

平成11年度安全研究成果発表会(動力炉分野)  
(会議報告)

2000年2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

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Sections,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49, Muramatsu, Tokai-Mura, Naka-Gun, Ibaraki-Ken, 319-1184,

Japan

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

2000

平成11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11年12月15日、動力炉分野を対象とした第11回安全研究成果発表会が、大洗工学センターの展示館(テクノ大洗)で開催された。

本発表会では、平成8年度～平成10年度の3ヶ年の成果の発表及び討論が行われた。

発表課題は、高速増殖炉(FBR)、耐震及び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34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11課題が選定された。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に参加をいただいた。

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10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10年度－動力炉分野)」, JNC TN1400 99-027, 1999年11月

Meeting for Reporting Safety Research on FBR and ATR in FY1999  
(Meeting Report)

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

ABSTRACT

The 11th Meeting for Reporting Safety Research on FBR and ATR was held at the exhibition hall (TECHNO O-ARAI) in OEC on the 15th of December in 1999.

The reports of each subject in FY1996-1998 were presented before discussion at this meeting.

The 11 subjects had been selected from the subjects (34 in total) on power reactor in fast breeder reactor, earthquake-proof and probabilistic safety assessment according to the decisions of sub-meetings in Sectional Meeting of Safety Research. This meeting was open to the public, and large attendance outside of JNC was invited for the purpose of getting some advice from 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 in FY1996-1998.

---

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

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

\*3) JNC TN1400 99-027, Nov. 1999

## 目 次

資料1	平成11年度安全研究成果発表会プログラム	1
資料2	OHP集	7
資料3	質疑応答集	99
資料4	発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答	115
資料5	ご講評・ご感想	123
資料6	出席者リスト	127
資料7	安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革	131

## 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	機器・配管の寿命予測評価法の研究 － 構造材料の損傷過程の把握 －	9	101	118
②	安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究 － 崩壊熱除去系と原子炉停止系の要求条件の検討 －	18	102	-
③	炉心反応度の評価に関する研究 － 安全評価上重要な炉心反応度の予測精度評価 －	25	104	-
④	高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究 － 材料スエリング挙動とBDI挙動の評価 －	34	105	118
⑤	「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究 － フィードバック反応度の評価精度向上のための検討 －	42	106	119
⑥	過渡伝熱流動現象評価に関する研究 － 流体-構造熱的連成実験結果による サーマルストライピング解析コードの検証 －	49	107	-
⑦	ナトリウム燃焼に関する研究 － ナトリウム液滴落下燃焼実験と小規模プール燃焼実験 －	59	108	119
⑧	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 － 模擬融体を用いた炉外試験とその成果 －	67	109	120
⑨	原子力施設の免震構造に関する研究(高速炉機器) － 高速炉機器の上下免震に関する研究 －	74	111	120
⑩	「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価 － 信頼性データ解析システムの開発 －	82	112	121
⑪	高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 － 受動的な安全設備を考慮した ULOF事象シーケンス発生確率の予備的評価 －	91	113	121

## 資料1

# 平成11年度安全研究成果発表会プログラム

平成 11 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

日時 : 平成 11 年 12 月 15 日 (水)

会場 : 大洗工学センター ・ 展示館

〔司会 : システム技術開発部研究主席 福澤 義晴〕

開会挨拶 中神 靖雄 (副理事長)

11:00 ~ 11:05

(発表 15 分、討論 10 分)

- ① 機器・配管の寿命予測評価法の研究  
- 構造材料の損傷過程の把握 -

11:05 ~ 11:30

ナトリウム・安全工学試験部  
機器・構造安全工学 Gr  
Gr リーダー 青砥 紀身

- ② 安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究  
- 崩壊熱除去系と原子炉停止系の要求条件の検討 -

11:30 ~ 11:55

システム技術開発部  
リスク評価技術開発 Gr  
副主研 栗坂 健一

[昼休み]

11:55 ~ 13:15

- ③ 炉心反応度の評価に関する研究  
- 安全評価上重要な炉心反応度の予測精度評価 -

13:15 ~ 13:40

システム技術開発部  
炉心技術開発 Gr  
研究員 横山 賢治

- ④ 高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究  
- 材料スエリング挙動と BDI 挙動の評価 -

13:40 ~ 14:05

システム技術開発部  
燃料材料技術開発 Gr  
副主研 井上 賢紀

- ⑤ 「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究  
- フィードバック反応度の評価精度向上のための検討 -

14:05 ~ 14:30

照射施設運転管理センター  
実験炉部技術課  
副主研 吉田 昌宏

- ⑥ 過渡伝熱流動現象評価に関する研究  
- 流体-構造熱的連成実験結果による  
サーマルストライピング解析コードの検証 -

14:30 ~ 14:55

システム技術開発部  
熱流体技術開発 Gr  
主研 村松 壽晴

- ⑦ ナトリウム燃焼に関する研究 14:55～ 15:20  
－ ナトリウム液滴落下燃焼実験と小規模プール燃焼実験 － ナトリウム・安全工学試験部  
プラント安全工学G r  
副主研 大野 修司

[休 憩]

15:20～ 15:35

- ⑧ 炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 15:35～ 16:00  
－ 模擬融体を用いた炉外試験とその成果 － ナトリウム・安全工学試験部  
高速炉安全工学G r  
副主研 小西 賢介

- ⑨ 原子力施設の免震構造に関する研究（高速炉機器） 16:00～ 16:25  
－ 高速炉機器の上下免震に関する研究 － システム技術開発部  
構造・材料技術開発G r  
G rリーダー 森下 正樹

- ⑩ 「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価 16:25～ 16:50  
－ 信頼性データ解析システムの開発 － 新型転換炉ふげん発電所  
定期安全レビューG r  
研究員 素都 益武

- ⑪ 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 16:50～ 17:15  
－ 受動的安全設備を考慮した システム技術開発部  
ULOF事象シーケンス発生確率の予備的評価 － FBRシステムG r  
副主研 三原 隆嗣

総合討論 17:15～ 17:45

閉会挨拶 大和 愛司（大洗工学センター所長（理事）） 17:45～ 17:50



(参考)

今回の発表会では、安全研究基本計画(平成8年度～平成12年度)の◎のテーマが選定されている。

[分野:高速増殖炉]

(1)運転安全性の向上に関する研究

- 1-1 「常陽」の運転・保守支援システム開発に関する研究
- 1-2 「もんじゅ」の運転保守支援システム開発に関する研究
- 1-3 教育訓練支援システムの開発と訓練データの収集・分析に関する研究
- 1-4 放射性線源挙動の評価と抑制技術の開発に関する研究
- 1-5 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究
- 1-6 機器配管の寿命予測評価法の研究 ----- ◎
- 1-7 水・蒸気系のスクラム信頼性に関する研究

(2)安全設計・評価方針の策定に関する研究

- 2-1 安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究 ----- ◎
- 2-2 安全評価事象の想定と評価条件に関する研究
- 2-3 「もんじゅ」安全性評価コードの裕度評価

(3)事故防止及び緩和に関する研究

- 3-1 炉心反応度の評価に関する研究 ----- ◎
- 3-2 高燃焼高速炉の炉心安全性評価研究
- 3-3 高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究 ----- ◎
- 3-4 LBBの評価手法に関する研究
- 3-5 受動的な安全特性の強化に関する研究
- 3-6 「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究 ----- ◎
- 3-7 配管内構造物の流力振動評価に関する研究

(4)事故評価に関する研究

- 4-1 高速増殖炉燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究
- 4-2 燃料集合体内での異常拡大の防止に関する研究
- 4-3 自然循環除熱に関する研究
- 4-4 過渡伝熱流動現象評価に関する研究 ----- ◎
- 4-5 ナトリウム燃焼に関する研究 ----- ◎
- 4-6 ナトリウム-水反応に関する研究

(5)CDA及びシビアアクシデントに関する研究

- 5-1 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究

- 5-2 炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 ----- ◎
- 5-3 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究
- (6)FBR安全性炉内試験施設の開発整備に関する研究
- 6-1 実用炉における安全論理構築のための炉内安全性試験課題の検討
- 6-2 炉内安全性試験施設に関する検討

[分野:耐震]

- 1-1 原子力施設の免震構造に関する研究(高速炉機器) ----- ◎

[分野:確率論的安全評価]

(1)確率論的安全評価手法及びデータの整備

- 1-1 「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価 ----- ◎
- 1-2 高速増殖炉のPSA手法の改良と信頼性データの整備

(2)確率論的安全評価の適用

- 2-1 「ふげん」への確率論的安全評価の適用
- 2-2 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施 ----- ◎
- 2-3 Living PSAシステムの開発整備

注) テーマ番号の前に○印のあるものは、国の安全研究年次計画(平成8年度～平成12年度)に指定されているものを示す。

## 資料2

## OHP集

## 機器・配管の寿命予測評価法の研究

### —構造材料の損傷過程の把握—

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター  
ナトリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学Gr..

青 砥 紀 身

O/15

#### □ 研究の目的と研究内容概要

##### ■ 研究の目的

高速増殖炉の機器・配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び評価法の整備を図る。

##### ■ 研究内容概要

###### イ. データベースの整備・拡充

高速増殖炉機器・配管の主要構造材料であるSUS304及びSUS316FR、並びに蒸気発生器用材料である2.25Cr-1Mo鋼、SUS321及び改良9Cr-1Mo鋼について、材料の経年化及び寿命予測の観点から材料データの整備・拡充を行う。

###### ロ. 評価手法の整備

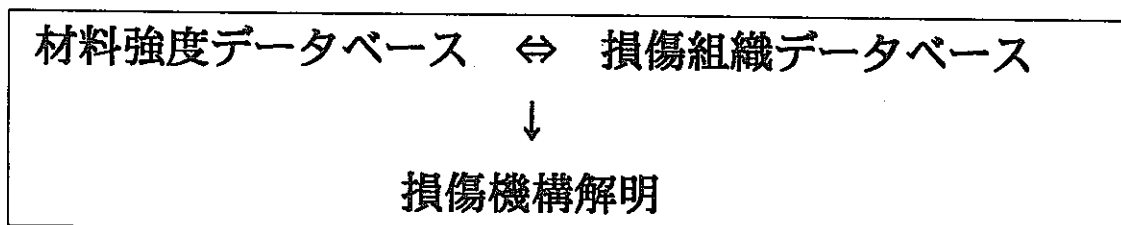
ナトリウム漏えいといった事故時の異常環境も含む使用環境や負荷形態並びに材料の破損機構損、損傷・劣化機構を考慮した上で、破損限界に関するクライテリアの適正化を図るとともに、プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の検討・整備を行う。また、ナトリウム燃焼生成物中の炭素鋼の腐食機構(含鉄-ナトリウム-酸素が関与する界面反応)を明らかにし、ナトリウム漏えい事故時の2次系ライナの合理的な腐食評価手法を整備する。

## □ 研究課題と報告内容

---

- データベースの整備・拡充
  - 高速増殖炉主要構造材料の長時間側強度データの充実
  - ミクロ損傷組織データ収集と強度特性/余寿命との相関評価
- 評価手法の整備
  - プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法の整備
  - Na化合物熔融体中での炭素鋼の腐食機構の解明
  - 非破壊検査技術の向上

2/15



### 高速炉構造材料のクリープ損傷機構解明の現状

(Mod.9Cr-1Mo 鋼)

細長い板状の結晶組織（ラス組織）の変化

→温度・応力によらずひずみ蓄積に伴う変化は一つの関係式  
で表示できる。

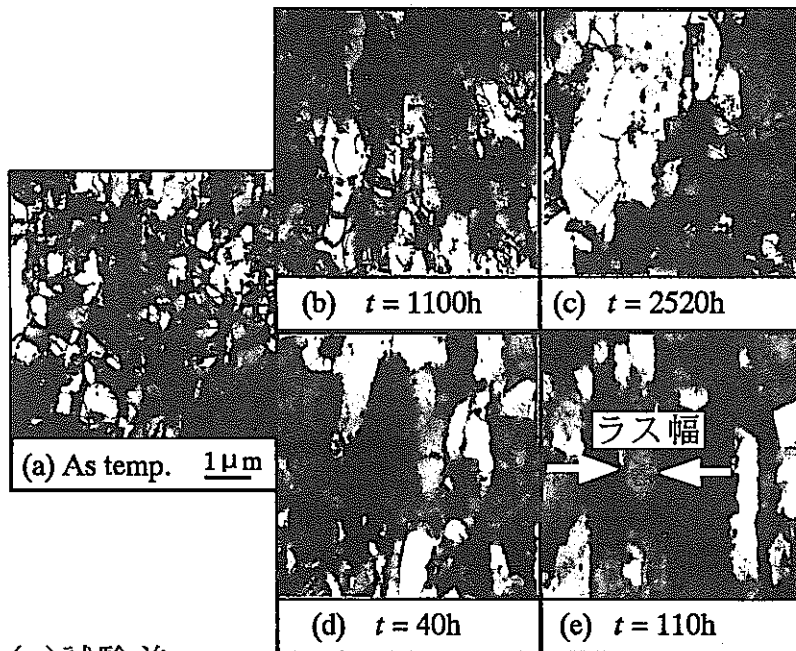
(SUS304 鋼)

結晶間の界面（結晶粒界）方位関係

→特定方位関係の結晶粒界に損傷が発生する。

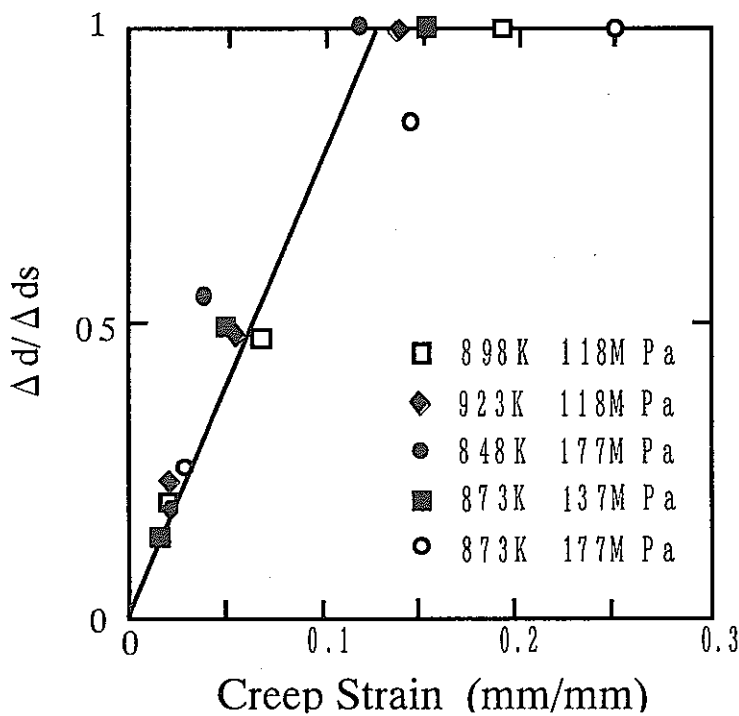
3/15

### ラス組織変化観察 (Mod.9Cr-1Mo)



(a) 試験前  
 (b), (c) 873K 137MPa (d), (e) 873K 177MPa

4/15



$\Delta d = d - d_0$   
 $d$ : 変化したラス幅  
 $d_0$ : 原組織のラス幅(初期値)

$\Delta ds = ds - d_0$   
 $ds$ : ラスの飽和変化幅  
 $d_0$ : 原組織のラス幅(初期値)

### Mod.9Cr-1Mo鋼のラス組織幅の変化割合とクリープひずみの関係

## ■ 高温Na化合物溶融体中の炭素鋼の腐食機構の解明

○ もんじゅ事故及びNa漏えい燃焼実験における損傷材料分析と化学熱力学検討に基づき、環境により2つの異なった腐食機構が発生することを示した。

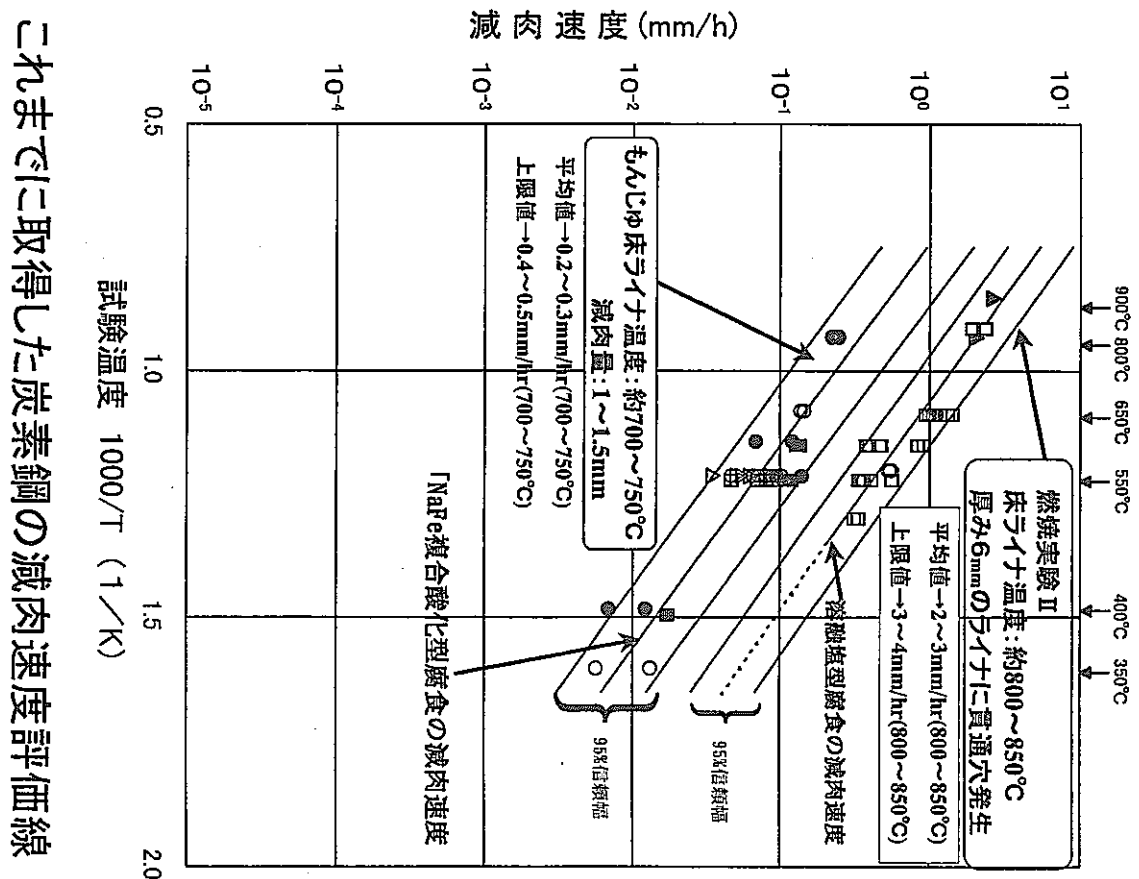
○ 全浸漬型腐食試験データに基づいた時間当たりの平均腐食速度により、各々の腐食機構が支配的であったと想定したケース(もんじゅ事故、及び2度の燃焼実験)の材料損傷が妥当に予測できることを確かめた。



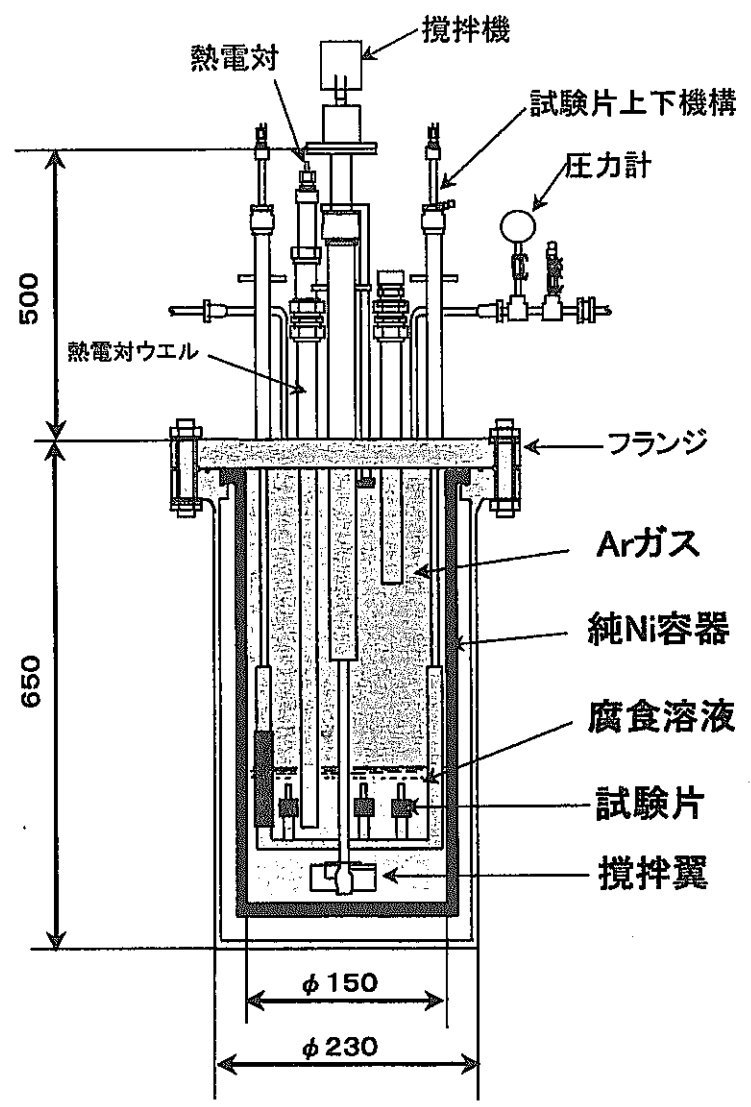
### 今期間中における研究目的(課題)

- (1) 厳しい腐食減肉が予想される「溶融塩型腐食」についてのデータの拡充と上限の信頼性向上
- (2) 腐食の動的挙動の確認(時間依存性の評価)
- (3) 実機で最も厳しい腐食が発生した、気液界面(三相界面)における腐食加速に及ぼす気相中酸素の影響評価

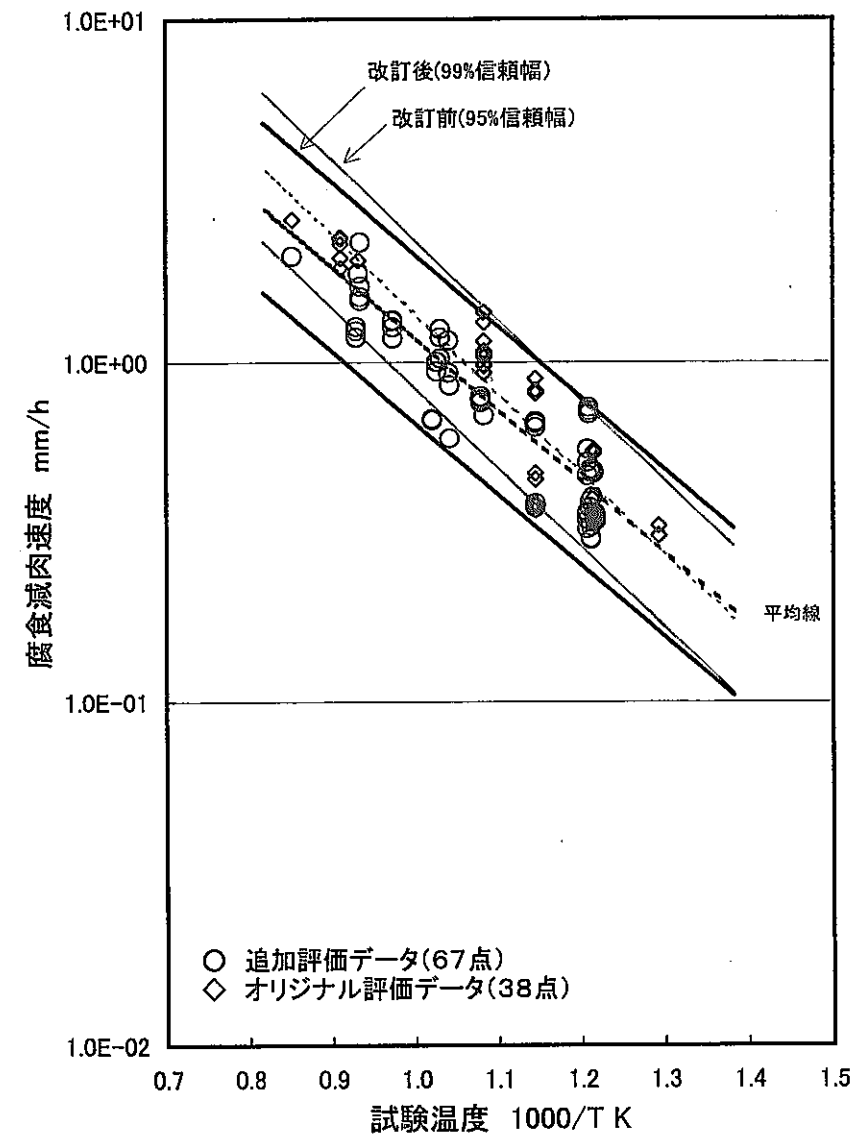
6/15



# 試験装置概略

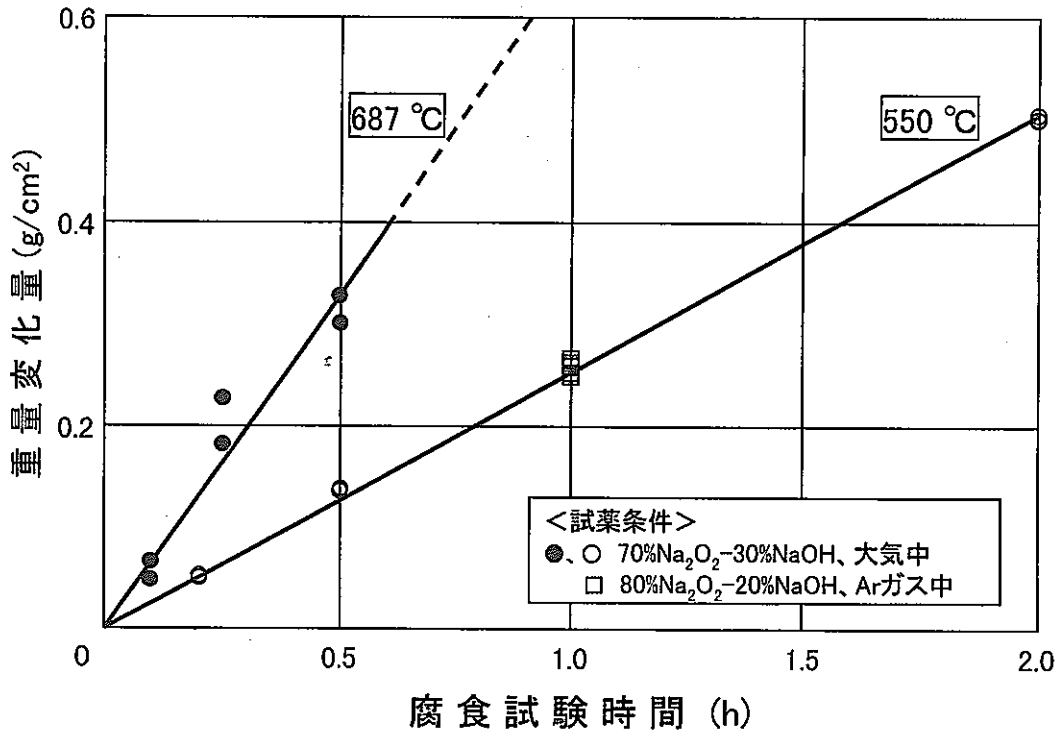


JNC TN9200 2000-001



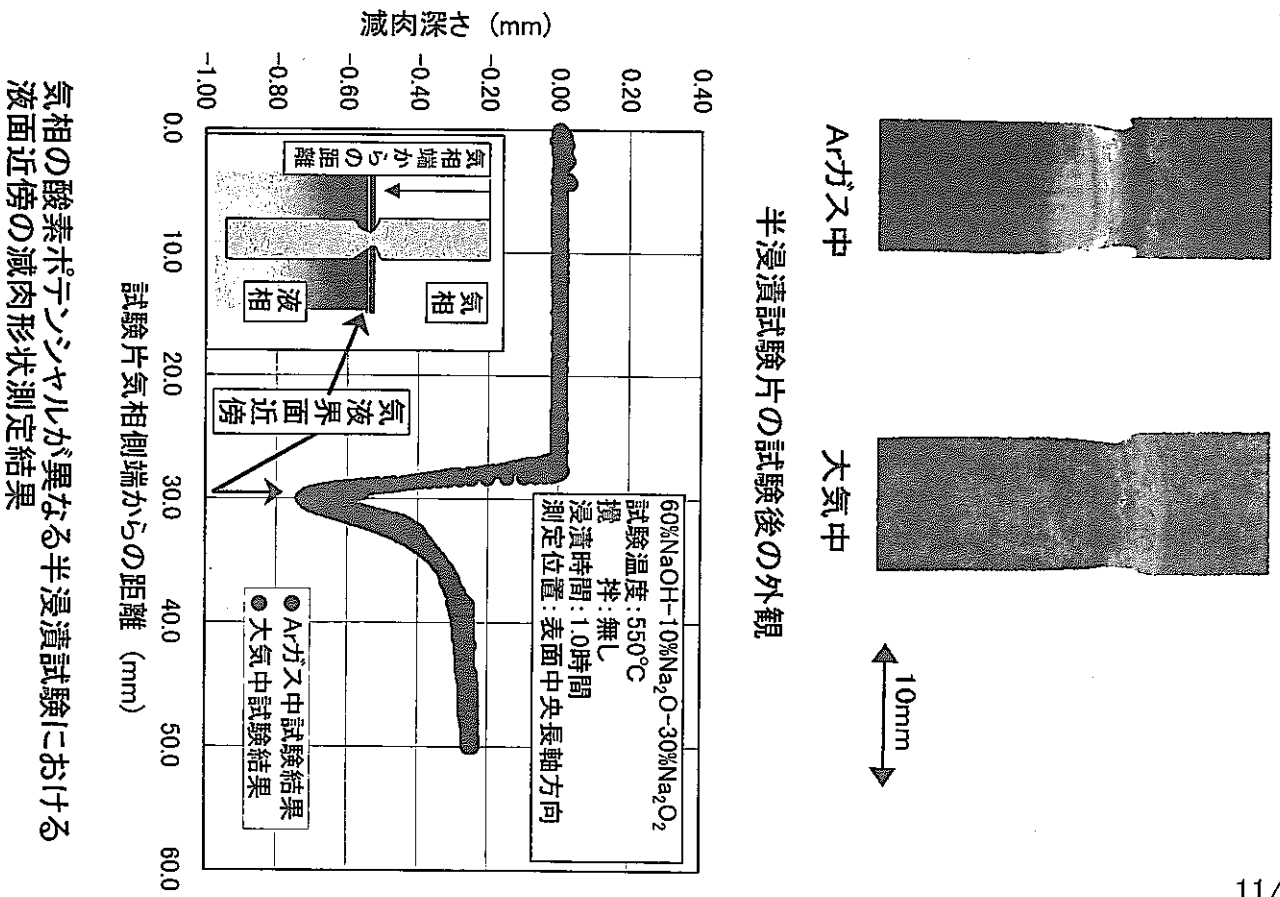
熔融塩型腐食減肉速度評価線の見直し

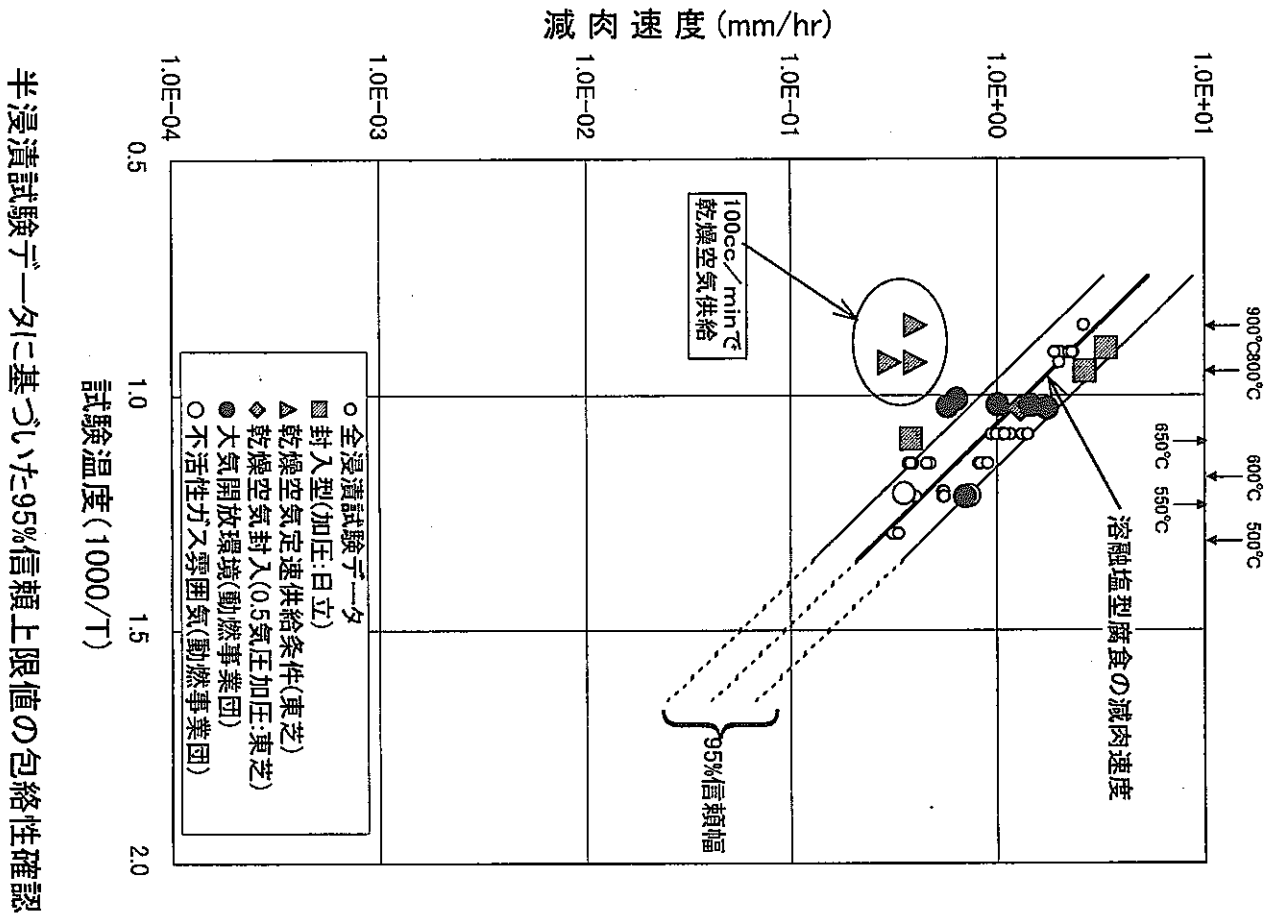




### 腐食試験時間と重量変化量の関係

10/15





12/15

## □ 研究成果のまとめ

### ■ データベースの整備・拡充

- ミクロ損傷組織データ収集と強度特性/余寿命との相関

改良9Cr-1Mo鋼のクリープ損傷組織観察を行い、以下の知見に基づき、損傷組織と強度/余寿命との相関評価にマルテンサイト・ラス幅の変化が有効であることを示した。

(1) 同鋼のマルテンサイト・ラス組織の幅の増加は、クリープ変形により誘起される。

(2) 今回の観察範囲では、ラス幅の変化割合(幅の増分/幅の飽和増分)とクリープひずみの関係は、温度や負荷応力に依存しない。

(3) 比較的早期のクリープ損傷評価のためのラス幅の検量線は、上記性質に基づき温度や応力による加速試験により求め得る可能性がある。

## □ 研究成果のまとめ（続き）

---

### ■ 評価手法の整備

#### - Na化合物溶融体中での炭素鋼の腐食機構の解明

- (1) 「溶融塩型腐食」について、高温データを中心にデータを拡充（38点→105点）、従来データに基づく95%信頼幅上限が、拡充データの99%信頼幅上限に相当することを確認した。
- (2) 動的腐食試験を実施し、結果に基づき、「溶融塩型腐食」が直線則に従うこと、即ち材料表面における反応律速によって腐食が進行することを明らかにした。
- (3) 「溶融塩型腐食」が支配的な環境では、気液界面における腐食の進行は溶融体中の過酸化物イオンの濃度（例えば、界面における平衡濃度）によることを確認した。

14/15

## □ 今後の課題（～H12達成見通しと次期計画）

---

### ■ データベースの整備・拡充

強度データベースについては、引続き長時間側データ及び溶接部データの拡充を行う。また、次期に本格化する組織データベース構築のための損傷組織分類等基本的な設計を進める。

### ■ 評価手法の整備

- (1) ライナを対象とした高温高腐食環境下の破損クライテリア（ひずみ制限）を整備する。
- (2) 炭素鋼の高温腐食については、各機構における動的性質を明らかにするとともに、データを充実して各腐食速度式を提示する。
- (3) Na化合物の化学熱力学基礎データ取得のための試料合成並びに分析技術を確立し、次期計画の中でデータベース整備を行う。
- (4) 非破壊検査技術向上のための基礎試験を終了し、次期計画において有力な技術の実機適用見通しを得る。

## 機器・配管の寿命予測評価法の研究 用語集

**ラス組織**： マルテンサイト相の形成組織の1つ。組織形成時の温度に依存する。ラス組織とは微細で細長い板状結晶が束になっている組織の呼称である。

**結晶粒界の方位関係**： 金属組織中の結晶は一般に様々な方位へ成長している。結晶成長方向の異なる境界を「粒界」と呼び、粒界を隔てて異なる結晶の方向の相対関係を「方位関係」と言う。

**溶融塩型腐食**： Na化合物溶融体環境で発生する腐食機構、サイクル機構(旧動燃)が燃焼実験Ⅱで発生したと主張した。想定環境(Na燃焼環境)では最大の腐食速度を示す。腐食は環境中に存在する過酸化ナトリウムイオン( $\text{Na}_2\text{O}_2:\text{O}_2^{2-}$ )の強力な酸化力によって進行する。

