのカバーガスへの移行評価の妥当性を確認する。
      - ◆ 模擬破損燃料(スリット付き燃料要素)を使用した試験  
燃料破損時のタグガスのカバーガスへの移行評価

17/19

## 実機設備の改良のための改造案(参考)

- 運転シーケンスの変更
  - 活性炭昇温・降温, 弁開閉, 掃気開始・終了
- 活性炭極低温温度の制御性の改良
  - 液体窒素系の改良
- Arガス除去装置の充填ガスのHe化
- 各活性炭塔の吸脱着特性の測定ラインの新設
  - タグガス回収装置, Arガス除去装置の各単体の吸脱着特性測定を可能にし, 信頼性の向上を図る。

18/19

## 用語集

- CG: Cover Gas, 原子炉容器Na液面上のArカバーガス
- FFD: Failed Fuel Detection, 破損燃料検出
- FFDL: Failed Fuel Detection and Location, 破損燃料検出及び破損集合体位置の同定
- DN: Delayed Neutron, 遅発中性子
- FP: Fission Product, 核分裂生成物
- タグガス: 燃料要素に封入するKr, Xeの安定同位体5核種から構成されるガス。燃料集合体に固有な組成(同位体比)とすることによって破損燃料集合体の同定を可能にする。

# 「常陽」高性能化プラントの性能評価

～MK-Ⅲ総合機能試験と性能試験の実施について～

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  
吉田昌宏

1/22

## 研究の目的

MK-Ⅲ炉心として高度化改造した「常陽」において、総合機能試験、性能試験を実施し、プラントの安全性を確認すると共に、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。

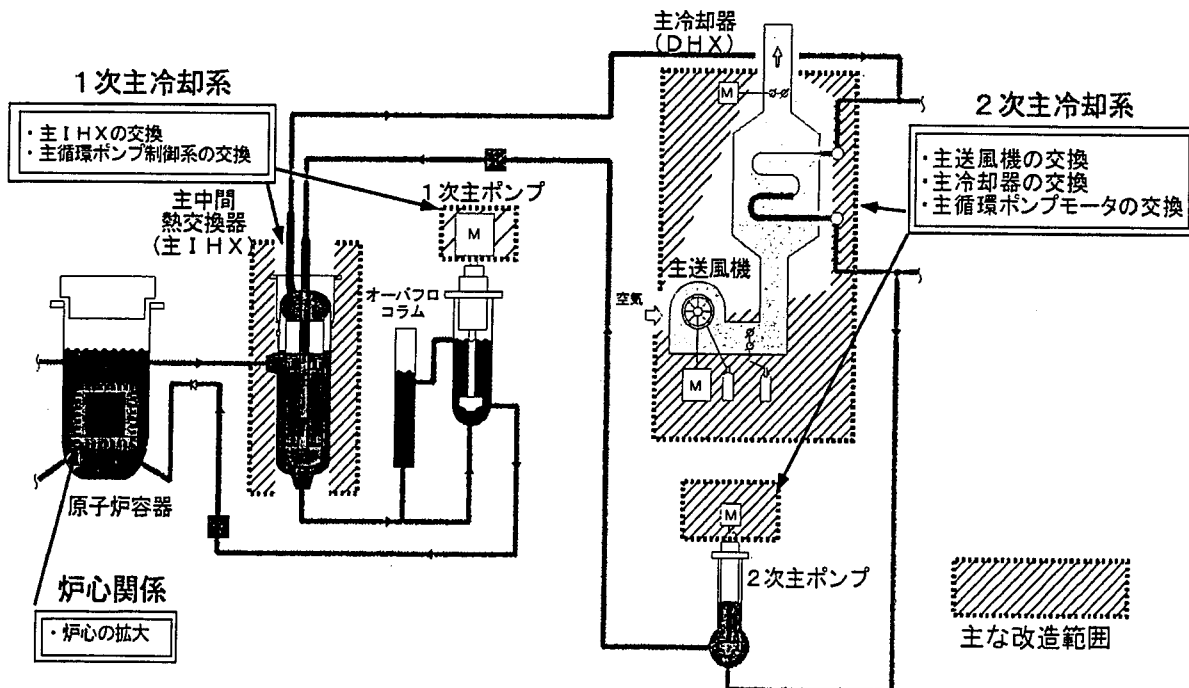
2/22

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目   | 主な研究成果   | 今後の課題   |
|--------|--|---|
| 総合機能試験 | 平成14年度までに総合機能試験項目を完了し、プラントの安全性及び安定性を確認した。また、プラント管理に必要なデータや知見を蓄積し、運転マニュアル等に反映した。  | 定格までの出力範囲で性能試験を継続する。また、使用前検査終了後、照射性能の詳細評価のため、出力分布測定試験を実施する。 |
| 性能試験   | 平成15年6月に原子炉を起動した後、段階的に原子炉出力を上昇させて、過渡試験を含むMK-Ⅲ性能試験を通じてMK-Ⅲ炉心・プラントの諸特性を測定すると共に、更新した冷却系機器の除熱能力や制御性の確認等を行った。これらの結果を基に、温度制御系の設定、マニュアル類の検討等を進めている。 |   |

3/22

## MK-Ⅲ計画での主要な改造機器



4/22



## 試験の目的

- 単体機能試験  
 機器単体の作動、特性試験を行い機器単体の健全性、機能、性能を確認する。
- 総合機能試験  
 機器、設備を総合的に組み合わせて作動させ、システムとしての機能、特性、性能を確認する。
- 性能試験  
 原子炉を運転して低出力から定格出力までのプラント全体の性能を確認する。

5/22

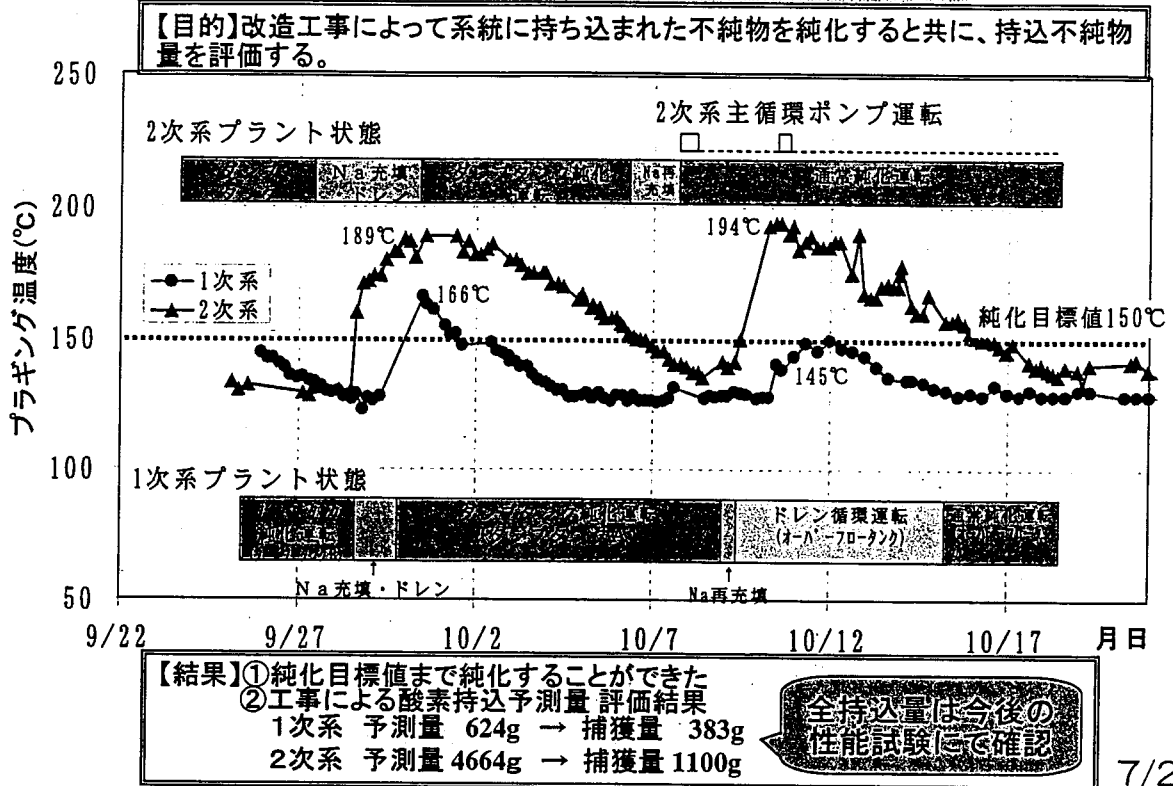
## MK-III全体工程概要

| 西暦                   | 2000                           |   |   | 2001          |   |   | 2002   |    |    | 2003  |   |   | 2004                |   |   |              |   |   |    |    |    |
|----------------------|--------------------------------|---|---|---------------|---|---|--|----|----|---|---|---|---------------------|---|---|--------------|---|---|----|----|----|
| 年度                   | 平成12年度                         |   |   | 平成13年度        |   |   | 平成14年度   |    |    | 平成15年度  |   |   | 平成16年度              |   |   |              |   |   |    |    |    |
| 月                    | 4                              | 5 | 6 | 7             | 8 | 9 | 10   | 11 | 12 | 1   | 2 | 3 | 4                   | 5 | 6 | 7            | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 |
| 運転工程                 | 第35サイクル<br>第13回定期検査開始(HI 26.1) |   |   | Na充填          |   |   | Na充填   |    |    | MK-III定期検査合格  |   |   | 第13回定期検査合格          |   |   | 第1サイクル第2サイクル |   |   |    |    |    |
| M第K13回定期検査関係工事及び試験関係 | メンテナンス建物改造工事<br>(旧HX保管庫)       |   |   | MK-III冷却系改造工事 |   |   | 燃料交換(1)<br>燃料取扱系制御系試験<br>運転器更新<br>燃料取扱系中間点検<br>2次主循環ポンプモータ交換 |    |    | 燃料交換(2)<br>燃料容器全体漏洩率試験<br>定期検査運転前確認<br>2次系Na補充<br>制御棒駆動機構据付調整 |   |   | MK-III運転(定格出力140MW) |   |   | 性能試験         |   |   |    |    |    |
|                      | 単体機能試験                         |   |   | 総合機能試験(その1)   |   |   | 総合機能試験(その2)  |    |    |   |   |   |                     |   |   |              |   |   |    |    |    |