**気液界面**： 固相(金属材料)、気相(雰囲気)及び溶融体(液相)が接する境界を指す。三相界面とも言われる。一般に、気相中の酸素の影響を最も強く受けることから腐食が促進されると言われている。

第11回安全研究成果発表会  
平成11年12月15日  
サイクル機構 大洗工学センター

## 安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究

～崩壊熱除去系と原子炉停止系の要求条件の検討～

大洗工学センター システム技術開発部  
リスク評価技術開発グループ  
栗坂 健一

1

- 研究目的** 実用化を目指した大型炉の信頼性確保上の重要な因子を抽出し、安全設計と安全評価の整合性を図る
- 研究内容**
- イ. 高速増殖炉プラント等の運転経験を分析するとともに、大型炉に対する信頼性評価を実施し、信頼性確保の観点から系統・機器の設計上及び運転上の要求条件を検討する。
  - ロ. 系統・機器の多重性、多様性に関しての信頼性評価を行い、安全評価における単一故障の考え方や事象想定における多重故障の考え方について検討する。
  - ハ. 受動的炉停止及び自然循環による崩壊熱除去に関する信頼性評価を行い、安全設計上の位置づけや要求条件及び安全評価上の判断基準について検討する。また、常用系やインターロック等の信頼性評価を基に、信頼性確保上の役割について検討する。

研究課題	年次計画				
	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
イ. 安全設計における信頼度要求条件の検討	○	系統・機器の信頼度分析	○	要求条件の検討	○
ロ. 安全評価における安全機能の考え方の検討		○	信頼性分析	○	事象想定等の検討
ハ. 受動的安全性を具備したプラントの信頼性確保の検討			○	信頼性分析	○
					要求条件等の検討

2

信頼度目標

INSAGの新設炉の安全目標→炉心損傷事故発生頻度  $\sim 10^{-5}$  / 炉年  
(外的起因事象や不確かさを含む)

内的起因事象による炉心損傷事故発生頻度 (点推定値)  $10^{-6}$  / 炉年

内的起因事象全ての発生頻度  $10^0$  / 炉年のオーダー

炉停止系、崩壊熱除去系の失敗確率の目標  $10^{-7}$  / 要求のオーダー

崩壊熱除去系についての背景

自然循環除熱を活用したIRACS方式の崩壊熱除去系について

◎ 2系統以上必要

- 止め弁、ベーン、ダンパーの多重化・多様化
- 蒸気発生器を介した主冷却系による除熱

何れかが必要

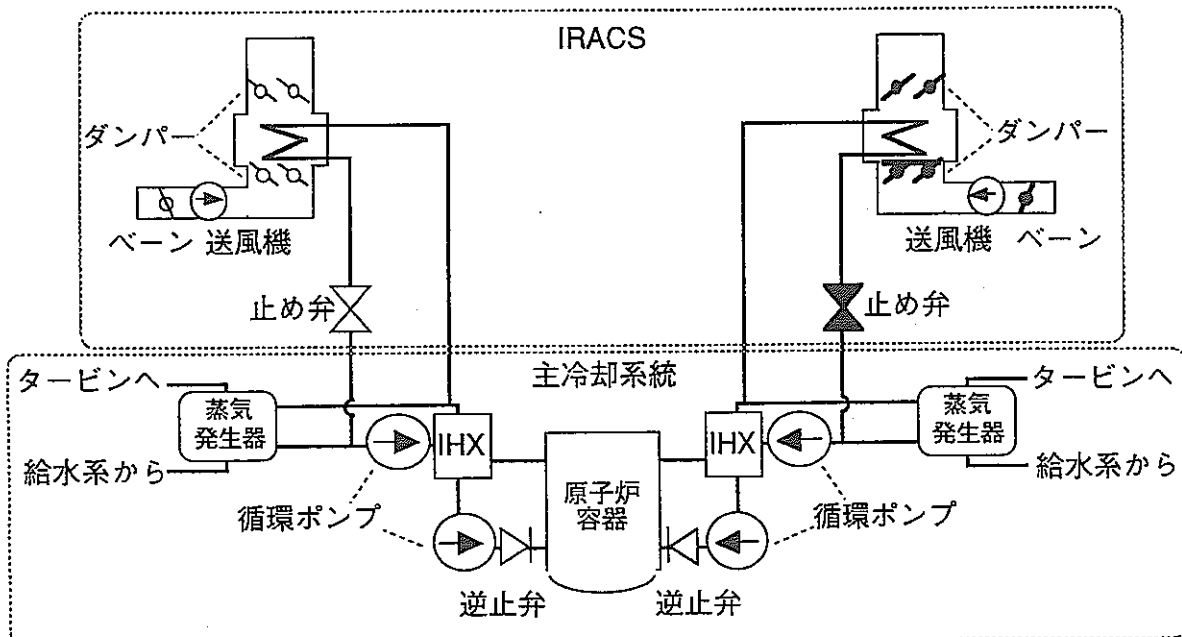
残された検討課題

電動弁を対象とした信頼度分析結果の反映

サーベイランス試験頻度についての要求条件

起因事象との従属性

図 中間補助炉心冷却系 (IRACS) 方式の原子炉冷却系の系統構成



—ベーン、ダンパー、止め弁の電源は、無停電電源から給電される  
—蒸気発生器を介した主冷却系統による強制循環除熱もオプションとして考慮

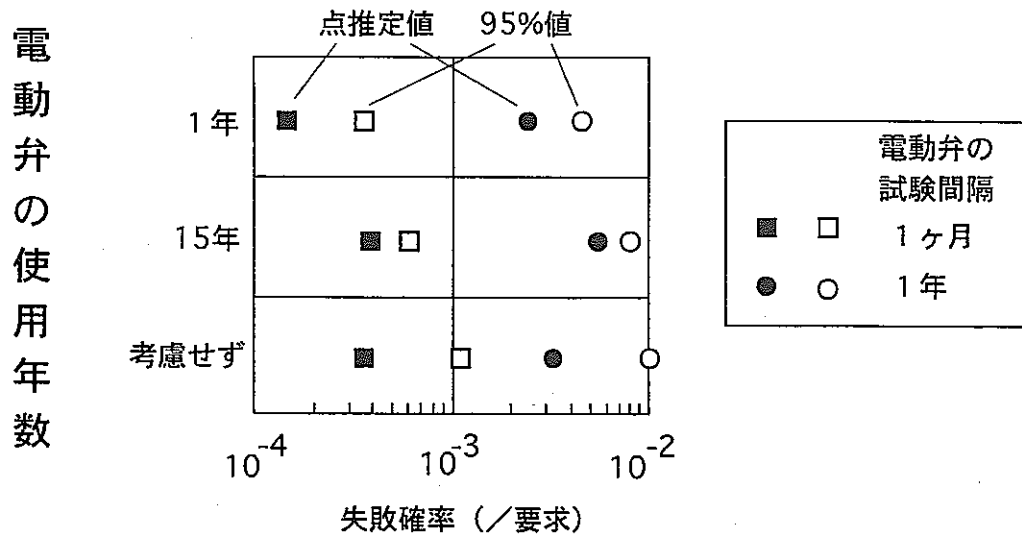


図 自然循環除熱1系統当たりの失敗確率  
(電動弁試験間隔、使用年数への依存性)

5

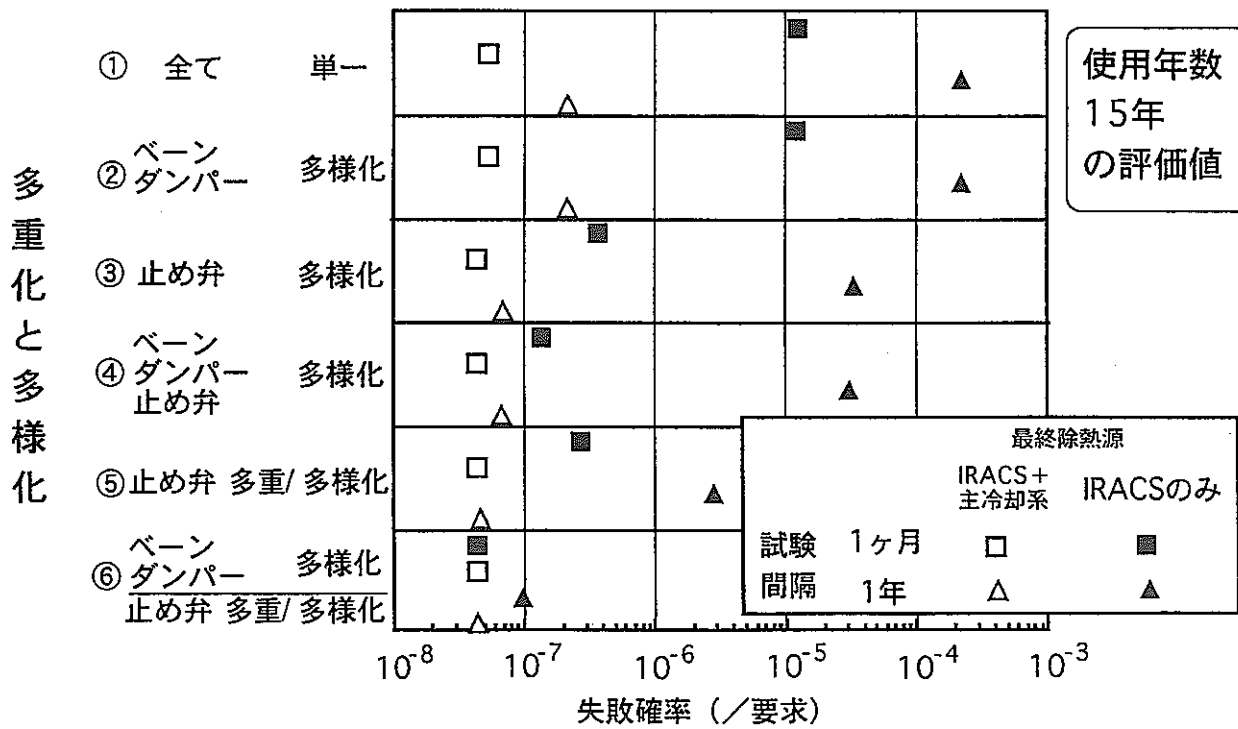


図 IRACS(自然循環可能)方式の崩壊熱除去系2系統の失敗確率

6

### 自然循環除熱を活用した崩壊熱除去系の要求条件

失敗確率の目標値を $10^{-7}$  / 要求とした場合

- ①IRACS（自然循環）のみ  
弁の多重化&多様化、ベーンとダンパの多様化、  
サーベイランス試験を1年に1回
- ②IRACS（自然循環）と主冷却系（蒸気発生器を介した強制循環）  
多様化も多重化も無し、  
サーベイランス試験を1ヶ月に1回
- ③IRACS（自然循環）と主冷却系（蒸気発生器を介した強制循環）  
弁の多様化、  
サーベイランス試験を1年に1回

7

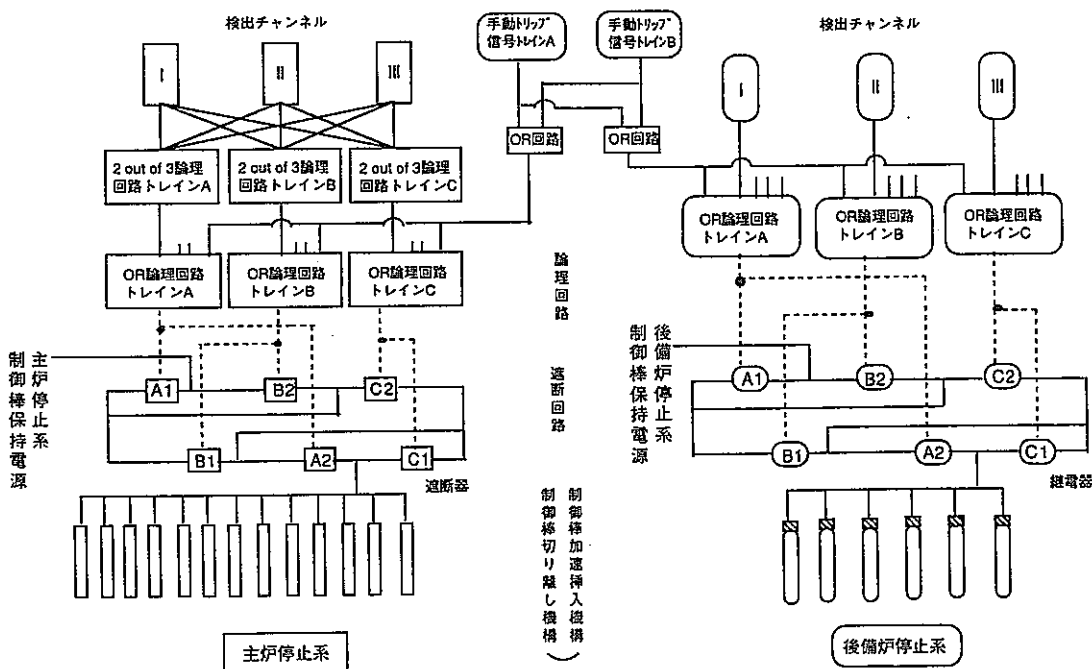
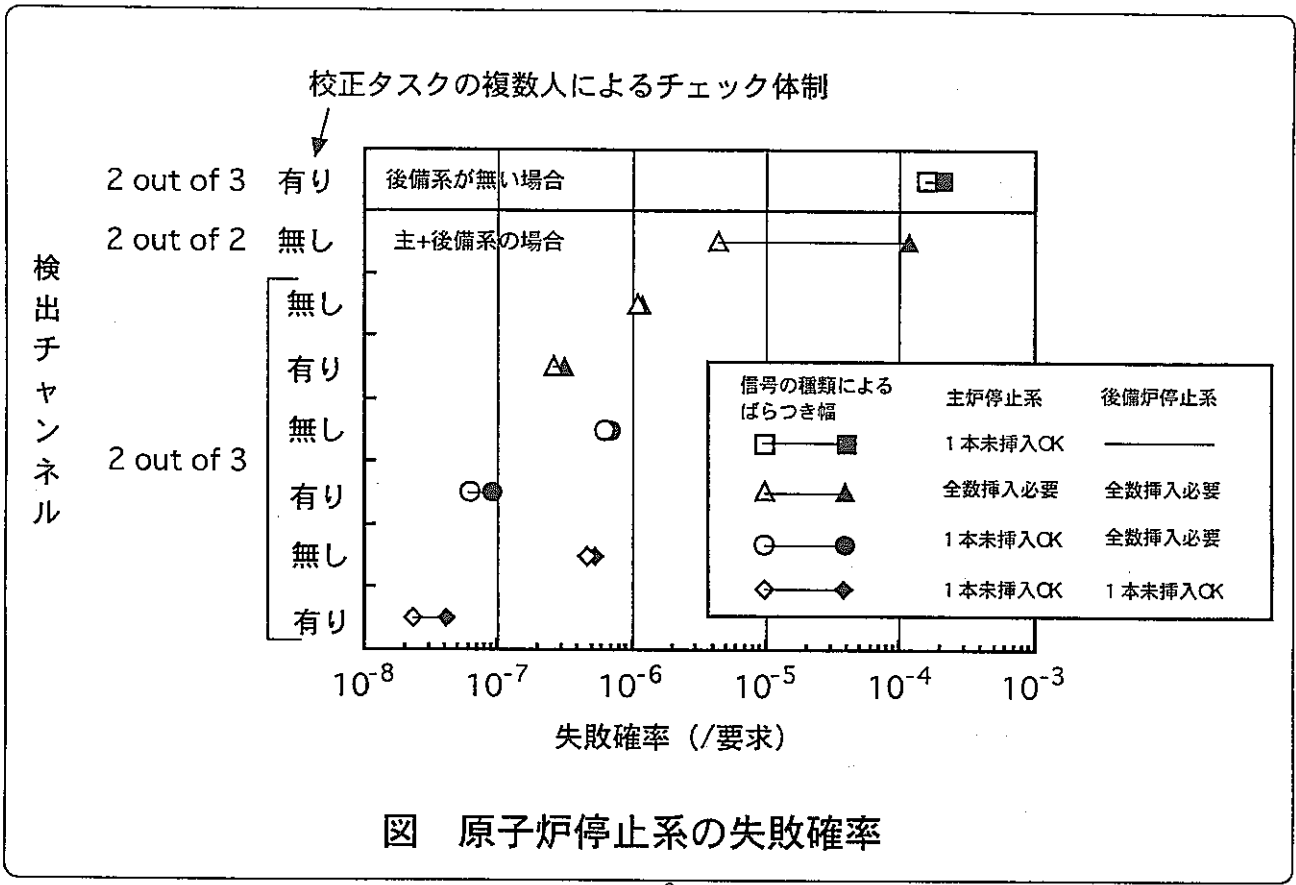


図 原子炉停止系の構成





9

### 原子炉停止系の要求条件

失敗確率の目標値を $10^{-7}$ /要求とした場合

- ◎制御棒、切り放し機構、保持電源遮断回路  
独立な2系統、系統間で設計上の多様化
- ◎異常検出信号  
異なる種類の信号を2系統に採用
- ◎各系統構成機器  
制御棒：主系統がワンロードスタック条件を満たす  
信号系と回路：2out of Nの多数決回路 (Nは3以上)
- ◎信号、回路の点検・調整作業  
複数人によるチェック (人的共通要因エラーの排除)

## まとめ

崩壊熱除去系と原子炉停止系について信頼性確保（目標非信頼度を $10^{-7}$ /要求と設定）のための要求条件を検討した。

2ループによるIRACSの自然循環除熱を前提条件とすると、目標非信頼度を達成するための条件は、主冷却系による強制循環除熱の可否、構成機器の多重化・多様化の有無、サーベイランス試験頻度の組み合わせによって幾つか存在する。

原子炉停止系について、目標非信頼度は、動的機器のみを用いても、設備の多重化、設計上の多様化および点検・調整における複数人体制によって達成される。

11

## 今後の課題

起因事象との従属性が未考慮であるため、これを考慮した場合の要求条件を整理する。

原子炉停止系について、後備系を動的機器からキュリ一点電磁石式自己作動型炉停止機構などの受動的安全装置に置換する場合の要求条件を検討する。

12

## 用語集

INSAG	国際原子力安全諮問グループ。
炉心損傷事故	「事故」より発生頻度は低いが、炉心の損傷に至る可能性のある事故。
自然循環除熱	ポンプ等の動力機器を用いず、自然循環により崩壊熱を除去すること。
IRACS	中間補助炉心冷却系。崩壊熱除去の方式の一つ。
サーベイランス試験	待機機器についての動作確認試験。
ワンロッドスタック条件	最大反応度を持つ制御棒 1 本を引き抜いた状態で原子炉を未臨界に維持できること。
非信頼度	失敗確率、機能喪失確率。

## 炉心反応度の評価に関する研究

### ～安全評価上重要な炉心反応度の予測精度評価～

大洗工学センター システム技術開発部  
 炉心技術開発グループ

横山賢治

(1/16)

#### 目的

高速炉炉心の過渡応答特性及び事故時安全評価で重要な炉心反応度（ドップラー反応度、Naボイド反応度等）について、予測精度を定量的に評価するとともに、その向上を図る。初期炉心だけではなく、実機で重要となる燃焼炉心も評価対象とする。

#### 背景

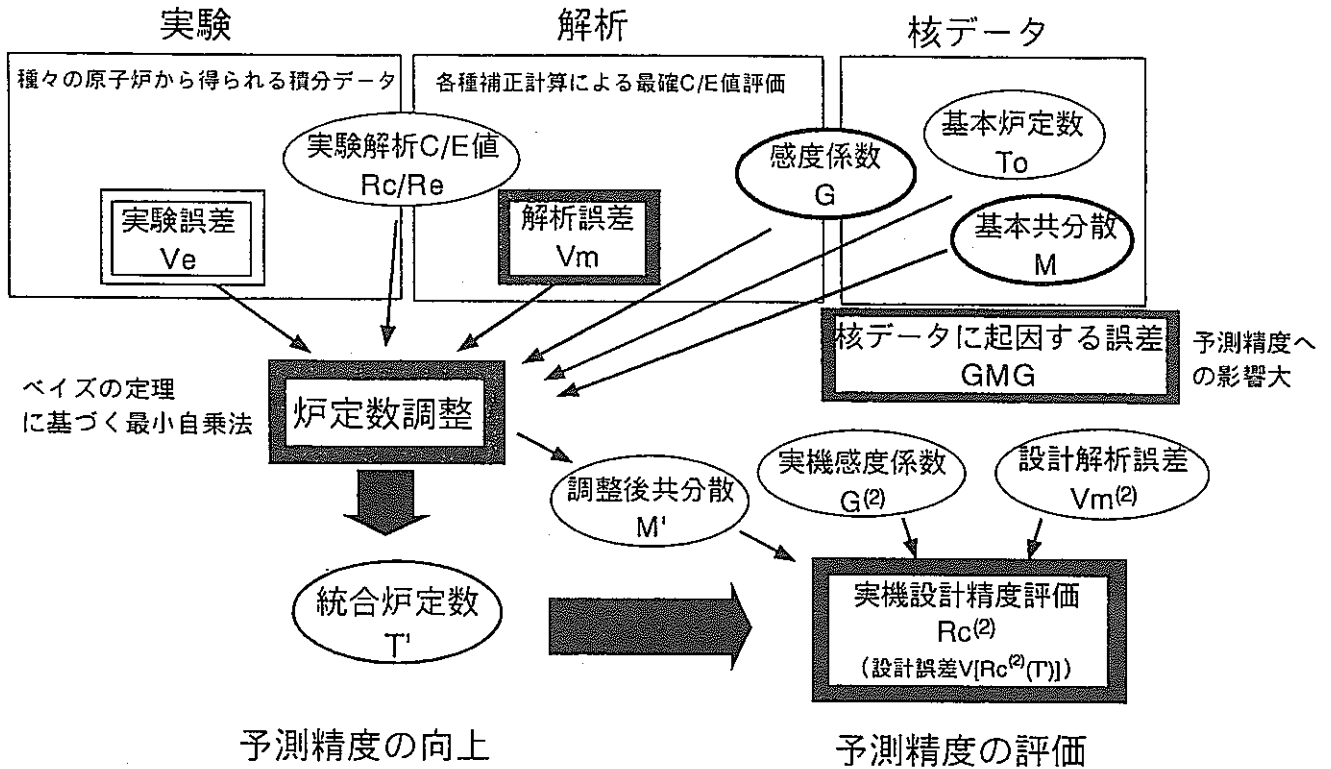
合理的な安全評価手法を確立するためには、基盤技術として、安全評価上重要となる炉心反応度の予測精度を、技術的裏付けを持って定量的に評価することが必要となる。

#### 研究内容及び計画

	平成8年度	平成9年度	平成10年度	平成11年度	平成12年度
精度評価関連コードシステムの整備	自己遮蔽感度	燃焼感度			
精度評価関連データ群の整備	JUPITER	FCA等	常陽等	その他	データベース化
炉心反応度の現状予測精度の評価		ドップラー	Naボイド	外挿性等	
炉心反応度予測精度の向上			予備検討	炉定数調整	実機への適用

(2/16)

### 核特性予測精度の評価と向上



→定量的に予測精度の評価、向上策の検討を行うことが可能

(3/16)

### 感度係数

#### ●無限希釈断面積の感度係数G

定義：断面積  $\sigma$  の単位変動量当たりの核特性Rの変動量（相対値）

算出法：一般化摂動理論の適用

{ Usachev(1964), Gandini(1984)らによる定式化  
Hara, Takeda(1984)による実用化

→一般化（随伴）中性子束を一度だけ計算することにより算出可能

- ・ Naボイド反応度は無限希釈断面積の感度係数で取り扱い可能
- ・ 温度核特性であるドップラー反応度は自己遮蔽因子fに関する感度係数が必要

$$G = \frac{\frac{dR}{R}}{\frac{d\sigma}{\sigma}}$$

#### ●自己遮蔽因子の微係数f'の感度係数G<sub>f'</sub>

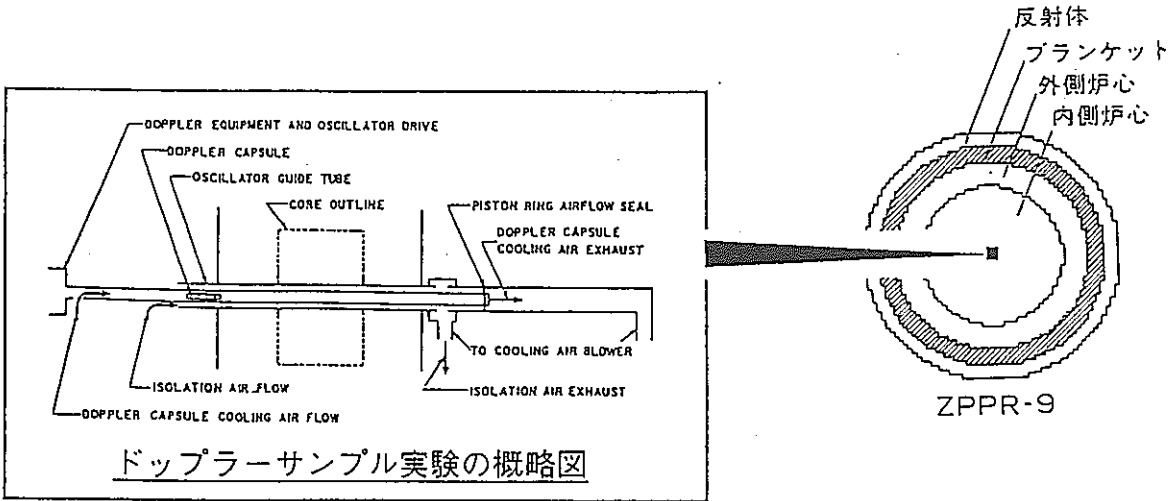
・ 本研究により新たに定式化

自己遮蔽因子fの微係数df/dT(=f')を一種の疑似断面積として扱うことにより、無限希釈断面積の感度係数の式に帰着

$$G_{f'} = \frac{\frac{dR}{R}}{\frac{df'}{f'}}$$

→温度核特性に対する手法の確立及び解析システムの整備

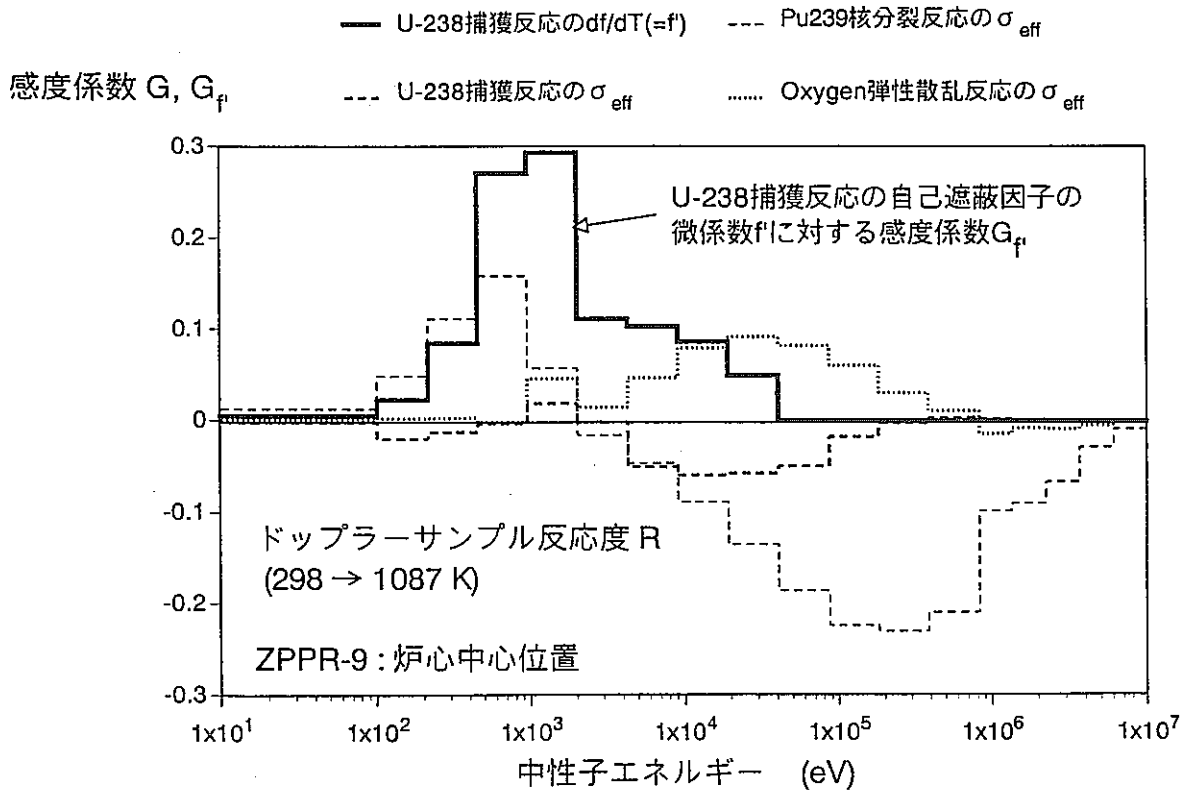
- ・ 温度範囲 常温→1100Kまで
- ・ 非常に微小な反応度の測定 (最大-0.08  $\phi$  /kg)



ヒーターで加熱したドップラーサンプル (約1kgの天然 $UO_2$ ) を、炉心内外に出し入れするオシレーション法

### ZPPR-9炉心のドップラー反応度実験体系

(5/16)



### ZPPR-9臨界実験のドップラー反応度の感度係数

- ・ 自己遮蔽因子 $f$ に関する感度係数の定式化により、ドップラー反応度の炉定数調整が可能となった

(6/16)

●燃焼特性に対する感度係数

必要性：(1)燃焼による効果を考慮した炉心反応度の設計精度評価  
 (2)燃焼組成・燃焼反応度損失など実機データの活用

一般化摂動理論に基づく燃焼感度解析理論

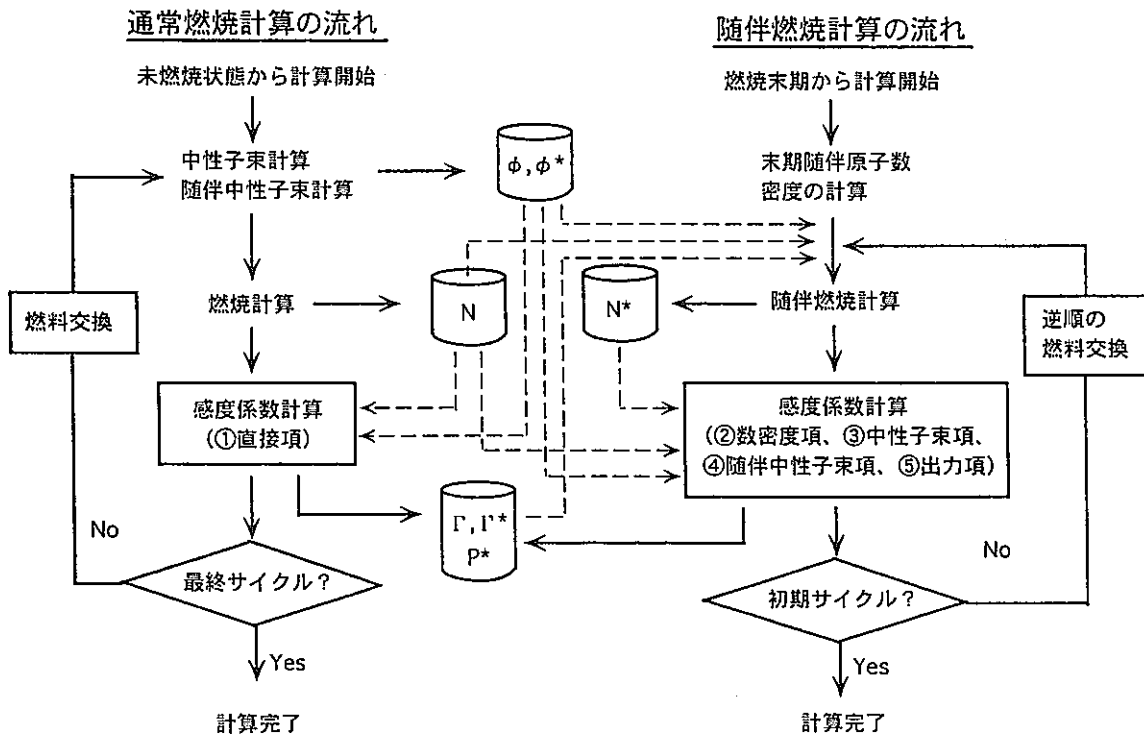
(Gandini(1975), Kalfelz(1977), Williams(1979)らによる定式化)

$$\text{全燃焼感度係数} : S(\sigma_x^g) = \frac{dR/R}{d\sigma_x^g/\sigma_x^g} = \frac{\sigma_x^g}{R} \times \{S_D + S_N + S_\phi + S_{\phi^*} + S_P\}$$

直接項：	$S_D = \sum_{i=1}^I \left[ \int_{t_i}^{t_{i+1}} dt \frac{\partial R}{\partial \sigma_x^g} \right]_{E,V}$	$B\phi_i = 0$ : 拡散方程式
数密度項：	$S_N = \sum_{i=1}^I \int_{t_i}^{t_{i+1}} dt \left[ N^* \frac{\partial M}{\partial \sigma_x^g} N \right]_{E,V}$	$\frac{\partial}{\partial t} N(t) = MN(t)$ : 燃焼方程式
中性子項：	$S_\phi = \sum_{i=1}^{I+1} \left[ \Gamma^* \frac{\partial B}{\partial \sigma_x^g} \phi_i \right]_{E,V}$	$P_i = [\kappa \sigma_f N \phi_i]_{E,V}$ : 原子炉出力
随伴中性子項：	$S_{\phi^*} = \sum_{i=1}^{I+1} \left[ \Gamma \frac{\partial B}{\partial \sigma_x^g} \phi_i^* \right]_{E,V}$	$\phi_i^*$ : 随伴中性子束
出力規格化項：	$S_P = - \sum_{i=1}^{I+1} \left[ P_i^* \frac{\partial P_i}{\partial \sigma_x^g} \right]_{E,V}$	$P_i^*$ : 随伴出力
		$N_i^*$ : 随伴数密度

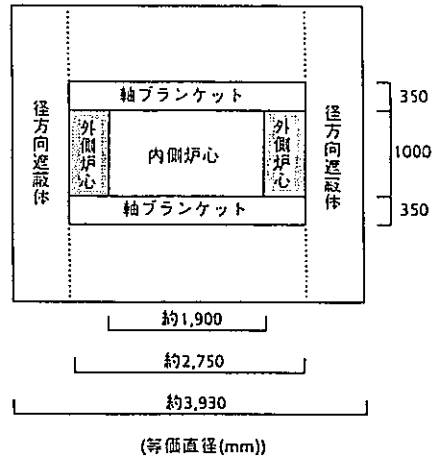
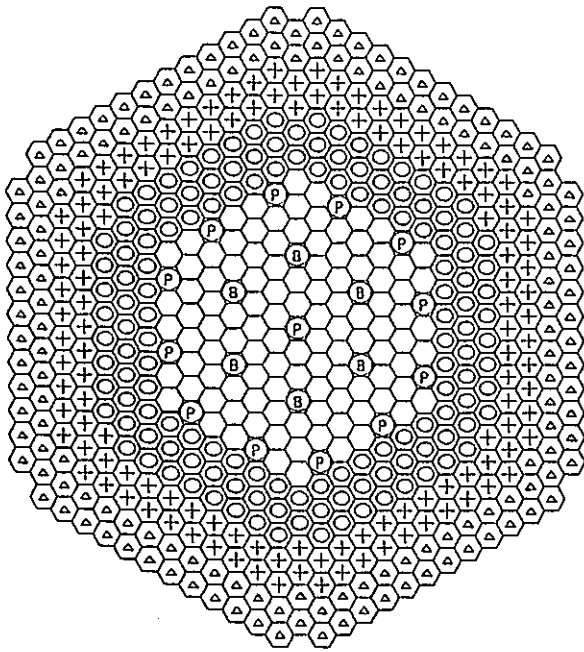
→燃焼感度解析システムの整備 (阪大、日立、動燃の共同研究)

(7/16)



燃焼特性に対する感度係数の解析フロー

→通常燃焼計算、随伴燃焼計算、それぞれ1回の計算で感度係数が算出可能

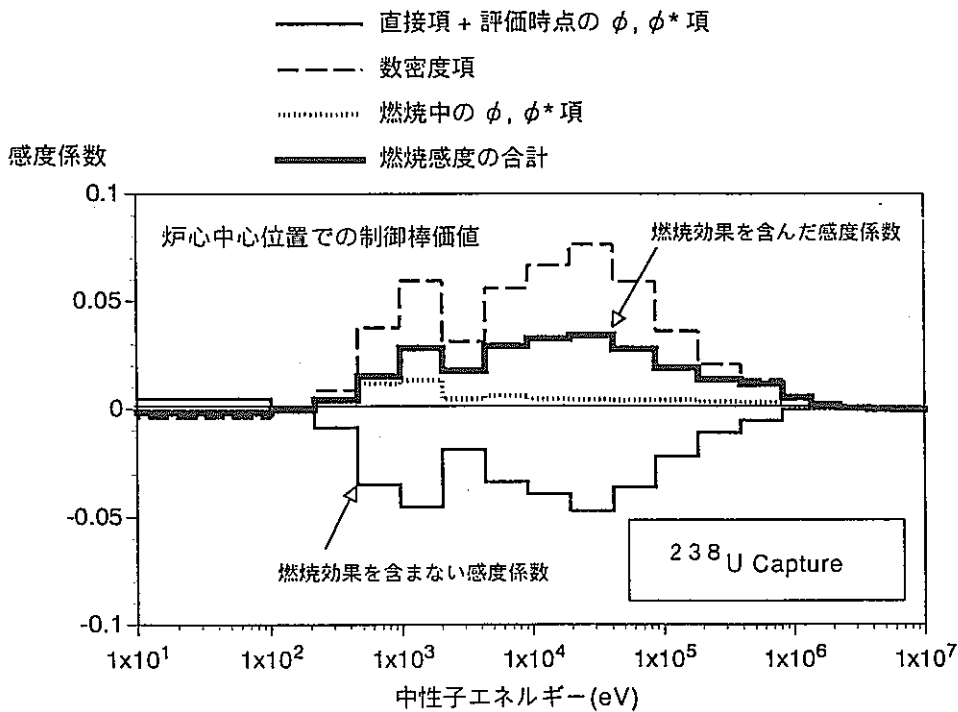


○	内側炉心	108体
⊙	外側炉心	138体
+	SUS遮蔽体	126体
△	B <sub>4</sub> C遮蔽体	150体
Ⓟ	主炉停止系制御棒	13体
Ⓟ	後備炉停止系制御棒	6体

合計 541体

## 60万kWe級FBR炉心の炉心構成

(9/16)



燃烧効果を含んだ制御棒価値の感度係数  
(60万kWe級FBR炉心、炉心中心位置、第5cycle末期)

- ・ 燃烧効果により感度係数の正負の符号が逆転  
→ 燃烧効果に敏感な反応度の存在を確認

(10/16)



## 共分散データ

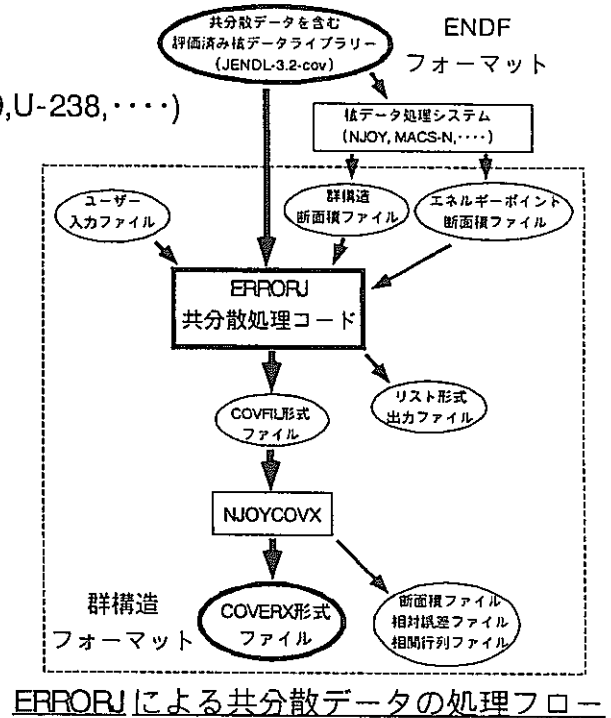
### ●共分散データの整備

- ・ 高速炉で重要な 11 核種の 1 次評価 (Pu-239, U-238, ……)
- ・ JENDL-3.2 ベースの断面積共分散データ  
→ 原研核データセンターへの委託研究

### ●共分散処理システムの整備

- ・ 上記データを感度解析による精度評価、炉定数調整による精度向上に利用するためには群構造フォーマットに変換する必要あり

→ 共分散処理システムの整備



(11/16)

## 炉定数調整による予測精度向上の検討

### ● 227 核特性による予備的な炉定数調整

・ 核特性 : 227

#### \* Na ボイド反応度

・ JUPITER 臨界実験	9
・ MOZART 実験	2
・ 高速実験炉「常陽」	1
<b>* ドップラー反応度</b>	
・ JUPITER 臨界実験	5
・ SEFOR 実験 (等温温度係数)	4

#### \* その他の核特性

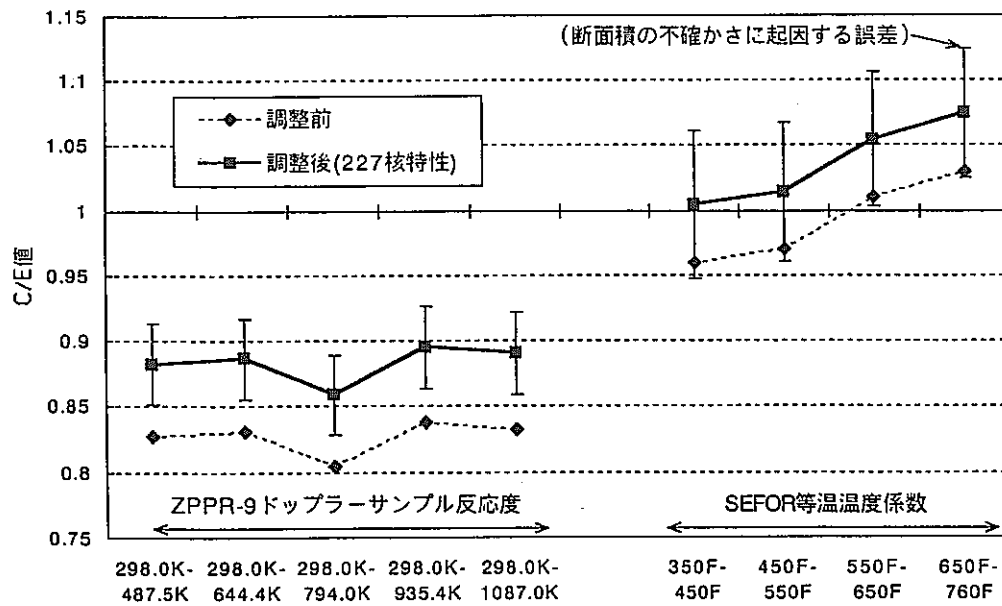
(臨界性、反応率分布、制御棒価値等)	
・ JUPITER 臨界実験	166
・ 常陽、もんじゅ	17
・ その他	23

・ 調整核種・反応 : 46

(高速炉の核特性解析で重要となる核種・反応)

- 無限希釈断面積  $\sigma$  (11 核種 + 4 核分裂生成物、核分裂、捕獲、弾性散乱、非弾性散乱)
- 散乱角方向余弦  $\mu$  (7 核種)
- 核分裂当たりの平均発生中性子数  $\nu$  (5 核種)
- 核分裂スペクトル (2 核種)
- 遅発中性子割合 (6 核種)
- 自己遮蔽因子の温度勾配 (4 核種、捕獲、核分裂)

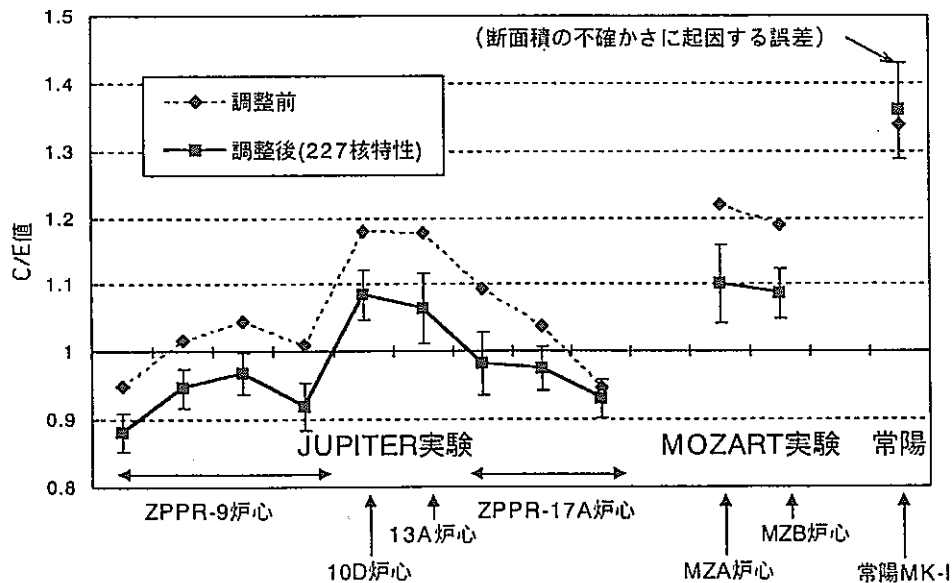
(12/16)



ドップラー反応度・等温温度係数に対する炉定数調整前後の C/E 値

- ・ ZPPR-9、SEFORともに U-238 捕獲の自己遮蔽因子の調整の寄与大  
→ 実験誤差・自己遮蔽因子共分散などに、さらなる検討の余地あり

(13/16)



Na ボイド反応度に対する炉定数調整前後の C/E 値

- ・ 全体的には、調整後の C/E 値は 0.9 ~ 1.1 の範囲であり良好
- ・ 常陽 MK-I のみ、調整後も過大評価となった。  
→ ボイド反応度の内訳に対する核種・反応毎の寄与の違い等、今後の検討が必要

(14/16)

## 成果のまとめ

- (1) ドップラー反応度の感度係数を算出するために、自己遮蔽因子の温度勾配を疑似断面積として扱う手法及びシステムを新たに開発した。
- (2) 炉心の燃焼が反応度予測精度に与える影響を検討するために、一般化摂動論を用いて燃焼感度係数を計算するシステムを整備した。
- (3) 高速炉で重要な核種の共分散データを評価し、このデータを処理して、エネルギー群構造の共分散データを作成するシステムを整備した。
- (4) JUPITER臨界実験に加え、MOZART、常陽等のデータも入れた炉定数調整を行って、核特性の予測精度向上の可能性を検討し、見通しを得た。

(15/16)

## 今後の課題

- (1) これまで整備した精度評価関連コードシステムの検証、及び微分・積分データの整備を継続する。
- (2) 整備したコードシステム及びデータ群を用いて、炉心反応度の現状予測精度を評価し、炉定数調整により予測精度向上を図った統合炉定数を整備する。

(16/16)

### 用語集

ドップラー反応度：核燃料の温度の上昇により、実効的な中性子吸収量が増えて添加される反応度のことで一般に負の値。炉心の自己制御性に関連。

Naボイド反応度：冷却材Naが気化した場合に炉心に添加される反応度のことで、通常の大規模高速炉では正の値。安全性確保上、過度の増加を防ぐ工夫が必要。

断面積共分散：核データ（断面積）の誤差。エネルギー間、核種・反応間の相関があるため共分散となる。

感度係数：断面積の単位変動量当たりの核特性の変動量（相対値）。

自己遮蔽因子：共鳴領域では中性子束が歪むことにより、実効的な反応率は温度や希釈度（バックグラウンド断面積）に依存する。これを因子として表現したもの。

無限希釈断面積：ある核種が、無限に希釈された状態での断面積。自己遮蔽因子を乗じることにより、実効断面積となる。

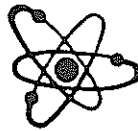
JUPITER臨界実験：米国DOEと動燃の共同研究として、ANLの臨界実験装置ZPPRを用いて行われた大規模高速増殖炉のための臨界実験。

MOZART臨界実験：英国の臨界実験装置ZEBRAを用いて行われた「もんじゅ」のモックアップ臨界実験。

SEFOR実験：米国で行われた熱出力20MW級の高速炉でのドップラー反応度測定実験。

# 高速増殖炉燃料の定常条件下での 破損限界に関する研究

-材料スエリング挙動とBDI挙動の評価-



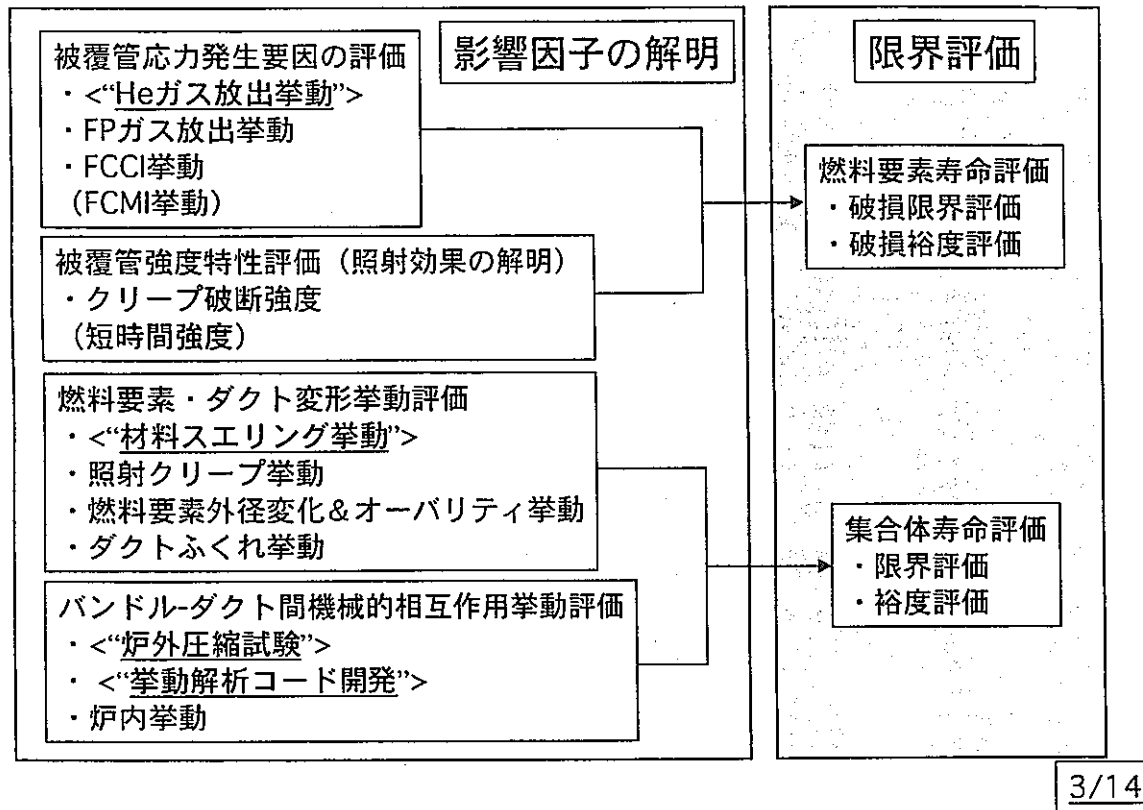
大洗工学センター システム技術開発部  
 燃料材料技術開発グループ

1/14

<b>研究目的</b>	定常条件下における燃料要素の破損限界及び集合体の寿命限界について、国内外の炉内照射及び炉外実験データを基に解明し、高速増殖炉燃料の安全評価指針、基準類の整備に資する。				
<b>研究内容とスケジュール</b>	平成8年度	平成9年度	平成10年度	平成11年度	平成12年度
イ.燃料要素破損限界評価  イ.実証炉タイプの燃料を含む多様な燃料要素の定常運転時における照射実験（破損に至る限界照射を含む）を「常陽」にて実施し、変形解析等を通して、破損限界を支配する因子の評価及び燃料仕様パラメータの破損裕度への影響を明らかにする。	「常陽」MK-II 試験燃料の照射後試験			試験結果評価	
ロ.材料強度特性試験  ロ.照射済燃料要素から採取した被覆管を用いた炉外実験を行い、高燃焼度条件下での機械的強度及び延性等に及ぼす照射効果を明らかにする。	海外照射被覆管の照射後試験			試験結果評価	
ハ.材料スエリング特性評価  ハ.炉心材料の照射試験により、高照射量までの材料のスエリング特性を評価する。	海外照射材料の評価		「常陽」照射材料の評価		
ニ.寿命限界、破損限界因子評価  ニ.イ.~ハ.に基づき、燃料要素及び集合体の破損限界、寿命限界とその支配因子を再評価し、安全評価指針、基準類の整備に資する。					

2/14

＜具体的な評価項目と研究体系＞



＜「常陽」照射燃料要素におけるHe放出挙動評価＞

燃料要素ガス内圧への影響因子

- ・ “Heガス放出”
- ・ FPガス放出
- (被覆管減肉：FCCI)

Heガス放出挙動評価

- ・ 定量分析技術の確立
- ・ 生成量評価手法の確立
- 三体核分裂
- $(n, \alpha)$  反応
- $\alpha$  崩壊
- ・ 照射条件への依存性の検討
- 観察されず
- ・ Heガス放出率を100%と仮定しても燃料要素内圧設計評価値への影響は無視できるレベル

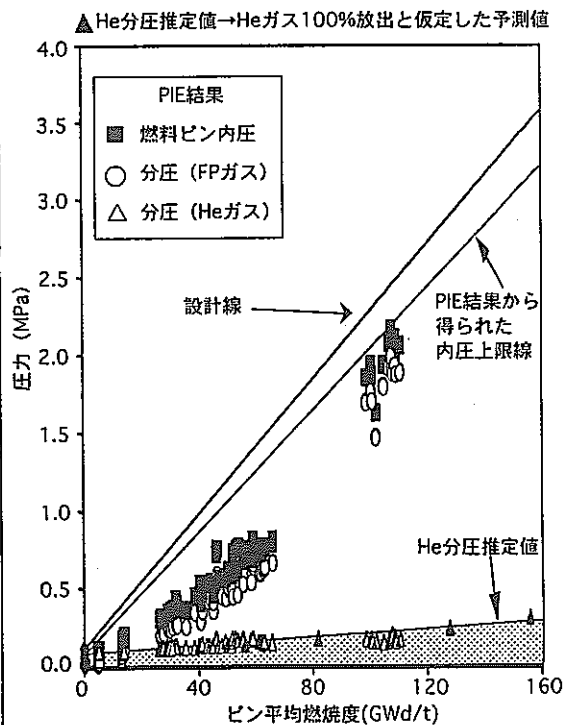
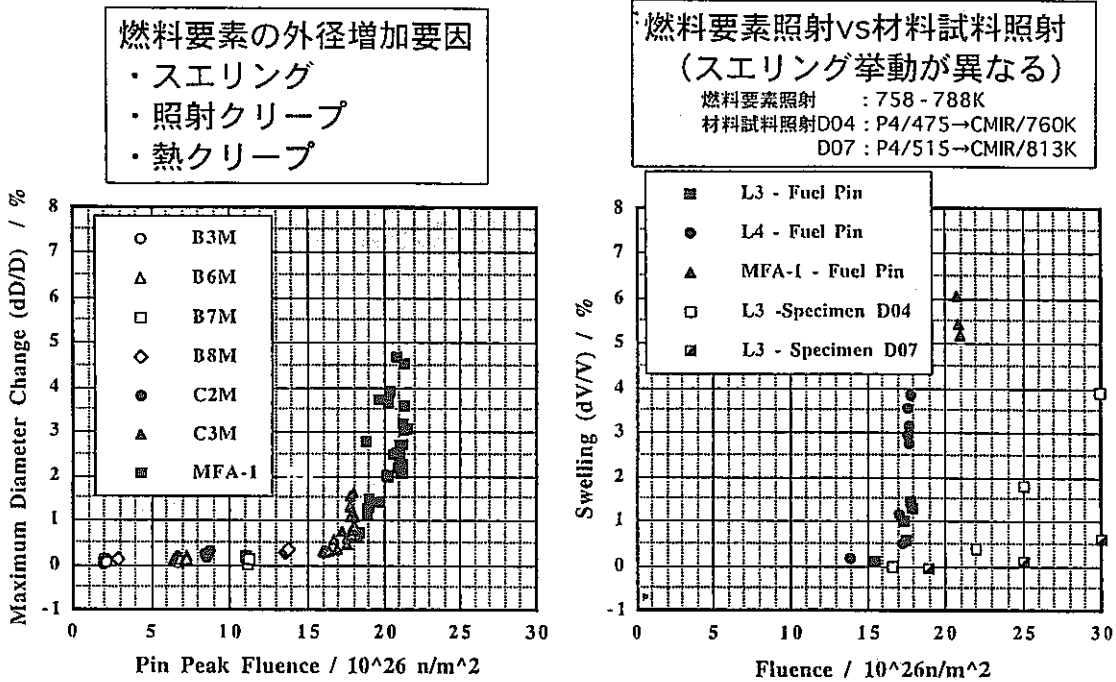


図 「常陽」照射燃料要素におけるHe放出による燃料要素内圧への影響

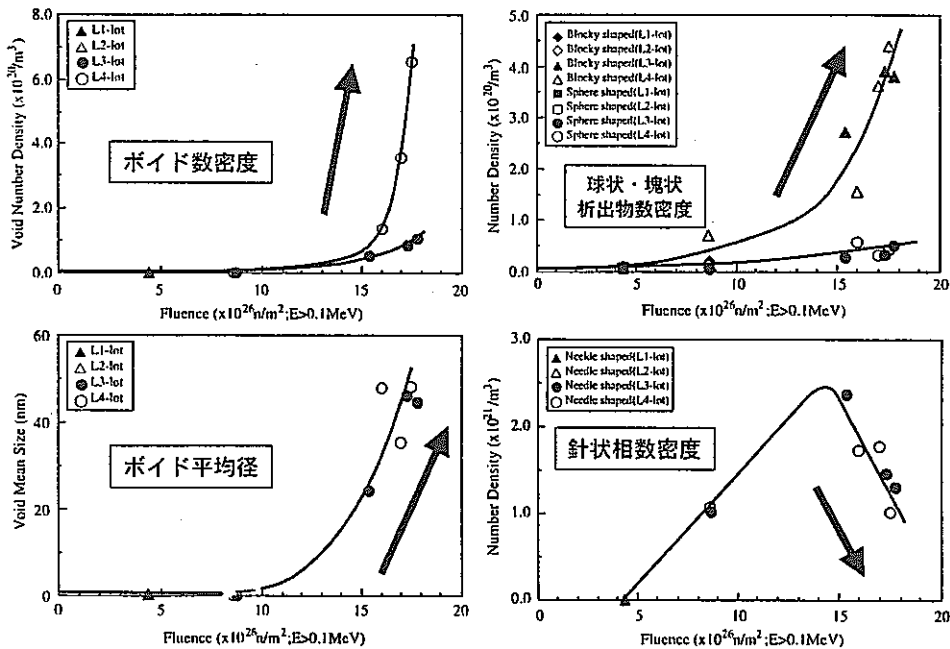
### <SUS316相当鋼のスエリング挙動の解明>



“Fluence”は高速中性子照射量を指す (E>0.1MeV)

5/14

### <スエリング発生と析出物形態の変化：その1>

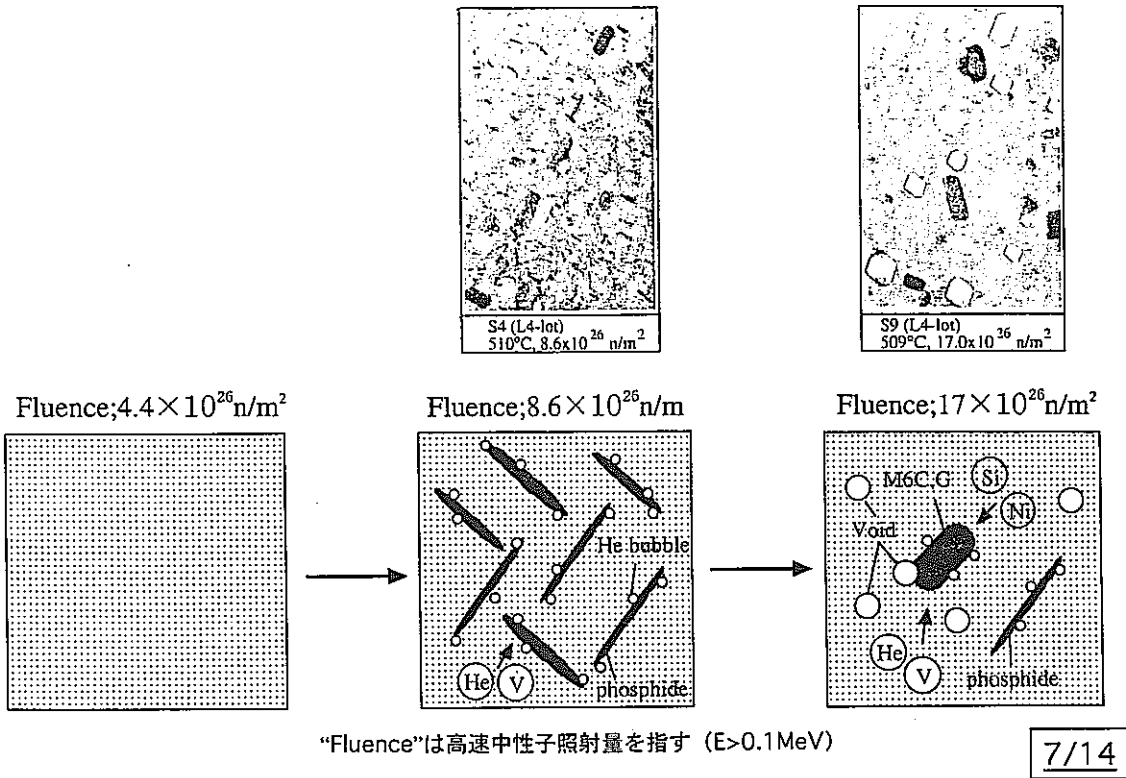


“Fluence”は高速中性子照射量を指す (E>0.1MeV)

Lot.No.	C/wt%	B/wt%	P/wt%	Si/wt%	Ni/wt%	Cr/wt%	Mo/wt%	Mn/wt%	N/wt%	Ti/wt%	Nb+Ta/wt%	V/wt%	Fe/wt%	溶体化処理条件	冷間加工度%
L1	0.053	0.0035	0.030	0.82	13.90	16.31	2.56	1.75	0.0050	0.098	0.071	<0.01	Bal.	1358K×60sec	19.2
L2	0.053	0.0030	0.033	0.79	13.81	16.40	2.52	1.85	0.0030	0.083	0.084	0.01	Bal.	1353K×120sec	20.0
L3	0.048	0.0044	0.031	0.93	13.81	16.60	2.51	1.78	0.0075	0.098	0.073	0.002	Bal.	1358K×60sec	19.0
L4	0.041	0.0030	0.025	0.76	13.45	16.50	2.34	1.71	0.0050	0.070	0.046	<0.01	Bal.	1313K×120sec	20.0

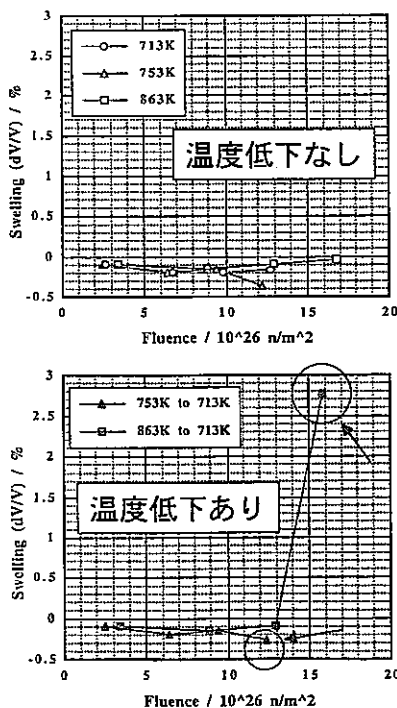
6/14

### ＜スエリング発生と析出物形態の変化：その2＞

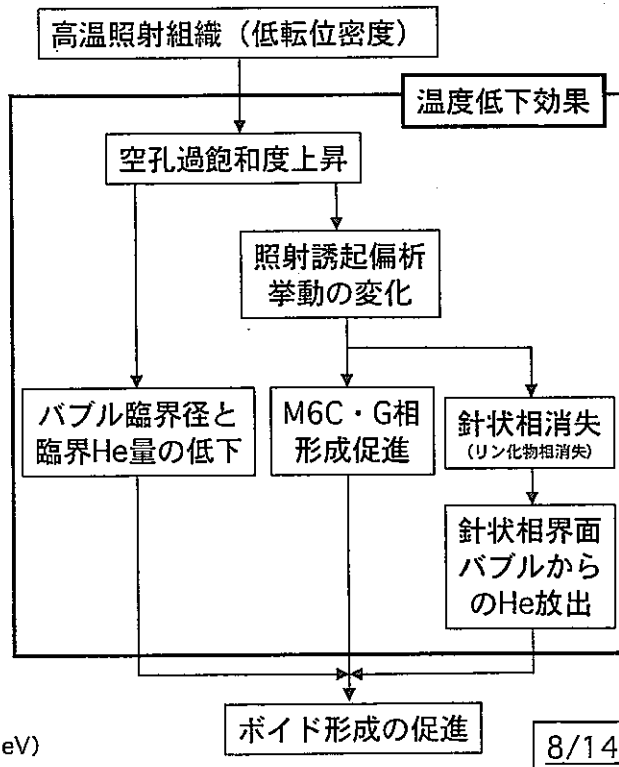


### ＜SUS316相当鋼のスエリング挙動に及ぼす温度低下の効果＞

(実機燃料要素の燃焼にともなう被覆管温度漸減現象に着目)

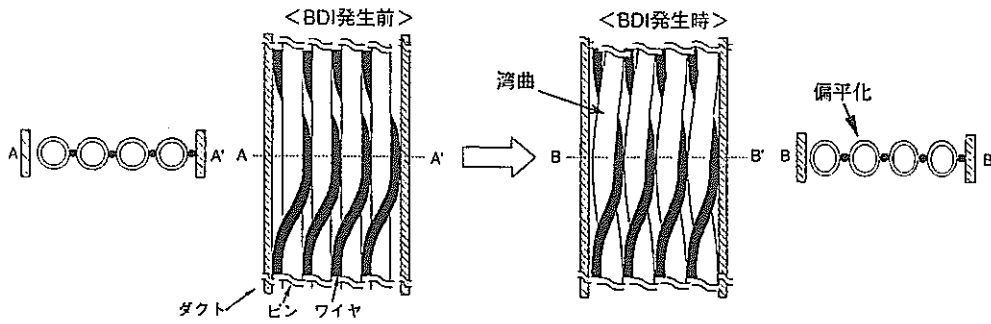


“Fluence”は高速中性子照射量を指す (E>0.1MeV)

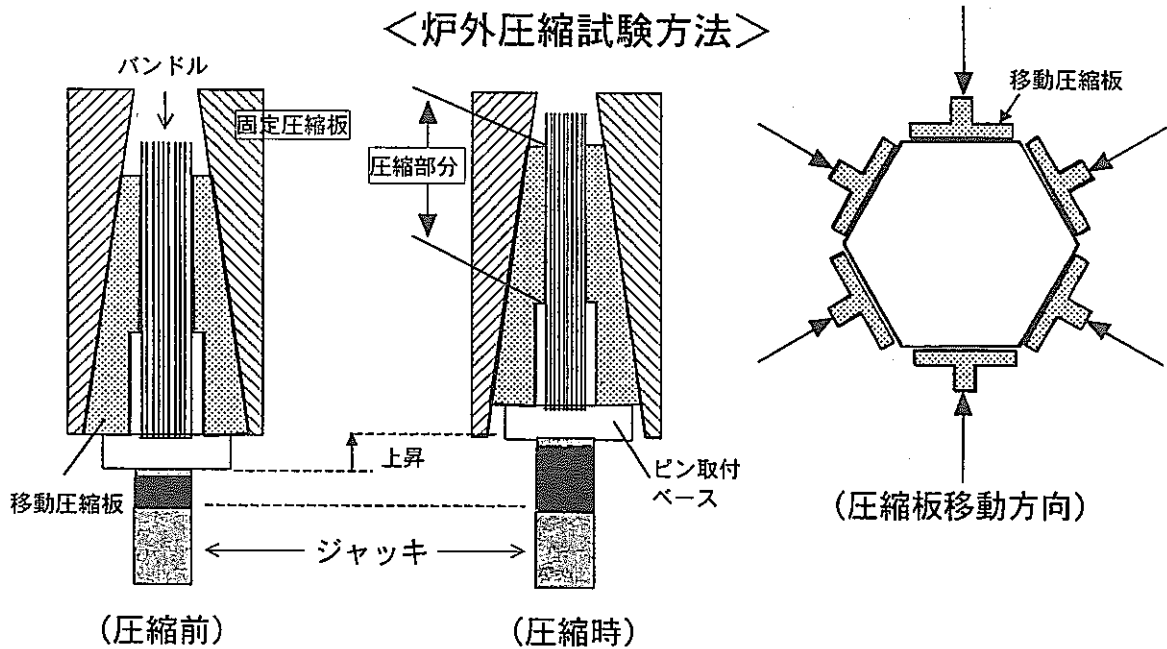




## ＜バンドルダクト間機械的相互作用挙動評価＞ (Bundle-Duct-Interaction挙動：BDI挙動と略称)



- |  |             |
|--|-------------|
| <p><b>1. 原因</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高燃焼度化による集合体構成材料のスエリング</li> <li>・バンドル膨れ＞ダクト膨れ</li> </ul> <p><b>2. 集合体寿命への影響</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・バンドル湾曲 → 被覆管の過熱、接触荷重の増大等の可能性</li> </ul> <p><b>3. 高燃焼度大型集合体の照射試験データ：希少</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉外模擬試験（高燃焼度模擬炉外圧縮試験）</li> <li>・挙動解析コード開発</li> </ul> | <p>9/14</p> |
|--|-------------|

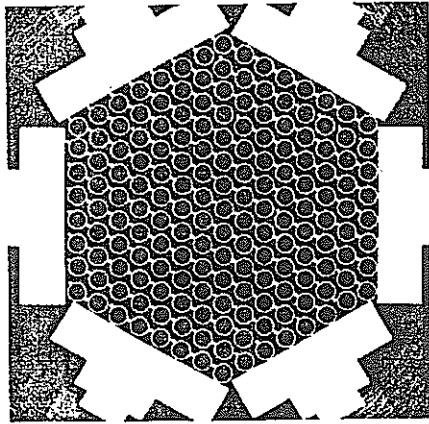


	バンドルA：平板	バンドルA：凹板	バンドルB：凹板
要素本数	169	169	217
要素外径	6.50mm	6.50mm	6.55mm
ワイヤ径	1.32mm	1.32mm	1.15mm
ワイヤピッチ	307mm	307mm	150mm

### <炉外圧縮試験結果の評価>

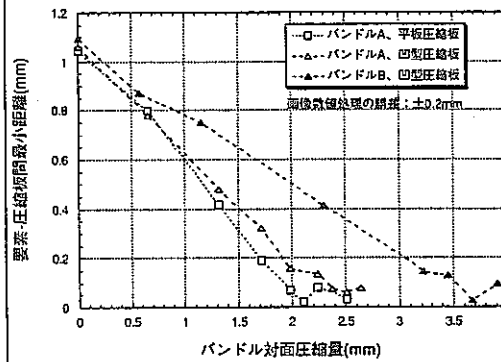
#### X線CT画像の数値化処理

- ・ 正方面素：0.3mmピッチ
- ・ 2次元座標位置
- ・ 画素強度
- 要素-圧縮板間距離の算出 (誤差±0.2mm)
- 試験後の要素外径測定
- 偏平化量 (つぶれ量) の実測



#### 要素-圧縮板間距離の変化挙動

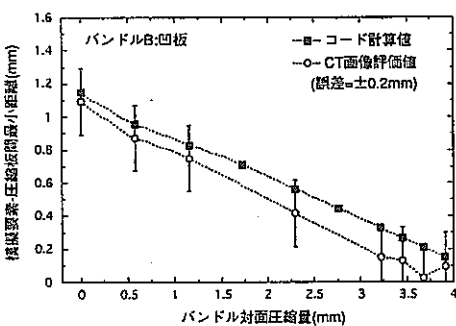
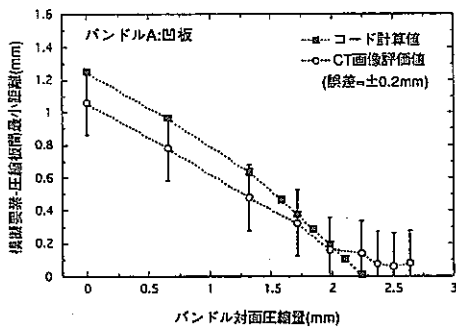
- ・ 圧縮量にともなう単調減少
- ・ 圧縮量 > 距離減少量
- 要素湾曲 + “要素偏平化”
- ・ ワイヤピッチ効果
- 湾曲剛性変化
- “要素偏平化”効果の変化



圧縮量の増加に伴う要素-圧縮板距離の減少

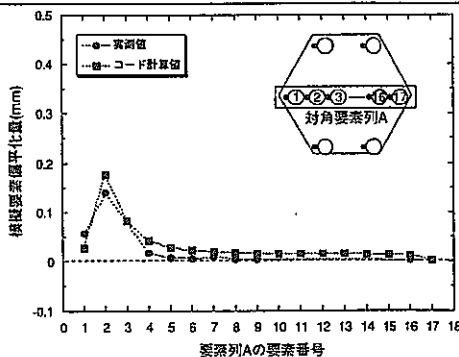
11/14

### <挙動解析コードの開発>



#### 挙動解析コード

- ・ 名称：「BAMBOO」
- ・ 3次元有限要素法
- 炉外圧縮試験結果による検証
- ・ 要素-ダクト間距離の解析機能
- 良好
- ・ 要素偏平化量の解析機能
- 良好



12/14

## <成果のまとめ>

1. 「常陽」照射燃料要素におけるHe放出挙動評価
  - ・燃料要素内圧の設計評価値に及ぼすHeガス放出挙動の影響は、無視できるレベルであることを明らかにした。
2. SUS316相当鋼のスエリング挙動の解明
  - ・スエリングポイドの発生と成長は、転位と析出物の存在形態の変化と密接な関係があることを明らかにした。
  - ・実機使用環境における温度変動は、空孔等の点欠陥の生成消滅挙動、さらには照射誘起偏析挙動等を変化させ、スエリング挙動に影響している可能性が強いことを明らかにした。
3. バンドル-ダクト間機械的相互作用挙動評価 (BDI挙動評価)
  - ・大型集合体の高燃焼度状態を模擬した炉外圧縮試験を行った。
  - ・被覆管の扁平化現象はBDI挙動の緩和に効果があり、BDI挙動の評価指標として利用できることを明らかにした。
  - ・開発中の挙動解析コード「BAMBOO」は、炉外圧縮試験における燃料要素-ダクト (圧縮板) 間距離の変化を精度よく予測解析できることを確認した。