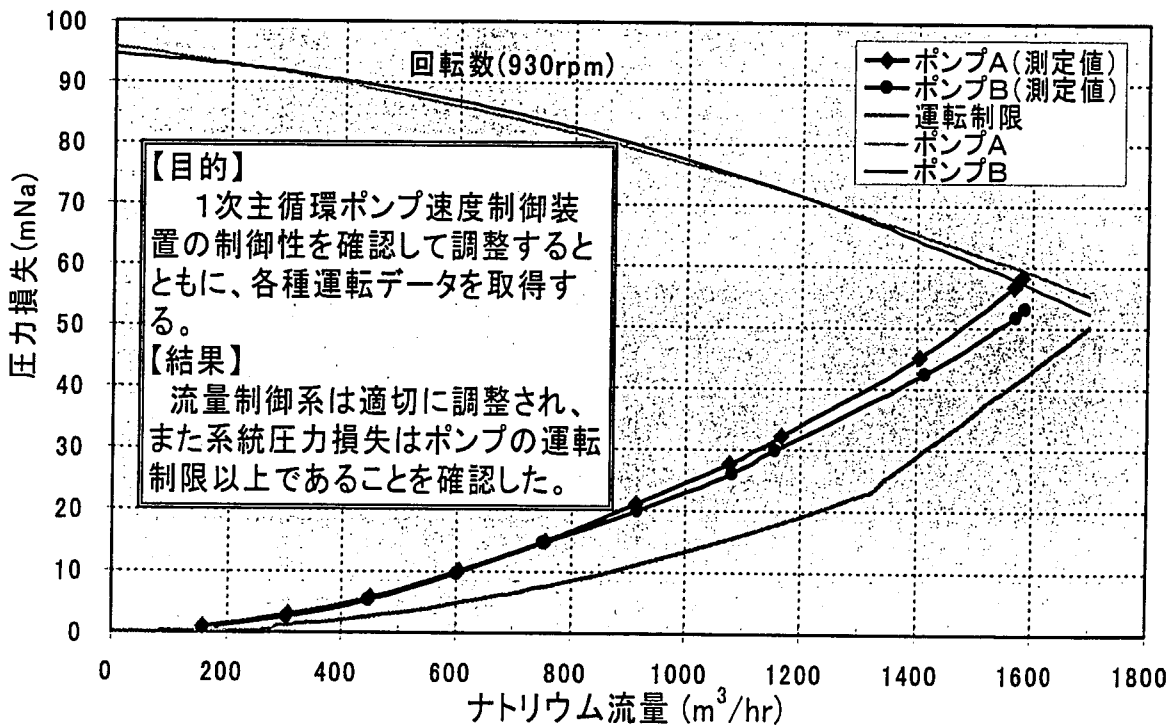
改造工事期間：平成12年10月30日～平成15年11月末

6/22

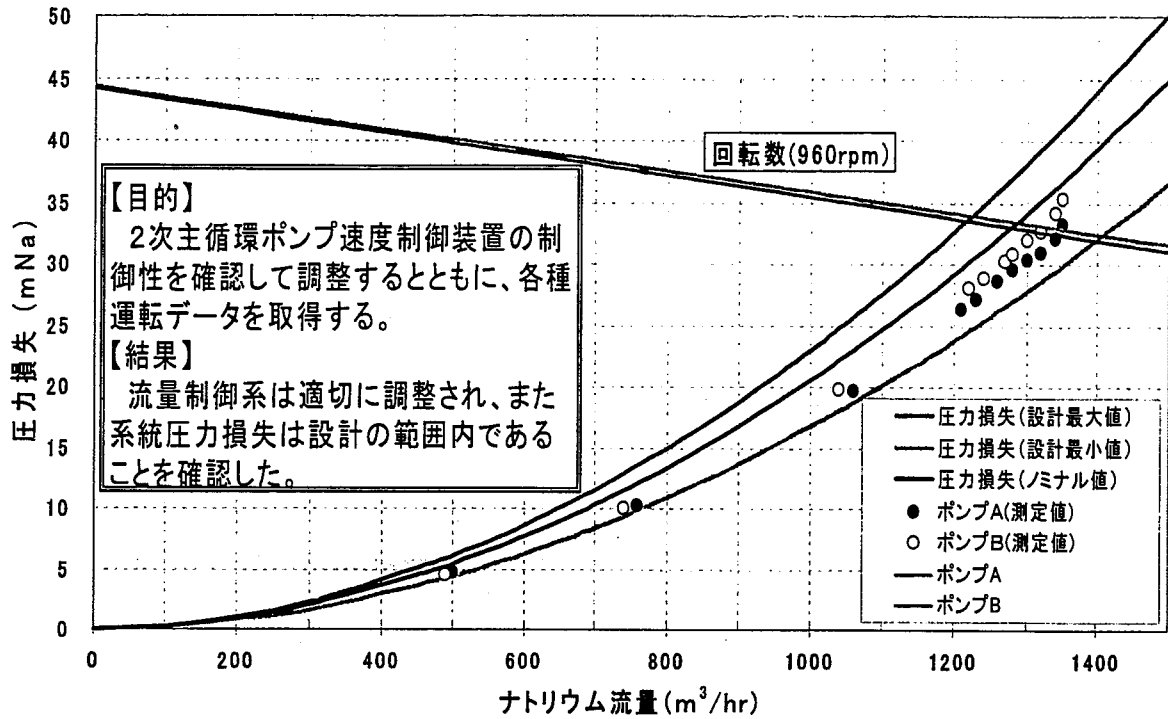
## ナトリウム純度測定試験



## 1次主循環ポンプ流量制御試験



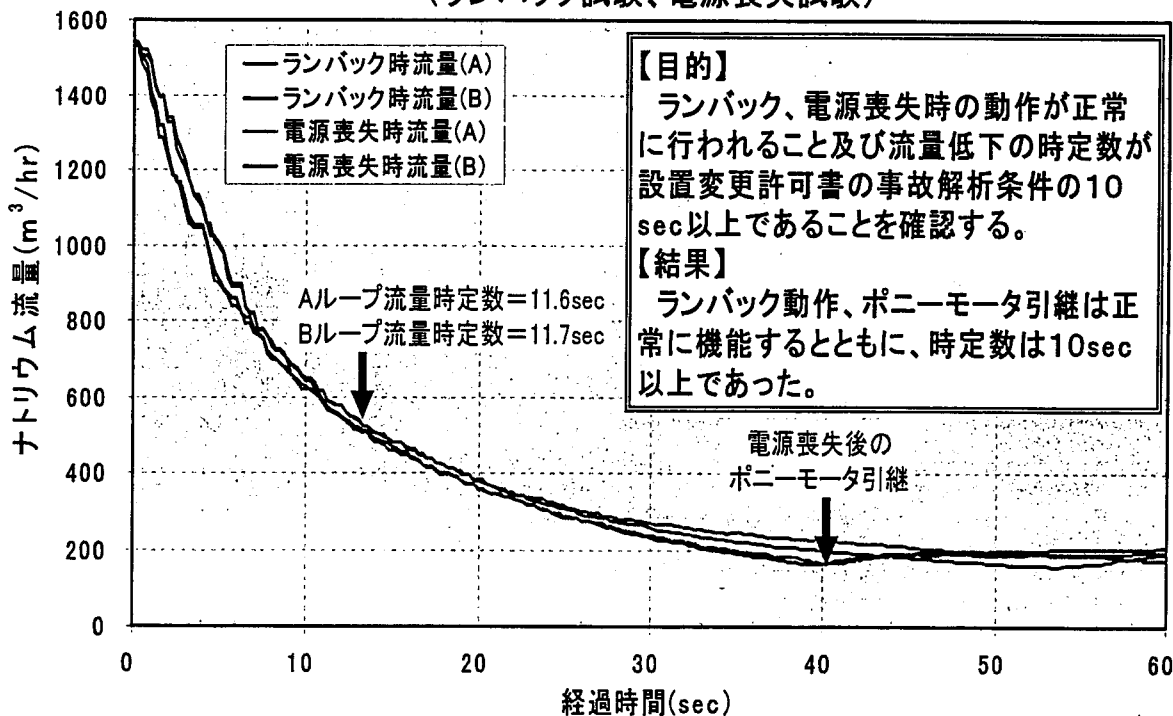
## 2次主循環ポンプ流量制御試験



9/22

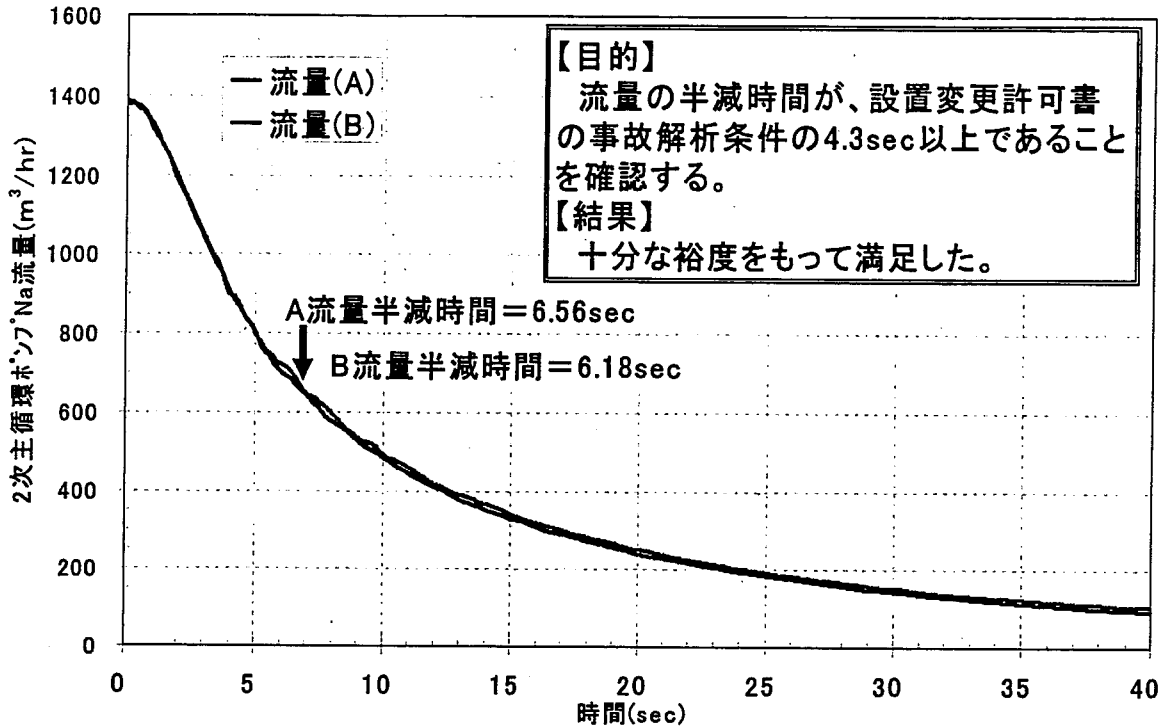
## 1次主循環ポンプフローコーストダウン試験

(ランバック試験、電源喪失試験)



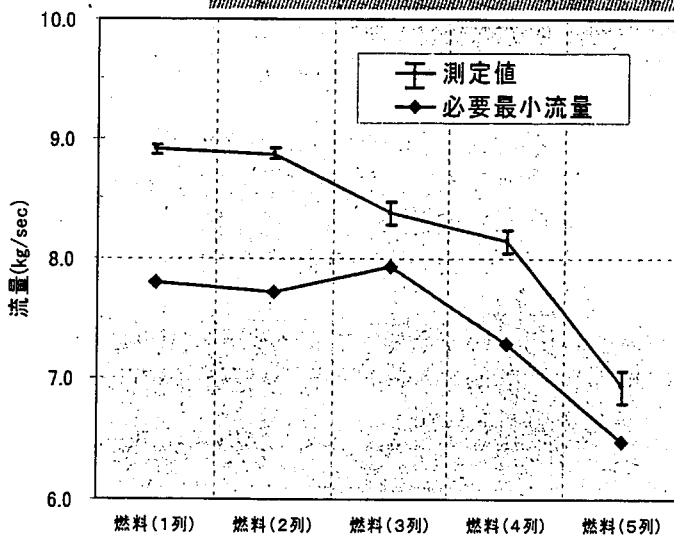
10/22

## 2次主循環ポンプフローコーストダウン試験



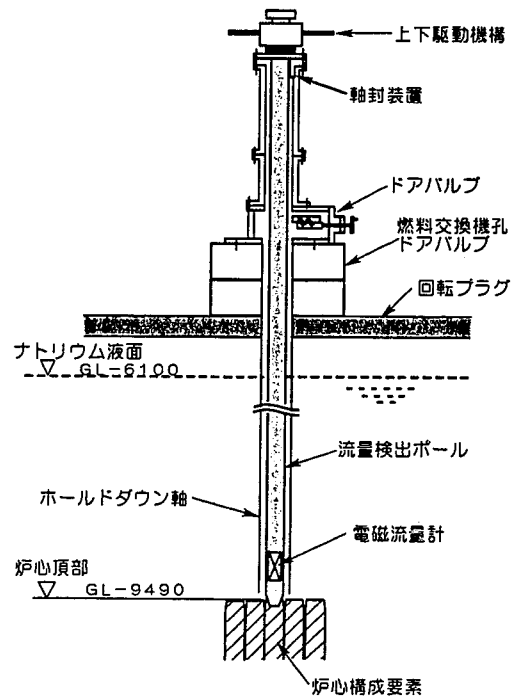
11/22

## 炉心内流量分布測定試験の概要



**【目的】**  
 炉心内冷却材流量配分が適切に行われ、各集合体に必要な流量が確保されていることを確認する。

**【結果】**  
 燃料被覆管最高温度が熱的制限値(675°C)となる必要最小流量を上回ることを確認した。



流量測定器概略図

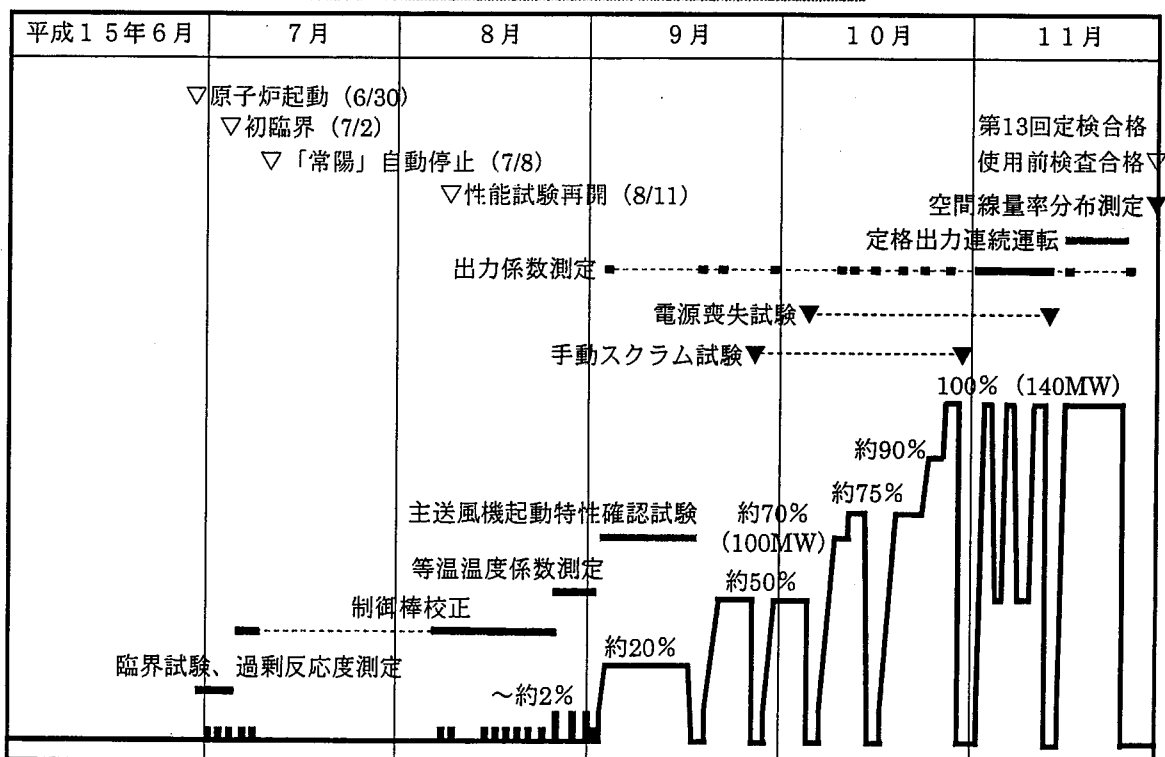
12/22

## 総合機能試験の成果

- 総合機能試験を完了し、性能試験前の系統としての総合機能、特性、性能を確認した。
- 冷却系試験で得られた、1次主循環ポンプ起動・流量調整操作、1次補助系サイフォンブレーク時ポニーモータ回転数調整等の主な結果を、運転マニュアル23編に反映した。
- 流動特性試験等で得られた流量低下の時定数、系統圧損等の結果によりプラント動特性解析コード”Mimir-N2”の妥当性を確認した上で、性能試験の手動スクラム、外部電源喪失試験の予測解析を実施した。

13/22

## 性能試験の概略工程



14/22

## 過剰反応度予測と測定結果

ゼロ出力250℃

1. MK-Ⅲ炉心管理コードシステム“HESTIA”+バイアス補正  
： 3.31±0.18 %Δk/k k'
2. MK-Ⅱ炉心管理コードシステム“MAGI”+バイアス補正  
： 3.15±0.15 %Δk/k k'
3. JUPITER標準解析手法（JFS-3-J3.2R）+バイアス補正  
： 3.53±0.18 %Δk/k k'
4. JUPITER標準解析手法+統合炉定数（ADJ2000R）  
： 2.96±0.34 %Δk/k k'
5. モンテカルロ法（MCNP、FSXLIB-J3.2）+バイアス補正  
： 3.16±0.13 %Δk/k k'