13/14

## <今後の課題>

1. 燃料要素・ラッパ管変形挙動評価
  - ・材料スエリング挙動の解明 (継続)  
(照射クリープ変形挙動を含む)
  - ・材料スエリング挙動の定式化
2. バンドル-ダクト間機械的相互作用挙動評価
  - ・「Phenix」高燃焼度集合体照射試験データの利用
  - ・挙動解析コードの照射変形解析機能の検証
3. 集合体の評価
  - ・「1.」「2.」に基づく集合体寿命限界と裕度評価
4. 燃料要素の評価
  - ・影響因子の評価
  - ・破損限界と裕度評価

14/14

## 用語集

空孔：点欠陥の一種であり、原子が欠落した結晶格子点を指す。

照射誘起偏析：点欠陥と溶質原子との結合速度や拡散係数の違いによって点欠陥シンク周辺で溶質原子の分配による濃度変化が生じる現象を指す。特に、照射損傷によって熱的な平衡条件を超えて点欠陥が生成される状態で顕著に現われる偏析現象を指す。

バブル臨界径：He を含む小さな空孔集合体をバブルと呼び、空孔を吸収してマトリックス内に安定に存在できるポイドに成長可能な径を臨界径という。

M6C 相：金属と炭素が 6 対 1 の割合で結合した炭化物を指す。SUS316 相当鋼では、金属元素としては Nb、Ti、Mo が支配的であり、Si、Ni を含む。

G 相：金属と炭素が 1 対 1 の割合で結合した炭化物を指す。SUS316 相当鋼では、M6C 相と比較して大量の Si、Ni を含む。

針状相：鉄とリンを主成分とした化合物であり、「松の葉」のような針状の形状をしていることに由来して称される。

第11回 安全研究成果発表会  
平成11年12月15日  
サイクル機構 大洗工学センター

# 「常陽」を用いた高速増殖炉 安全特性試験の実施に関する研究

～フィードバック反応度の評価精度向上のための検討～

大洗工学センター 実験炉部 技術課  
吉田 昌宏

## I 研究の目的

- 高速増殖炉の固有安全性の実証
- 過渡時の炉心・プラント動特性解析手法の検証

### 実 施 項 目

- (1) フィードバック反応度の評価精度の向上
- (2) プラント動特性解析コードの検証・整備
- (3) 燃料挙動、炉心湾曲挙動に関する検討
- (4) 「常陽」における安全特性試験計画の策定
- (5) SASSの有効性検討

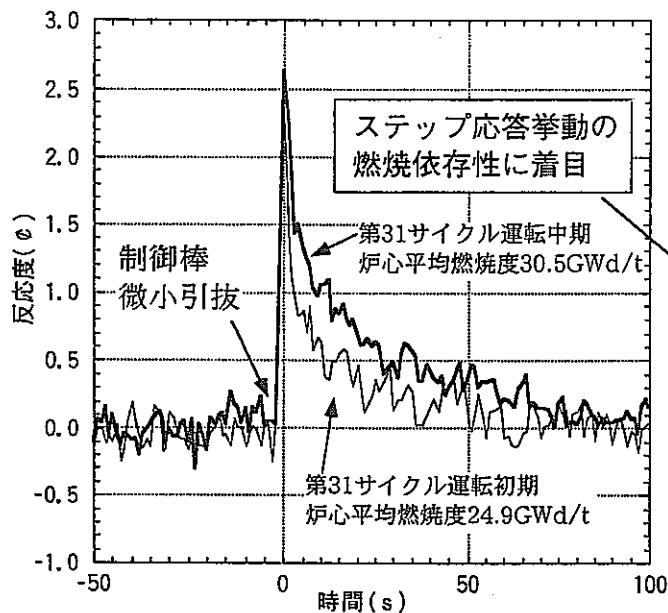
## II これまでの成果（H8年度～H9年度）

- MK-III炉心のATWS（ULOF, UTOP）模擬試験予備解析
  - 反応度フィードバックへの寄与、不確かさから燃料膨張反応度、炉心湾曲反応度を重点項目として摘出
- フィードバック反応度の評価精度の向上
  - 反応度成分分離を目的としたMK-II運転データ分析  
炉心湾曲計算方法の整備・検証
- プラント動特性解析コード”Mimir-N2”の整備・検証
- 超音波技術を用いた炉心湾曲形状測定方法の検討
  - MK-III用集合体頂部変位測定装置の概念設計終了

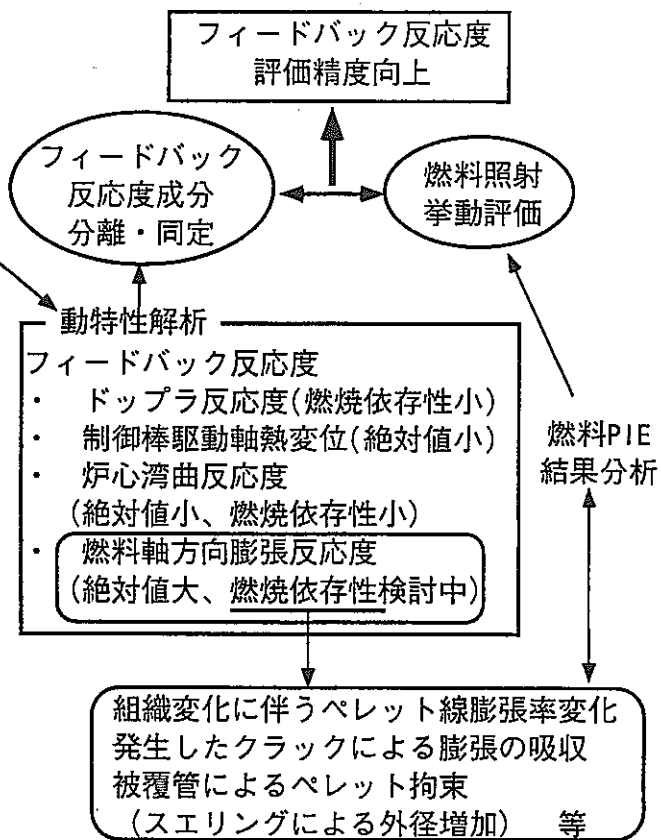
## III H10年度の成果

1. フィードバック反応度の評価精度の向上  
プラント動特性解析コード”Mimir-N2”の整備・検証  
～ 燃料膨張反応度の燃焼依存性の検討 ～  
”Mimir-N2”によるMK-II炉心のステップ応答解析
2. 燃料挙動、炉心湾曲挙動に関する検討  
～ 炉心湾曲反応度計算コードの作成 ～  
詳細な運転履歴を考慮した湾曲解析  
3次元湾曲解析コード”ARCHCOM”の作成

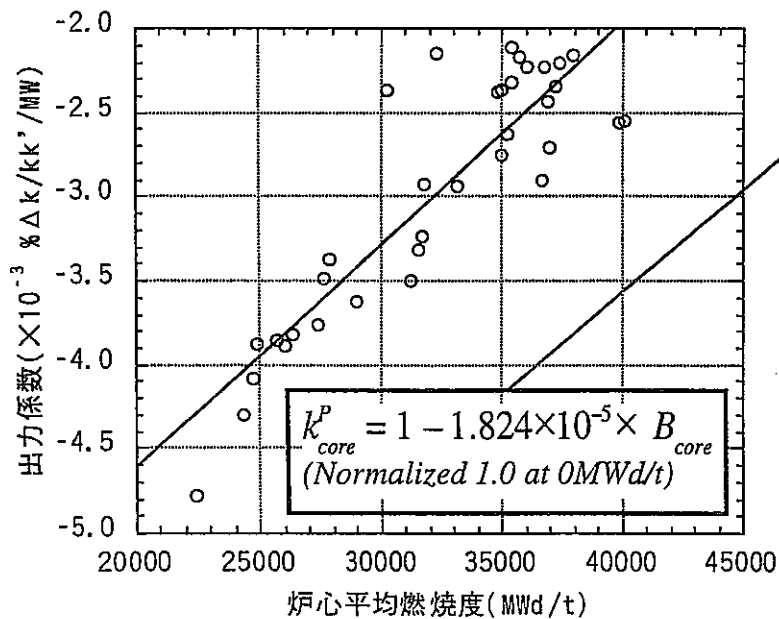
## 燃料膨張反応度の燃焼依存性の検討



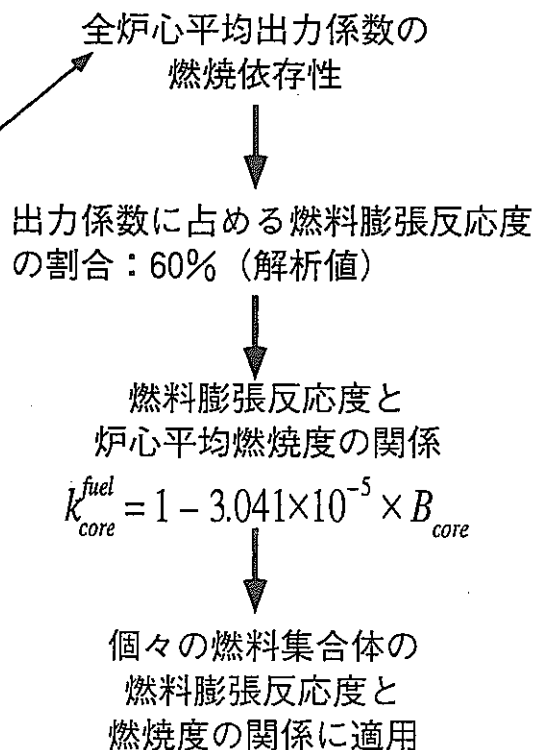
MK-II炉心ステップ応答試験結果



## 実測データに基づく燃料膨張反応度への燃焼依存性の考慮



MK-II炉心の全炉心平均出力係数と炉心平均燃焼度の関係



## 「常陽」プラント動特性解析コード：“Mimir-N2”の概要

全プラント（炉心、一次冷却系、二次冷却系）モデル化  
熱流力計算（定常、非定常）

炉内冷却材流量配分： フローネットワーク解析

一次元非圧縮性流体モデル

炉心部計算モデル（一点炉近似動特性解析）

フィードバック反応度

ドップラ反応度

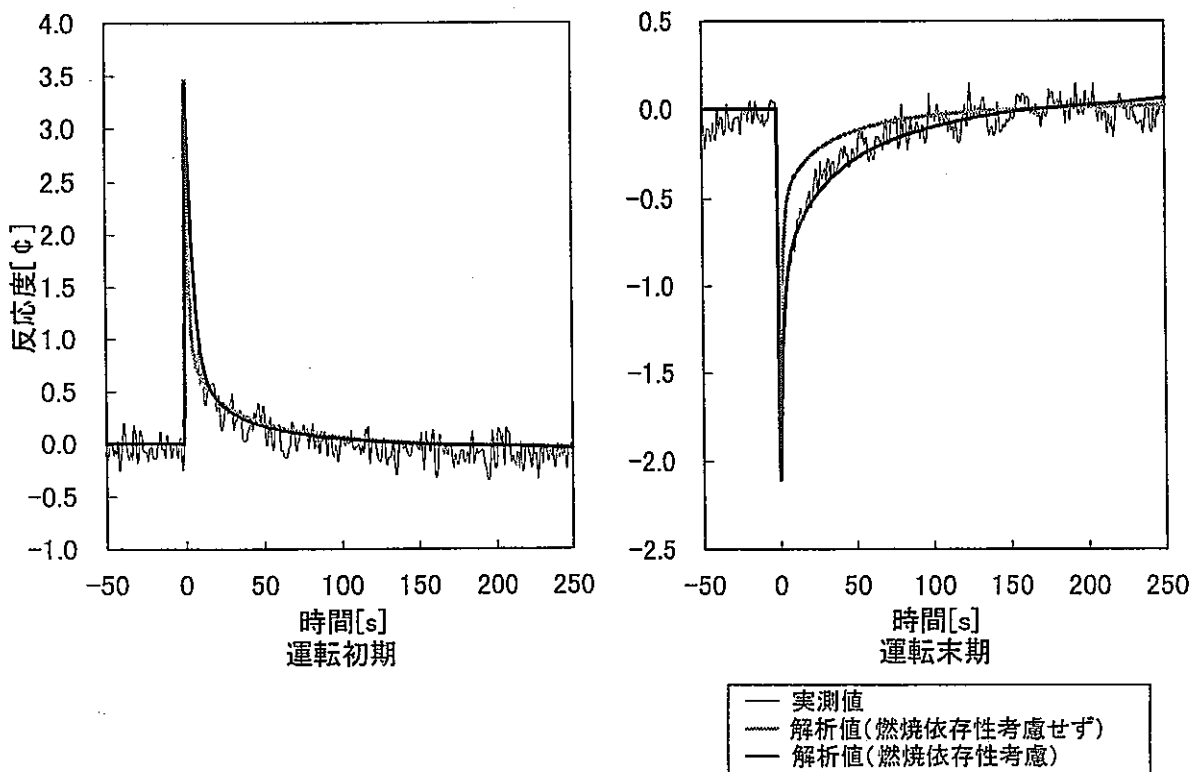
燃料膨張反応度 ← 燃焼依存性考慮

冷却材膨張反応度

構造材膨張反応度

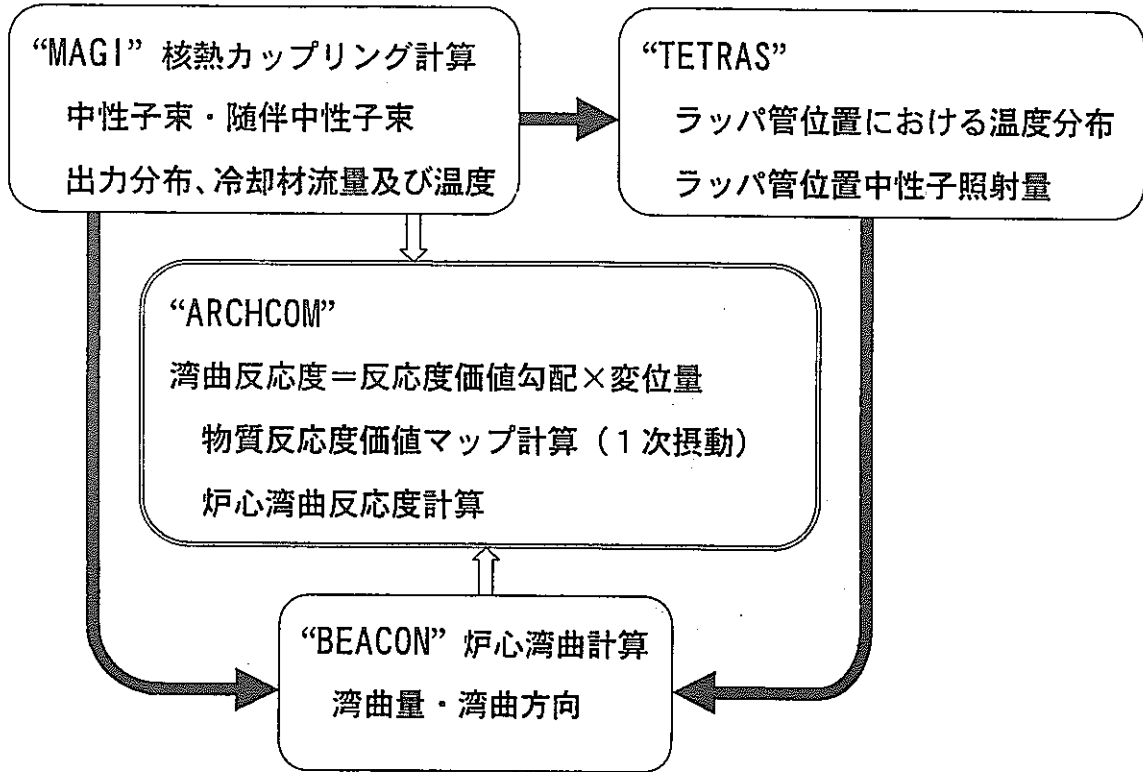
炉心支持板膨張反応度

### “Mimir-N2”によるステップ応答解析と実測の比較

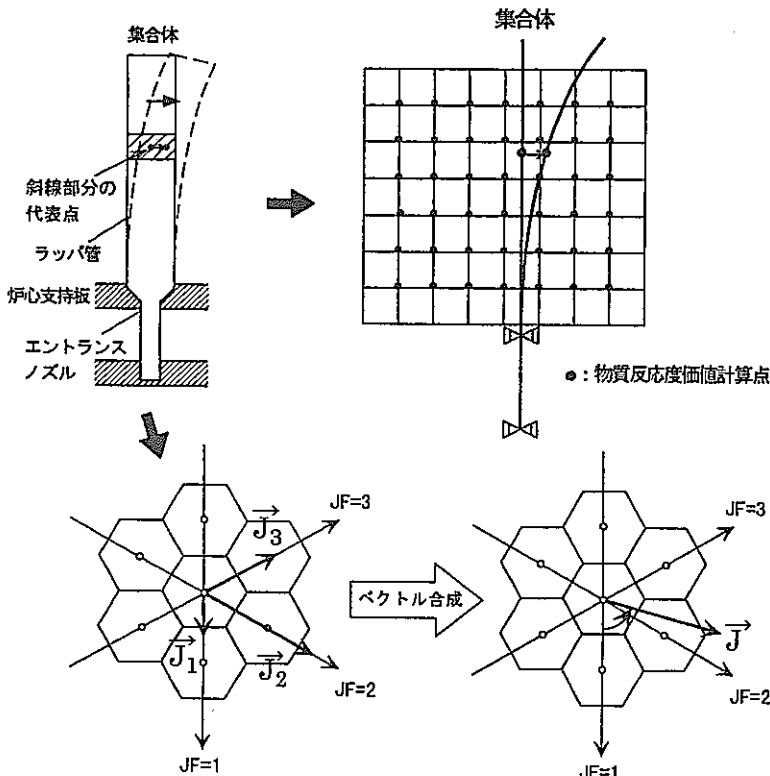




## 「常陽」MK-II 炉心用湾曲反応度解析ツールの整備



### 湾曲反応度の算出法



物質反応度価値勾配ベクトルの作成

### 従来方法

湾曲反応度  
 $=$  物質反応度価値微分係数  $\times$  径方向変位置  
 (PERKY、2次元RZ計算)

⇒ 制御棒や照射リグ等の非均質な領域については、均質な領域（炉心燃料等）から外挿。

### ARCHCOM

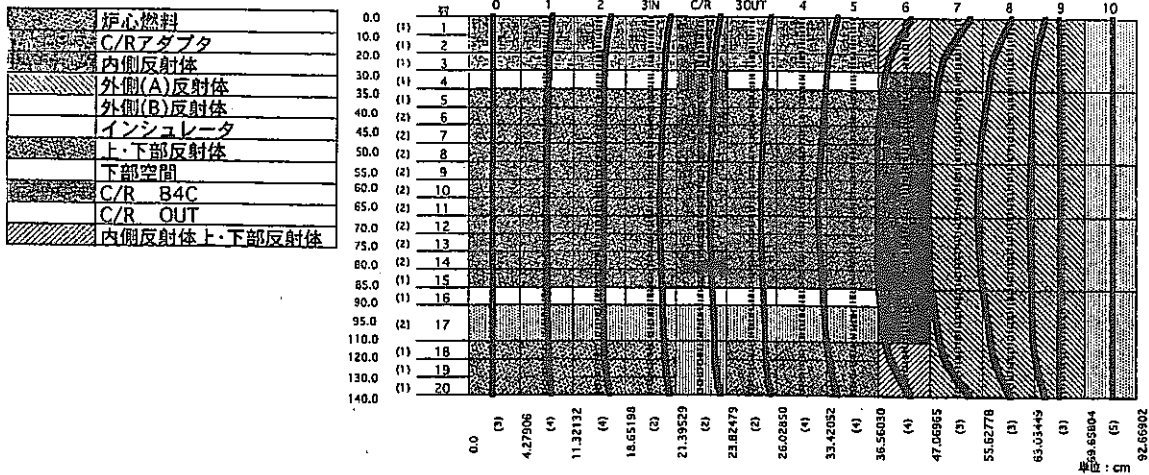
湾曲反応度  
 $=$  物質反応度勾配ベクトル  $\cdot$  湾曲変位ベクトル

物質反応度価値マップ  
 ・3次元Hex-Z体系

⇒ 集合体の変位置を3次元のまま取り扱う。制御棒や照射リグ等の非均質な領域を正確に取扱う。

## “ARCHCOM”検証計算

- ・均質体系（非均質領域を極力排除）
- ・半径方向のみの仮想的な湾曲を想定



検証計算の湾曲形状（2次元 RZ 体系）

	PERKY (2次元 RZ)	ARCHCOM (3次元)
湾曲反応度 [%Δk/k <sup>2</sup> ]	-0.86	-0.93

### IV ま と め

- ～ 燃料膨張反応度の燃焼依存性の検討 ～
  - ・ ステップ応答の燃焼依存性に着目し、フィードバック反応度の評価精度向上に資する情報を蓄積。
  - ・ ”Mimir-N2”の反応度計算部分を整備・検証
- ～ 炉心湾曲反応度計算コードの作成 ～
  - ・ 詳細な炉心構成要素照射・交換履歴を考慮した炉心湾曲計算とそれに基づく湾曲反応度計算に必要なツールを作成。

## V 今後の予定

- 移行炉心、MK-III初期炉心における出力係数の測定  
→ 燃焼依存性データ蓄積
- 燃焼依存性メカニズムの検討（PIEデータとの整合）
- 出力変更時の出力係数データと”AURORA”の比較
- ”Mimir-N2”整備 冷却系計算モデルの検証  
出力変動時の湾曲反応度計算結果反映
- 「常陽」における安全特性試験計画の策定

## 用語

ATWS	Anticipated Transient Without Scram 異常な過渡変化時スクラム失敗
UTOP	Unprotected Transient Over Power 制御棒異常引抜き時スクラム失敗
ULOF	Unprotected Loss of Flow 一次冷却材流量喪失時スクラム失敗
燃料膨張 反応度	燃料ペレットが軸方向に熱膨張／収縮した時の燃料密度変化に起因する反応度
ステップ 応答試験	制御棒操作等により炉心にステップ状の外乱を与えた時のプラント制御性を測定する試験
出力係数	単位出力変化あたりの反応度変化
”MAGI”	MK-II 炉心管理計算コードシステム。全炉心の核熱流力計算（核：3D-Hex-Z、7群拡散）
”TETRAS”	ラッパ管群温度計算コード、ラッパ管温度、照射量評価
”BEACON”	高速炉用炉心湾曲解析コード、真直ビームモデル、スエリング・熱クリーブ考慮

## 過渡伝熱流動現象評価に関する研究

～ 流体 - 構造熱的連成実験結果によるサーマルストライピング解析コードの検証 ～

大洗工学センターシステム技術開発部  
熱流体技術開発グループ

村松 壽晴

1

### [ 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。

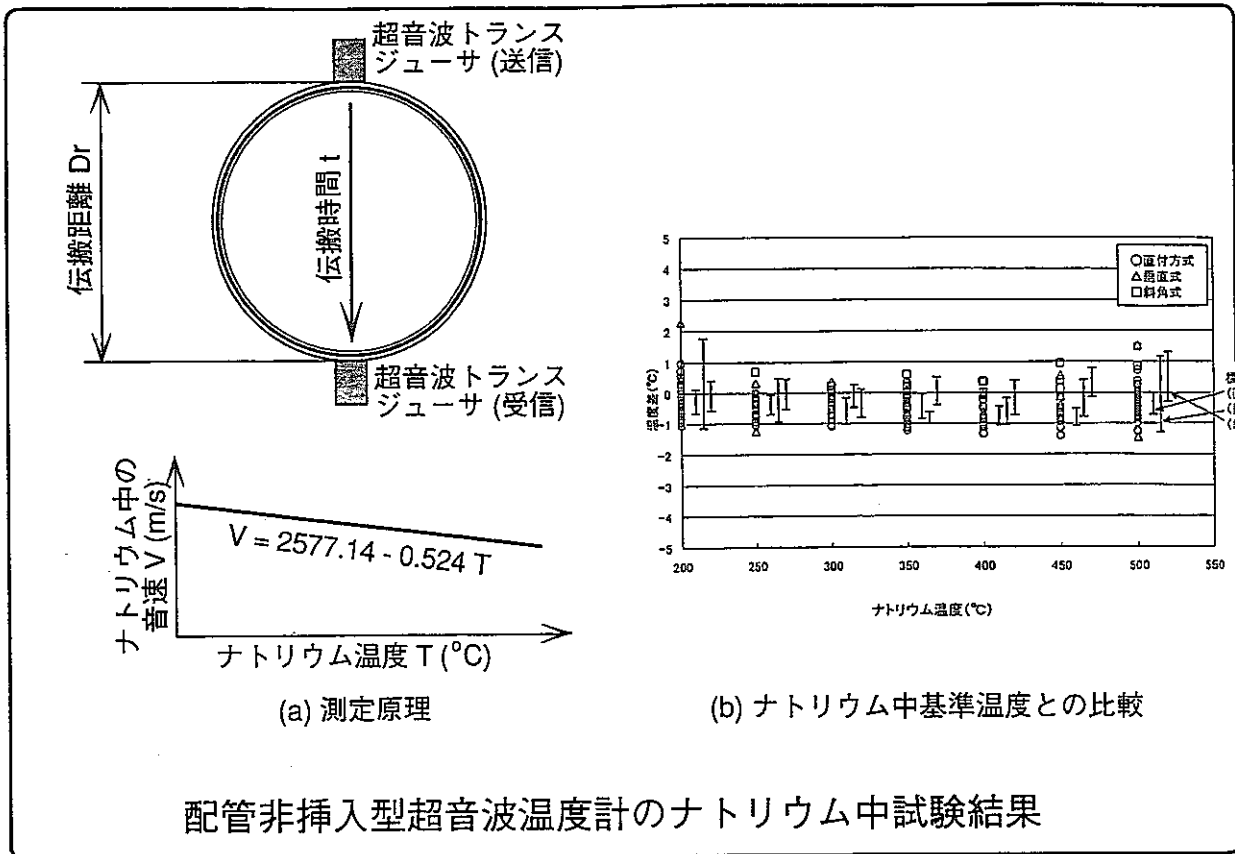
→ システムの安全性評価と安全裕度の適正化

### [ 研究内容 ]

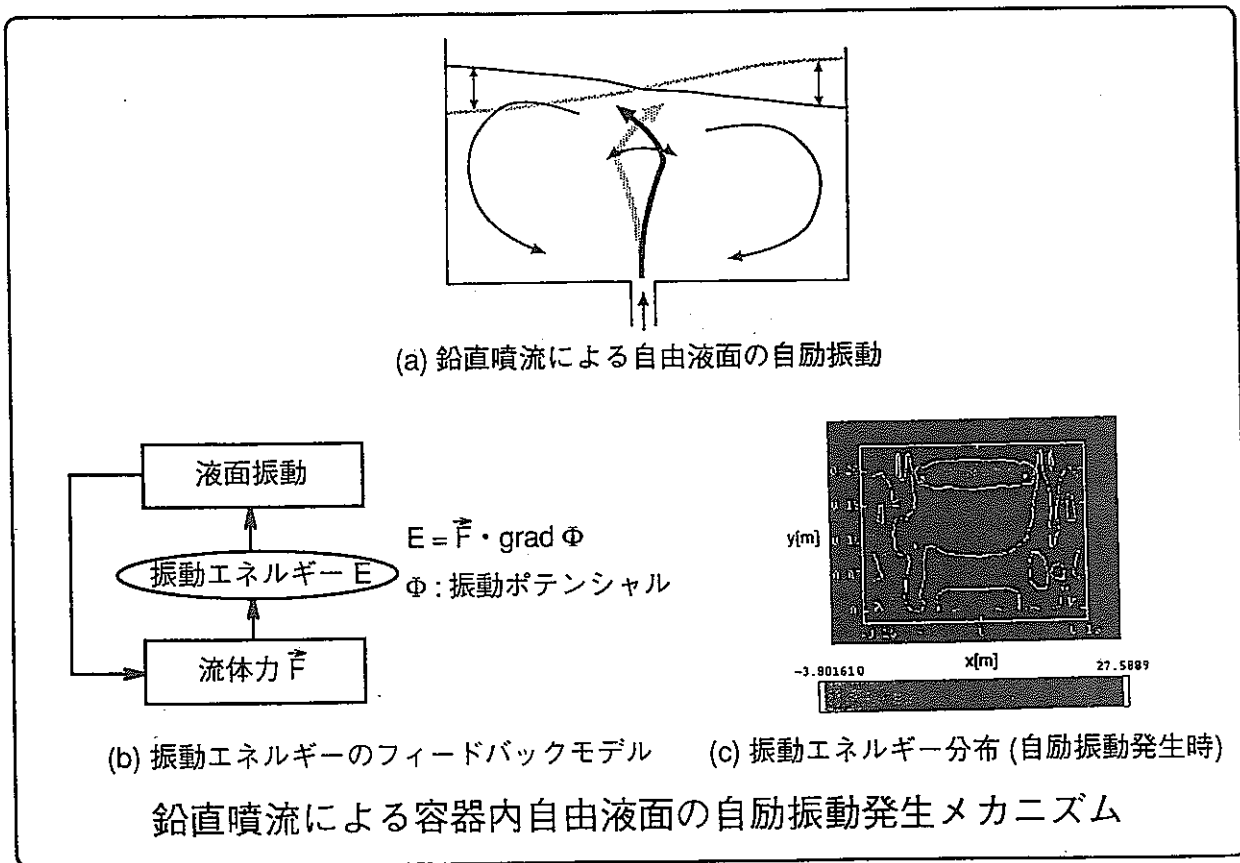
- イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備 (大学での基礎研究成果等の活用)
- ロ. 流力振動等の解析手法の高度化 (大学での基礎研究成果等の活用)
- ハ. 解析コードによる安全裕度適正化手順の検討
  - (1) 安全裕度適正化手順 : 合理的な設計、安全性向上
  - (2) 解析手法検証手順 : 手法の確立、オーソライズ
  - (3) 解析コード信頼性評価手順 : 安全性評価における不確定幅の定量化

	平成 8 年度	平成 9 年度	平成 10 年度	平成 11 年度	平成 12 年度
イ. 熱過渡に対する安全裕度 適正化手法の開発・整備	モデル構築		検証解析		適用評価
		Na 中計測技術開発		要素試験・改良	性能評価
ロ. 流力振動等の解析手法の 高度化	モデル構築			検証解析	
ハ. 解析コードによる安全裕 度適正化手順の検討		解析手法検証 / 安全裕度適正化手順検討			

2



3



4

### 流体 - 構造熱的連成解析コードに対する検証状況

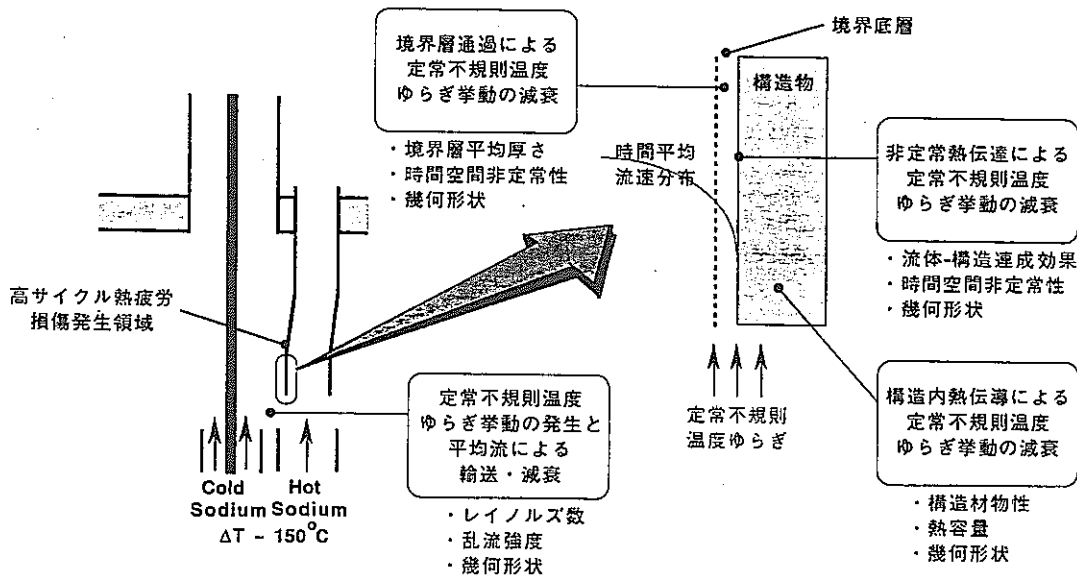
	解析コード	開発	検証 (単体)	検証 (システム)	実験実施状況		実プラント挙動の 評価事例
					終了	実施中	
高周波温度 ゆらぎ成分 (乱流混合)	AQUA DINUS-3			With DINUS-3 With BEMSET	○		炉上部燃焼領域 配管T字継手領域
低周波温度 ゆらぎ成分 (流動不安定性)	AQUA DINUS-3					○	
境界層温度 ゆらぎ減衰特性	DINUS-3			With BEMSET	○		「もんじゅ」炉上部燃焼領域 「もんじゅ」配管T字継手領域 配管T字継手領域
熱伝達過渡特性	THEMIS BEMSET			With DINUS-3		(計画中)	
き裂発生条件	FINAS					○	体国「フエニックス」
き裂進展特性	CANIS					○	
総合評価	all		X	X			

5

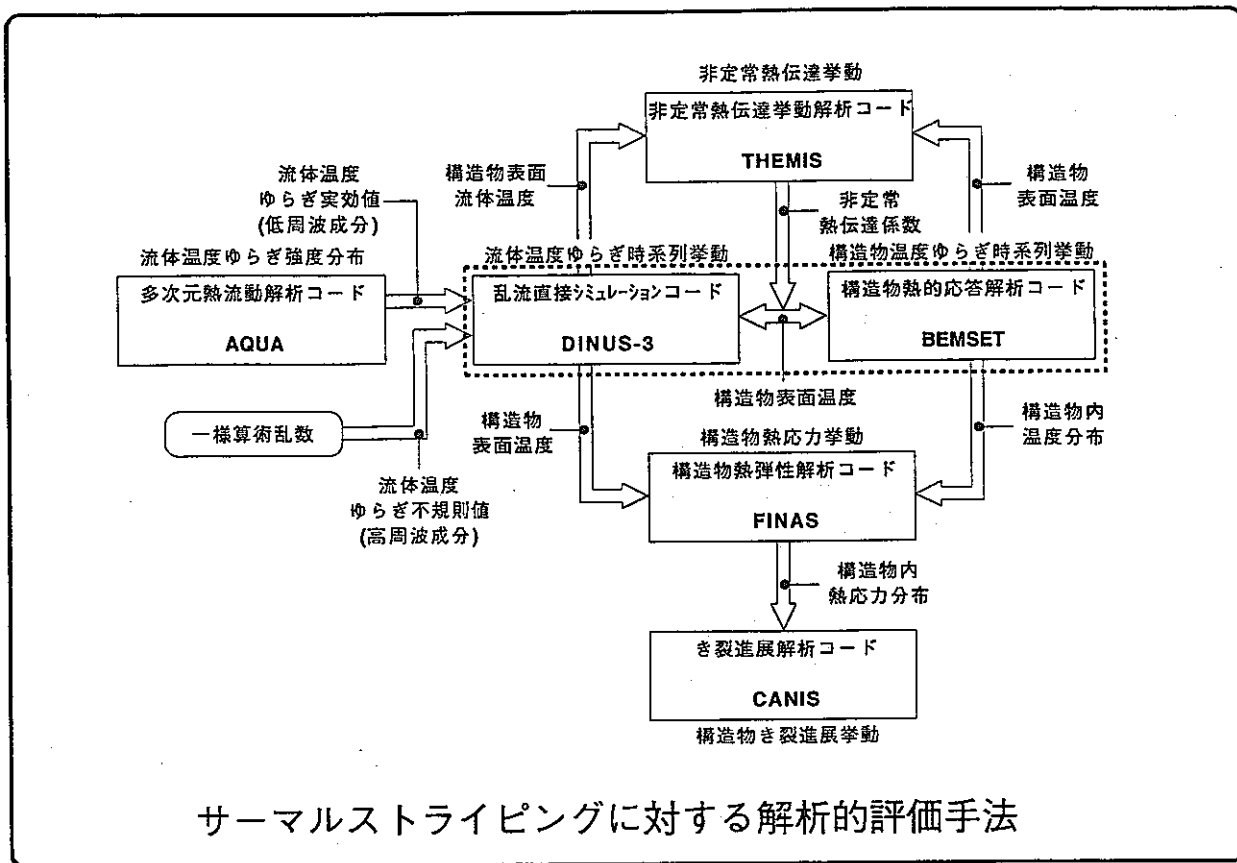
### 一 数値解析によるサーマルストライピング評価一

#### [目的]

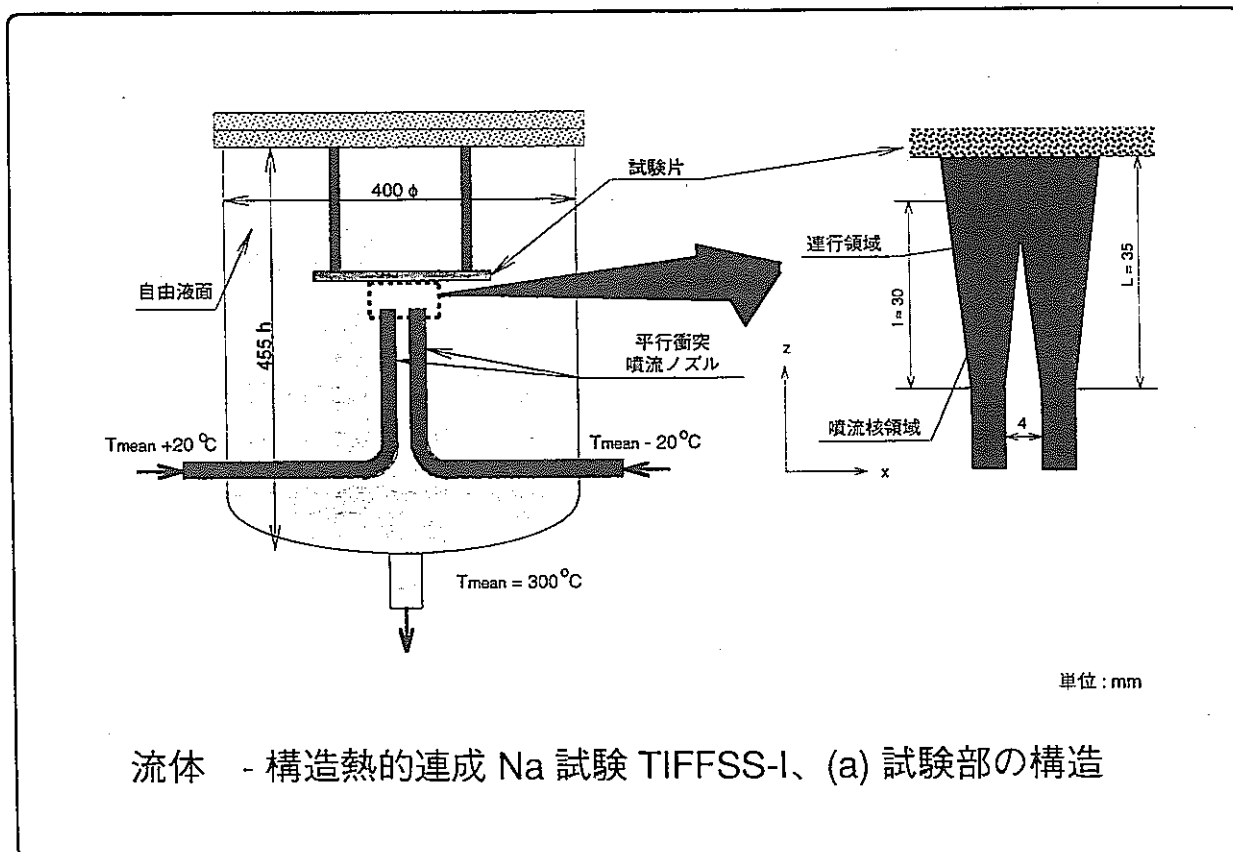
数多くの熱流動パラメータに支配されるサーマルストライピング現象に対し、数値解析手法を用いた機構論的な評価により、従来、保守的に設定されていた安全裕度の適正化に資する。



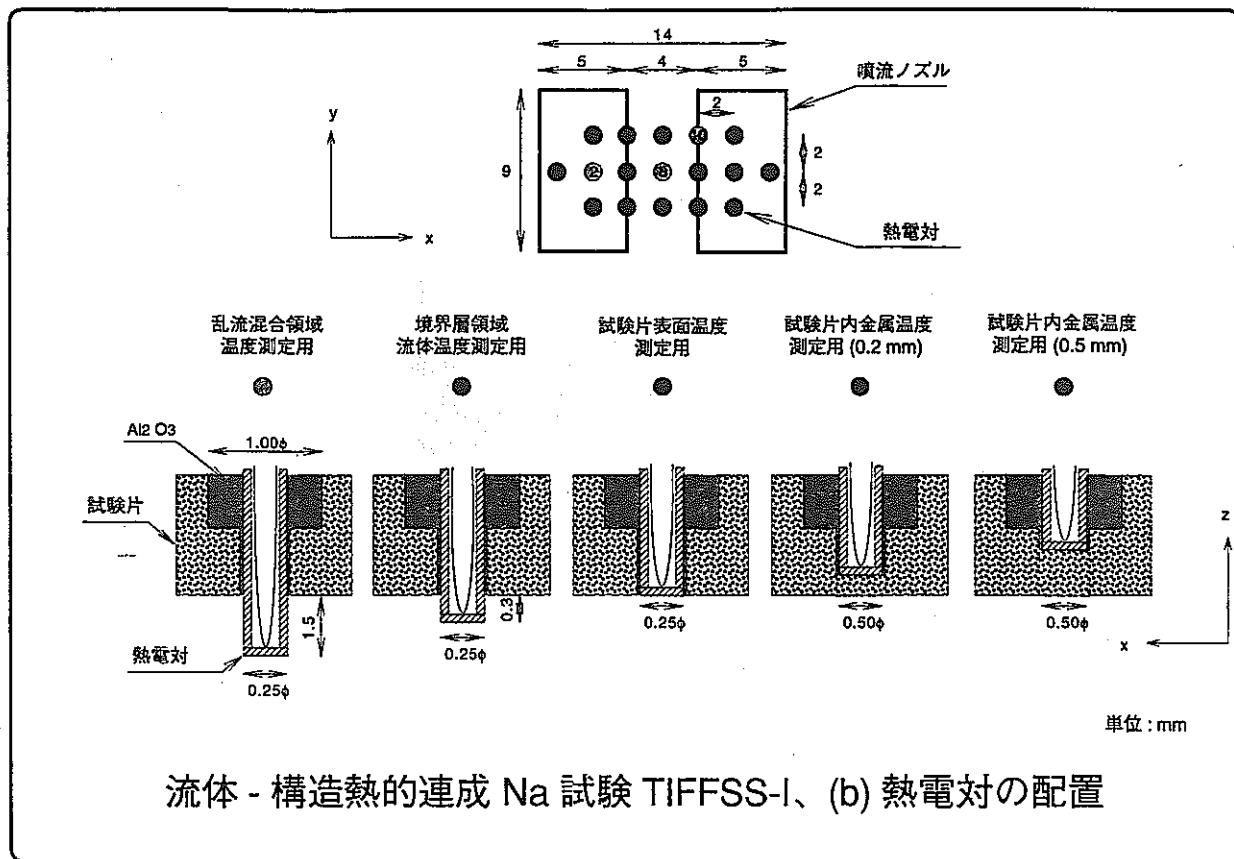
6



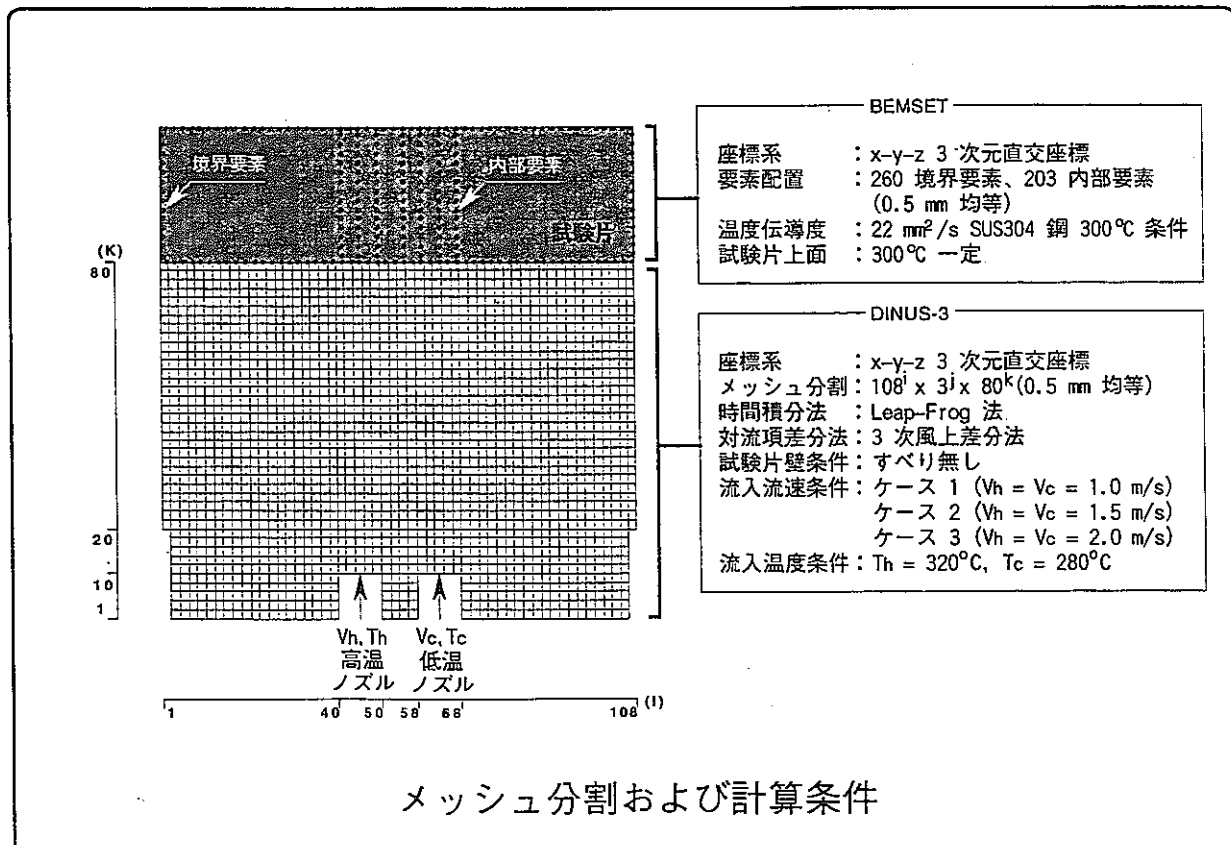
7



8

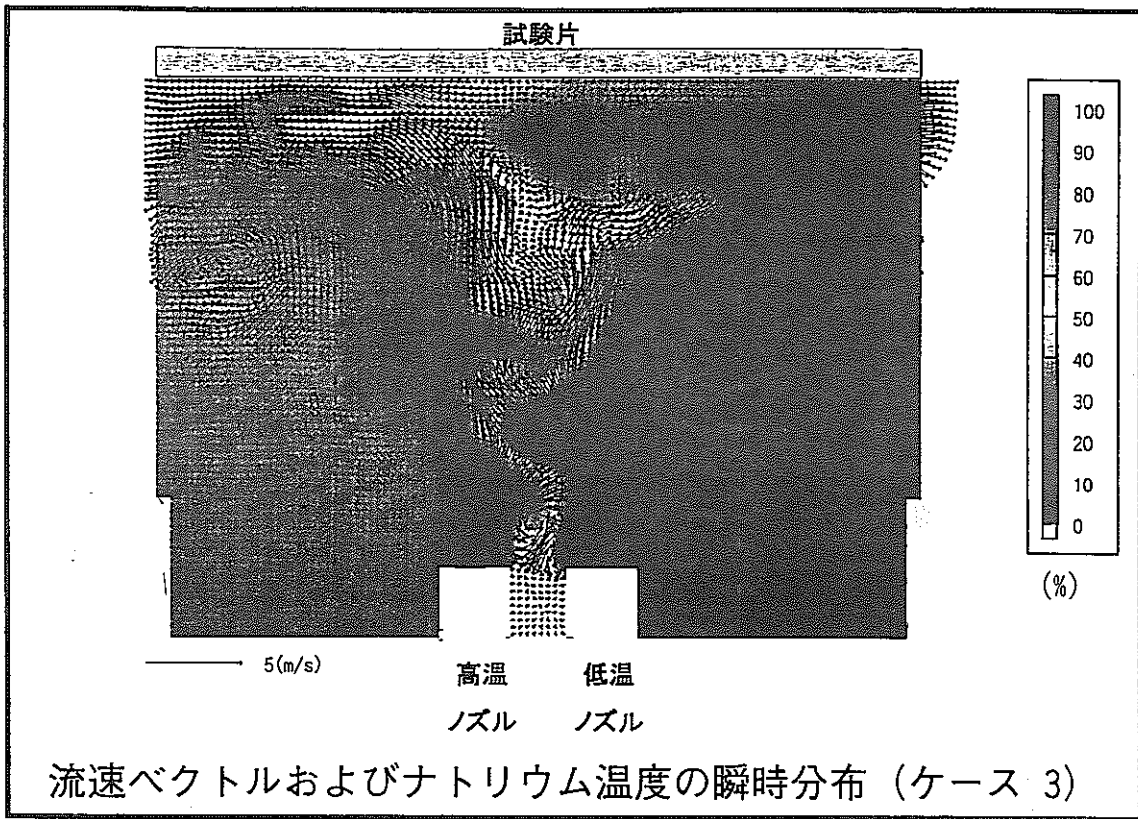


9

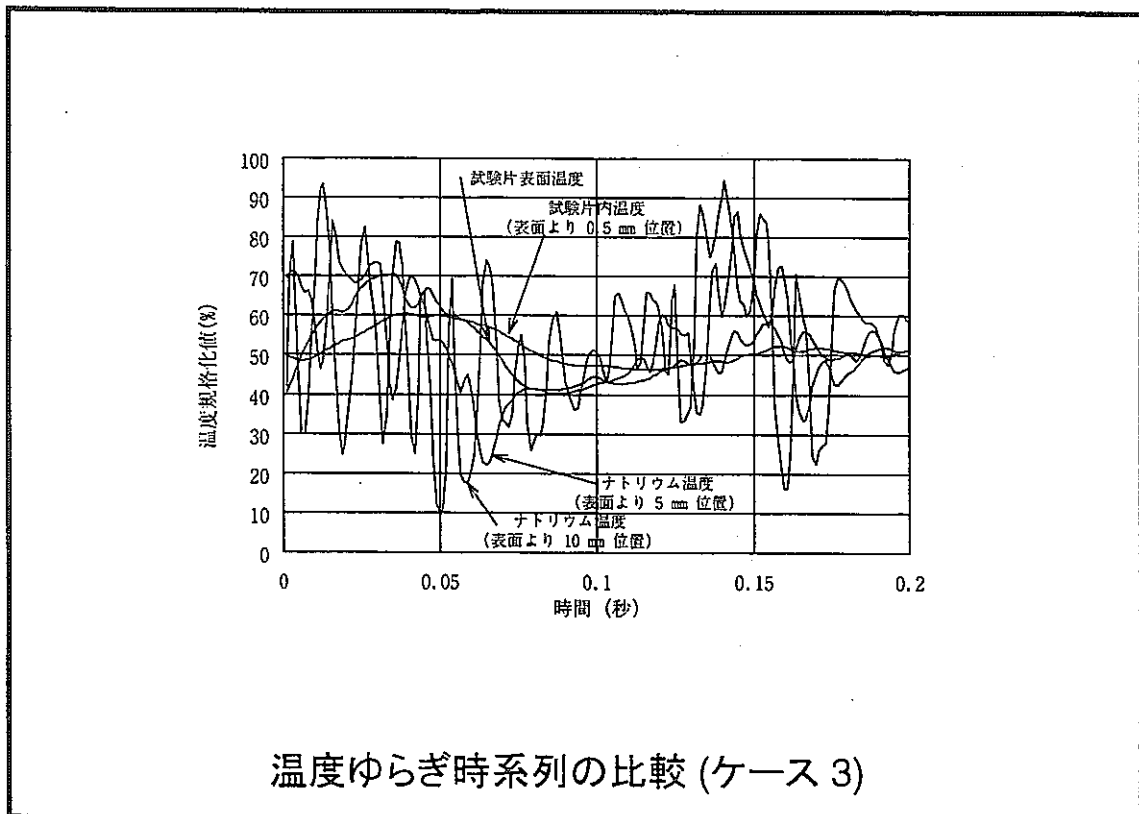


10

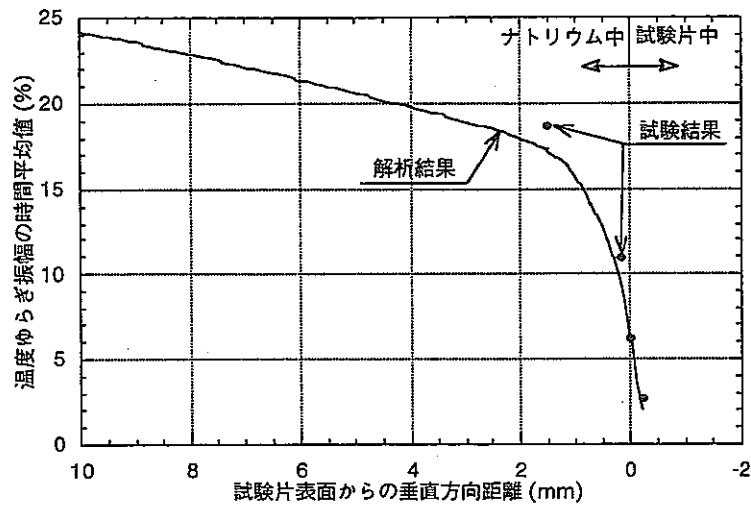




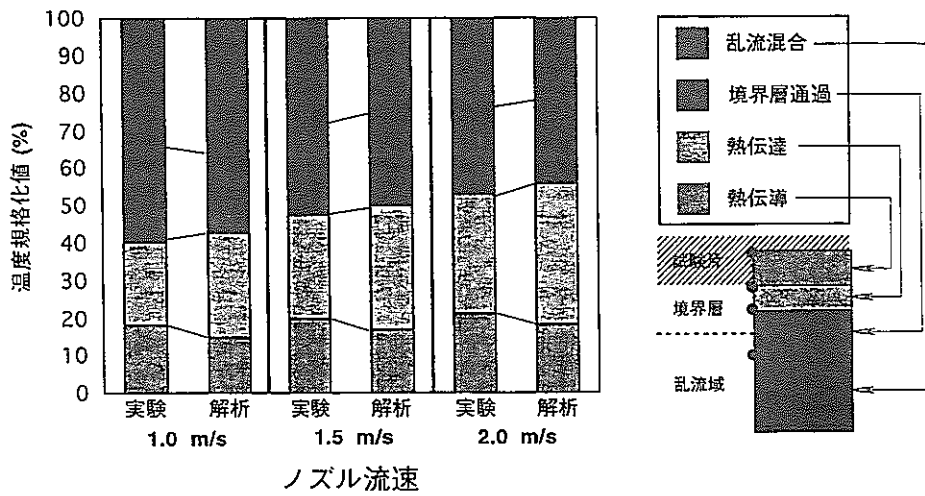
11



12



温度ゆらぎ振幅の減衰特性に関する比較 (ケース 3)



温度ゆらぎ振幅の減衰特性に関する比較

[まとめ]: サーマルストライピング解析コードの検証について

- ・ AQUA, DINUS-3, THEMIS および BEMSET から成るサーマルストライピング評価システムを確立
- ・ 乱流直接シミュレーションコード DINUS-3 と構造物熱的応答評価コード BEMSET による流体 - 構造熱的連成解析機能の定量的検証  
→ 衝突噴流場における温度ゆらぎ振幅減衰挙動およびその流速依存性

[H10 年度以降の計画 および実績]

- ・ 配管合流部を模擬した幾何条件での流体 - 構造熱的連成ナトリウム基礎試験の実施 (H10)
- ・ 国際原子力機関主催「フェニックス炉での高サイクル熱疲労損傷に係わるベンチマーク演習」への参画と評価結果のまとめ (H8 - H10)
- ・ 「もんじゅ」安全総点検に係わる配管系サーマルストライピング特性の評価 (H10)
- ・ き裂発生およびき裂進展に係わるナトリウム基礎試験の実施 (H10 - H11)
- ・ 配管合流部を対象としたサーマルストライピング実験の実施 (H11 - H13)
- ・ 日本機械学会「熱荷重による構造物損傷評価手法に関する研究会」への参画 (H11 -)

[今後の発展性等]

- ・ 「構造物の熱設計方法およびその設計に最適な数値計算装置」として特許申請  
→ 米国特許庁において権利発生 (H9)、欧州特許庁において権利発生 (H10)

15

[成果のまとめ]

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

- ・ AQUA, DINUS-3, THEMIS および BEMSET コードから成るサーマルストライピング解析評価システムの内、DINUS-3 - BEMSET による熱的連成解析機能の基礎実験による定量的な検証
- ・ 配管非挿入型超音波温度計の適用性の確認

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

- ・ 鉛直噴流による自由液面自励振動メカニズムの解明
- ・ SPLASH-ALE コードによる自励振動発生条件の模擬能力の確認

ハ. 解析コードによる安全裕度適正化手順の検討

- ・ 流体 - 構造熱的連成解析コードの検証に必要な実験データを抽出・整理

16

[ 今後の課題 ]

イ. 熱過渡に対する安全裕度適正化手法の開発・整備

- ・配管系T字継手領域における流体-構造熱的連成特性の実験的把握と同実験データに基づく解析的評価手法の定量的検証

ロ. 流力振動等の解析手法の高度化

- ・自由液面碎波などによる多価液面の取り扱いが可能なモデルの開発

ハ. 解析コードによる安全裕度適正化手順の検討

- ・解析コード検証手順の検討を継続
- ・安全裕度適正化手順の予備検討に着手

## 用語集

自励振動	振動系の振動状態に依存しない振動的強制外力が存在しないにも係わらず振動が発生し、その振動の原因が振動系の振動状態に依存しているような振動。
AQUA	非圧縮性流体に対する基礎式として、時間平均操作を施した Navier-Stokes 方程式を用いる汎用多次元コード。乱流現象に対する工学的なモデル化が必要。
DINUS-3	非圧縮性流体に対する基礎式として、局所瞬時の Navier-Stokes 方程式を用いる直接シミュレーションコード。乱流モデルなどの一切の工学モデルが不要。
THEMIS	流体 - 構造物間での非定常熱量輸送特性を評価するための Boltzmann 方程式を基礎式とするモンテカルロコード。
BEMSET	流体温度変動に対する構造物内の温度分布と熱応力分布の過渡特性を評価するための境界要素法コード。
FINAS	構造物内熱応力挙動を評価するための有限要素法コード。
CANIS	構造物のき裂進展挙動を評価するための破壊力学コード。
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挙動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	100,000 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	構造物の表面近傍に生じる速度勾配の大きな空間領域の総称。構造物表面に近づくに従い、分子論的な粘性効果が卓越するようになる。
レイノルズ数	流れの状態 (層流、乱流) を表す無次元数 ( $= UL/\nu$ ; $U$ : 代表流速、 $L$ : 代表長さ、 $\nu$ : 動粘性係数)。この値が大きい程、流れの乱れ度が大きい。
熱弾性	応力とひずみの関係を線形式で記述できる範囲の熱応力特性。サーマルストライピングに係わる熱応力特性は、同範囲で取り扱うことが可能。
Leap-Frog 法	Navier-Stokes 方程式内の時間変化項を離散化するための 1 つの方法。時間について、2 次の精度を持つ。
3 次風上差分法	Navier-Stokes 方程式内の対流項を離散化するための 1 つの方法。空間について、2 次の精度を持つ。

第11回安全研究成果発表会  
 平成11年12月15日  
 サイクル機構 大洗工学センター

# ナトリウム燃焼に関する研究

## ナトリウム液滴落下燃焼実験と 小規模プール燃焼実験

大洗工学センター ナトリウム・安全工学試験部  
 プラント安全工学グループ

大野修司

1/15

### 研究目的

高度の安全性の実現に向け、空気雰囲気Na漏えい燃焼に関して、より詳細な現象解明、解析評価技術の高度化および漏えい検出システムの高度化を図る

### 研究内容

- (イ) 燃焼挙動をより詳細に定量化し、解析コードの高度化に資するためのNa漏えい燃焼試験
- (ロ) Na漏えい燃焼に関する機構論的解析手法の開発と検証および開発済みのNa燃焼解析コードASSCOPSの解析精度向上
- (ハ) Naとコンクリートの反応現象に関する検討と基礎試験への着手
- (ニ) エアロゾルの化学組成変化に着目した試験と解析手法整備
- (ホ) レーザを利用したNa漏えい検出システムの適用性評価

研究スケジュール	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
(イ) Na漏えい燃焼試験	○	—	—	—	○
(ロ) Na漏えい燃焼解析コードの高度化	—	—	—	—	○
(ハ) Na・コンクリート反応試験	—	—	—	—	○
(ニ) Naエアロゾルの拡散移行挙動評価手法	—	—	—	—	○
(ホ) 漏えい検出システムの高度化	—	—	—	—	○

2/15

## 背 景

- 「もんじゅ」の2次系ナトリウム漏えい事故後に  
本研究計画を見直した  
→漏えい燃焼の影響緩和効果を適切に判断するために  
以下が必要
  - ・ 燃焼機構の解明（詳細把握）
  - ・ 評価手法の一層の高度化と体系化
  - ・ 幅広い研究（エアロゾル挙動、空気雰囲気Na-  
コンクリート反応、Na漏えい検出法の高度化）
- 従来：大規模漏えいを主対象とした研究  
工学的な評価モデルによる平均的挙動の評価  
現在：小規模漏えいの影響評価能力の向上に向けた研究  
詳細モデルによる燃焼挙動の評価（含、局所性）  
（機構論的評価モデルの整備）

3/15

## 発 表 内 容

- ナトリウム液滴落下燃焼実験
  - ・ 単一液滴を対象として、落下速度と燃焼量を測定
  - ・ 予備実験
- ナトリウム小規模プール燃焼実験
  - ・ プール拡がり挙動とライナ温度挙動に着目
  - ・ 新規開発の詳細解析コード\*の検証に活用
    - \* SPHINCS（プールや床ライナの多次元伝熱解析）
    - MPS-3D（Naの漏えい飛散挙動を粒子法で解析）

4/15

## ナトリウム液滴 落下燃焼実験装置

落下速度：高速度ビデオ画像から算出

Na燃焼量 = 滴下量 - 落下後回収量

滴下量：駆動機構に通電した電荷量から計算

落下後回収量：流動パラフィン中に回収して定量分析

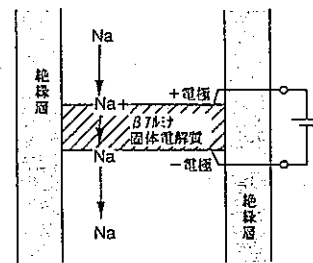
$$Q = A \cdot h / F$$

Q: Na<sup>+</sup>イオンの透過量 (mol)

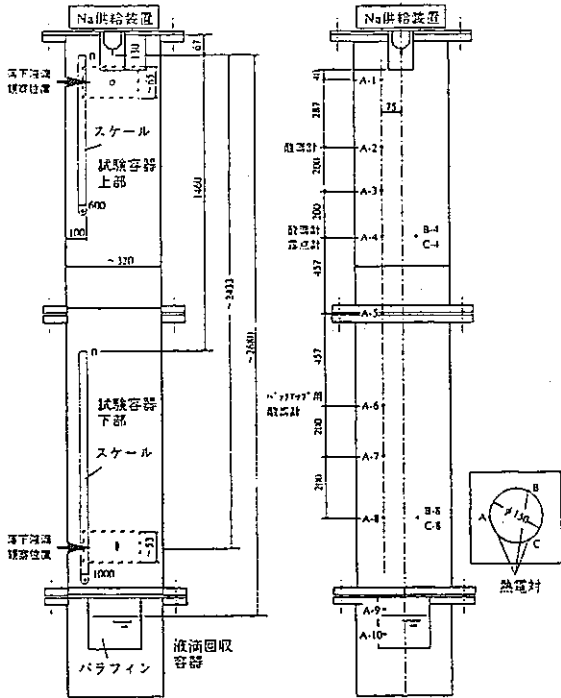
A: 電流 (A)

h: 時間 (s)

F: ファラデー定数 (=9.648531×10<sup>4</sup> C/mol)



ナトリウム駆動機構  
(βアルミナ固体電解質を使用)



実験装置と計測系

5/15

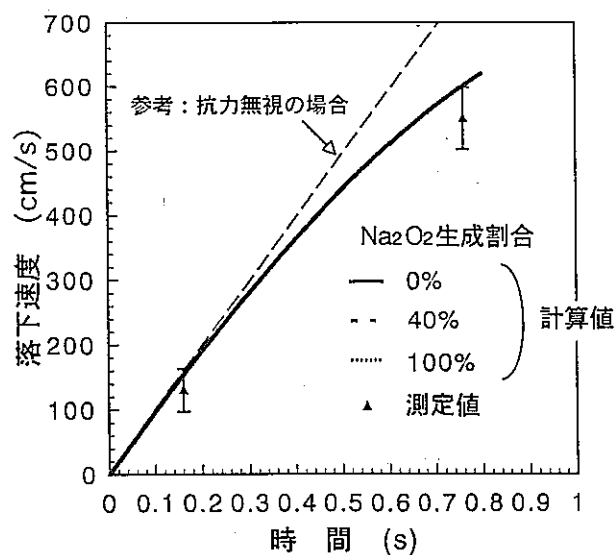
### 実験条件

落下高さ	2.7m
初期液滴径	3.89mm
初期液滴温度	493℃
雰囲気酸素濃度	20.7~20.8%
雰囲気温度	10~30℃
雰囲気湿分濃度	0.6 vol.%

### 計算モデル

剛体球の自由落下に伴う運動方程式

- ・ガスの抵抗を考慮
- ・浮力は無視
- ・燃焼に伴う液滴径変化を考慮



液滴落下速度の測定値と計算値

6/15

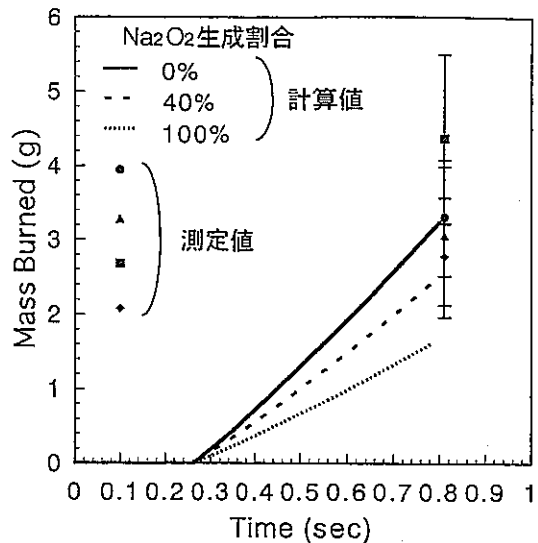


実験条件 (50滴/回×4回)

落下高さ 2.7m  
 初期液滴径 3.8±0.1mm  
 初期液滴温度 493℃、502℃  
 雰囲気酸素濃度 20.7~20.8%  
 雰囲気温度 10~30℃  
 雰囲気湿分濃度 0.6~0.8 vol.%

計算モデル

- ・0.3m落下後に着火し燃焼開始
- ・ $D^2$ 則による燃焼計算  
 (強制対流下での蒸発係数を使用)
- ・液滴温度=881.4℃ (沸点)



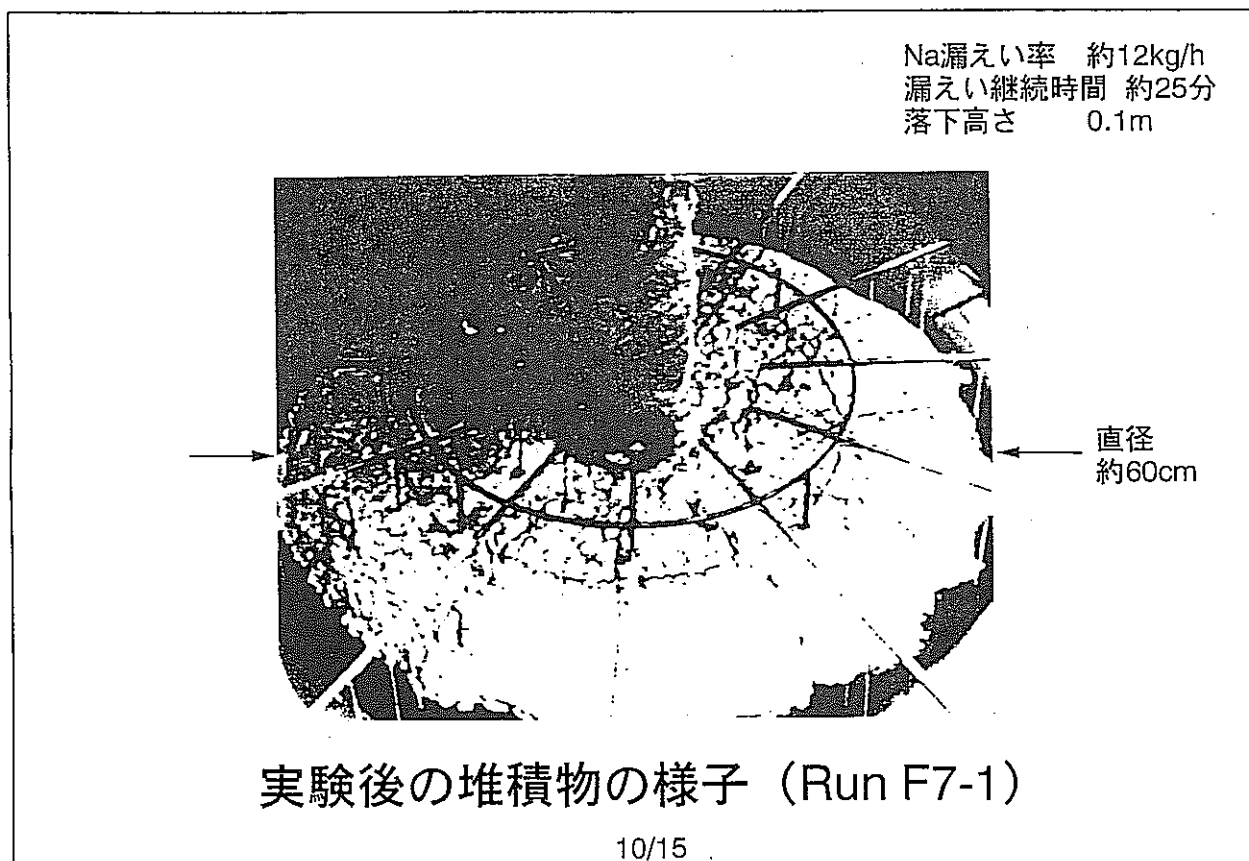
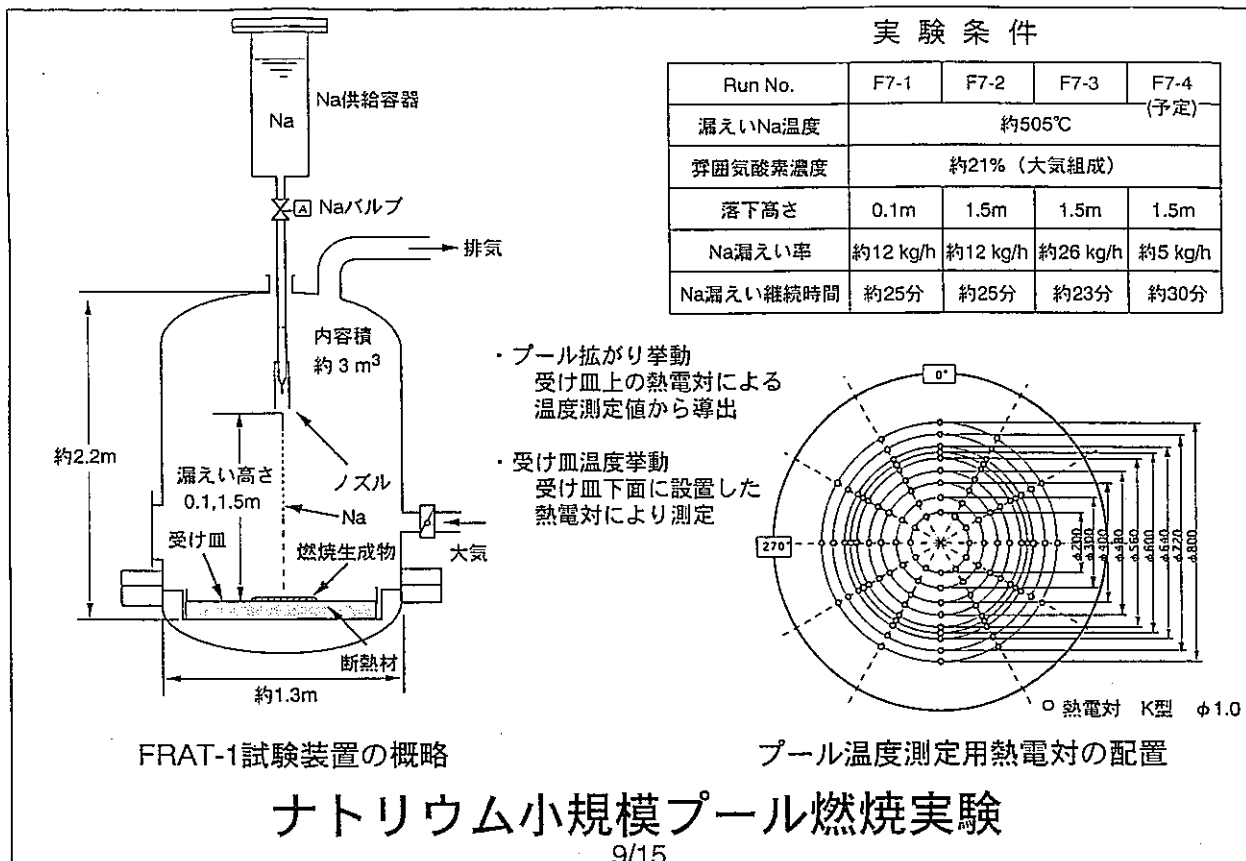
### 液滴燃焼量の測定値と計算値

7/15

## ナトリウム液滴落下燃焼実験のまとめ

- 落下速度の実験値は剛体球を仮定した自由落下の運動方程式で説明できた。  
 課題：
  - 落下高さ、液滴径、液滴温度、酸素濃度等が異なる場合の確認
  - 落下速度測定精度の向上方策
- 燃焼量の実験値と計算値の比較から、着火挙動および火炎内での支配化学反応の解明の重要性が示唆された。  
 課題：
  - 落下高さ、液滴径、液滴温度、酸素濃度等をパラメータとした実験データ拡充
  - 静止液滴燃焼実験等による着火挙動の観測
  - LIFによる火炎構造計測の試行