誤差1σ

測定は臨界法で、制御棒挿入分の反応度価値の和より算出

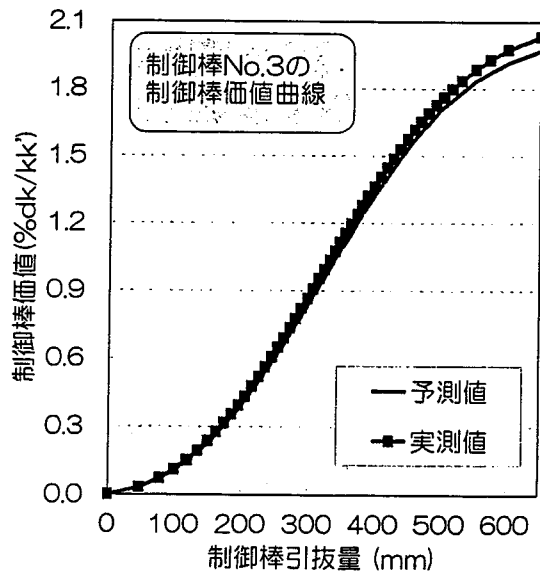
**測定値： 2.99±0.09 %Δk/k k' (250℃)**

計算誤差の補正が過大の可能性がある。

15/22

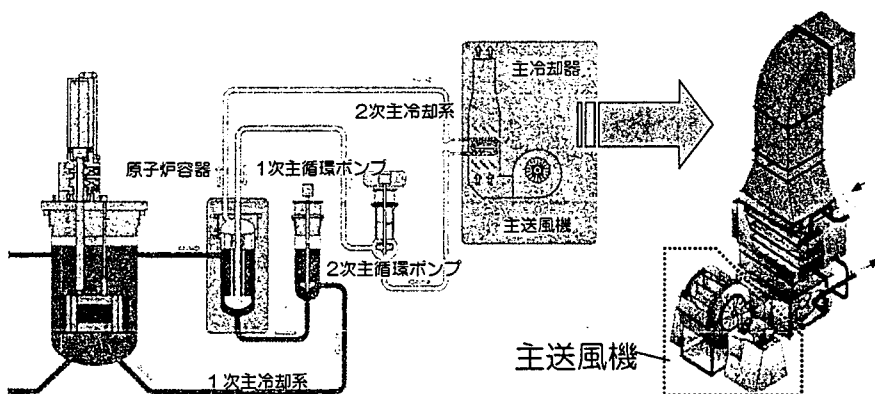
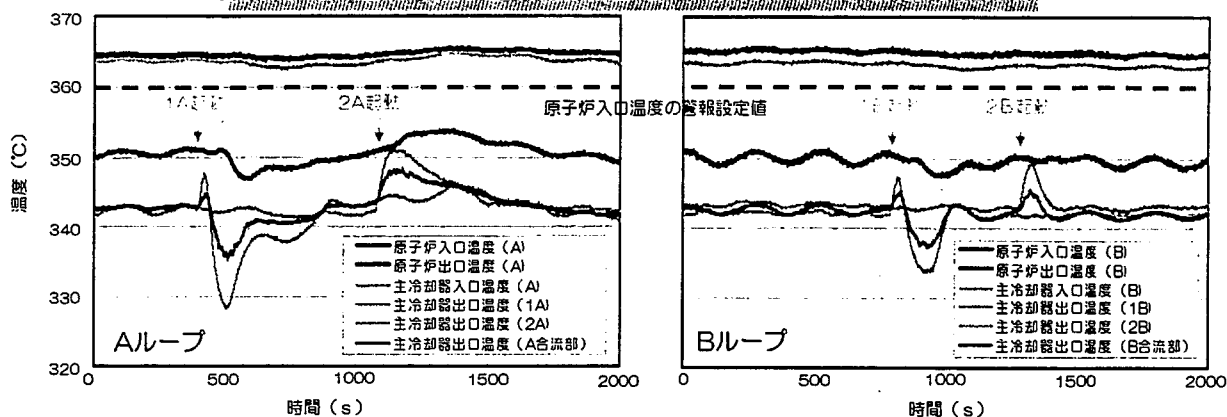
## 制御棒反応度価値結果

| 制御棒<br>No. | 反応度価値 (%Δk/kk') |                         |      |      |            | C/E  |
|------------|-----------------|-------------------------|------|------|------------|------|
|            | 解析値             | バ <sup>1</sup> 入<br>補正值 | 予測値  | 実測値  | 誤差<br>(1σ) |      |
| 1          | 2.07            | 0.97                    | 2.01 | 2.09 | 0.07       | 0.96 |
| 2          | 0.83            | 0.95                    | 0.79 | 0.80 | 0.03       | 0.99 |
| 3          | 2.03            | 0.97                    | 1.97 | 2.03 | 0.07       | 0.97 |
| 4          | 2.07            | 0.97                    | 2.01 | 2.08 | 0.07       | 0.97 |
| 5          | 0.83            | 0.95                    | 0.79 | 0.78 | 0.03       | 1.01 |
| 6          | 2.03            | 0.97                    | 1.97 | 2.06 | 0.07       | 0.96 |



16/22

## 主送風機起動特性確認試験



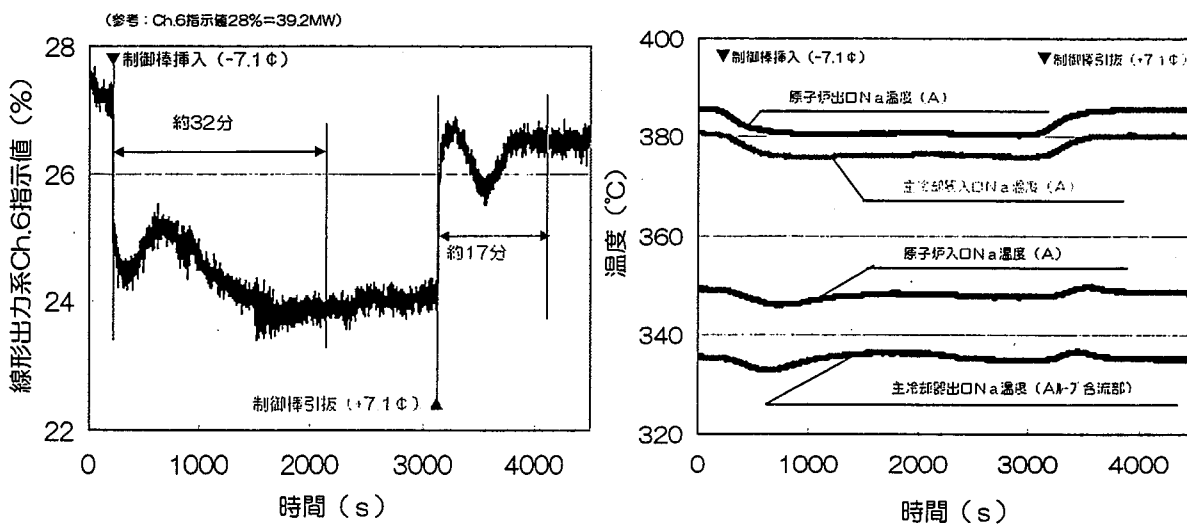
原子炉熱出力をパラメータとして、主送風機の起動試験を行い、主送風機起動時の原子炉熱出力を18MWとした。また、1A⇒2A⇒1B⇒2Bの順で起動することを決定した。

↓

運転マニュアルに反映

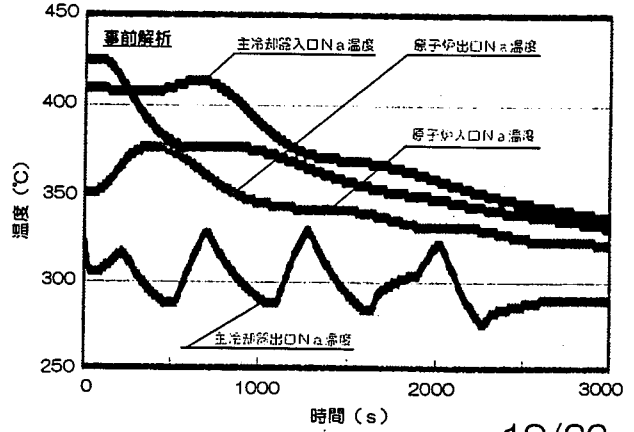
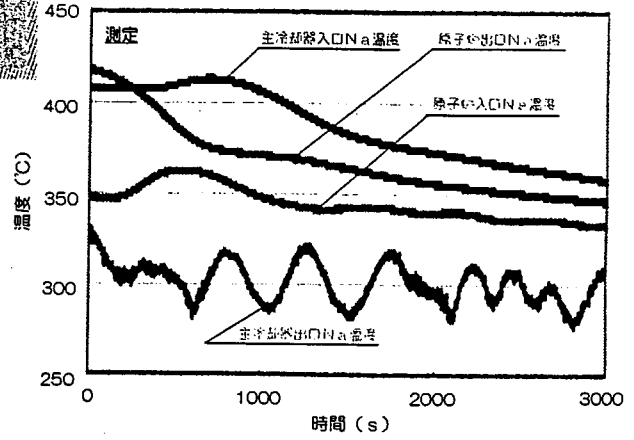
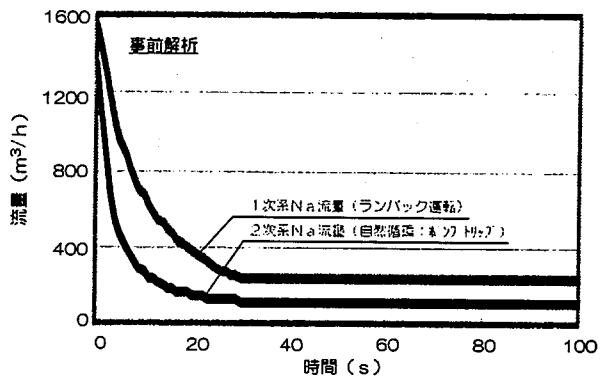
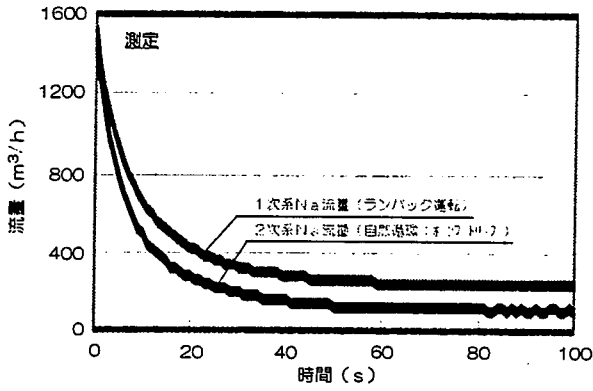
17/22

## 制御棒小引抜・挿入応答試験(約40MW)



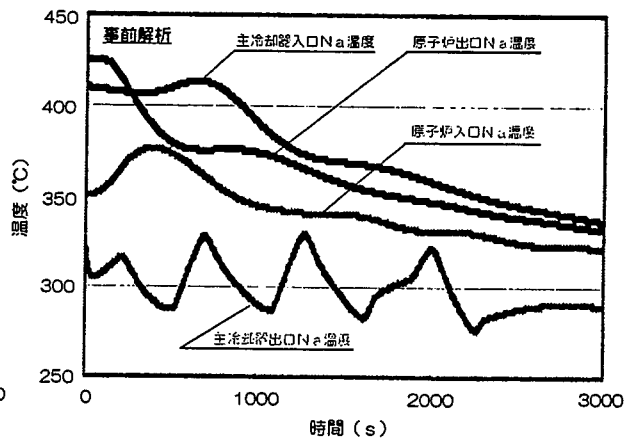
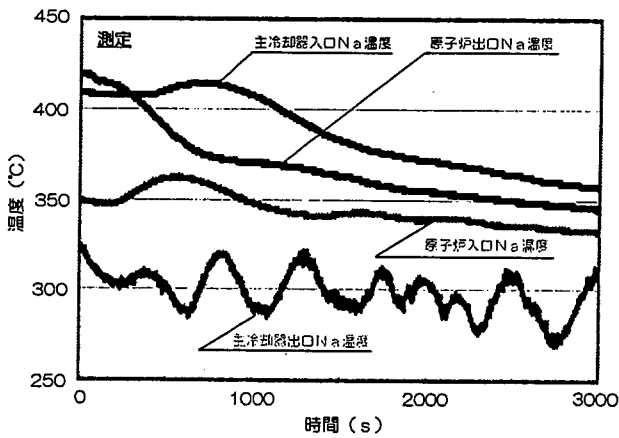
18/22

### 手動スクラム試験 (70MW)



19/22

### 外部電源喪失試験 (70MW)



20/22



## 性能試験の成果

- 0～75%の範囲で段階的に原子炉出力を上昇させ、炉心・プラントの性能、各機器の制御性等を評価し、設計を満足すること及び安全性が確保されていることを確認した。
- 試験と並行してプラント動特性解析コード“Mimir-N2”による解析を行い、予測精度を確認しつつ、その結果を基に運転手法の検討を行っている。

21/22

## 今後の課題

- 定格出力までの範囲で性能試験を継続し、炉心・プラント特性の測定評価、安全性の確認等を行う。
- MK-Ⅲ合格後、出力分布測定試験等を実施し、照射性能の評価を行う。

22/22

## 用語集

- ・MK-Ⅲ計画：照射能力向上を目的とした「常陽」の高度化計画。炉心の高中性子束化、照射運転時間の増大及び照射技術の高度化からなる。原子炉出力をMK-Ⅱの100MWtから140MWtに増大し、主中間熱交換器、主冷却器等の交換を含む大幅な設備改造を実施。
- ・主中間熱交換器：1次冷却系と2次冷却系の間に設置された堅型自由液面シェルアンドチューブ型の熱交換器。
- ・主冷却器：多管フィンチューブ式の冷却器及び送風機(35MW×4基)で構成され、2次主冷却系のナトリウムを冷却。
- ・フローコーストダウン：主循環ポンプの動力源が喪失し、モータ駆動が停止した状態での流量減衰特性。
- ・ランバック制御：原子炉スクラムと同時に1次主循環ポンプモータの駆動入力を止めて、流量をフローコーストダウンで低下させた後、崩壊熱除去に必要な所定の低流量でモータ駆動力を復帰させて一定に保つ制御。
- ・“Mimir-N2”：「常陽」用に開発整備したプラント動特性解析コード

平成15年度安全研究成果発表会  
平成15年11月7日  
サイクル機構 大洗工学センター

## 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

～機器信頼性データの整備とリスク情報の活用～

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

栗坂 健一

1/21

### 研究の背景(1)

#### 【原子炉の安全確保】

- 安全性のレベルを定量的に把握するためにリスク評価が重要との認識が高まる
- リスク情報を活用した安全確保や規制が検討される

#### 【サイクル機構の安全研究：平成12年度までの成果】

- 高速増殖炉の確率論的安全評価 (PSA) 手法開発
- 「もんじゅ」のリビングPSA手法開発

- ① PSA技術基盤の継続整備：  
高速増殖炉のPSAに必要な機器故障率の整備が重要
- ② 軸足を「活用」へ移して「リスク評価」を研究

※本報告では、リスクを狭義の意味で炉心損傷発生頻度と捉える。

2/21

## 研究の背景(2)

### —リスク情報の「もんじゅ」への反映実績—

昭和57年～平成3年、「もんじゅ」の設計情報、「常陽」や軽水炉の運転・保全についての情報等を基に「もんじゅ」の詳細な確率論的安全評価(PSA)を実施。

A) PSA手法の開発

B) 炉心損傷発生頻度の低減策(設計と運転)の検討

反映

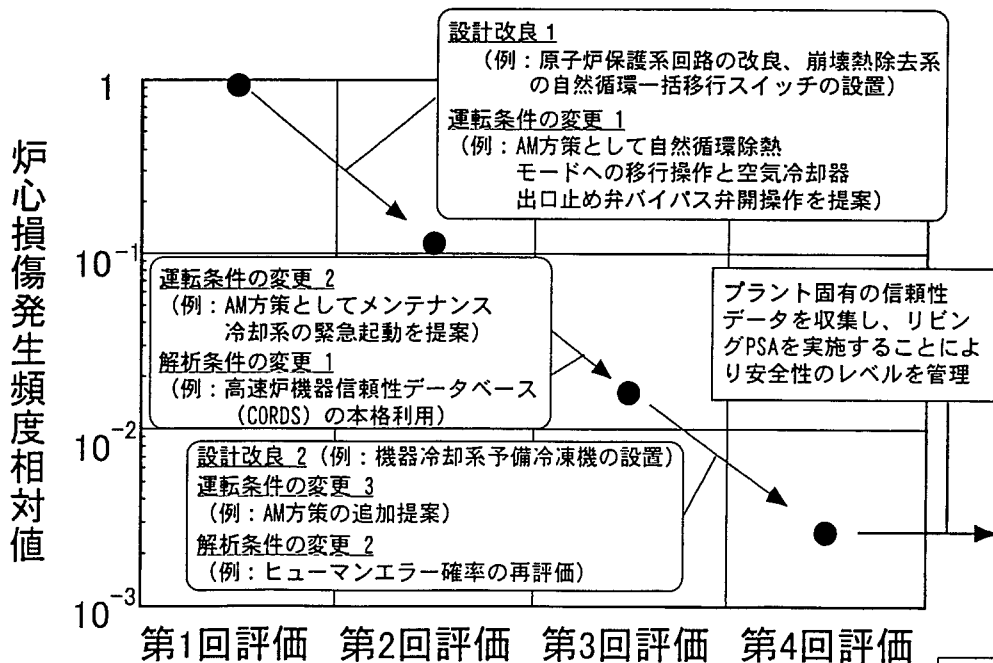
① 「もんじゅ」の詳細設計

② アクシデントマネージメント(AM)案の作成

炉心損傷発生頻度の大幅な低減を達成

3/21

## 設計改良、運転条件の変更等による 炉心損傷発生頻度の低減



4/21

## 本年次計画での研究内容および達成目標

イ. 「常陽」及び「もんじゅ」機器信頼性データの収集整備

ロ. 信頼性データの分析・評価

リスク評価用データの推奨値を根拠とともに整備する。

ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

リスク情報を活用した①～④の策定方法を高速増殖炉プラントについて整備し、規制の参考情報（例えば、保安規定の策定に関する技術的知見）としてまとめるとともに、5カ年で実プラントへ反映できる水準に持っていく。

- ① アクシデントマネジメント (AM)
- ② 待機系の異常発見時の措置（例：許容待機除外時間内の故障修復、サーベイランス試験頻度の増加）
- ③ 安全性に関係する設備のサーベイランス試験間隔
- ④ 定期検査時の系統運用構成についての制限条件  
（例：特定の工程に対する継続時間の制限）

5/21

## これまでの研究成果と今後の課題

| 研究項目        | 平成13年度～15年10月末の成果   | 今後の主な課題  |
|-------------|---|--|
| イ. 信頼性データ収集 | <ul style="list-style-type: none"> <li>▶「常陽」：平成13年末までの実績</li> <li>▶「もんじゅ」：平成12年末までの実績（データベースへ初登録）</li> </ul>  | 「常陽」「もんじゅ」の信頼性データ収集継続  |
| ロ. 信頼性データ分析 | <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ナトリウム冷却系機器故障率の定量化（更新）</li> </ul>  | 「もんじゅ」「常陽」等の個別PSA用データの整備   |
| ハ. リスク情報の活用 | <ul style="list-style-type: none"> <li>▶「もんじゅ」整備済みAMに対する有効性評価用PSA解析モデルの構築</li> <li>▶「もんじゅ」PSAに基づく追加AM提案</li> <li>▶「もんじゅ」保安規定の調査</li> <li>▶崩壊熱除去系異常時の措置と炉心損傷リスクの関係の考察</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>▶追加提案AMを含めたAM有効性評価</li> <li>▶リスク情報を活用した異常時の措置の策定法の整備</li> </ul> |

6/21

## イ. 高速増殖炉機器信頼性データの収集・整備

### 高速増殖炉機器信頼性データベース (CORDS)

- ①原子炉1基の寿命中に予想される異常事象の頻度を定量的に示せる規模の母集団
- ②故障率データ集の作成、利用、電気事業者への開示

#### CORDSデータソース (高速増殖炉)

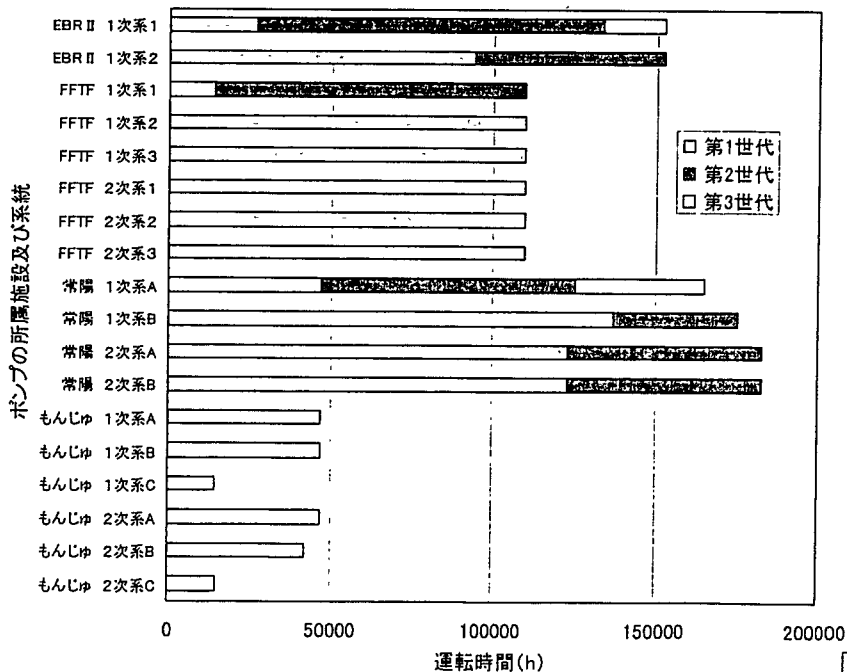
| 国名 | 施設名    | 収集期間             |                       |
|----|--------|------------------|-----------------------|
| 日本 | 「もんじゅ」 | 1991年5月-2000年12月 | → 国内<br>→ データ<br>収集継続 |
|    | 「常陽」   | 1975年7月-2001年12月 |                       |
| 米国 | EBR-II | 1964年7月-1991年12月 |                       |
|    | FFTF   | 1978年9月-1991年12月 |                       |

#### CORDSデータソース (ナトリウム試験施設)

| 国名 | 組織                   | 登録施設数 | 収集期間      |
|----|----------------------|-------|-----------|
| 日本 | サイクル機構/大洗工学センター      | 5施設   | 1996年3月以前 |
| 米国 | エネルギー技術工学センター (ETEC) | 5施設   | 1992年3月以前 |
|    | ウェスティングハウス社          | 5施設   | 1982年6月以前 |

7/21

### 日米の原子炉で使用されたナトリウム冷却系 機械式ポンプの所属系統別累積運転時間の比較



8/21

## ロ. 信頼性データの分析・評価

### 目的

ポンプの運転信頼性を確保しつつ、交換あるいはオーバーホールの周期をできる限り延長する観点から、機械式ポンプの使用時間に対する故障率の依存性を定量的に把握すること

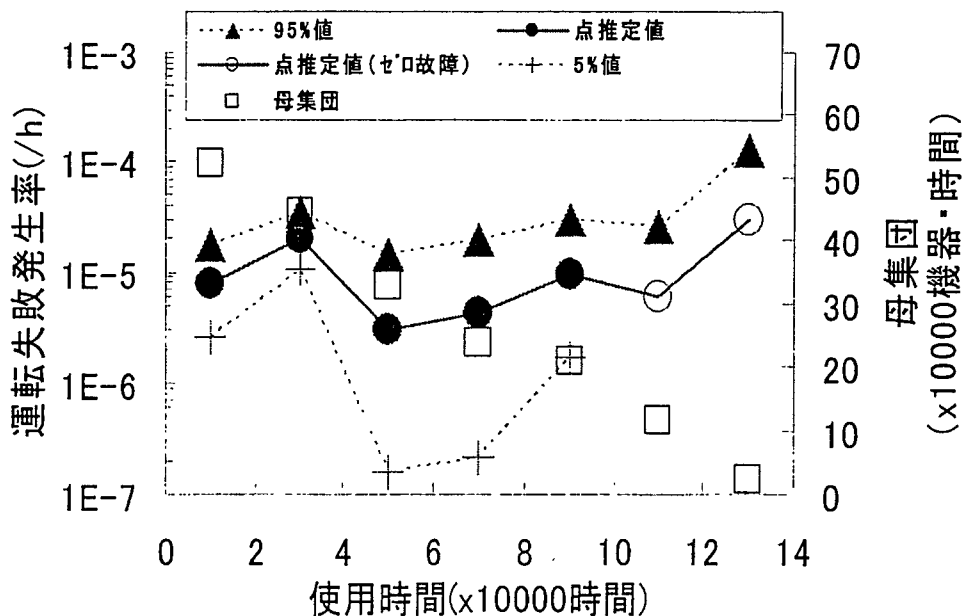
### 統計分析内容

ポンプの使用経験に基づき、使用時間を適当な時間単位で区切って母集団を集計することにより故障率を定量化し、故障率に対する使用時間の依存性を検討した

注)ここでは、使用時間とは、単一の世代の中での運転時間を指し、交換もオーバーホールもされずに継続使用している時間のこと。

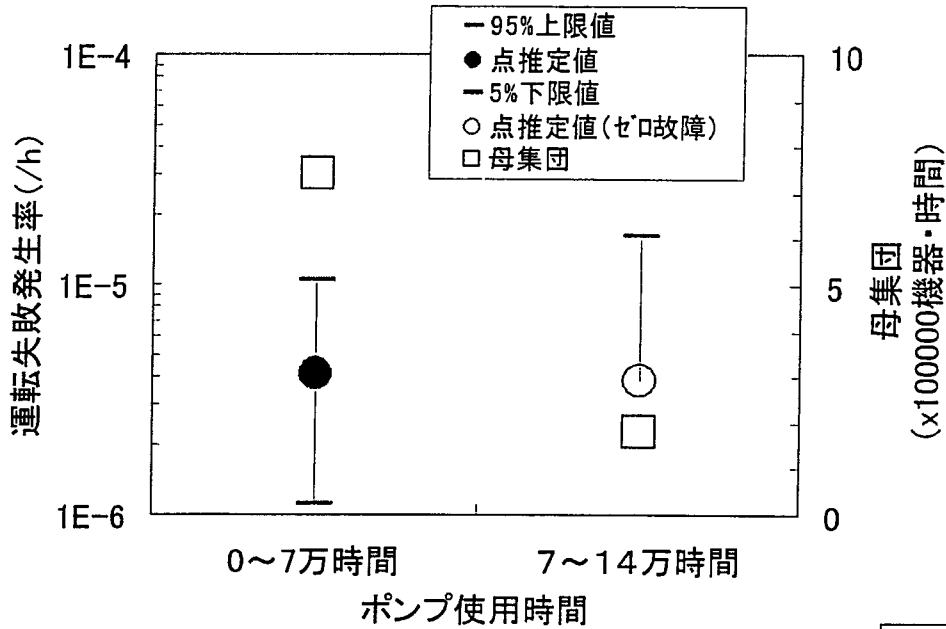
9/21

## ナトリウム冷却系ポンプ (ソース=日米の原子炉) 運転失敗発生率の使用時間依存性



10/21

## ナトリウム冷却系ポンプ（ソース＝国内原子炉） 運転失敗発生率の使用時間依存性



11/21

## ナトリウム冷却系機械式ポンプのまとめ

- 最長12~14万時間の使用経験を蓄積した。
- 調査したポンプでは、モータベアリングのオイル交換やグリース供給等の潤滑機能に関する予防保全、モータブラシの損耗の点検、モータの振動監視等が定期的に行われている。
- これらのポンプについては、約12万時間の間モータの交換やオーバーホールを行わなくても故障率は増加していない。
- 約12万時間を越える使用に対しても故障率が增大すると断定できる傾向が観察されているわけではない。
- 今後の見通し：「常陽」ポンプモータはMk-III移行に伴い新品に交換され、使用時間がゼロクリアされた。「もんじゅ」は5万時間以降のデータを継続蓄積。