8/15



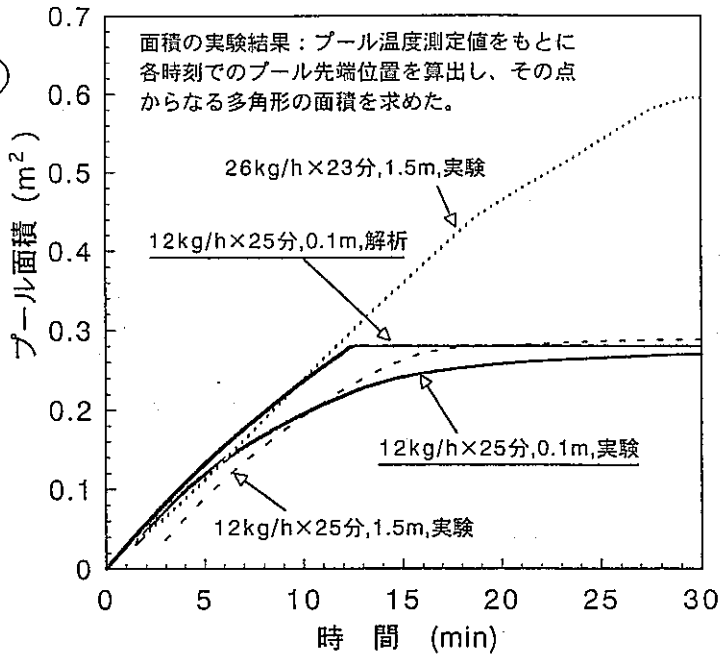
SPHINCSコードの解析モデル

プールへの供給Na量と  
プールでの燃焼Na量の  
質量バランス

ナトリウムの物性値

時間依存のプール面積を計算

右の解析では、プール面積が  
0.28m<sup>2</sup>に至るまで上記の計算  
モデルを適用したが、そこで  
面積を頭打ちとした。

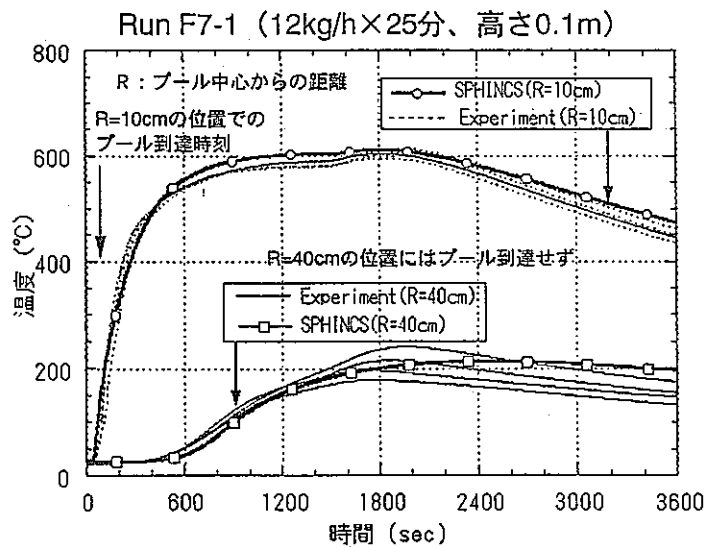


プール拡がり面積の実験結果とSPHINCSによる解析結果

11/15

SPHINCSコードの解析モデル

- ・ フレームシートモデル  
プール表面からのNa蒸発速度  
と雰囲気からの酸素供給速度  
をもとに燃焼を計算
- ・ Na-O<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O系の化学平衡モデル  
を使用  
(反応割合の入力は不要)
- ・ プール、受け皿、保温材を  
径方向に格子分割

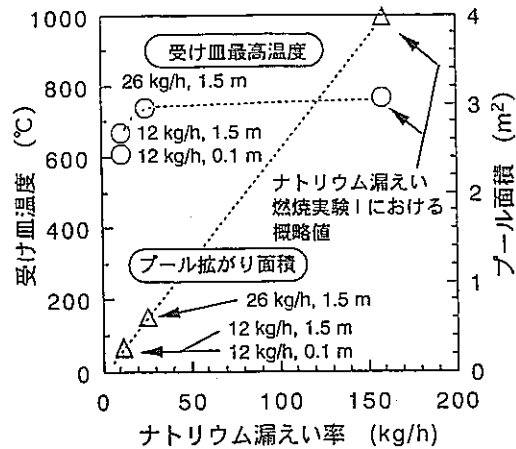


受け皿温度の実験結果とSPHINCSによる解析結果

12/15

## ナトリウム小規模プール燃焼実験のまとめ

- プール拡がり面積
  - Na落下高さ依存性なし
  - Na漏えい率に比例する傾向
  - SPHINCSコードにより初期の拡がり挙動を計算可能
- 受け皿温度
  - Na落下高さ依存性あり
  - Na漏えい率10 kg/h 程度以下では最高温度は低下する傾向
  - SPHINCSコードにより温度分布の評価が可能



13/15

## 成果のまとめ

- ナトリウム燃焼挙動の理解を深め、解析コードの高度化を進めるための詳細実験を開始
- 単一液滴の落下燃焼挙動に関する実験技術の確立  
予備実験による解析モデル検証と主要着眼点抽出
- 小規模プールの拡がり挙動とライナ温度挙動に関する基本データの取得

14/15

## 今後の課題

- 実施中のナトリウム燃焼実験の継続による知見の蓄積と詳細解析コードの検証
- より詳細な現象解明に向けた実験・解析的研究の遂行
  - 着火挙動
  - 火炎構造
  - 湿分の影響

15/15

- ナトリウム燃焼  
 高温の液体ナトリウム (Na) は空気中で燃焼する。主な化学反応を以下に示す。  
 (酸素との反応)  

$$2 \text{Na} + 1/2 \text{O}_2 \rightarrow \text{Na}_2\text{O}$$

$$2 \text{Na} + \text{O}_2 \rightarrow \text{Na}_2\text{O}_2$$
 (湿分との反応)  

$$2 \text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + \text{H}_2$$

$$\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + 1/2 \text{H}_2$$
 (Na酸化物と湿分の反応)  

$$\text{Na}_2\text{O} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow 2 \text{NaOH}$$

$$\text{Na}_2\text{O}_2 + \text{H}_2\text{O} \rightarrow 2 \text{NaOH} + 1/2 \text{O}_2$$
- プール燃焼  
 ナトリウムが床上に拡がり (または皿の中に溜まり)、その表面で燃焼する様子。ナトリウムの燃焼形態に関する他の代表例としては、高い位置から床へ液滴状 (スプレー状) に落下する過程で燃焼する「液滴 (スプレー) 燃焼」が挙げられる。
- $D^2$  則  
 燃料液滴の燃焼は  $-dD^2/dt = k$  で表現されるという法則。  
 ただし、 $D$  は液滴直径、  
 $k$  は蒸発係数 (燃料の種類や周囲の条件により異なる)

第11回 安全研究成果発表会  
 平成11年12月15日  
 サイクル機構 大洗工学センター

## 炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 ～模擬融体を用いた炉外試験とその成果～

大洗工学センター ナトリウム・安全工学試験部  
 高速炉安全工学グループ  
 小西 賢介

1

### 研究目的

高速炉の炉心損傷事故時に生成する溶融炉心物質の、相変化を伴う熱流動メカニズムを解明し、事象推移シナリオの明確化と安全評価における判断材料の提供に資する。

### 研究内容

- 模擬融体を用いた炉外試験データベース構築、解析モデルの検証・改良
- イ 高温融体-冷却材相互作用試験(対象:FCIIによる燃料分散挙動)
  - ロ 沸騰プール模擬試験(対象:燃料・スチール沸騰プールの熱流動挙動)
  - ハ 融体放出移行挙動試験(対象:経路を通じた燃料の排出・再配置挙動)

### 年度計画

	H8	H9	H10	H11	H12
イ 高温融体-冷却材相互作用試験		(中断、ハに重点化)			
ロ 沸騰プール模擬試験		高密度比気液二相流の可視化試験(共研)			
ハ 融体放出移行挙動試験		融体移行挙動基礎試験(共研)			
		(中断)		融体放出移行挙動試験	

2

## 口 沸騰プール模擬試験

### 中性子ラジオグラフィーによる高密度比気液二相流の可視化試験

#### 試験目的

燃料とスティールの混合プール(炉心プール)の沸騰挙動の解明に関する基礎研究として、炉心プールを模擬した高密度流体とガスによる二相流を可視化測定し、流動特性を解明する。

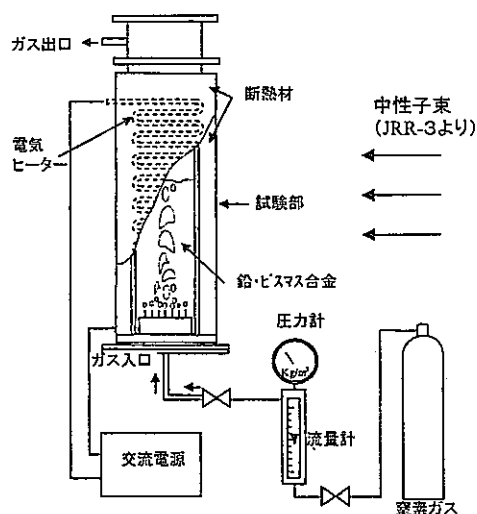
#### 試験方法

矩形容器(高さ530×幅100×奥行20mm)内の溶融金属(鉛・ビスマス合金、融点124°C)に窒素ガスを吹き込み、中性子ラジオグラフィー高速度撮像法(原研JRR-3利用)にて気泡速度、ボイド率等の流動特性を計測。

溶融金属温度:200°C

パラメータ: 初期液位(9, 14, 29 cm)

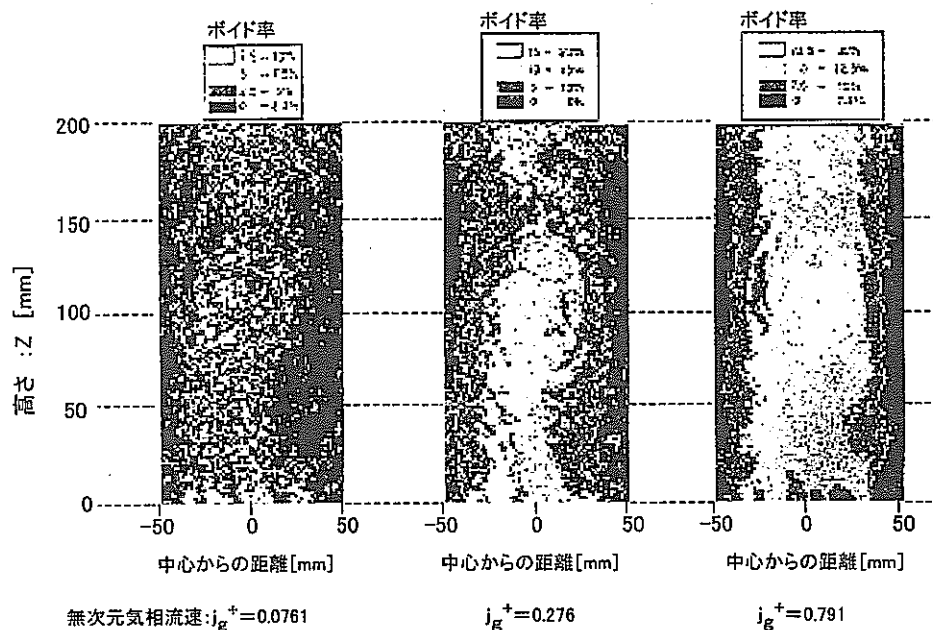
窒素流速(0~30cm/s)



試験装置の概略

3

## 可視化と画像処理



可視化画像を画像処理して得られた二次元ボイド率分布

4

## 試験結果

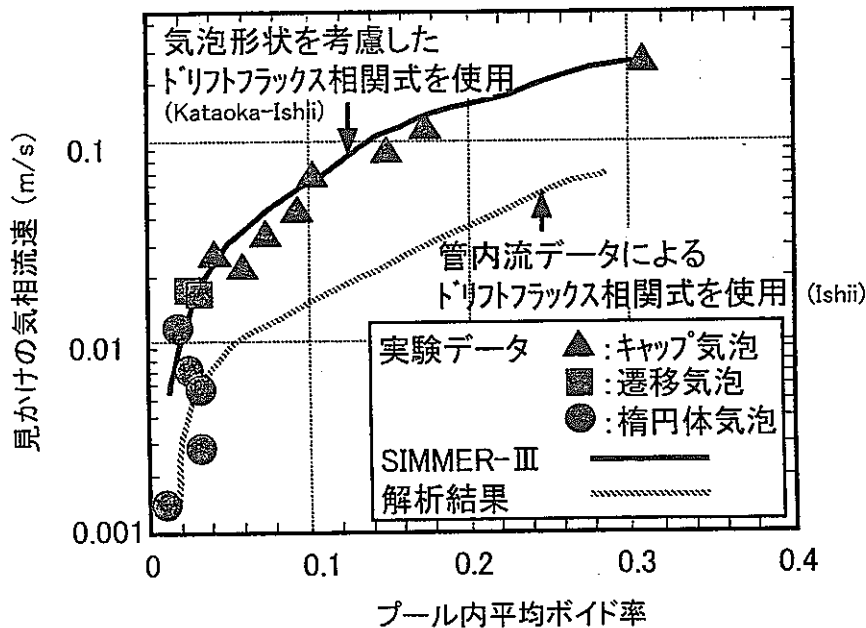
- ・ 供給気相流速が2cm/s以下では球形～楕円体気泡が、それ以上の気相流速では変形したキャップ状気泡を観察。
  - ・ 高密度比気液二相流の気泡形状・寸法と上昇速度の関係は、通常密度比の気液二相流と同等。
- 気泡形状の遷移を考慮したドリフトフラックス相関式(通常密度比の気液二相流と同等)にて流動特性を記述可能。

## 解析モデルの改良への反映

- ・ 従来の気液間運動量交換モデル(SIMMER-IIIコードに使用)は、Ishiiのドリフトフラックス相関式(楕円状変形気泡の場合に対応)に基づく。  
 <気相流速が2cm/s以上では気相速度を過小評価>
- ・ 気泡形状がキャップ状となる状況でのドリフトフラックス相関式として、Kataoka-Ishiiが与えたものを採用することとした。

5

## SIMMER-IIIコードのモデル改良結果



ボイド率と見かけの気相流速の関係

6



## ハ 融体放出移行挙動試験

### 研究の目的

溶融燃料が有効経路(制御棒案内管等)を通じて炉心外へ移行、排出される挙動を解明するための基礎試験に基づき、侵入／固化閉塞挙動を解明する。

### 進捗

- ・海外の $UO_2$ 固化試験結果に基づき、バルク固化現象及び熱伝導律速固化現象を同時に扱うモデル(混合固化モデル)を構築し、その有効性を確認した。
  - ・模擬融体を用いた侵入・固化基礎試験(東工大との共同研究)を行い、混合固化モデルの一般性を確認した。
- より複雑な現象(FCIや管壁の溶融を伴う)の解明に移行

7

## 従来の固化閉塞モデル

模擬物質を用いた侵入長(閉塞するまでの距離)測定試験が多く行われ、下記のどちらかのモデルによりメカニズムが解釈された。

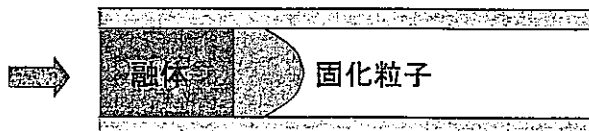
伝導律速固化モデル:

壁面への熱伝導により壁面にクラストが成長、クラストが流路を満たすことにより閉塞



バルク固化モデル:

融体の侵入先端部の顕熱と潜熱が熱伝達により奪われ、凝固点以下に達することにより閉塞

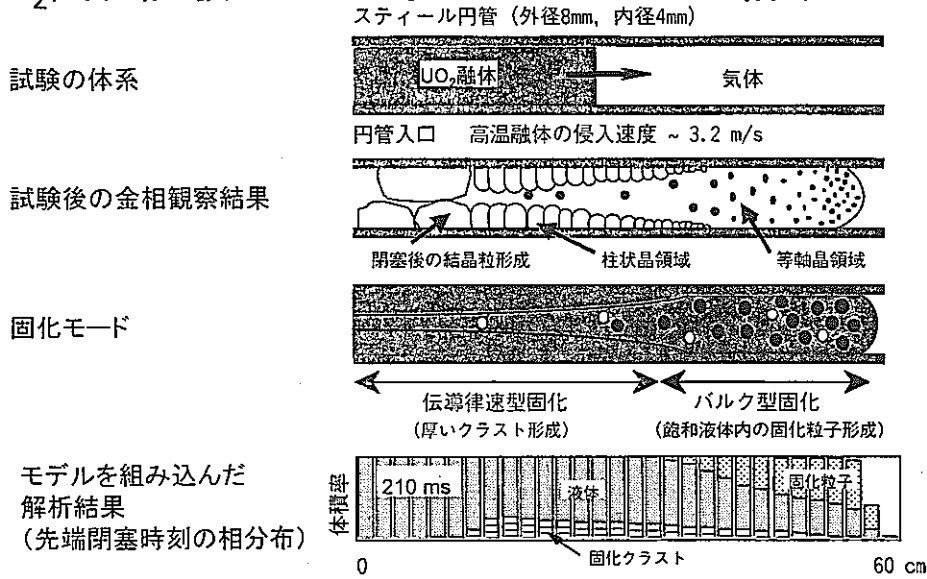


溶融燃料の場合、伝導律速固化モデルでは実際より長い侵入長を、バルク固化モデルでは実際より短い侵入長を予測。

→溶融燃料の固化閉塞を精度良く予測するモデルの構築が必要

8

## UO<sub>2</sub>固化試験からの知見に基づくモデル構築

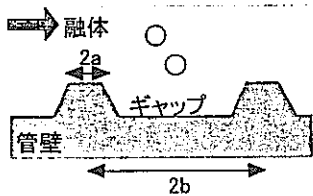


Geysler (仏国), Blokker (EC) 試験結果に基づく固化モデル構築

- ・スチール円管内でのUO<sub>2</sub>の固化実験の金相観察結果によれば、バルク型と熱伝導律速型の両方が同時に進行。
- ・このメカニズムを基にSIMMER-IIIの物理モデル(混合固化モデル)を構築

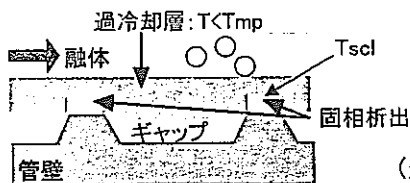
## 混合固化モデルの概要

従来のバルク固化モデル(実際よりも短い侵入長を予測)に加え、壁面での熱抵抗(ギャップ、過冷却層)メカニズムを考慮した伝熱・固化をモデル化



### (1) 初期接触

- ◇融体と壁は接触点にて接触
- ◇接触点で接触した融体は瞬時に過冷 (接触点密度N、a/b比: 経験式による)

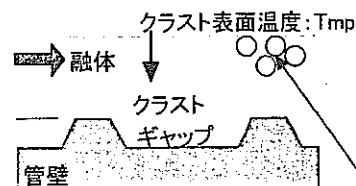


### (2) 壁面での固化

- ◇初期の固相は過冷却層と壁の接触点にて形成

(過冷却層と析出固相の接触界面温度 $T_{sci}$ : パラメータ)

$$\ast T_{mp} < T_{sci} \sim T_{nuc} < T_{HN}$$



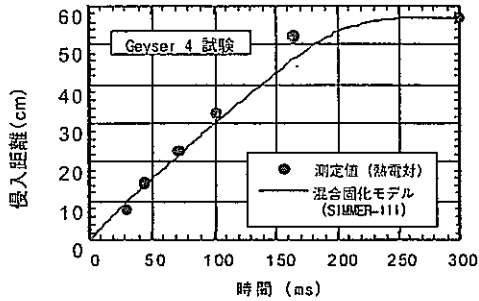
### (3) クラスト(柱状晶固化層)の形成

- ◇固相が繋がり、ギャップ上にクラスト形成

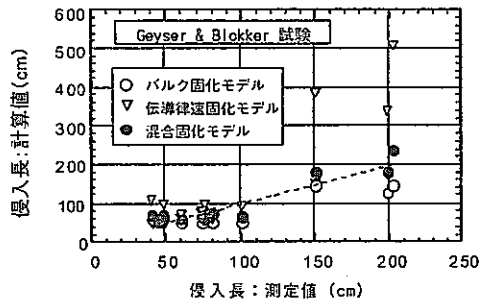
(クラスト形成のための最小固相厚み:  $\sim b/2$ )

バルク冷却による固相析出

## 混合固化モデルの有効性の確認



融体侵入長の時間変化



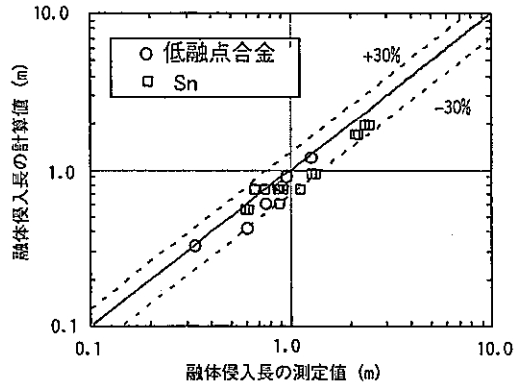
実験と解析の侵入長の比較

UO<sub>2</sub>固化試験への適用性

・混合固化モデルによりUO<sub>2</sub>固化試験における侵入、閉塞挙動を適切に再現

重要パラメータ: 過冷却層と析出固相の接触境界温度 (~2900K)

・金属融体を用いた基礎試験への適用性確認。



実験と解析の侵入長の比較

金属融体を用いた基礎試験への適用性

11

## 成果のまとめ

### ロ 沸騰プール模擬試験

高密度比気液二相流(炉心プールを模擬)を可視化計測する試験を行い、気泡流速やボイド率分布に関する試験データを取得し、モデル化に当たっては、気泡形状の遷移を考慮したドリフトフラックス相関式の導入が有効であるとの知見を得た。

安全解析コードSIMMER-IIIに気泡形状の遷移を考慮したドリフトフラックス相関式を導入し、その有効性を確認した。

### ハ 融体放出移行挙動試験

海外のUO<sub>2</sub>固化試験結果に基づき、従来より提唱されているバルク型固化と熱伝導律速型固化が同時に進行する現象を取り扱う混合固化モデルを構築し、その有効性を確認した。

模擬融体を用いた侵入・固化基礎試験(東工大との共同研究)を行い、混合固化モデルが一般的に適用可能であることを確認した。

12

## 今後の課題

### ロ 沸騰プール模擬試験

可視化試験により液相流速の取得、循環流効果の分離を行い、SIMMER-Ⅲ多相流モデルの検証・改良を進める。

体積加熱条件での二成分プールの伝熱・沸騰挙動に関する試験データの取得を進める。（国際共同研究によるCABRI-RAFT炉内試験及び炉外模擬試験）

### ハ 融体放出移行挙動試験

融体排出経路への放出、経路中の移行過程においてFCIや壁の溶融を伴う、より複雑な現象を模擬した炉外試験を系統的に行い、メカニズムを解明する。

燃料物質及びナトリウムを用いた実証性の高い試験データの取得を進める。（カザフスタンの研究炉IGR及び炉外試験施設を利用。～H16）

13

## 用語解説

### SIMMER-Ⅲコード

高速炉の炉心損傷事故を評価するためにサイクル機構にて開発している安全解析コード。2次元、3速度場、多相多成分、オイラー座標系の流体力学モデルを中核として、物質配位及びエネルギー状態に対応した空間依存の核計算モデルを有機的に結合したコード。

### FCI

燃料-冷却材相互作用(Fuel Coolant Interaction)の略語。溶融した燃料と冷却材が接触した際に、燃料から冷却材へ急速な熱伝達が生じ、冷却材は沸騰し、生じた圧力により燃料は分散する。

### ドリフトフラックスモデル

二相流を記述する計算モデルの一つ。気液各相を別々に追跡するのではなく、全体の動きを二相混合物の運動量保存式で記述し、相間の速度差は実験等により導かれた相関式により評価する。

### バルク固化モデル

融体の侵入先端部の顕熱と潜熱が熱伝達によって奪われて凝固点まで温度降下し、固化閉塞に至ることを仮定したモデル。

### 伝導律速固化モデル

壁への熱伝導により、壁近傍に融体の固相(クラスト)が成長していき、やがて流路を固相が満たして閉塞に至ることを仮定したモデル。

### 混合固化モデル

バルク固化と伝導律速固化の両方が生じるモデル。

14

# 原子力施設の免震構造に関する研究

## ～高速炉機器の上下免震に関する研究～

大洗工学センター  
システム技術開発部  
構造・材料技術開発グループ

森下 正樹

## 研究の目的と内容

### 核燃料施設

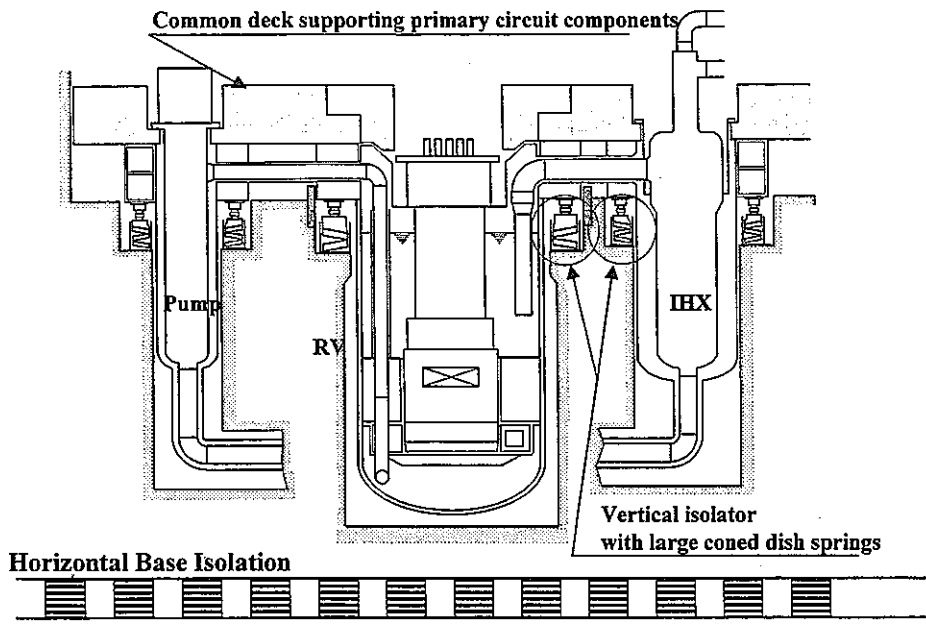
積層ゴムを用いた建家水平免震を対象として、第四紀層地盤立地や上下地震動の影響等に関する検討を行う。

### 高速炉

← 本日の報告対象

コモンデッキ方式の上下免震構造と建物の水平免震を合わせた3次元免震の構造概念について、振動台試験及び数値解析により技術的実現性の検討を行い、安全評価手法の整備に資する。

# コモンデッキ方式機器上下免震構造



15/12/99 MM/OEC/JNC

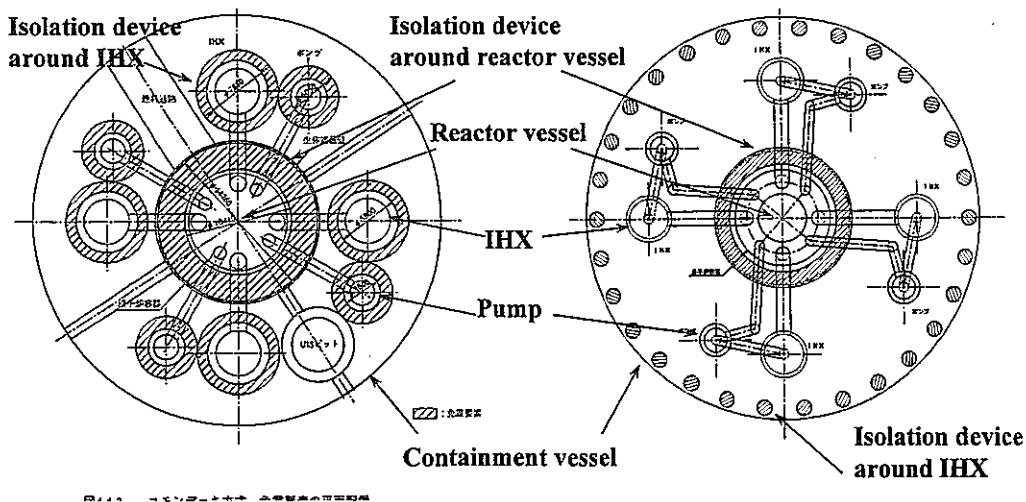
安全研究成果報告会

3/16

# コモンデッキ方式機器上下免震構造

リファレンス案

代替構造案



15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

4/16

## 研究の背景

- 何故, 3次元免震か
  - 上下動に対する動的評価の動向
  - 徹底した構造合理化の追及
  
- 何故, 機器上下免震か (建家3次元免震との対比)
  - ロッキングの回避, 振動特性の簡明さ
  - 主要な免震対象は原子炉構造等の機器配管
  
- 何故, (大型)皿ばねか (上下免震要素の要求機能)
  - 想定すべき破損様式, 経年変化, 耐環境性
  - 負荷容量 大, 上下以外の剛性 大

15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

5/16

## 課題

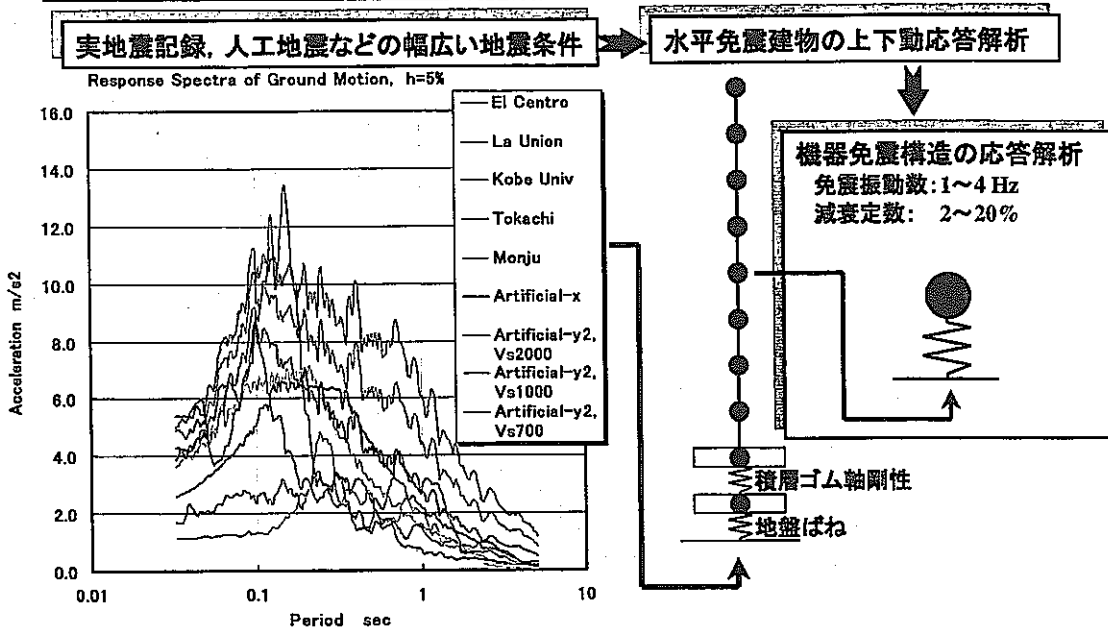
- 動力的側面
  - 最適な上下免震特性 (免震振動数と減衰能)
  - ロッキング応答評価
  - 非線形特性の考慮 (皿ばねの非線形剛性, 摩擦)
- 免震要素の構造設計手法
  - 皿ばねの強度設計手法
  - 上下免震に対するダンパの適用性
- プラント適合性
- 製造・施工, 保守・補修
- 安全評価
  - 設計想定を上回る地震入力に対する挙動の安定性
  - 共通原因故障
- 経済性

15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

6/16

# 最適免震特性の探索 -方法-

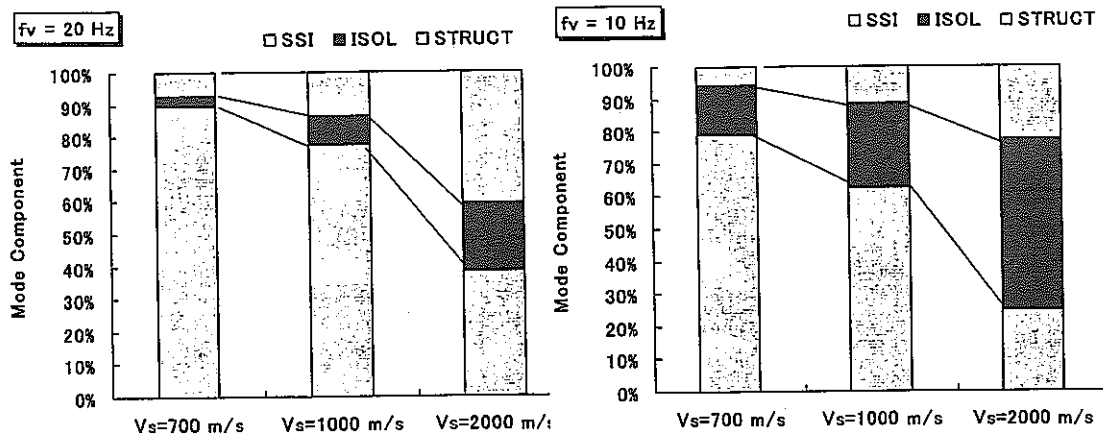


15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

7/16

## 地盤—建物—免震層における上下動の増幅



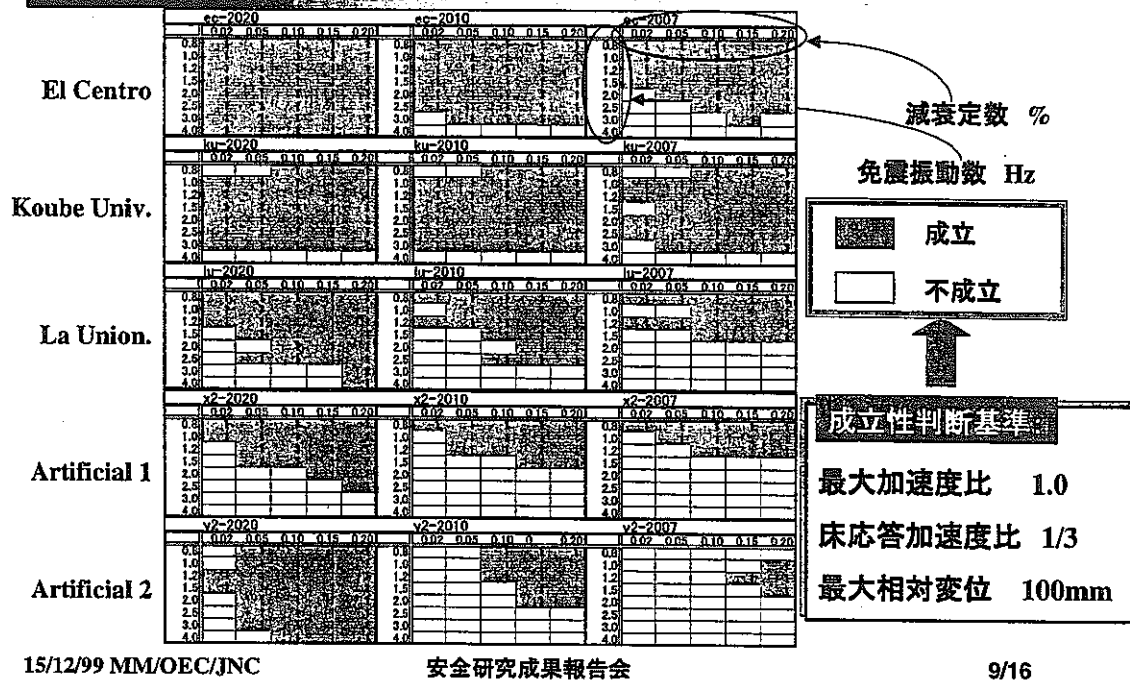
15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

8/16

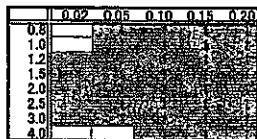
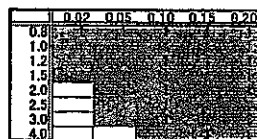
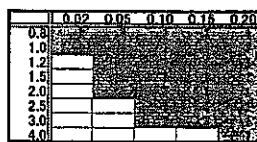


# 最適免震特性の探索 結果の例

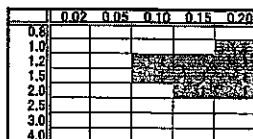
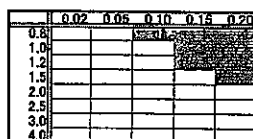
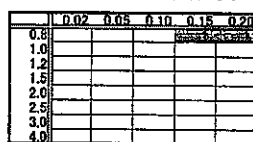


# 最適免震特性の探索 結果の例(続き)

人工地震波+硬質岩盤



人工地震波+軟質岩盤



最大加速度比 0.75  
床応答加速度比 1/3  
最大相対変位 100mm

最大加速度比 1.0  
床応答加速度比 1/3  
最大相対変位 ∞

最大加速度比 2.0  
床応答加速度比 1/3  
最大相対変位 100mm

免震振動数を1~1.5Hzとし、減衰を大きくとる設定が有望。

# ロッキングの検討 -基礎式-

Equation of motion for 3 d.o.f system:

$$M\ddot{u} + Ku = -\ddot{z}$$

Where

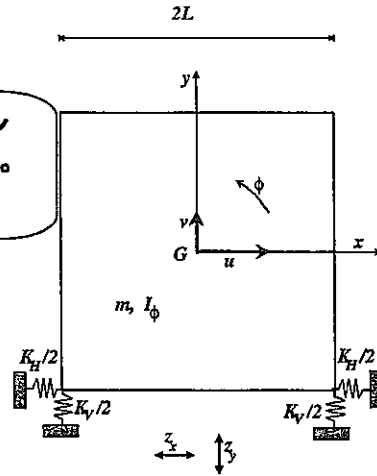
$$M = \begin{bmatrix} m & 0 & 0 \\ 0 & m & 0 \\ 0 & 0 & I_\phi \end{bmatrix}$$

$$K = \begin{bmatrix} K_H & 0 & HK_H \\ 0 & K_V & 0 \\ HK_H & 0 & H^2K_H + L^2K_V \end{bmatrix}$$

$$u = [u \quad v \quad \phi]^T$$

$$z = [z_x \quad z_y \quad 0]^T$$

水平自由度とロッキング自由度が連成する。鉛直自由度は独立



15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

11/16

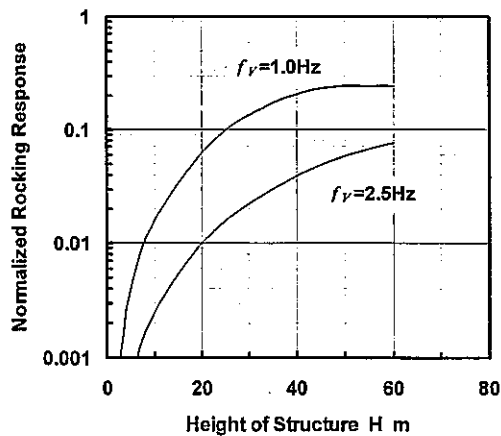
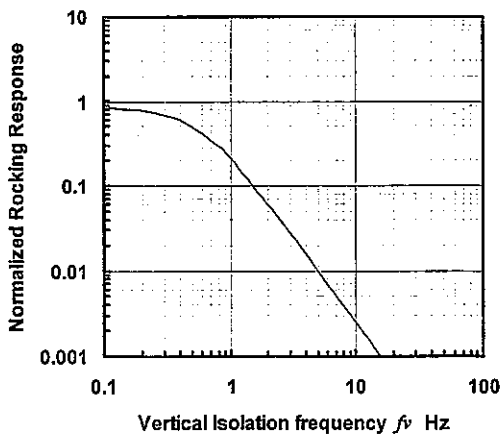
# ロッキングの検討 -応答評価の例-

$m = 1.0E7 \text{ kg}$   
 $I = 2.7E9 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$   
 $f_H = 0.5 \text{ Hz}$

$L = 40 \text{ m}$   
 $H = 40 \text{ m}$

$m = 1.0E7 \text{ kg}$   
 $I = 2.7E9 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$   
 $f_H = 0.5 \text{ Hz}$

$L \cdot H = \text{constant}$



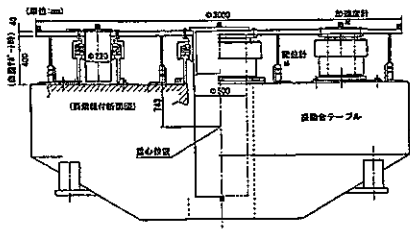
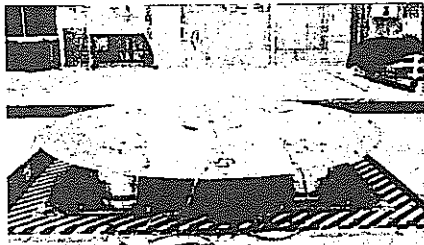
ロッキングによる上下変位と水平変位の比

15/12/99 MM/OEC/JNC

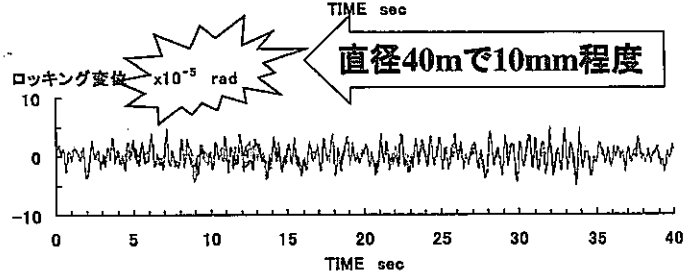
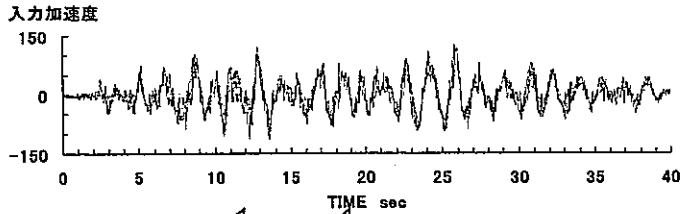
安全研究成果報告会

12/16

# ロッキング応答の試験結果 例



←→ 加振方向

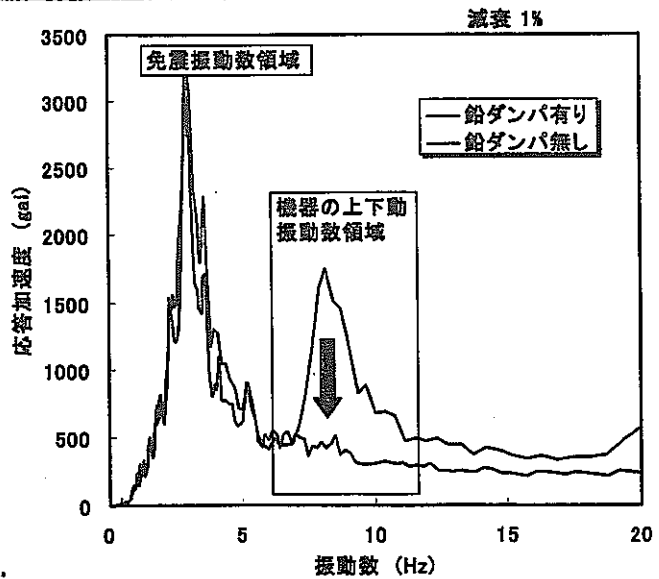
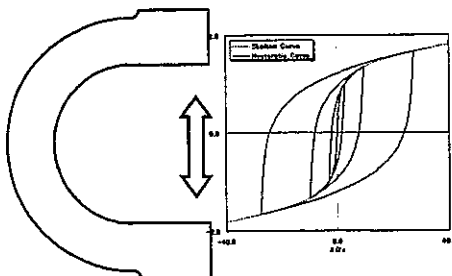
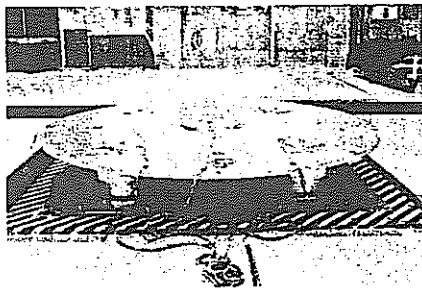


15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

13/16

# 鉛ダンパの効果 -振動試験による確認-



15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

14/16

## 成果のまとめ

コモンデッキ方式機器上下免震構造の成立性  
に関して、

- 上下免震に最適な特性(振動数と減衰)の探索を行った。
- 3次元免震構造のロッキングに関する基礎的検討を行うとともに、本構造が有害なロッキング応答を示さないことを実験的に確認した。
- 鉛の弾塑性エネルギー吸収を利用した減衰機構を適用し、実験的にその効果を確認した。

15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

15/16

## 今後の課題

- より広範囲の地震条件に対して効果のある、低振動数免震要素の振動試験を行って効果を確認する。
- 安全評価の観点からの検討を行い、一般的な構造概念成立性向上を図る。

15/12/99 MM/OEC/JNC

安全研究成果報告会

16/16

第11回 安全研究成果発表会  
 平成11年12月15日  
 サイクル機構 敦賀本部

**「ふげん」を活用した信頼性データの  
 分析・評価  
 —信頼性データ解析システムの開発—**

新型転換炉ふげん発電所

PSR-Gr

素都益武

-1-

**研究目的**

- 「ふげん」の運転を通じて得られる運転・保守の経験データを収集・整備し、データの分析を行うことにより、軽水炉等の信頼性評価のためのデータの拡充及び手法の整備に資する。

**研究内容及び年度計画**

研究内容	平成8年度	平成9年度	平成10年度	平成11年度	平成12年度
データの収集・整備					
データの分析・評価					
信頼性データ解析システムの開発					

-2-

## 「ふげん」で蓄積している主なデータ

- ◆ 故障種別 (異常, 障害, 事故, 予防取替)
- ◆ 故障様相 (影響なし, 系統多重性低下等)
- ◆ 事故区分 (計画外停止, 軽微故障等)
- ◆ 発見動機 (巡視点検, 予防点検, サーベランス等)
- ◆ プラント状態 (定格運転, 停止, 上昇中等)
- ◆ 故障原因 (設備不備, 保守不備, 腐食等)

-3-

## 信頼性データ解析システムの機能

- ◆ Webブラウザで作動
- ◆ 故障件数, 運転時間, MTBF等の計算
- ◆ データスクリーニング
- ◆ Living PSAシステム用機器故障データ作成
- ◆ グラフ描画

-4-

# データスクリーニング

## スクリーニング条件設定

スクリーニング条件を設定し、条件に基づいた故障データの検索、集計/解析を行います

登録条件名

期間 年 月 日から 年 月 日まで

ソートキー

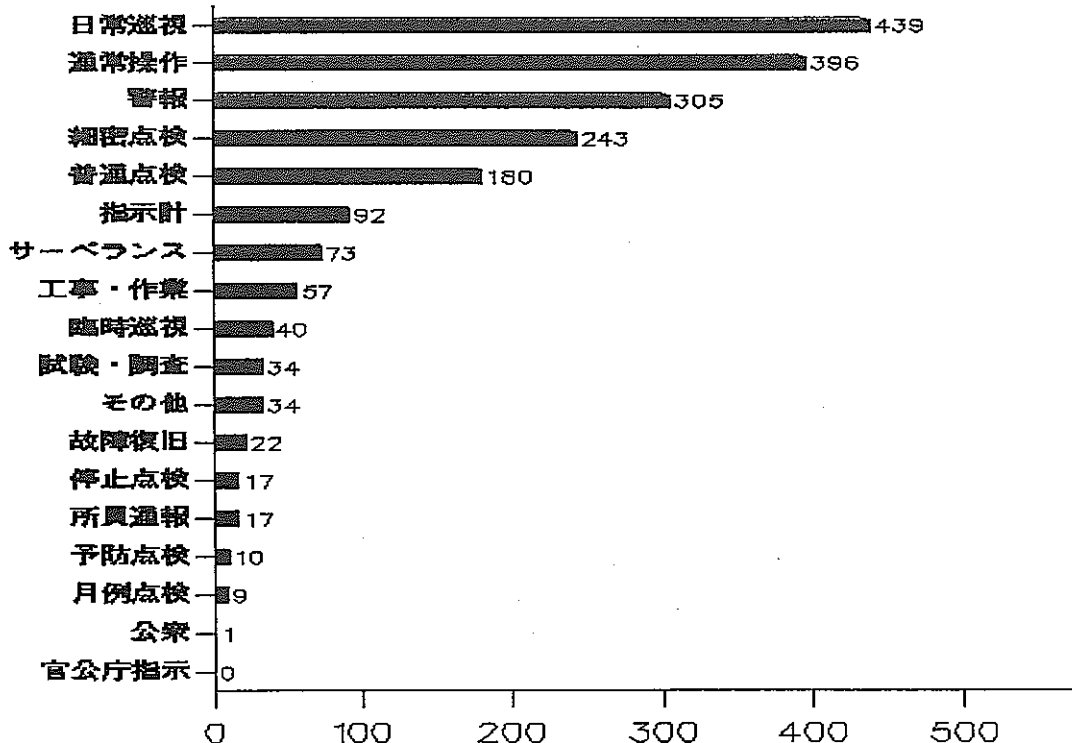
スクリーニング条件設定

条件1	演算子1	条件2	演算子2
1 07 故障種別	≠	09 予防取替	AND
2 08 故障種相	≠	10 影響なし	AND
3	≠		AND
4	≠		AND
5	=		AND
6	=		AND
7	=		AND
8	=		AND
9	=		AND
10	=		AND
11	=		AND

◆ 1979年から1997年までの全設備を対象に予防取替え及びプラントへの影響が無いものを除いた場合の故障発生件数について検討した。

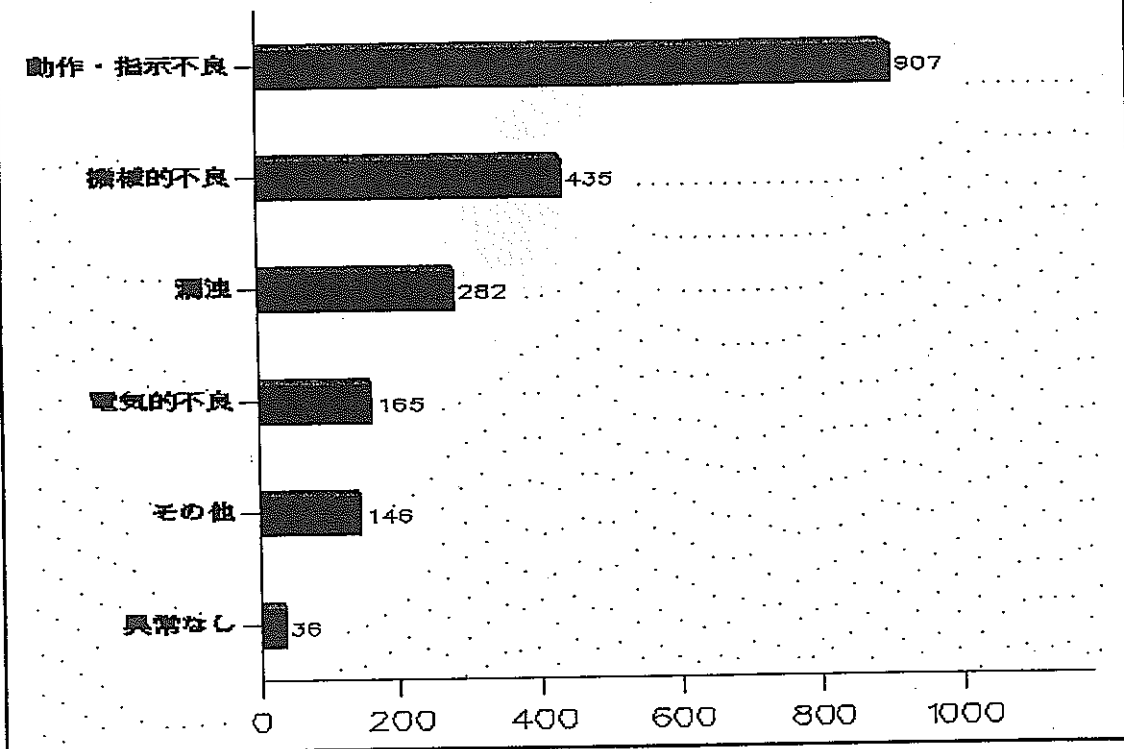
-5-

## 発見動機別発生件数



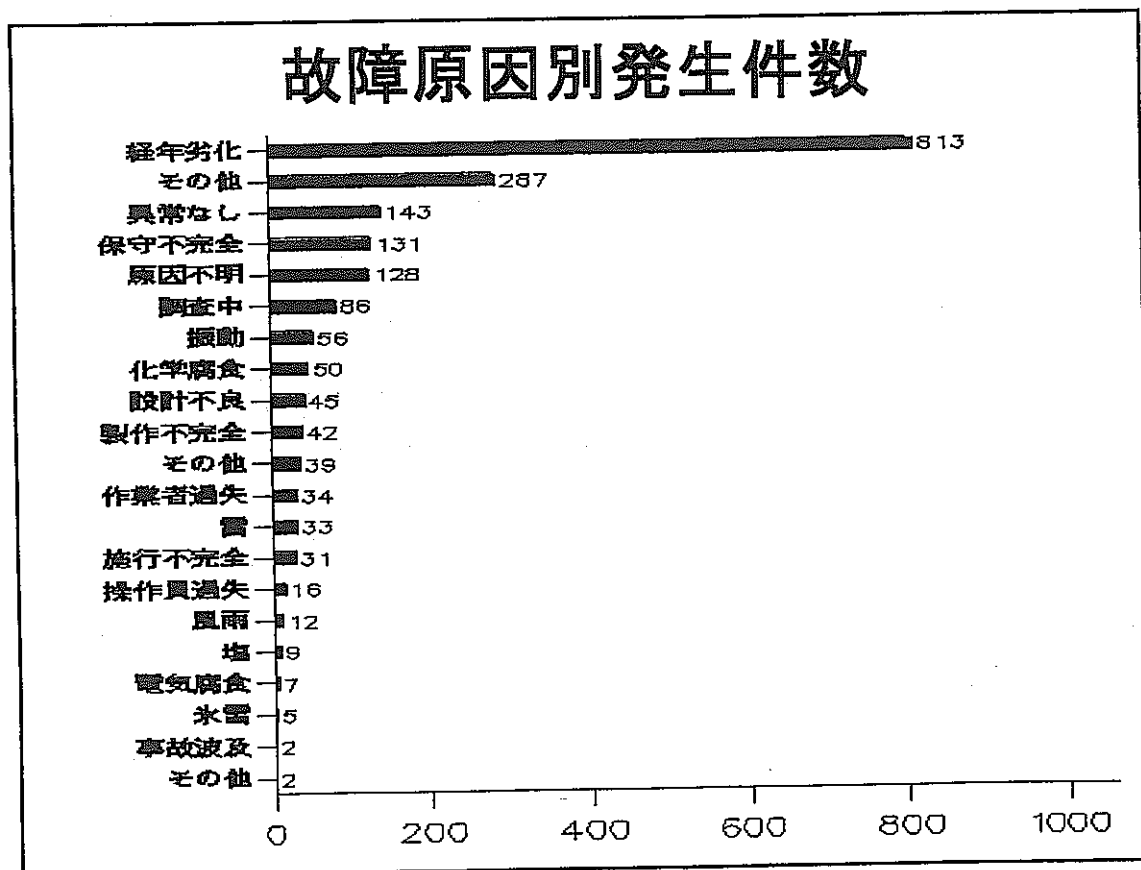
-6-

## 発見時状況別発生件数



-7-

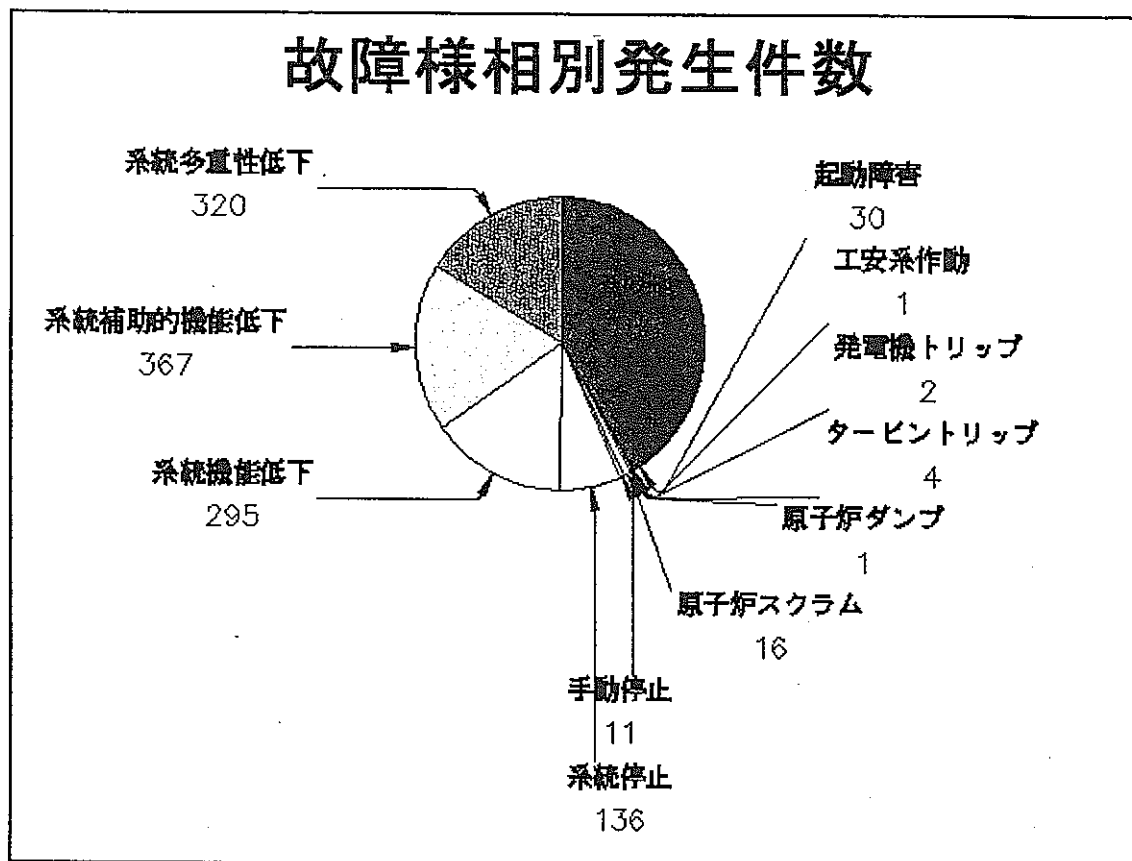
## 故障原因別発生件数



-8-

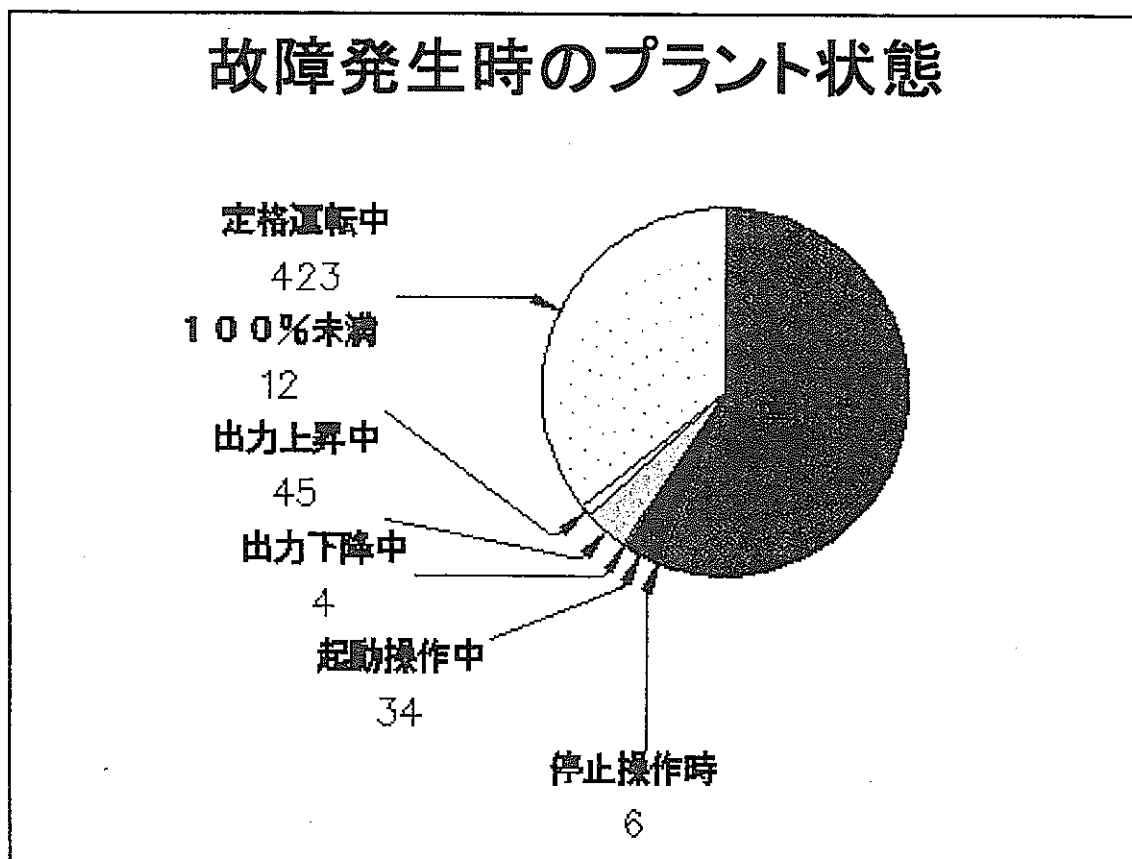


## 故障様相別発生件数



-9-

## 故障発生時のプラント状態



-10-

# Living PSAシステム用データ

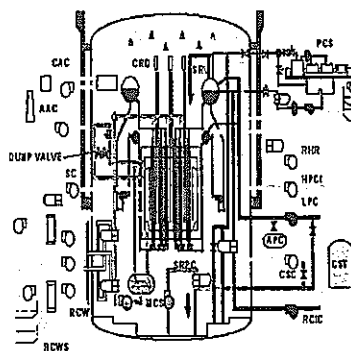
## ふげんレベル1 PSA故障率データベース

PSA機器コード	PSA機器名称	PSA故障モード	故障内容	故障率	中央値	EF	文献名称
AC	アキュムレーター	R	ラプチャ	5.788E-08	4.188E-08	3.757	F-99/11/04
AF	エアフィルター	F	機能喪失	3.555E-07	3.143E-07	2.262	F-99/11/04
AL	アラーム	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/11/04
AM	アンプ	F	機能喪失	7.845E-08	2.049E-08	14.811	F-99/11/04
AN	トリップ回路	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/11/04
AV	空気弁	D	開失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/11/04
AV	空気弁	K	開失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/11/04
AV	空気弁	P	プラグ	2.152E-08	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
AV	空気弁	R	ラプチャ	7.318E-08	6.981E-08	1.658	F-99/11/04
AV	空気弁	X	開閉失敗	1.937E-07	1.903E-07	1.363	F-99/11/04
BC	蓄電器	F	機能喪失	8.026E-07	2.097E-07	14.811	F-99/11/04
BC	蓄電器	H	高出力	4.013E-07	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
BC	蓄電器	Z	低出力	4.013E-07	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
BS	母線	F	機能喪失	6.020E-08	4.355E-08	3.757	F-99/11/04
BY	蓄電池	F	機能喪失	8.026E-07	2.097E-07	14.811	F-99/11/04
CA	ケーブル	B	断線	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
CA	ケーブル	O	短絡	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
CA	ケーブル	S	地絡	1.003E-09	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
CB	カー	X	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/11/04
CC	演算器	F	機能喪失	1.592E-08	4.158E-09	14.811	F-99/11/04
CH	冷凍機	F	機能喪失	5.204E-06	5.036E-06	1.525	F-99/11/04
CL	電動クラッチ	G	誤切り離し	3.010E-07	2.178E-07	3.757	F-99/11/04
CL	電動クラッチ	X	動作失敗	3.010E-07	2.178E-07	3.757	F-99/11/04
CN	スイッチ接点	F	機能喪失	1.209E-08	1.200E-08	1.229	F-99/11/04
CO	コイル	B	断線	5.987E-11	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
CO	コイル	O	短絡	5.987E-11	0.000E+00	0.000	F-99/11/04
CR	冷却コイル	F	機能喪失	1.000E-06	1.000E-06	1.200	IEEE std500より

# Living PSAシステムの概要

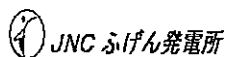
ふげん Living PSAシステム ◆ 機器故障データ等

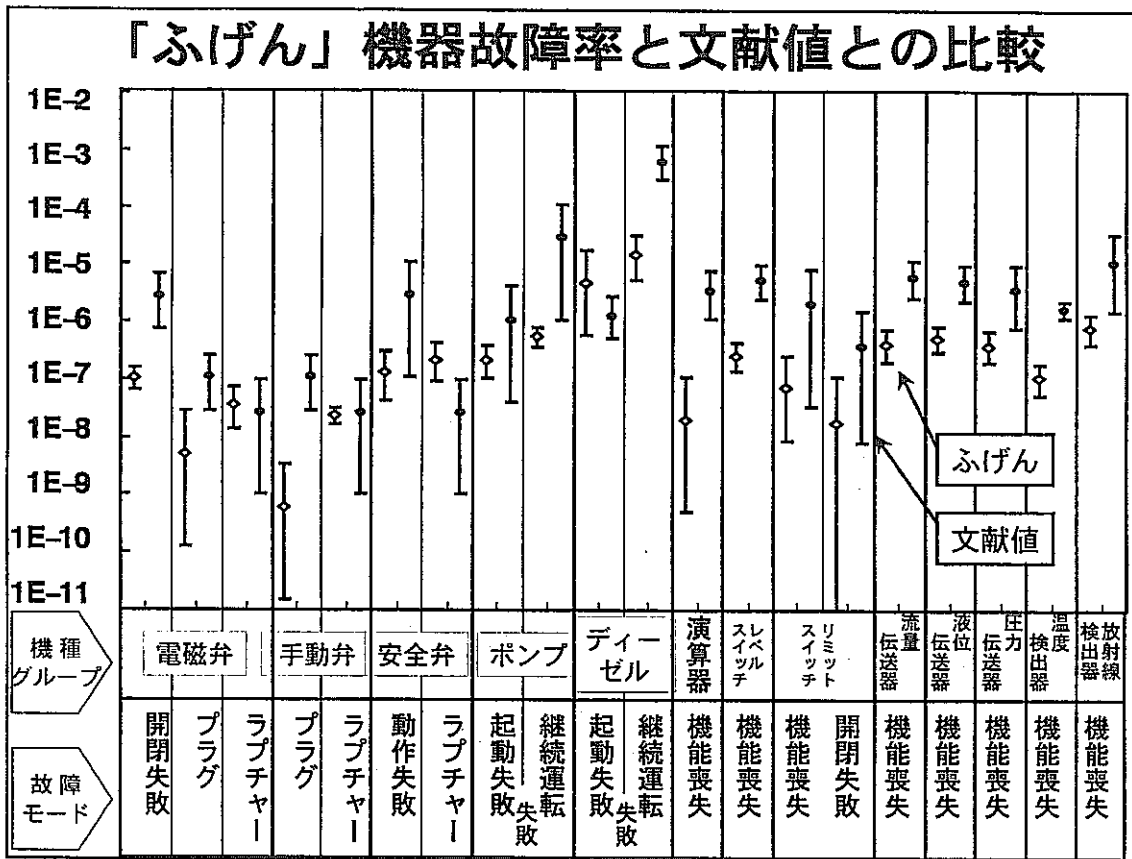
- A 故障率データ等更新
- B PSA (プラント安全評価)
- C PAA (プラント停止評価)
- D 保守最適化評価
- E 終了



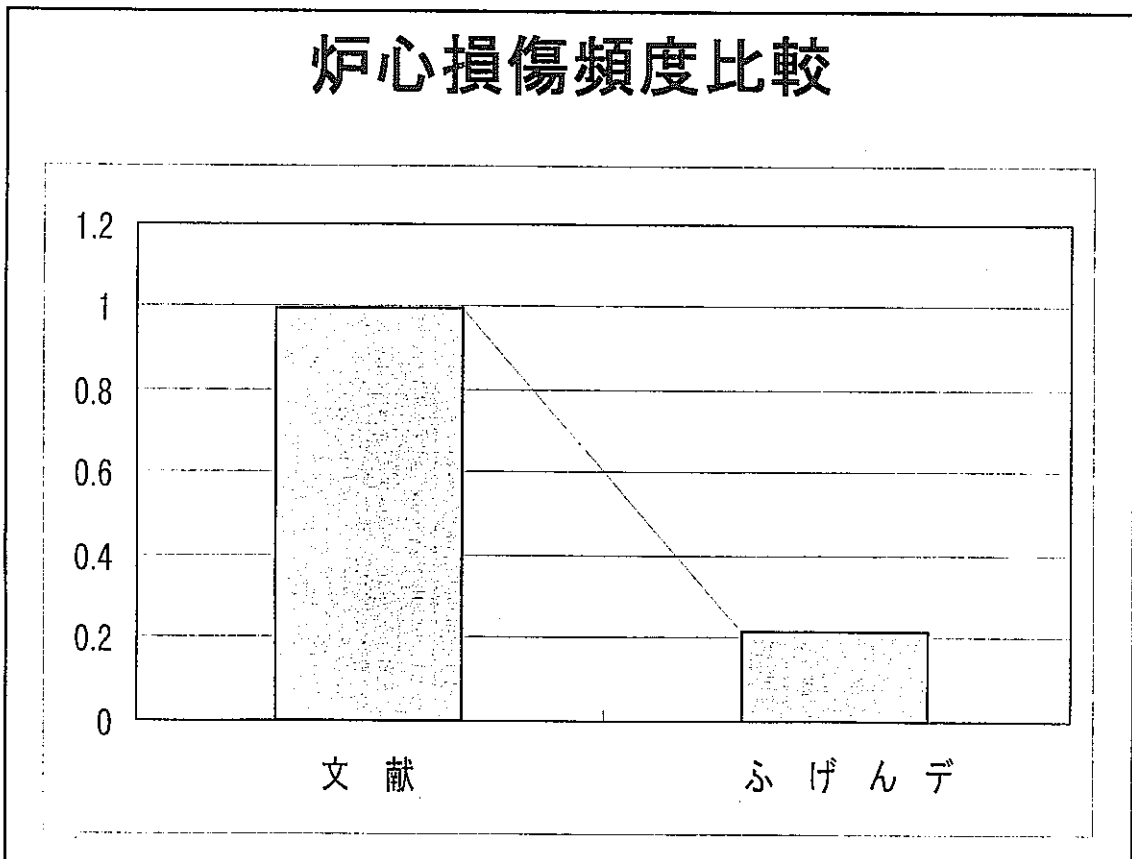
から炉心損傷頻度  
及びプラント停止  
頻度を算出し、最  
適な保守の検討を  
行う。

システムデータ  D:\Program files\YPSA  
データファイルデータ  D:\Program files\YPSA\DATA





-13-



-14-

## 成果のまとめ

- ◆ データの収集・整備を継続した。
- ◆ 誰にでも扱いやすいツールとして信頼性データ解析システムを開発した。
- ◆ 故障発生件数における傾向を把握し、また故障率データをPSAへ反映した。

-15-

## 今後の課題

- ◆ データの収集・整備の継続
- ◆ データの詳細な分析・評価

-16-

## 用語の解説

- ◆ サーベランス: 設備・機器の機能確認試験
- ◆ MTBF: 平均故障間隔
- ◆ スクリーニング: ある条件に基づきデータをふるいにかけること。
- ◆ Living PSAシステム: プラントの系統構成, 運用の変更及び運転経験等を逐次反映させながら PSAを実施するためのシステム。

第11回 安全研究成果発表会  
 平成11年12月15日  
 サイクル機構 大洗工学センター

# 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施

## 受動的安全設備を考慮した ULOF事象シーケンス発生確率の予備的評価

大洗工学センター  
 システム技術開発部 FBRシステムGr  
 三原 隆嗣

### 研究の目的

大型の高速増殖炉モデルプラントを対象に確率論的安全評価を実施することにより、プラントのリスクプロファイルを把握し、安全基準、指針等の整備に資する

### 研究の内容

	9年度	10年度	11年度	12年度	13年度
イ. 事故シーケンスの抽出・定量化	シーケンスの抽出	シーケンス発生確率の定量化			
ロ. 炉心損傷過程及びシステムの評価		事象推移評価	リスクの分析		
ハ. 外的事象評価	予備検討	概括評価			
ニ. 主要なリスク因子の分析・整理				リスク支配因子の分析・整理	

#### イ. 事故シーケンスの抽出・定量化

受動的安全性を考慮して、システムモデルを作成し、炉心損傷に至るような事故シーケンスを抽出し、発生確率の定量化を行う

本報告での研究の目的

●受動的安全設備を考慮した、高速炉プラントのPSA評価手法の整備

研究の内容

- ・高速炉モデルプラント: ULOF (炉心流量喪失時スクラム失敗) 事象
  - GEM,SASSを考慮したULOF事象初期段階のイベントツリー作成
  - イベントツリーの予備的定量化
    - 受動安全設備の効果
    - 事象推移の緩慢化による原子炉手動トリップ操作

本発表の内容

- ULOF事象初期段階のイベントツリーの作成
- イベントツリーの定量化手法
- イベントツリーの予備的定量化結果
- まとめ

3

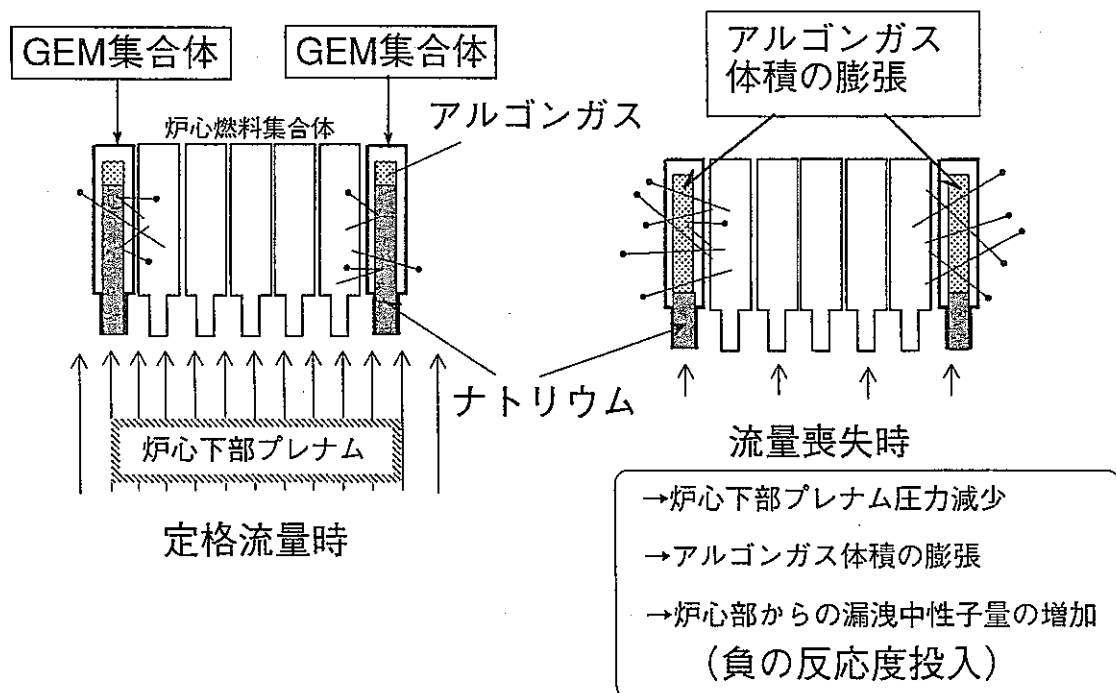


図 ガス膨張機構：GEM (Gas Expansion Module)