12/21



## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

### 運転・保守計画策定:「もんじゅ」のアクシデントマネージメント (AM) への反映

背景 : AM手順書案については、PSAを基に検討してきた。

問題点 : AMに関わるPSAモデルは、AM手順書の詳細な検討に不向きな簡易モデルだった。

現状 : ①PSAモデルの改良をほぼ完了。

(成果) 整備済みのAMが有する炉心損傷リスク低減効果を適切に評価できるようになった。

②リスク低減に有効と期待される追加AM案をPSAの結果を基に提案した。AM案の実現性を「もんじゅ」にて検討中。

今後 : ①採用される追加AM策に対するPSAモデルの作成

②最終的に整備されるAM策のリスク低減効果を評価

13/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

### 運転・保守計画策定: 異常時の措置の検討

背景 :

✓「もんじゅ」の運転再開(開始)へ向けて、保安規定、各種手順書等が順次整備されつつある。

✓「異常時の措置」が保安規定の中で定められている。

検討課題 :

✓炉心損傷リスクを管理する観点から、適切な「異常時の措置」の考え方を検討する。

14/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

### 崩壊熱除去系の異常発見時の措置の検討

#### 措置の策定例

#### リスク管理上の意味

|   |   |
|---|---|
| <p>状況：3系統中1系統で異常発見<br/>                 措置：①残り2系統の健全性をサーベイランス試験により頻繁に確認するとともに、<br/> <math>\tau_1</math>時間以内に異常を除去。<br/>                 ②これができない場合、速やかに残りの1系統を運転状態にし、<br/> <math>\tau_2</math>時間以内に異常を除去。<br/>                 ③これもできない場合、<br/> <math>\tau_3</math>時間以内に原子炉を停止。</p> | <p>→リスクの増大<br/>                 →異常状態でのリスク低減策の導入<br/> <br/>                 →通常リスクへ復帰<br/>                 →(更なるリスク増大)<br/>                 →異常状態でのリスク低減策の強化<br/>                 →通常リスクへ復帰<br/>                 →(更なるリスク増大)<br/>                 →停止リスクを採る</p> |
|---|---|

15/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

### 崩壊熱除去系の異常発見時の措置の検討 (つづき)

#### 想定される状況の分類と適用される措置の関係

|  |
|--|
| <p>状況A：3系統中1系統のみが異常 (停止リスク※ 小)<br/>                 原子炉運転状態で制限時間以内の修理が可能な異常ならば①または②が適用可能<br/>                 状況B：3系統中2系統のみが異常 (停止リスク 中)<br/>                 原子炉運転状態で制限時間以内の修理が可能な異常ならば②が適用可能<br/>                 状況C：3系統全てが異常 (停止リスク 大)<br/>                 ③しか適用されない。</p> |
|--|

※:原子炉停止後の崩壊熱除去失敗により炉心損傷へ至るリスク

果たしてこれがリスク管理上「最良の」措置か？

16/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

崩壊熱除去系の異常発見時の措置の検討（つづき）

➤停止リスクが最大の場合に原子炉を停止することは問題

問題解決策：

- ①原子炉運転状態で故障の修復が可能ならば、異常な系統の数によらず、原子炉が運転状態のまま故障の修復を行う。
- ②異常状態でのリスク低減策として、アクシデントマネジメントの実施準備（手順確認、人員の配置、操作対象機器の作動試験）を行う。

リスク管理上の効果

→大きな「停止リスク」を極力回避

→「運転継続リスク」および「停止リスク」の両者を低減

17/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討

原子炉運転中の異常状態継続時間（AOT：許容待機除外時間）をどのように制限するか？

トータルリスクを管理するためには、異常発見を起因とする炉心損傷シーケンス、およびその他の起因事象（例：外部電源喪失）による炉心損傷シーケンスの発生頻度の合計値を制限すれば良い。

異常発見を起因とする炉心損傷シーケンスの発生頻度は  
異常発見に遭遇する頻度×異常発見1回当たりの炉心損傷発生確率として計算される。

異常発見1回当たりの炉心損傷発生確率は、AOTの関数として表現できる。

以上を基に、異常発見1回当たりの炉心損傷発生確率を

- ①無視できる程度まで小さくする、または
  - ②有意な大きさである場合には最小とする
- ようにAOTを制限すれば良い。

18/21

## ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討 異常発見に伴い生じるリスクの推定の例

| 修復可能な異常を発見 | AOT以内に異常を修復                | シーケンス No. | 原子炉の状態 | 生じるリスク             | $R \times AOT$ : 故障発見からAOTまで故障状態が継続することにより生じる炉心損傷発生確率<br>$U$ : AOT経過時点における炉停止に伴う炉心損傷発生確率 |
|------------|----------------------------|-----------|--------|--------------------|--|
|            | 成功<br>$1 - P(\tau_R, AOT)$ | 1         | 運転を継続  | $R \times AOT$     |  |
|            | $P(\tau_R, AOT)$<br>時間切れ   | 2         | 停止へ移行  | $R \times AOT + U$ |  |

注) AOT以内に修復が完了してもAOT経過するまでは使用不能と仮定  
 AOTとは、許容待機除外時間（異常状態継続時間の制限）である。  
 $\tau_R$ とは、故障修復所要時間である。

1回の異常発見当たりの合計リスクは、  
 $R \times AOT + P(\tau_R, AOT) \times U$  として表される。

19/21

## 成果のまとめ

- イ. 「常陽」については平成13年末まで、「もんじゅ」については平成12年末までの機器運転実績データを整備した。
- ロ. ポンプの故障率の使用時間に対する依存性を、原子炉施設での経験データに基づいて整理した。適切な予防保全を前提とすれば、使用開始から約12万時間まではモータの交換無しでも、故障率の増加傾向は認められないことを確認した。
- ハ. 「もんじゅ」AM整備へPSAを活用中。リスク管理の観点から異常時の措置を検討した。

20/21

## 今後の課題

- 「常陽」「もんじゅ」の機器信頼性データ収集を継続し、国内データを拡充する。
- 運転実績データの蓄積に応じて分析・評価を実施。
- PSAを活用した「もんじゅ」AM整備を実施。
- リスク管理の観点から異常時の措置について具体的なケーススタディを実施。

21/21

## 用語集

|                 |  |
|-----------------|--|
| 機器信頼性データ        | 機器の故障発生率データ  |
| リスク             | ここでは炉心が著しく損傷する事象が発生する年間発生頻度または、特定の状況下での条件付き発生確率を指す                   |
| アグデントマネジメント(AM) | 予め備えられた安全系が全く機能しない状況下で、既存の設備を援用することにより、炉心損傷を防止すること、または炉心損傷の影響を緩和すること |
| 許容待機除外時間(AOT)   | ここでは、待機系について異常を発見した場合に、異常状態(待機除外状態)のまま原子炉の運転を継続しても良い時間を指す            |
| リスク管理           | 様々な手立てを講じることによりリスクを許容水準に維持すること                                       |

## 資料3

### 質疑応答集

平成15年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： システム技術開発部

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 FBRサイクル安全設計Gr  
安全性の目標と設計への要求

発表者： 丹羽 元

| 質問・意見・要望等   | 回 答  | 対 応 策 |
|---|--|-------|
| <p>C: 発表された「重要な安全機能への要求」は大型炉への要求であるが、現在の「もんじゅ」の状況を考えると、なぜ大型炉ではそれらを要求しているのに「もんじゅ」では要求しなくとも良いのかについて、一般の方にも説明できるようにしておく必要がある。</p> <p>Q1. 「再臨界による有意な機械的エネルギー発生がない」とはどういうことか。燃料が高温になってNaと接触すれば再臨界がなくなるとも機械的エネルギーが出る。</p> | <p>拝承。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・この安全性の開発目標は将来の大型炉(150万kWe)で集中立地やコロケーションを念頭に作成したもので、「もんじゅ」にそのまま適用すべきものではありません。</li> <li>・ちなみに「もんじゅ」については炉心損傷発生頻度が10-7/炉年のオーダーであることを安全総点検の中で報告しています。さらに「もんじゅ」が上記の想定プラントと比べて1/5の出力でしかないことも考慮すれば、本研究で提示した目標とあえて比較しても、これを十分に満たしています。ただし現在プラント改造の反映やアクシデントマネジメント策の整備と併せて再評価中です。</li> <li>・なお、個々の要求仕様については「もんじゅ」以降の技術革新の成果が含まれていますのでそれらは「もんじゅ」の設計には採用されていませんが、そのような新技術を導入せずとも上記の通り「もんじゅ」には十分な安全上の余裕があると言えます。</li> <li>・今後、安全設計方針を設定していきますが、その過程で「もんじゅ」との違いの説明をきちんと整理していきます。</li> </ul> <p>A1. 「有意な」に対応する機械的エネルギーの数値レベルを定量的に定めているわけではありません。ここでの狙いは、許認可において、再臨界による機械的エネルギーの発生を考慮した耐衝撃評価をなくともよいようにすることです。すなわち、再臨界の発生を想定した評価を行わなくてもよいことが目標であり、これを満たし得るような機械的エネルギーのレベルを意図しています。</p> |       |

## 平成15年度安全研究成果発表会Q&amp;A

[発表課題名]

部課室： システム技術開発部

②高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究

中性子工学Gr

核設計基本データベースによる核特性予測精度評価

発表者： 大木繁夫

| 質問・意見・要望等   | 回 答  | 対 応 策 |
|---|--|-------|
| Q1. 常陽 MK-I 炉心の燃焼反応度係数の測定誤差はどのくらいか。                         | A1. 燃焼反応度測定誤差の内訳としては、熱出力校正誤差が最大で約 3~4% の寄与があり、これに制御棒校正誤差が加わって、合計約 5% 程度と見積もられます。   |       |
| Q2. すると、欧州と JNC との間の差は、実験誤差以内で議論していることになるのか。                | A2. 実験誤差を考えると欧州と JNC の解析結果の優劣を判断することは出来ません。ここでは両者の差の内訳を分析したものととなります。   |       |
| Q3. 実効遅発中性子割合 $\beta_{\text{eff}}$ の誤差とは、どういう意味か。           | A3. \$ 単位の測定値を $\Delta k/k'$ に変換する際に反応度スケールとして $\beta_{\text{eff}}$ が用いられ、その誤差が C/E 値に系統的に影響します。JNC が使用している Tuttle と欧州で使用している JEF のデータの違いであり、核データ誤差の一種と考えていただいて結構です。 |       |
| Q4. U-235 の断面積はよく知られていると思うが、どの程度のエネルギー領域が燃焼反応度の誤差に寄与しているのか。 | A4. 燃焼反応度に影響があるエネルギー領域は数 10keV~100keV オーダーの範囲です。U-235 の核分裂断面積の精度は良いのですが、捕獲反応断面積には 10~20% 程度の不確かさがあると原研の核データセンターは評価しています。   |       |
| C. このような積分解析から得られた核データ情報については、原研の核データ評価側に情報を伝えていくと良い。       | これまでもシグマ研究委員会での活動を通じて核データ評価側に積分解析の結果は伝えてきております。原研とサイクル機構の統合後は、より整合のとれた研究連携が強まることとなります。   |       |



| 質問・意見・要望等  | 回 答  | 対 応 策 |
|--|--|-------|
| <p>Q5. 核特性解析では、入力データの誤差が重要であり、解析手法は誤差が少ないと考えてよいのか。</p> <p>Q6. 今回の核特性の研究は、安全評価とどのように関係するのか。</p> | <p>A5. 解析手法に関しては、次世代炉定数システムと三次元輸送相当の決定論コードを用いれば、連続エネルギーモンテカルロ計算と同等の精度が得られるようになってきたと考えており、核データの精度を高めることが重要になってきております。</p> <p>A6. 例えば「もんじゅ」の安全評価では、Na ボイド反応度に 50%の誤差を与えて ULOF を解析致しました。「もんじゅ」は中型炉なのでそれでも許認可を通りましたが、大型炉の設計で、同様の大きな誤差を想定させられると成立しなくなる可能性があります。このために、核特性側では、20%(<math>2\sigma</math>)の誤差を目標にして研究を行っています。ドップラー反応度も同様に、「もんじゅ」では 30%誤差でありましたが、我々は 14%(<math>2\sigma</math>)の誤差を目標としています。</p> |       |

平成15年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： 要素技術開発部

③機器・配管の寿命予測評価に関する研究

新材料研究 Gr.

非破壊損傷検出技術と経年化評価技術の検討

発表者： 若井 隆純

| 質問・意見・要望等  | 回 答  | 対 応 策 |
|--|--|-------|
| <p>Q1. Phenix 配管サンプリング材に対する分析は実施されているが、同様のことを常陽配管に対して実施しないのか。</p> <p>Q2. シミュレーションのクリープ条件、磁気測定を行ったクリープ試験片の試験条件を明らかにして欲しい。</p> | <p>A1. MK-3 改造の際に、常陽 2 次系配管からもサンプリングしており、今後分析・試験等を行う予定です。</p> <p>A2. シミュレーションを行った条件は、温度 538℃・応力 70MPa、磁気測定を行った方は、温度 650℃・応力 118MPa。雰囲気はいずれも大気中となります。</p> |       |

平成15年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： 要素技術開発部

④過渡伝熱流動現象評価に関する研究

流体計算工学研究Gr

配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針の整備

発表者： 村松 壽晴

| 質問・意見・要望等  | 回答  | 対応策 |
|--|---|-----|
| <p>Q1. 今後の高サイクル熱疲労評価に向け、数値解析コードを適用してゆく上での利用（検証）基準をどのように考えているか。</p> <p>Q2. 評価指針の妥当性を確認する観点から、常陽 Mk-II、-III 改造時に得られた実試験片を用いた評価は行っているか。</p> <p>Q3. 局所 Nu 数を用いて配管熱設計を行うことは不適切ではないか。</p> <p>Q4. 過剰設備対応を行った現実と高サイクル熱疲労の頻発は、矛盾しないか。</p> | <p>A1. 構造材の疲労破損を含む事象の適用解析を行いながら、その妥当性を着実に高めた上で、数値解析コードを実利用する予定です。このため、熱荷重履歴が明らかな炉外試験データを得るための試験を現在進めています。</p> <p>A2. 運転履歴が複雑なことから、実試験片を用いた評価指針の妥当性確認は行っていませんが、配管などの切出し後の疲労評価は別途行っています。</p> <p>A3. Nu 数の非定常特性を定量化する観点から局所量を利用しています。配管熱設計には、平均 Nu 数に非定常効果を加味した上で利用することを予定しています。</p> <p>A4. 過剰設備対応は炉心上部機構に着目した場合、高サイクル熱疲労の頻発は主に配管合流部での場合を想定しています。設計時に、最弱部の推定が困難である点に起因していると考えています。</p> |     |

## 平成15年度安全研究成果発表会Q &amp; A

[発表課題名]

部課室： 要素技術開発部

⑤ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究

熱化学安全試験Gr

窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験

発表者： 石川 浩康

| 質問・意見・要望等   | 回答   | 対応策  |
|---|--|--|
| Q1. 再着火の確認に用いた空気はどのようなものか？ 湿度はどうなっていたか。   | A1. 市販のボンベ入り乾燥空気、これは湿分や炭酸ガスを極力取り除いたものですが、これを用いました。湿分の影響を確認する場合には、別途添加して調整しました。                     |  |
| Q2. 以前から、この現象の原因が酸素なのか湿分なのか気になっていたが、多分両方なのだろうと思うが。  | A2. 乾燥空気の場合、燃焼残渣が50℃、約1.2%の湿分を添加した空気の場合は燃焼残渣が30℃で再着火しています。   |  |
| Q3. 湿分濃度だけをパラメータとしているが、酸素濃度と残渣温度もパラメータとしなければ詳細に調査したとは言えないのではないのか。難しいと思うが、そうでもしないとメカニズムが分からないのではないか。 | A3. 拝承。  | (回答)空気よりも酸素濃度が低い方は、おのずと再着火し難くなる方向なので、空気濃度である21%で確認できれば安全側であると判断します。また、温度も低い方向では再着火し難くなるので、同様の考え方となります。再着火発生メカニズム追求は別としても、安全研究上の追加実験等は実施する予定はありません。 |
| Q4. Run-F9実験時の時系列はどうなっていたか。   | A4. 燃焼時間は漏えい時間と同時で15分、漏えい停止とともに窒素注入し、そのまま10数時間冷却の後、安定化し、空気に曝すことによって安定化の確認を行いました。                   |  |
| Q5. 窒素注入によって燃焼が消火されたとか、安定化を行なうタイミングとかを実機では誰がどのように確認するのか。  | A5. 実際の手順書に関してはまだ分かりませんが、理想的なのは、燃焼の停止に関しては目視、安定化のタイミングとしては燃焼残渣が十分に冷えてからが好ましいので温度を確認してからがよいと考えています。 | 実機におけるナトリウム漏えい後処理手順の検討に助言を行ないたいと思います。  |
| Q6. 現実には、その両方ともが難しいのではないか。  | A6. そうかもしれません。   | 同上。  |

| 質問・意見・要望等   | 回 答   | 対 応 策  |
|---|---|--|
| <p>C. 本件は、2次冷却系の話なのであるから、説明する際にはその点を強調したほうがよろしい。</p> <p>C. 安全上は、ナトリウム燃焼を止めることが大事であって、この発表のように炭酸化にウェイトを置いているので分かり難いが、燃焼を止める点が大変であろう。</p> <p>Q7. 安定化は表面だけでは不十分で、燃焼残渣の内部まで安定化する必要があるのではないのか。<br/>その場合、湿度がパラメータなので、もっとデータを取るべきではないか。</p> <p>Q8. 燃焼残渣を機械的に崩して、内部も安定化する方法を考えてはどうか。そうすれば内部まで完全に安定化できるのではないか。</p> | <p>拝承。</p> <p>拝承。<br/>ただし、本発表においては炭酸化にウェイトを置かせて頂きました。その理由は、先程の質問と関連しますが、消防当局の定義として鎮火とは、消防当局者が目視で確認して初めて宣言されるもので、鎮火を確認するために事故現場に入室する際に再着火、燃焼が発生しては困るところを出発点にしています。したがって、燃焼残渣が再着火、燃焼しないようにその表面を安定化させようと始めたのが本研究です。</p> <p>A7. 表面だけを安定化させた場合には、鎮火確認作業後、燃焼残渣処理中に表面を剥がしていく段階で再着火するケースも想定されますが、ナトレックス消火剤で消火する余裕が十分にありますので、そのような準備をしてから実施すれば問題はないと考えます。</p> <p>A8. 検討致します。<br/>追加回答) そもそも表題から誤解を受けてしまうのですが、当初から残渣表面の安定化だけでよしとしています。残渣処理にあたっては十分な準備のもとで作業できるので特に問題はありませんが、残渣処理をどのように行うかについては別途検討が必要となります。</p> | <p>実機におけるナトリウム漏えい後処理手順の検討に助言を行ないたいと思います。</p> |

平成15年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： 要素技術開発部

⑥炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究

リスク評価研究Gr

冷却材流路を通じての模擬燃料排出挙動の解明

発表者： 松場 賢一

| 質問・意見・要望等   | 回 答  | 対 応 策  |
|---|--|--|
| <p>Q1. 今回の小規模実験ではうまく模擬燃料が流出する結果が得られているが、実機のように燃料の量が増え、仕切り壁も大きく破損するような大規模な条件では現象が異なってくる。どのように考えているか。</p> | <p>A1. 物質の物性や量の違いは現象の推移に大きな影響を及ぼすと考えられますが、これらの効果は IGR 試験の結果を用いて確認します。<br/>(補足)IGR 試験は EAGLE 計画と呼ばれており、カザフスタン共和国で行っているものです。</p>                               |  |
| <p>Q2. 今回の実験で冷却材流路の断面の大きさを 50mm×50mm にした根拠は何か。</p>  | <p>A2. 燃料流出が起こりやすくなるように、集合体内部に直径 50mm 程度の制御棒案内管の機能も兼ねたダクトを設ける設計が検討されており、今回はこれを反映した。</p>  |  |
| <p>Q3. 可視化基礎試験と IGR 炉外試験はどちらも炉外で行う点で同じ範疇にあると考えられるが、区別する理由は何か？また、大洗工学センターでも炉外試験を行うことはできないか。</p>          | <p>A3. 大洗工学センターでもナトリウム試験を実施する準備を進めていましたが、電力と共同して EAGLE 計画に参加することになり、大洗工学センターは水を用いた基礎試験を行うことによって現象の基本メカニズムを解明する役割で臨むことに致しました。</p>                             |  |
| <p>Q4. 今回の実験は単に燃料が流出しやすい条件で行っているように見える。実験の境界条件はどのような規模を想定しているのか？また、実機条件と模擬実験条件の物性の違いをどのように克服するのか。</p>   | <p>A4. 今回の実験は基本的に集合体規模を想定しています。試験で確認できた冷却材逆流などの現象が実機条件での燃料流出にどれくらい効果を持つか(実機条件への外挿)は、IGR 試験の結果と解析コードを通じて評価致します。<br/>今回の試験は要素試験であって、そのまま実機評価に用いるわけではありません。</p> | <p>物性の違いについては、燃料と冷却材の接触境界面温度条件と熱バランスの両面を考慮して評価します。</p> |
| <p>C. UO<sub>2</sub>とナトリウムの反応実験を大洗工学センターで行うことは特に難しいことではない。</p>  |  |  |

## 平成15年度安全研究成果発表会Q &amp; A

[発表課題名]

部課室：高速増殖炉もんじゅ建設所

⑦「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討

技術課

タギング法破損燃料検出装置の改良の検討

発表者： 鈴置 善郎

| 質問・意見・要望等  | 回 答  | 対 応 策 |
|--|--|-------|
| <p>Q1. 遅発中性子法破損燃料検出装置(以下, DN 法装置)とタギング法破損燃料検出装置(以下, TG 法装置又は FFDL)はどのように使い分けるのか。</p> | <p>A1. ガスリーク破損の段階でカバーガス法破損燃料検出装置(以下, CG 法装置)が燃料破損を検知し, 燃料破損警報を発報するとともに TG 法装置を起動します。TG 法装置で破損燃料集合体を同定した後, 原子炉を手動停止します。DN 法装置はガスリーク破損が進行して DN 先行核が冷却材中に放出される開口破損に対応しており, 開口破損が小さいときは燃料破損を検知して燃料破損警報を発報し, 大きい場合は原子炉トリップ信号を発報します。</p> |       |
| <p>Q2. FFDLの方が感度が良いと理解して良いか。</p>   | <p>A2. FFDL(TG 法装置)は破損燃料集合体の同定を目的としており, 燃料破損を検知する装置ではありません。燃料破損の検知は, ガスリーク段階では CG 法装置, 開口破損段階では DN 法装置がそれぞれ分担して行います。<br/>なお, DN 法の検出対象となる DN 先行核の半減期は数十秒と短いため, DN 検出体系を1次系出口配管近傍に設置して所定の要求性能を十分満足するようにしています。</p>                   |       |
| <p>Q3. タギング法はどこに特徴があるのか。</p>   | <p>A3. スーパーフェニックス及びフェニックス炉では燃料集合体上方部に採取管を配置し, 採取した冷却材中の FP を検出することで運転中に破損燃料集合体を同定します。常陽では炉停止後に炉内シッピングを行って破損燃料集合体を同定します。もんじゅで採用している TG 法は採取管を設置しないため炉心上部の構造が簡素化されるとともに運転中の破損燃料集合体の同定が可能である点が特徴です。</p>                               |       |
| <p>Q4. FFDLは破損燃料集合体の同定に時間を要する。DN法で検知するのがいいのではないか。</p>                                | <p>A4. 現状も燃料破損の検知は DN 法装置でも行っており, どの燃料集合体が破損したかを同定するのに FFDL を使用しています。FFDL は破損燃料集合体を同定するための装置であり, その同定作業</p>  |       |

| 質問・意見・要望等                       | 回 答  | 対 応 策 |
|---------------------------------|--|-------|
| <p>Q5. 今回の検討で何がどの程度良くなったのか。</p> | <p>に最短でも約 12 時間を要します。しかし、今回発表した内容を反映してこの時間を短縮することを現在、検討中です。</p> <p>実際に燃料が破損した場合の流れは、ガスリーク破損の段階で CG 法装置が燃料破損を検知し、燃料破損警報を発報するとともに TG 法装置(FFDL)を起動します。ガスリーク破損が進行して DN 先行核が冷却材中に放出される開口破損の段階で DN 法装置が燃料破損を検知して燃料破損警報を発報し、開口破損がさらに進行すると原子炉トリップ信号を発報します。なお、FFDL の起動後、破損燃料集合体を同定します。</p> <p>A5. 現状においてはタグガスのクリプトンの濃縮率が低いながらも被疑破損燃料を 198 体ある燃料集合体中の二十数体に絞り込むことが可能であり、この被疑燃料集合体を燃料検査槽に移してシッピング法で破損燃料集合体を特定します。昨年度、質量分析計をより高い感度の質量分析計に更新したため結果的に活性炭の濃縮率要求が緩和されるとともに、今回測定した活性炭の吸脱着特性を反映した運転シーケンスの改良案によってクリプトンの濃縮率が飛躍的に改善される見込みであり、これらより破損燃料集合体の 1 体同定が期待できると考えています。</p> |       |



## 平成 15 年度安全研究成果発表会 Q &amp; A

[発表課題名]

部課室： 実験炉部

⑧「常陽」高性能化プラントの性能評価

技術課

～MK-Ⅲ総合機能試験と性能試験の実施について～

発表者： 吉田昌宏

| 質問・意見・要望等   | 回 答  | 対 応 策 |
|---|--|-------|
| <p>Q1. 流量分布測定試験結果は、設計上の要求を満たすかどうかではなく、最確計算値と比較すべきでないか。</p>                    | <p>A1. 解析値と測定値については、不確かさ幅を含め、評価中です。現状、C/E値として、列によって 1.03～1.05 程度の値が得られています。</p>  |       |
| <p>Q2. MK-II 用と MK-III 用の炉心管理コードの違いは何か。また、制御棒価値計算に用いたコードは。</p>                | <p>A2. 核計算については、MK-II 用炉心管理コードが 7 群 Hex-Z 体系、MK-III 用が 18 群 Tri-Z 体系を用いています。<br/>制御棒価値の計算には、三次元三角メッシュ輸送コード TRITAC を用いました。</p>  |       |
| <p>Q3. 手動スクラム試験、電喪試験の動特性解析では、冷却材流量及び DHX 出入口温度の計算値と実測に差が見られるが、これは何によるものか。</p> | <p>A3. スクラム後、2次系はポンプトリップにより自然循環流量となります。この時の流量は、冷却材温度とポンプのトルク等から簡易計算しているが、スクラム直後の IHX、DHX 内部の短時間温度挙動が実測と合っていないため、実測と差が見られています。これにより、スクラム試験の事前解析としては、温度変化を厳しい側に評価する結果となっています。なお、解析と実測を一致させるには、IHX、DHX を含む詳細モデルによる熱流動解析を行い、その結果を動特性解析コードに反映させる必要があります。現在、検討中です。<br/>DHX 出入口温度については、4基ある主送風機のインレットペーンの風量特性に個性があり、簡易モデルによる解析と差が見られています。</p> |       |

平成15年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： システム技術開発部

⑨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  
 機器信頼性データの整備とリスク情報の活用

FBR 安全設計 G r

発表者： 栗坂 健一

| 質問・意見・要望等   | 回 答  | 対 応 策  |
|---|--|--|
| <p>Q1. スライド19ページについて AOT 内に修復が完了しても AOT 経過するまでは使用不能となぜ仮定したか。</p> <p>Q2. 機器信頼性データの母集団を増やすことが望ましい。日米だけでなく、欧州のデータを収集しないのか。</p> | <p>A1. 計算が簡便になるために、このような仮定を置きました。本仮定を置くことにより、リスクを過大に見積もることとなりますが、リスク管理上大きな問題は無いと考えていました。ただし、今後は、このような仮定を置かない、より精確なリスク推定法も含めてリスク管理に役立つ手法の開発整備を行おうとしています。</p> <p>A2. 本研究の枠組みでは、日米のみの機器信頼性データしか収集していません。しかし、別途、欧州やロシアの高速炉で使用された主要な機器の運転時間や故障事例データを公開文献に基づいて調査収集しており、それらを基に推定した機器故障率や異常事象発生頻度データをまとめたものを 1997 年に成果報告書(資料番号:PNC TN9410 97-050)として発行致しました。</p> | <p>現在稼動中のフランス、ロシア、およびカザフスタンの高速炉の機器信頼性データについては、今後も公開データベースの情報収集に努めます。</p> |

## 資料4

発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答

発表テーマ：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  
－安全性の目標と設計への要求－

Q1) このような安全目標に対して、「もんじゅ」はどのレベルになるのか。なぜ既存のFBR（「常陽」、「もんじゅ」）の評価例を記載しないのか。

A1) この安全性の開発目標は将来の大型高速炉（150万kWe）で集中立地やコロケーションを念頭に作成したものであり、「常陽」や「もんじゅ」に適用すべきものではありません。

ちなみに「もんじゅ」については炉心損傷発生頻度が $10^{-7}$ /炉年のオーダーであることを安全総点検の中で報告していますが、現在プラント改造の反映やアクシデントマネジメント策の整備と併せて再評価中です。「常陽」については残念ながらPSA評価を実施していません。

Q2) 安全委員会の目標と異なる目標を設定しているように見えるが、設計目標としての安全目標か。PAが得られると思っているのか。どのようにPA、専門家への説明をする予定か。

A2) 本報告は基本的に実用化戦略調査研究の中での「安全性に関する開発目標」とこれの具体化方針である「安全性に関する設計要求」の話であり、将来のFBRサイクルの「設計のための目標」であるのご理解戴きたいと思えます。（すなわち原子力安全委員会の目標とは位置付けが異なります。）

この検討では、大型炉、コロケーション、集中立地等の将来サイクルの条件を付しているものの、導出の論理の過程には一般性があり、したがって安全委員会での議論のたたき台の一つとして提出致しました。また、このように安全研究の成果としてご報告させて戴きました。

各種委員会等の機会を捉えて報告するとともに、公開に努めて参ります。

Q3) 敷地外緊急時対応を不要とするためには、具体的には個人リスク、社会リスク、又はCDFの数値目標をかかげるのか。立地点の条件をどのように考慮するのか。

A3) 敷地外緊急時対応を不要とするための必要条件の一つが、対応を考慮せずに各種リスクの数値目標を満たすことだと思えますが、これだけで十分条件とはなりません。決定論的に、シビアアクシデントの炉容器内終息ある

いは影響範囲の局限化も掲げています。

しかしながら、国際的な Generation-IV の議論においても、敷地外緊急時対応不要に対する要件を明確に示すことができていないのが現状です。

なお、OHP 記載の通り特に社会リスク目標との比較に際しては立地点依存性（気象条件、人口分布等）が影響するので、設計に際してはやや保守的な条件のモデル的サイトで評価することとし、立地点が決まった段階で個別に評価を行うことと考えています。

発表テーマ：②高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究  
－核設計基本データベースによる核特性予測精度評価－

Q1) 「常陽」MK-I のデータをなぜ使っているのか。MK-II や「もんじゅ」のデータをここで評価しない理由は。また、今後の「もんじゅ」のデータに何を期待するのか。

A1) これまでは高精度で核特性が測定される臨界実験を中心に核特性基本データベースの整備を行ってきており、臨界実験解析を通して整備した標準解析手法を実機高速炉解析に適用したのは近年になってからです。実機高速炉解析は、臨界実験では得ることのできない燃焼核特性データの取得や臨界実験との相互補完を目的としています。最初の解析対象として「常陽」MK-I を選択しましたが、MK-II や「もんじゅ」のデータ評価にも順次着手しています。特に「もんじゅ」は燃料組成及び中性子スペクトルの観点から実用大型高速炉とほぼ同等であることが大きな魅力であり、優先度を高めて解析に取り組みたいと考えております。

Q2) 炉心の出力特性や燃焼度予測などの解析コードや手法は「もんじゅ」設計時からどの程度、精度が向上したのか。また、この精度向上によって得られるメリットはどの程度か。

A2) 出力分布については、「もんじゅ」設計時の誤差 5% に対し、3% ( $2\sigma$ ) の精度向上の見通しを得ています。燃焼度については、出力分布の時間積分であり同程度の精度が確保されると考えられ、これに熱出力の校正誤差を加えたものが予測精度となります。出力分布の誤差として従来の 5% を設定した場合、最大線出力で約 20W の余裕を見込む必要があり、事故時の燃料未熔融制限が厳しくなります。このために、安全保護系の過重化、炉心の低線出力化（炉心の大型化、燃料ピン本数の増大）などを招くことになります。

Q3) 静的な核特性予測精度の向上が安全解析における動特性係数、とくに各種反応度係数にどのように貢献するのか。今後は、一点近似よりはむしろ空間依存動特性、輸送方程式(時間依存)を解くことになることも考えられる。設計に比べ要求される断面積への要求精度のレベルは異なると思うが、どの程度の改善が必要か。

- A3) 現在の大型高速炉の設計基準事象に対する動特性解析は、空間と時間を分離した断熱近似で十分であることがわかっています。許認可時には、その他の不確かさ（燃料温度、冷却材温度等）を含んだ総合的な動特性解析の精度評価を行うこととなりますが、当面の核特性研究としては、静的反応度の精度向上に重点をおくことで良いと考えています。
- Q4) 次世代炉定数の概念について、共鳴を詳細にすると、それに対応して非均質性に対する考慮も重要になってくると思われませんが、それに対してはどのように対応していく(いる)のですか。
- A4) 従来は断面積の共鳴が中性子束に与える群分割より細かいレベルでの効果を自己遮蔽因子を介して扱い、非均質格子計算においては自己遮蔽因子を利用できる近似法として Tone 法を採用してきました。次世代炉定数では、詳細な群分割により共鳴構造をそのまま扱った非均質格子計算が可能となります。上述の近似法の不要な直接的な解法ができます。

発表テーマ：③機器・配管の寿命予測評価に関する研究  
－非破壊損傷検出技術と経年化評価技術の検討－

Q1) FCC(面心立方格子)⇒BCC(体心立方格子)の結晶構造転移の原子論的機構が分かりましたら教えてください。

A1) これまで報告されている原子論的機構と同じかどうかなど、原子論的機構については現在調査中です。

Q2) FCC⇒BCCになると何故強磁性になるのか。磁区の大きさはどの程度か。

A2) BCCになると電子状態がFCCとは異なり、原子が持つ磁化ベクトルが同じ方向を持つようになります。従って、マクロ的に見ても磁化が同じ方向に向いているので強い磁化を示すことになり強磁性になります。磁区の大きさについては、正確なことは現時点では分かりません。

Q3) シミュレーションプログラムの開発現状は目標レベルから見て、どの程度か。

A3) 開発済みのクリープ損傷モデルに関しては、機器レベル解析への適用性を検証する必要があると考えております。また、今後、拡散(Cr等)を取り扱うモデルの開発、変形－熱移行－元素拡散連成解析システムの開発を進めていきたいと考えております。

Q4) 材料の表面観察データから内部の状況を推定する技術についての開発状況は如何に。

A4) 表面の観察データから内部を推定する方法としては、レプリカを採取して材料のクリープ損傷を推定する方法があり、「Aパラメータ法」などの定量化手法も進んでいるといえます。

Q5) 磁気法による計測で使用される計測器の外観・形状、寸法、検出感度及び精度はいくらか。

A5) 本研究で使用しているフラックスゲートセンサーは、3mm×3mm 角で厚さ1～2mmの大きさです。検出感度は0.001G(ガウス)です。



発表テーマ：④過渡伝熱流動現象評価に関する研究

－配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針の整備－

C) 「不要な安全裕度を削除」とは、運転実績が少ない段階では使うべきではないと思う。熱-構の連成評価により安全性の一層の向上を狙う段階と認識している。「常陽」、「もんじゅ」への適用を常に考えて、研究を着実に進めて、欲しい。

A) 拝承。常陽、もんじゅでの確認評価を行いながら研究を進め、ここでの成果を適宜フィードバックするように致します。

Q1) 「合理化効果」の表現は、安全裕度の解析精度の向上の意ではないのか。

A1) 「安全裕度の削減効果」の意味合いです。仮に過剰な設備対応がある部位を想定しますと、これに起因する安全裕度を削減すること自体、設備等の合理化に直結しますので、この言い回しを使用致しました。

Q2) 軽水炉でも技管など損傷時には熱サイクルに伴う応力とベンダーやエルボ及び溶接部の残留応力との合成値で原因推定をします。後者がすべて計測されてるわけではないので前者の精度向上が期待されている。今回の手法の精度はどの程度になるのか。

A2) 実プラントで発生する高サイクル熱疲労現象は、不規則に変動する温度ゆらぎに起因する場合が殆どであると認識しています。複数の周波数成分が重畳した熱荷重条件での応力評価など、今後疲労線図の拡張・整備などを行った上で評価精度を定量化してゆく予定にしています。

発表テーマ：⑤ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究  
－窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の安定化に関する実験－

Q1) 研究目的や成果が不明確と感じる。成果の反映先は。

A1) まず、研究の背景ですが、ナトリウム燃焼を不活性ガス等により途中で停止させた場合、未燃焼ナトリウムを含む燃焼残渣は、その温度が常温付近（30～50℃）まで冷えても再び空気雰囲気とした際に、再着火・燃焼する場合があります。ご存知のように、現在、もんじゅにおいては、2次主冷却系でナトリウムが漏えいした場合に備えた窒素注入設備の設置を計画しておりますが、この設備を設置して使う際に心配されるのが、このような再着火・燃焼という現象です。ナトリウム燃焼を止めたは良いが、空気を入れられないとなれば、燃焼を完全に止めた、もしくは抑制したとは言えなくなります。そこで再着火現象の把握と安定化処理技術を確立するために次のような研究目的を立てました。

- (1) 基礎試験においては、約 1g のナトリウムを用いて燃焼残渣の再着火の様相を観察し、どのような場合に再着火し、どのような場合に再着火しないということを確認する。ナトリウム燃焼残渣の表面に対して湿り炭酸ガスを反応させることにより、再着火・燃焼を防止（安定化処理）できることを確認する。安定化処理に関するパラメータ調査を行う。
- (2) 確証試験においては、基礎試験の結果を基に約 2.5kg のナトリウムを用いた試験を実施し、実規模に近い状況での安定化処理の適用性を確認する。

そして、成果の反映先は、もんじゅにおけるナトリウム漏えい事故時の事故後処理手順として、「異常時手順書」等に反映される予定です。

Q2) 消火手順のマニュアル化に反映すべきか否かは充分検討すべきである。但し、本来なら残渣は量的に少ないわけであり考え方としてはむしろ完全燃焼しても床ライナーに影響がなければ、燃やし尽くしても良いくらいではないだろうか。消防の視点も充分考慮した R&D の展開を希望する。

A2) ご質問の趣旨が窒素注入設備を対象としてると仮定してお答えします。  
まず、窒素注入設備は消火設備とはしておりません。ナトリウム燃焼を抑制し、燃焼を一旦停止させるための設備です。とはいえ、燃焼停止と消火

の意味は近いものと考えられます。ご指摘の「消火手順のマニュアル」はもんじゅにおける「異常時手順書」に該当すると思われしますので、今後、ご指摘の点に関して必要な情報をもんじゅ側に伝えます。

ところで、数 100kg から数 10 t のナトリウムが漏えいした場合、設計上問題のない量であるとしても、そのナトリウム燃焼を積極的に抑制し、停止させるようにコントロールすることは、社会通念上からは好ましいと考えます。

消防的な視点に関しては、本件研究の当初から独立行政法人消防研究所と共同研究を通じた情報交換を行ってきており、十分に考慮しております。

再着火・燃焼に対する防止方策を取る手間を考えれば、残渣にナトリウムが残っていないように完全燃焼させることが好ましいのは、ご指摘のとおりです。しかし、例えば窒素を注入しない場合でも、大量のナトリウムが漏えいし、燃焼抑制槽へドレンした場合など、酸素消費による窒息消火が発生しますので、再着火・燃焼が生ずる燃焼残渣が発生する可能性はその場合でも考えられます。したがって、本件研究のように燃焼残渣の安定化処理方策を見出すことは、窒素注入設備を持たないようなナトリウム冷却炉にも応用できるので、意味のあることと考えます。

発表テーマ：⑥炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究  
－冷却材流路を通じての模擬燃料排出挙動の解明－

Q1) FWHW（半値幅）の full spelling とこの値を取得したときのカバーガス中の圧力/時間の spectrum は。

A1) FWHM は Full Width Half Maximum の略称で、圧力の継続時間を代表する値として用いました。カバーガスの圧力上昇は、瞬間的には 0.7MPa 程度のピークを示す場合がありますが、通常は約 0.1MPa 程度の圧力が 0～1.5 秒間の時間範囲で継続するような波形を示しています。また、今回の実験では冷却材（水）の初期温度が飽和温度に近いほど圧力の継続時間が長くなる傾向が得られています。

Q2) IGR で実施する炉外試験の詳細を。

A2) 便宜上 IGR 炉外試験と称していますが、カザフスタン共和国国立原子力センターの過渡試験炉 IGR（Impulse Graphite Reactor）で実施するものではなく、同センターの炉外試験施設にて実施するものです。試験体の構成は、炉心部の熔融燃料が内部ダクトを通じて下部プレナムへ排出される挙動を実験的に確認するといった点で、OHP(19/19)の IGR 炉内大規模試験と基本的には同じです（下図参照）。ただし、融体は高周波誘導加熱にて生成し、試験部へ移送する点が炉内試験体と異なります。この誘導加熱技術は、先行して実施された旧 NUPEC の COTELS 試験と同じです。炉外試験を炉内試験と並行して実施する意義は、以下のように考えています。

- 炉内試験に比べ、計装を充実させています。これは、試験体設置に関する空間的制約が少ないためです。また、温度や圧力条件などの初期条件を任意に設定できます。このことで、初期条件を変えた試験実施ができ、融体排出に関する一連の過渡挙動について、実験的に直接把握できると考えています。
- 一方、実炉心では、熔融燃料の排出経路である内部ダクトを溶解させる際にも核発熱が継続しますが、炉外試験ではこの発熱を模擬できません。また、熔融技術の制約から、実機物質であるステンレス・スチール融体を混合させられない等、伝熱挙動に関わる条件設定において限界があります。この点については、核加熱が可能な炉内試験の結果と比較しながら、考察する予定です。

●また、炉外試験では約 3 リッターの融体および約 100 リッターのナトリウムを扱うことができます。炉内試験では、融体が約 1 リッター、ナトリウム約 15 リッターですので、融体／冷却材比が排出挙動に与える影響を把握し、スケール則についての考察に資することを予定しています。炉外試験は現在、ナトリウムを用いない試験が終了しつつあり、ナトリウムを用いた試験の実施に向けて準備を進めています。順調に行けば、次年度前半には、ナトリウムを用いた試験結果の一部が出てくる予定です。なお、流出を支配する現象が確認でき、かつ実機への適用性の点で課題が残された場合には、基本現象に着目した要素試験を JNC の施設にて実施することも検討しています。

Q3) 従来の FCI (SAS 等)モデルに加えて何が新しく判明したのか。

A3) 従来の FCI モデルは主に大量の冷却材の中に相対的に少量の溶融燃料が侵入する接触モードの FCI を想定していましたが、今回の実験解析によって大量の溶融燃料中に少量の冷却材が取り込まれる接触条件での FCI に対しても従来モデルを適用できる見通しを得たと考えています。

Q4) この種の試験を最終目的である「再臨界問題排除」にどのように役立てるのか。研究全体のシナリオを。

A4) 従来の炉心安全評価では、炉心損傷時の燃料流出挙動が十分に解明されていないことによる現象の不確定性を考慮し、敢えて厳しい（燃料流出を期待しない）仮定を設定していました。このような背景から、IGR 試験を含めて本試験研究では、燃料流出挙動に関連する個別現象（FCI 挙動など）を明らかにすることによって、実機安全評価における現象の不確定性を低減し、有意な機械的エネルギー放出を伴う再臨界が排除できることを示すことを目標としています。なお、実機安全評価及び実機設計への試験結果の反映は、炉心安全解析コード SIMMER のモデル検証を通じて行います。

Q5) Wood's Metal 系の実験は、実機の模擬性ではなくて IGR の実験の予備炉外試験とみなせば理解できる。実機条件を模擬したというと相当無理があるように思われるが。

A5) Wood's Metal 系の実験の目的は、実機条件の燃料流出挙動の全体を模擬することではなく、燃料流出挙動を評価する上で重要と考えられる（燃料流

出挙動を支配する可能性のある) 個別現象を解明することにあります。実験が比較的容易で様々な境界条件を模擬できるため、個別現象の全体像を把握できるメリットがあると考えています。実機条件での燃料流出挙動は、Wood's Metal系の試験結果とIGR試験の結果をデータベースとした解析コードによる評価を通じて明らかにします。

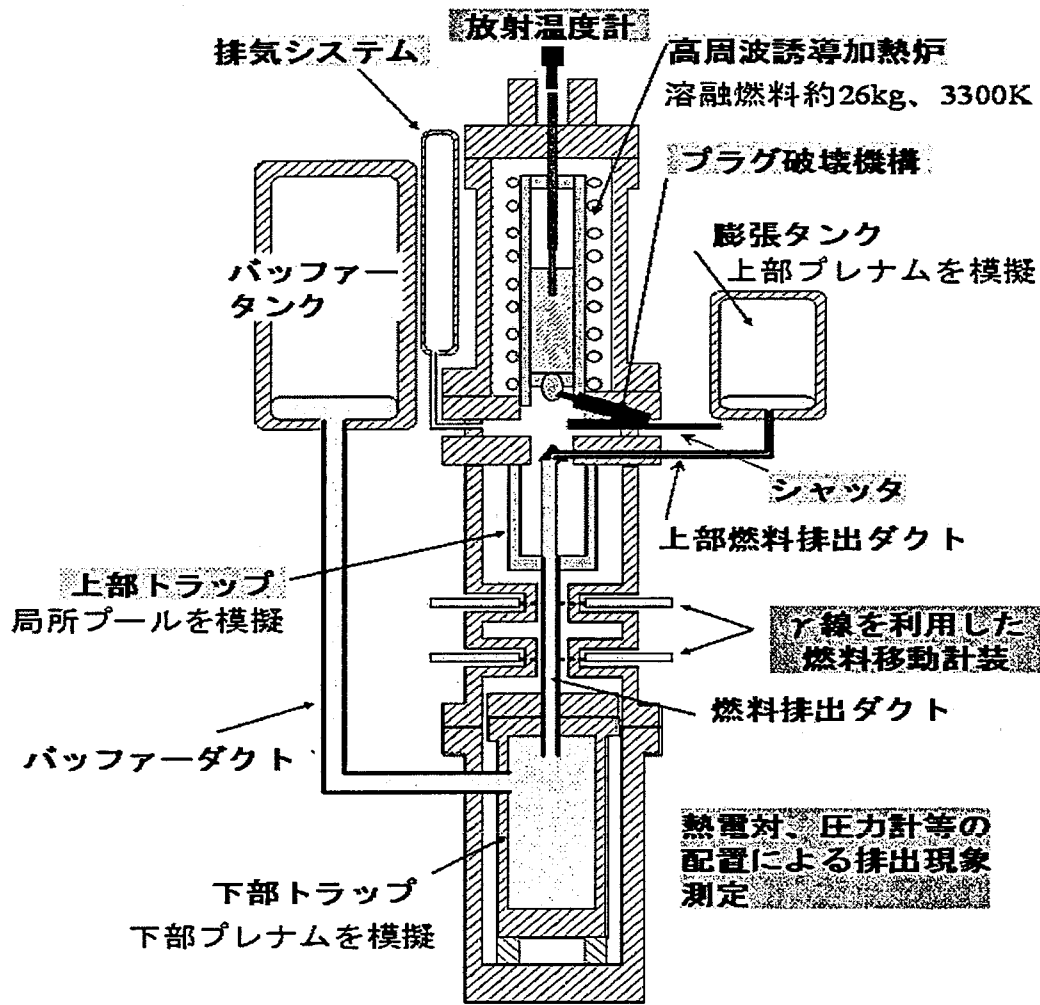


図 IGR 炉外試験装置概略図

発表テーマ：⑦「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係わる検討  
ータギング法破損燃料検出装置の改良の検討ー

Q1) タグガス法 FFDL の実証も「もんじゅ」の使命の一つ。今後の計画の中で運開後のもんじゅ活用計画は如何に。あらゆる機会を捉えて「もんじゅ」の利活用計画を PR すべきと考える。

A1) 運開後のもんじゅの活用計画については別途、機会を捉えてご説明申し上げるとともに広く PR 致す所存です。なお、今回発表した運転シーケンスの改良案については実機設備改造後に性能試験を実施して性能を確認する計画です。

発表テーマ：⑧「常陽」高性能化プラントの性能評価  
－MK－Ⅲ総合機能試験と性能試験の実施について－

Q1) 「常陽」の成果はもっと PR する方が良い。数少ない FR である。「常陽」「もんじゅ」で成功体験を共有するよう配慮が必要では。

A1) 今回の成果については、公開報告書にまとめるとともに、日本原子力学会 2004 春の年会をはじめとする場で発表していく計画です。

また、MK-III 改造工事段階から「もんじゅ」技術者が「常陽」に駐在しており、現在も、炉心・プラント特性試験はもとより、冷却材の純度管理分析及び放射線管理などにも参加し、成功体験の共有を図っています。

C) 常陽を安全研究の道具、手段と考えて、積極的な利活用に心がけて頂きたい。

A) 拝承。来年度実施する SASS の炉内試験をはじめ、安全研究にも積極的に活用していく考えです。



発表テーマ：⑨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  
－機器信頼性データの整備とリスク情報の活用－

Q1) 当時は AM(アクシデントマネジメント)と呼ばなかったはずでは。現在から見ると AM 相当の案を検討していたのでは。

A1) ご指摘の通りです。当時は、「緊急時運転手順(EOP: Emergency Operating Procedure)」と呼んでいました。内容は AM 相当の案でした。

Q2) PSA の信頼性、透明性の確保のため、成果は出来るだけ詳細に公開されることを期待しています。過去の成果も含め、成果の公開計画はどのようになっていますか。先んず「もんじゅ」の PSA、AM に早く活用して世の中の評価を受けて頂きたい。

A2) 拝承。もんじゅについては、リスクの合理的な低減に有効な AM として、大規模な設備改造を伴わない手段による炉心損傷回避方策が、まだ残されている可能性があるかと認識しています。このため、運転再開までに、炉心損傷発生頻度を評価するレベル 1 PSA に主眼を置いて最新の手法で AM の有効性評価を行い、成果を公開していきたいと考えています。

Q3) リスク情報に基づく高速増殖炉の運転保守の確実な成果は、定検には反映しないのか。

A3) 本 5 ヶ年計画の中で、いわゆる原子炉停止時 PSA を基にした設備点検時のリスク管理についても検討していく予定です。ただし、研究資源および優先度との兼ね合いから、原子炉運転時のリスク管理への反映を優先して行っています。

Q4) ポンプ等のデータについて、ロシアのデータはないのか。

A4) 発行済みの成果報告書 PNC TN9410 97-050 の中で、ロシアの BN600 の 2 次系ポンプ、蒸気発生器、カザフスタンの BN350 の蒸気発生器のデータを載せています。さらに、別の成果報告書 JNC TN9400 2002-068 の付録中に蒸気発生器伝熱管破損やナトリウム漏洩の発生率についてロシアだけでなく、国内外の詳細なデータを記載しています。

Q5) PSA のデータの信頼性というのは、現状ではこれまでの実験炉等のデータに頼らざるをえないのは理解する。しかし、例えば六ヶ所の貯蔵プールのライニングの漏れの問題でも、それまでの 6 倍の工事量に対し、監督する立場のマンパワーが不足していたことが一因であると説明されています。したがって、十分注意の行き届く少数例のデータをそのまま一般論に持っていけるのかどうか疑問が残る。

A5) PSA の不完全さに関するご指摘と理解して回答します。

PSA では、基本的に未来は過去と同じであるとの前提で、過去の経験を対象のシステムに論理的に当てはめて評価を行います。したがって、過去に全く経験のない素事象は考慮できません。また、現在の PSA の技術では組織因子や安全文化のような因子は考慮できません。このように PSA が不完全であることは、PSA の専門家の間では認識されている事項です。このため、全ての PSA 評価には、「対象システムが、データが収集された時と同様なレベルで管理されていれば、・・・」との前提が付きます。

なお、一般論ではありますが、ご指摘のような組織因子の問題は、深層防護の第一の防護レベルである「異常発生の防止」に相当しており、保守的な設計、品質保証、安全文化などによって対応することと考えられています。したがって、ご指摘のような問題の未然防止のためには、工程の各段階で、品質保証分野における FMEA やリスクアセスメント等の手法を用いた事前評価を行うことが有効であると認識しています。

Q6) CORDS でのデータベースについて、サイクル機構以外で使用することは可能か。また、必要なデータ部分のみの提供は可能か。

A6) CORDS データベースは、原子炉施設の故障記録等を収めたものであり、公開はしていません。しかし、PSA で必要と考えられる機器故障率およびその算出根拠となる機器運転時間、機器・故障モード別の故障件数等の基礎データについては、成果報告書（公開）としてとりまとめた上で、年度内に発行する準備を進めています。報告書の配布にて対応を図りたいと考えております。

## 資料5

### 参加者リスト

## 参加者リスト

| 区分         | 分類           | 組織名          | 人数 |
|------------|--------------|--------------|----|
| 外部         | 大学関係         | 東京工業大学       | 1  |
|            |              | 大阪大学         | 1  |
|            |              | 九州大学         | 1  |
|            |              | 東北大学         | 1  |
|            |              | 名古屋大学        | 1  |
|            |              | 広島大学         | 1  |
|            | 官庁関係         | 原子力安全委員会     | 2  |
|            |              | 原子力安全・保安院    | 2  |
|            |              | 地方自治体        | 2  |
|            | メーカー         | 三菱重工業(株)     | 4  |
|            |              | (株)東芝        | 4  |
|            |              | (株)日立製作所     | 1  |
|            |              | 川崎重工業(株)     | 1  |
|            |              | 富士電機(株)      | 1  |
| 新型炉技術開発(株) |              | 2            |    |
| 原研         | 東海研究所        | 1            |    |
| その他法人等     | (独)原子力安全基盤機構 | 3            |    |
| 外部計        |              | 29           |    |
| 内部         | 本社           | 理事           | 1  |
|            |              | 特任参事         | 1  |
|            |              | 安全推進本部       | 1  |
|            |              | 総務立地部        | 2  |
|            |              | FBRサイクル開発推進部 | 3  |
|            | 東海           | 放射線安全部       | 1  |
|            | 大洗           | 所幹部          | 2  |
|            |              | 開発調整室        | 8  |
|            |              | 実験炉部         | 9  |
|            |              | 燃料材料開発部      | 2  |
|            |              | システム技術開発部    | 23 |
|            |              | 要素技術開発部      | 27 |
|            | 敦賀本部         | もんじゅ建設所      | 1  |
|            |              | 国際技術センター     | 3  |
| 技術企画部      |              | 1            |    |
| 内部計        |              | 85           |    |
| 総計         |              | 114          |    |

## 資料6

# 安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革

安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革

|      |                 |                 |
|------|-----------------|-----------------|
| 第1回  | 昭和63年9月2日       | 大洗工学センター        |
| 第2回  | 平成元年11月27、28日   | 大洗工学センター        |
| 第3回  | 平成2年11月21日      | 大洗工学センター        |
| 第4回  | 平成3年9月19、20日    | 大洗工学センター        |
| 第5回  | 平成4年9月17、18日    | 大洗工学センター        |
| 第6回  | 平成5年10月21、22日   | 大洗工学センター        |
| 第7回  | 平成6年11月6、7日     | 大洗工学センター        |
| 第8回  | 平成7年11月9、10日    | 大洗工学センター        |
| 第9回  | 平成8年11月14、15日   | テクノ大洗(大洗工学センター) |
| 第10回 | 平成11年3月10日      | テクノ大洗(大洗工学センター) |
| 第11回 | 平成11年12月15日     | テクノ大洗(大洗工学センター) |
| 第12回 | 平成12年11月20日、21日 | テクノ大洗(大洗工学センター) |
| 第13回 | 平成14年1月24日、25日  | Fセルボ※(大洗工学センター) |
| 第14回 | 平成14年10月25日     | Fセルボ※(大洗工学センター) |
| 第15回 | 平成15年11月 7日     | Fセルボ※(大洗工学センター) |

※FBRサイクル国際技術センター