4

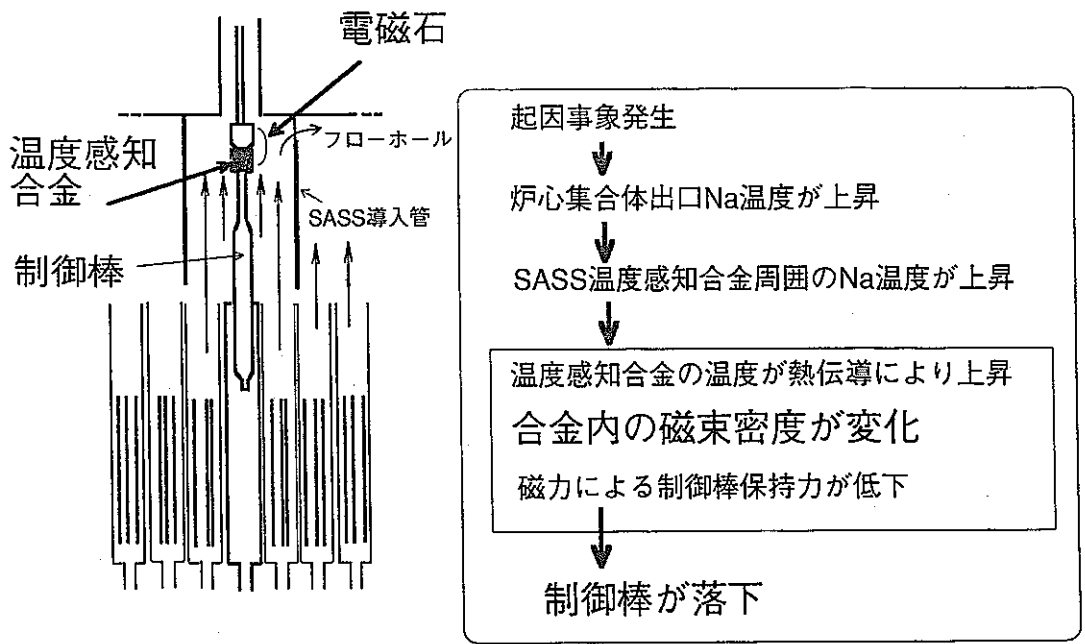


図 キュリー点方式自己作動型炉停止機構 (SASS : Self Actuated Shutdown System)

5

評価対象としたプラント条件

- 電気出力60万kWeの高速炉モデルプラント
  - 原子炉停止系：主炉停止系、後備炉停止系の独立2系統
- 炉心周辺部に1層のGEM集合体
  - 後備炉停止系にSASS制御棒集合体
- ULOF事象を対象
    - 流量喪失開始から炉心部冷却材沸騰に至るまでの事象推移を解析 (SAS4Aコード)

6



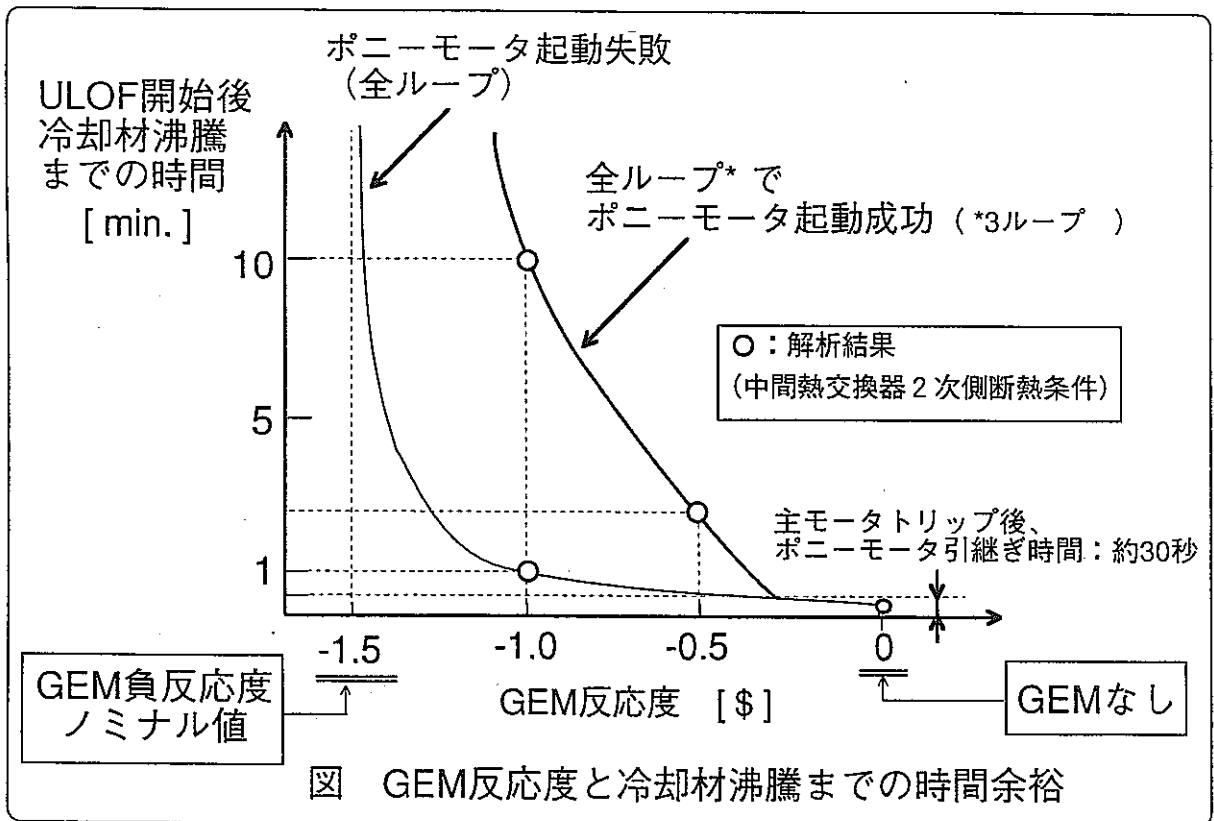


図 GEM反応度と冷却材沸騰までの時間余裕

7

GEMのみで事象静定に至らない場合であっても、ポニーモータの起動に成功すれば事象推移は緩慢となり炉心冷却材の沸騰開始までに時間的余裕が生ずる  
 →原子炉手動トリップ操作による事象静定のパスを考慮

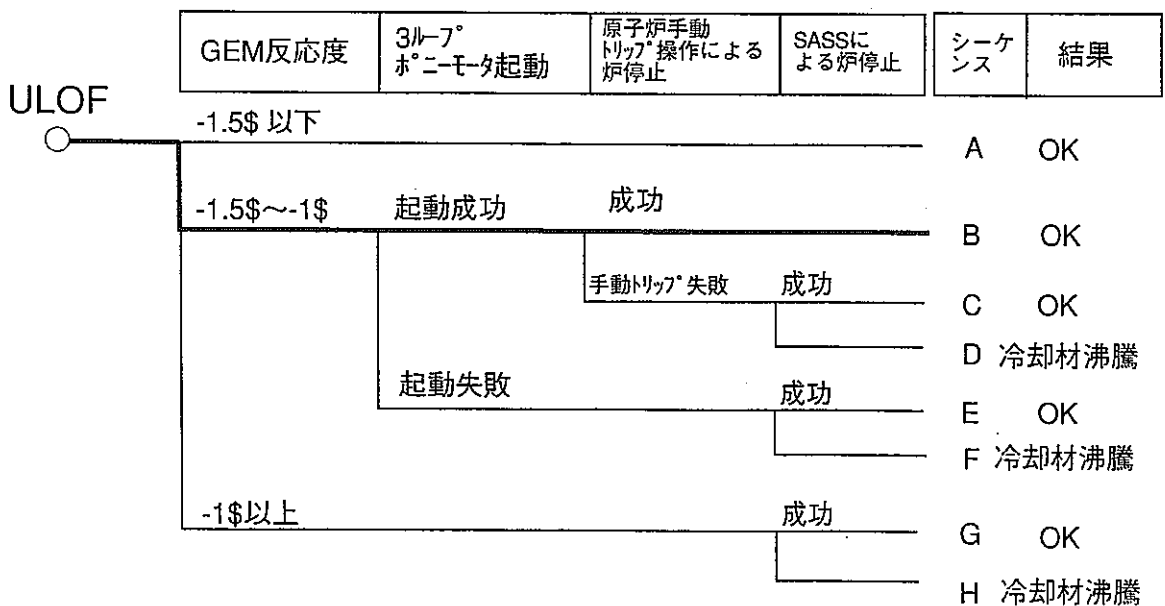
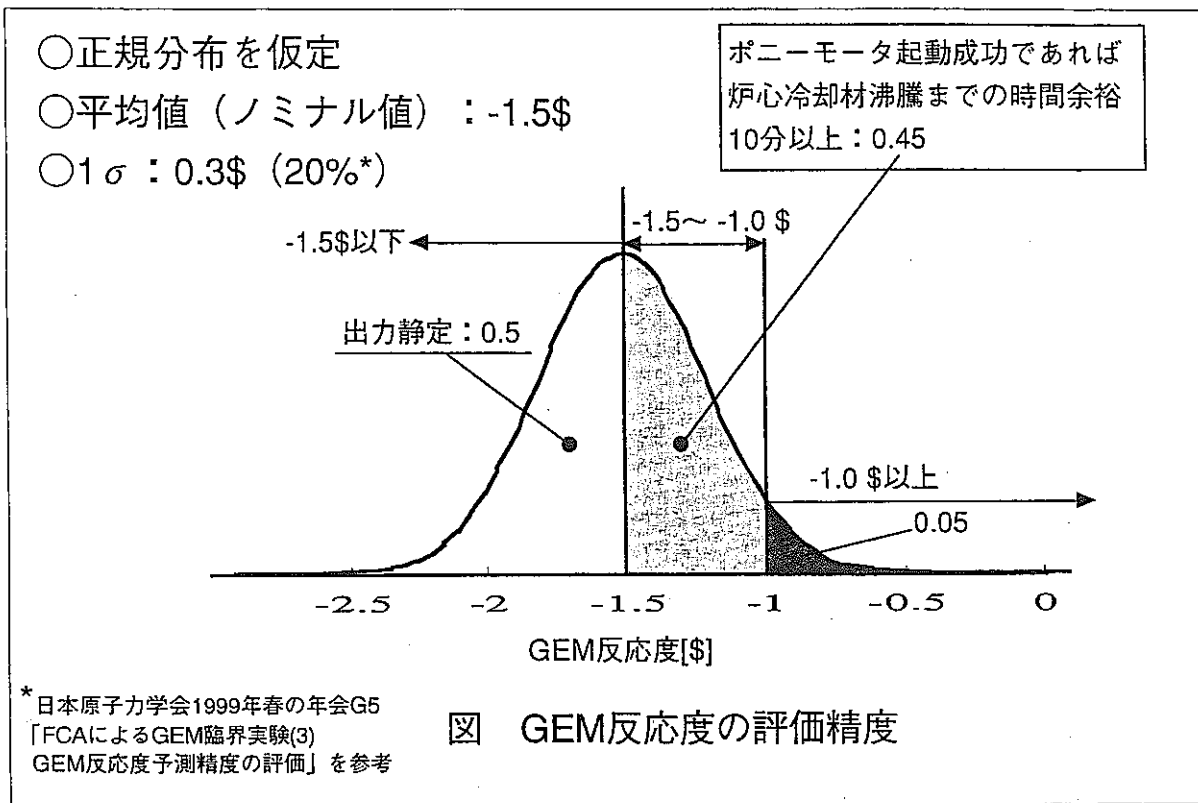


図 大型炉ULOF事象初期段階のイベントツリー

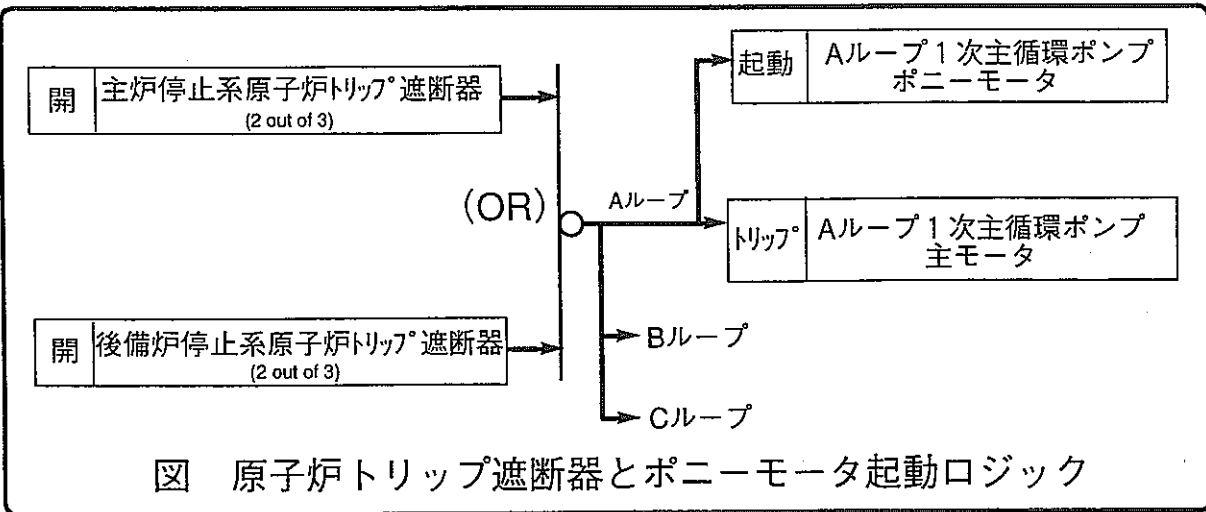
8



9

「ポニーモータ起動」の分岐確率の定量化

ポニーモータ（PM）の起動失敗・・・機器単体の故障  
 → ULOF起因事象との従属性（ex.ポンプ軸固着→PM運転不可）  
 →→ULOF事象シーケンスカットセットとの従属性



10

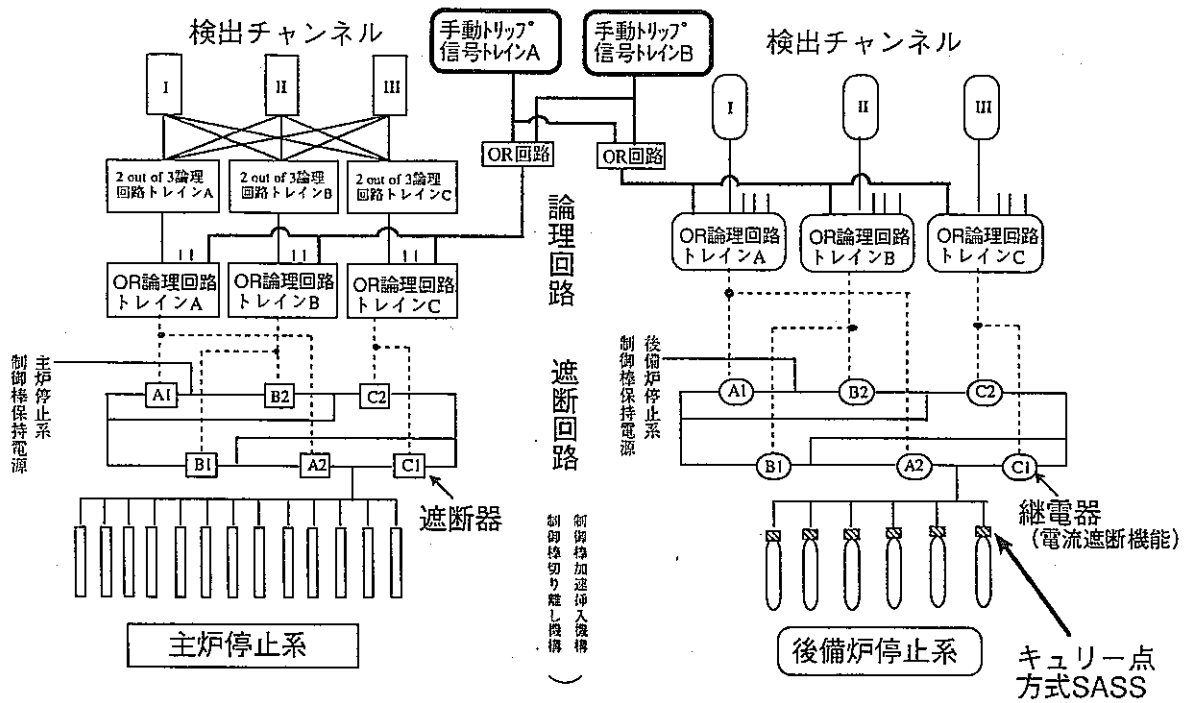


図 原子炉停止に係る系統の構成

手動トリップ操作は、OR論理回路 遮断器開失敗には無効

### SASSによる原子炉停止失敗確率の低減効果

#### SASSの役割

→安全保護系からのスクラム信号による

「後備炉停止系制御棒保持電源遮断」に失敗した場合のバックアップ

#### 原子炉停止失敗

= 主炉停止系fail × 後備炉停止系fail

= ( 主炉停止系制御棒保持電源遮断 fail + 主炉停止系制御棒挿入 fail )

× ( 後備炉停止系制御棒保持電源遮断 fail × SASS fail + 後備炉停止系制御棒挿入fail )

#### →SASSの失敗確率 (冷却材沸騰防止)

現象の不確かさに基づく失敗確率—予備的な評価より 1.5E-2 / demand (ULOF時) を仮定

- SASS切り離し温度、電磁石温度応答時定数、冷却材輸送遅れ時間、SASS隣接集合体出口温度、冷却材反応度温度係数、ドップラ反応度係数、炉心流量半減時間等の不確かさに依存

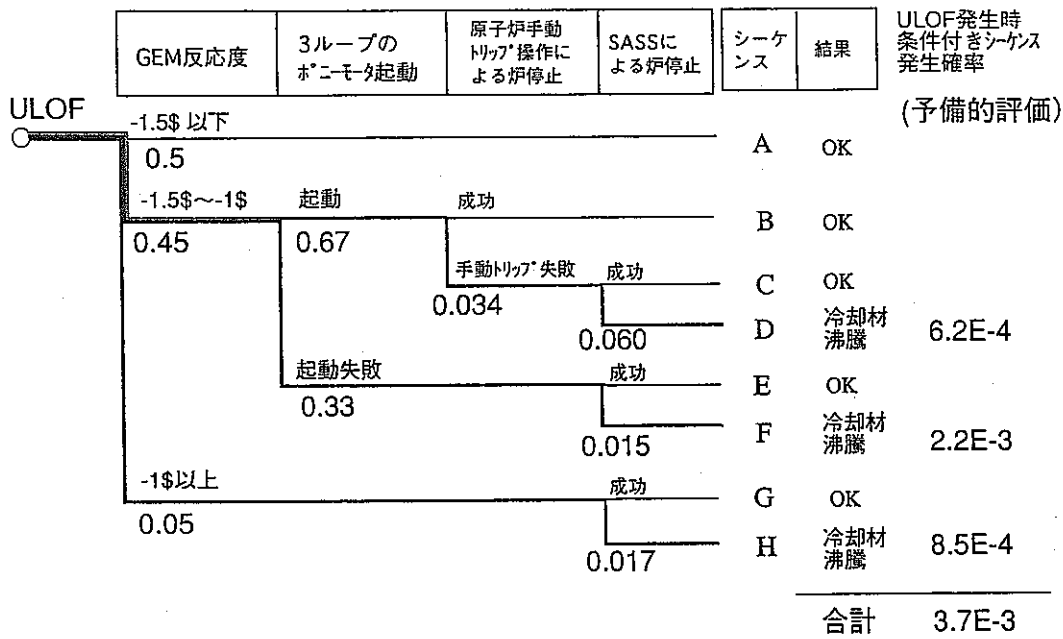


図 大型炉ULOF事象初期段階のイベントツリーと分岐確率

### まとめ

- ・ 事象推移の解析結果を基に、GEM、SASSを設置した高速炉プラントに対するULOF事象初期段階のイベントツリーを構築

→GEMによる負の反応度効果とポンプ流量との組み合わせにより、沸騰開始までの事象推移が緩慢となって原子炉手動トリップ操作に期待できるパスが発生  
 「ポンプ起動（全ループ）」、「原子炉手動トリップ操作による炉停止」

- ・ 起因事象との従属性、
- ・ ULOF事故シーケンスカットセットとの従属性、

→イベントツリー、フォールトツリーにより適切にモデル化する必要あり

- ・ 予備的評価ではあるものの、GEMとSASSの併用により、ULOF発生時であっても冷却材沸騰に至るシーケンスの割合を $10^{-3}$ のオーダーにまで低減できるとの見通しを得た
- ・ 受動的な安全機能を考慮したPSA評価手法のためのシステム解析モデルが整備された。

## 今後の課題

- 受動安全設備（SASS, GEM）の信頼度評価精度の向上
  - ・現象の不確かさに関連するパラメータの確率分布の設定についての情報の整理
- プラント動特性評価モデルの詳細化（保守的な想定からより現実的な条件へ）
  - ・全ての起因事象に対して中間熱交換器で断熱状態
  - 起因事象の種類によっては、2次系や水・蒸気系への熱輸送パス、またはこれらの系統の熱容量が考慮できる
    - ⇒事象進展の緩慢化による時間余裕の増大
    - ⇒ポニーモータ2ループ運転（3ループ中の）状態での事象推移の考慮
- 運転員操作評価モデルの詳細化
  - ・スクラム失敗状態で、運転員が「認知・判断」により手動スクラム操作を「実行」
  - どの種類のプラントパラメータで判断するか、時間余裕は十分か等の検討

⇒受動的な安全設備を導入したプラントに対する主要なリスク支配因子と不確かさの要因を把握

⇒リスク低減に有効な設計方策や研究課題の優先度に関する判断材料の提供

15

## 用語集

PSA 確率論的安全評価	Probabilistic Safety Assessment：発生する可能性のある様々な事象の発生確率を考慮したリスク評価手法
炉心損傷事故	「事故」より発生頻度は低い炉心の損傷に至る可能性のある事故
ULOF 事象	炉心流量喪失時に、原子炉スクラム（緊急炉停止）に失敗する事象
受動的な安全設備	プラント異常時に生ずる密度変化や相変化等の自然現象を利用して安全機能（止める、冷やす等）の実現を図る設備
GEM ガス膨脹機構	上部出口が閉じられたラッパー管内に Ar ガスを内包したもの。炉心周辺部に配置され、ULOF 事象発生時に Ar ガス空間が膨脹して炉心からの中性子漏洩量が増加し、未臨界状態として原子炉停止を図る
SASS 自己作動型炉停止機構	温度や流量等の検出器からのスクラム信号発生に失敗しても、温度感知合金等の受動的機構により、制御棒等の中性子吸収体を炉心に挿入する
イベントツリー	プラント構成要素の動作の成功/失敗によって分岐する樹枝線図
フォールトツリー	複雑な工学的システムの機能喪失の要因を、成功、失敗の2値論理の組み合わせを使い、弁開失敗等の素因までさかのぼって表示したもの
反応度	正の値の場合は炉心内中性子の数が増加。負の場合は減少。
ポニーモータ	炉停止後、冷却材循環ポンプを低速で運転するための小型駆動モータ

## 資料3

### 質疑応答集

平成11年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室：ナトリウム・安全工学試験部

機器・配管の寿命予測評価法の研究  
 - 構造材料の損傷過程の把握 -

機器・構造安全工学Gr

発表者：青砥 紀身

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>試験は腐食媒が潤沢に存在し、かつ等温の環境で行っているが、現実には、そうした物質の移動や不均一、あるいは環境の温度変動や局所の温度差等の効果があるものと思う。そうした効果はどう考えるのか。</p> <p>今後の課題に化学熱力学基礎データ整備が挙げられているが、腐食生成物で分かっているものがあれば示して欲しい。</p>	<p>現実の環境についてのご指摘はその通りであって、それらの影響は考慮すべきものと考えている。ただし、ここでの想定は漏えい燃焼時に形成される環境であり、生成される腐食性物質は、Na 酸化物、過酸化物及び水酸化物に限られると考えている。このうち主に腐食進行に加担する物質は酸化物と過酸化物であるため、両支配環境での腐食機構及び進行を把握しておけば、こうした物質の変動の効果はその中に包含できるものと考えている。また、腐食評価にはそれぞれ温度依存性を持たせてあるので温度変動効果は評価できる。</p> <p>酸素ポテンシャル条件にもよるが、基本的に Na<sub>2</sub>O が複数配位した形の Na-Fe 複合酸化物である。酸素ポテンシャルが高い場合には、鉄単独の酸化物も観察されている。</p>	

平成 1 1 年度安全研究成果発表会 Q & A

[発表課題名]

安全設計・評価における適切な信頼性確保に関する研究  
 -崩壊熱除去系と原子炉停止系の要求条件の検討-

部課室： システム技術開発部

リスク評価技術開発 G r

発表者： 栗坂 健一

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>大型炉、IRACS 等評価対象について、様々な表現が見受けられるが、電動弁を例にとると、特定の設計に対する非信頼度評価であるか、それとも一般的な設計を対象とした評価であるか？</p> <p>非信頼度の目標を <math>10^{-7}</math> / 要求とした根拠が理解できない。</p>	<p>特定の設計仕様に対する非信頼度評価ではなく、一般的な設備構成を想定した評価である。電動弁といっても設計の違いによって故障確率がばらつくと考えられるので、不確かさ幅として本評価の中では考慮している。IRACS という名称は崩壊熱除去の一つの方式であるので、様々な方式について相互比較できる形で最終年度の成果を整理する予定である。</p> <p>基本的に INSAG の基本安全原則に示されている将来炉の炉心損傷発生頻度を <math>10^{-5}</math> / 炉年に抑えるという目標を前提としている。この数値は、例えば全世界で 1000 基の原子力発電所が 100 年間使用されたときに、炉心損傷事故が 1 回発生する程度の頻度と理解することができる。炉心損傷が発生した仮定してもそれが全て大規模な放射性物質の敷地外への放出につながることを考えると、この程度の目標値は許容できるものと考えられる。</p> <p>この <math>10^{-5}</math> / 炉年という数値には、地震、火災などの外部要因に起因する事故も含んでおり、さらに評価値の不確かさも考慮した上での上限值がこれをクリアすべしと解される。PSA の結果によれば、不確かさの上限值は点推定値の高々 3~4 倍であるため、外部要因を除いた炉心損傷発生頻度の点推定値の目標としては <math>10^{-5}</math> / 炉年の約 10 分の 1 の <math>10^{-6}</math> / 炉年とするのが適当と言える。</p> <p>さらに PSA の考え方を導入すると、シーケンス別の炉心損傷発生頻度は起因事象発生頻度と安全系の失敗確率の積で表される。どのような起因事象に対しても原子炉停止に失敗すると炉心損傷に至るし、崩壊熱除去に失敗しても同様である。従って、原子炉停止系および崩壊熱除去系の失敗確率の目標値は概ね前述の <math>10^{-6}</math> / 炉年を起因事象発生頻度の合計値で除した値で表現することができる。</p> <p>高速炉機器信頼性データベースや国内軽水炉発電所の機器故障率データ等に基づくと、この起因事象発生頻度の合計値は不確かさはあるものの 1 / 炉年 (動燃設計の 60 万 kW 級高速炉を対象とした PSA 評価例では約 2 / 炉年という試算がある。) のオーダーである。これに基づくと、原子炉停止系及び崩壊熱除去系の非信頼度の目標は <math>10^{-7}</math> / 要求のオーダー (上の例では原子炉停止失敗シーケンスと崩壊熱除去失敗シーケンスを同じ目標値にすると合計が <math>10^{-6}</math> / 炉年を超えないようにすると、各系の失敗確率は <math>10^{-6}</math> / 炉年 ÷ 2 シーケンス ÷ 2 / 炉年 = 約 <math>3 \times 10^{-7}</math> / 要求) となる。</p> <p>起因事象発生頻度が毎年 2 回相当発生するという見積もりは、高速炉が開発途上にあり、運転経験が極めて少ないことが原因となっている。国内軽水炉の計画外原子炉停止頻度は概ね <math>10^{-1}</math> / 炉年である。高速炉においても実用化段階では同等の水準になることを期待すると、上に述べた考え方に基づいたとしても非信頼度の目標値は <math>10^{-6}</math> / 要求のオーダーに緩和されることが十分考えられる。</p>	



質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>蒸気発生器を介した崩壊熱除去は信頼度上困難と考えられる。蒸気発生器を介した水・蒸気系の非信頼度の計算において、安全系と信頼性のグレードが異なることをきちんと考慮したか？</p> <p>原子炉停止系のワンロードスタック条件などは、これまで反応度余裕という形でしか裕度を確認することができなかったが、この研究成果によって非信頼度という形で定量的にワンロードスタックのメリットを表すことができたので、この成果を安全設計、安全評価の基準作りに反映されることを期待する。</p>	<p>現在使用した非信頼度データは国内軽水炉の運転故障経験に基づくものであるが、安全系と非安全系の両者の混じったものである。原子力発電所の運転管理年報等を分析することにより、給水系等の非安全系の信頼度グレードをきちんと確認した上で再度研究成果を整理する予定である。</p>	<p>回答内容に従って研究を進める。</p> <p>コメントに沿って研究を進める。</p>

平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]  
 炉心反応度の評価に関する研究  
 -安全評価上重要な炉心反応度の予測精度評価-

部課室： システム技術開発部  
 炉心技術開発Gr  
 発表者： 横山 賢治

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>調整に用いた核特性と同じものをまた解析しているのか。                  それならば、良くなるのは当然であるので、調整に使っていない別の体系の解析を行って検討するべきである。</p> <p>常陽の Na ボイド反応度といっているのは常陽での測定値を用いているのか。                  それならば、測定値の誤差が大きいはずなので、解析手法の問題ではないかも知れない。FCA 等の臨界実験で精度良く測定された結果を使うべきである。</p> <p>今後の課題としているコードシステムの検証では、どのようなことを行う計画があるのか。</p>	<p>ここで示したのは、ご指摘のとおり、調整に用いた核特性と同じものを解析した結果である(実際には再解析するわけではなく感度係数で予測している)。一方で、ここでは示していないが、JUPITER 実験だけで調整した結果を使って、FCA を解析するとどうなるかといった検討もしている。</p> <p>常陽 MK-I で実際に測定された中心集合体の Na ボイド反応度の測定値を用いている。ご指摘の FCA の Na ボイド反応度についても現在解析を進めているところである。また、解析手法を詳細にした常陽の再解析も行い検討を進めている。</p> <p>例えば、自己遮蔽因子の感度係数を求めるシステムを整備したわけであるが、感度係数の測定値はないので、実験値との比較による検証はできない。このため、核データを直接変動させて感度係数を求める直接計算の結果との比較等を考えている。</p>	<p>調整対象核特性以外の核特性の予測精度評価及び向上策の検討にも更に力点を置いて、引き続き検討を進める。</p> <p>常陽の測定値については、解析手法だけではなく、誤差の観点からも検討を進める。</p>

平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究  
 -材料スエリング挙動とBDI挙動の評価-

部課室： システム技術開発部

燃料材料技術開発Gr

発表者： 鵜飼 重治 (井上代理)

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>燃料ピンとダクトが接触しても破損する訳ではない。燃料集合体の破損限界をどのようにして設定しようと考えているのか。</p> <p>そのような高 BDI 条件では、それよりも先に燃料ピンの破損寿命が来てしまうのではないか。</p> <p>リン化合物数密度が照射量に対してピークをもつのはどうしてか。</p> <p>燃料要素・集合体の破損限界を見極めるため、ぜひ壊す実験を行ってほしい。(コメント)</p>	<p>ピン-ダクト接触を遥かに越えた高 BDI 条件においても破損していない Phenix 照射燃料集合体のデータを共同研究で仏より入手して、その解析から BDI による破損限界を見極める計画である。</p> <p>BDI の発生は主として被覆管のスエリングによる燃料ピンの外径増加に原因している。燃料ピンの寿命は高スエリングした被覆管材料のクリープ強度の低下と高 BDI 条件で被覆管に加わる接触荷重の程度に依存する。</p> <p>リン化合物は照射誘起析出物であり、照射に伴い生成するが、その後消失するため、数密度は照射量に対してピークを取る結果となる。</p>	

平成 1 1 年度安全研究成果発表会 Q & A

[発表課題名]

部課室：照射施設運転管理センター

「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究

実験炉部技術課

—フィードバック反応度の評価精度向上のための検討—

発表者：吉田 昌宏

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>燃料膨張反応度の燃焼依存性を燃料の組織変化等によるものと考えているとのことだが、組織変化は数千 MWd/t の低い燃焼度で安定してしまい、「常陽」の出力係数に見られる 20,000 ~ 40,000MWd/tあたりでの燃焼依存性を説明できないのではないかと。</p> <p>今後の予定に炉心湾曲の燃焼依存性の検討をいれるべきではないかと。</p> <p>また、ARCHCOM と従来手法の計算結果の差は大きいのではないかと。</p>	<p>OHP に示した「常陽」の出力係数のプロットは、炉心平均燃焼度との関係を示したものであり、各サイクルの運転初期の炉心には、取替燃料として装荷された新燃料と高燃焼度の燃料が混在している。そのため、OHP に示した燃焼依存性には燃焼初期の組織変化による効果は含まれていると考えている。</p> <p>今回の OHP は、発表内容に関連の深いものに絞ったため、炉心湾曲挙動評価については特に記載しなかったが、これまで、照射後試験による集合体残留歪を詳細な炉心構成要素の交換履歴を反映した全炉心の湾曲解析結果と比較することにより、湾曲挙動の燃焼依存性の検討を行ってきており、今後も継続する計画である。</p> <p>従来手法と ARCHCOM による湾曲反応度を集合体毎に比較すると、制御棒とその近傍や燃料 vs 反射体境界領域等、二次元体系では実機を正確にモデル化できない領域で差が生じ、それが全炉心湾曲反応度の差の要因となっていた。しかし、燃料のみからなる均質な領域では両者は非常によく一致していることから、ARCHCOM の計算結果は妥当であると判断した。</p>	

平成11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

過渡伝熱流動現象評価に関する研究

熱流体技術開発Gr

—流体-構造熱的連成実験結果によるサマルトラヒツク解析コードの検証— 発表者：村松 壽晴

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>ナトリウム実験において、最大温度差を40℃としているが、この根拠は？</p>	<p>実験装置のヒータおよびクーラの性能から制約を受けたものであり、数値自体に根拠は無い。乱流域での現象であるので、最大温度差に係わる影響、例えば浮力などは考慮する必要は無い。</p>	
<p>ナトリウムを対象とした研究のように、その他の流体への適用性は？</p>	<p>解析コードについては、物性テーブルを入れ替えることで、他の流体にも簡単に適用できる。解析コード群は、水などによる実験結果を用いて検証されていることから、ナトリウムの場合と同等の精度で評価が可能である。</p>	
<p>熱伝達による温度ゆらぎ振幅減衰の物理的解釈は？</p>	<p>試験片から0.3mm突起させた熱電対情報を用いたため現れたものであり、現象論的には減衰は無い。ただし、境界層厚さが流れ場に応じて変化すること、解析評価で有限のメッシュ分割を用いることを考えると、何らかの工学的配慮が必要となる。</p>	
<p>研究成果は、最終的に設計などの指針に反映されるのか？</p>	<p>日本機械学会「熱荷重による構造物損傷評価手法」に関する研究会で知見が整理される。ただし、設計での利用を前提にした場合、詳細解析コードの利用は負荷が大きくなるため、最終的にはテーブルあるいはチャートを用いた簡易的なものとなる。</p>	
<p>安全裕度の適正化、合理的な設計など、目標とする最終的数値が見えない。</p>	<p>従来の設計では、最大温度差が用いられていたが、これでは過度な安全裕度を見込むことになる。温度ゆらぎ振幅の減衰過程を機構論的に考慮し、現実的な裕度を見込む方法論を研究の中で確立してゆく。</p>	

平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室：ナトリウム・安全工学試験部

ナトリウム燃焼に関する研究

プラント安全工学Gr

－ナトリウム液滴落下燃焼実験と小規模プール燃焼実験－

発表者： 大野 修司

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>空気雰囲気でのナトリウム・コンクリート反応実験に関する検討の進捗を知りたい。</p> <p>ナトリウム・コンクリート反応はライナの損傷後に生じることも考慮し、例えばNaだけでなくNaOHとの反応についても実験するのか否か、検討するのがよい。</p> <p>液滴が落下燃焼する場合、反応生成物が全部雰囲気へ飛んでいくと考えることは妥当なのか。</p> <p>約 0.3 秒後に着火したというが、着火条件はそんなに簡単に決まるものではないのではないか。</p> <p>液滴燃焼実験の解析に関して、燃焼に伴う Na の温度上昇と熱膨張も落下燃焼挙動に影響を与えるのではないか。</p> <p>今回の小規模プール燃焼実験で落下高さは最大で1.5mであるが、(実プラントで想定される)より高い落下高さの場合の評価はどうなるのか。</p>	<p>平成10年度には検討はできなかった。現在、どのような実験内容とすべきかを含めて計画を検討しているところである。</p> <p>液滴は強制対流場にさらされていること、Na 液滴の燃焼は蒸気が酸素と反応する気相反応であると考えられることから、反応生成物のほとんどは雰囲気へ放出されると考えている。実験で回収した落下燃焼後の液滴を分析にかけるとのアイデアもあるが実現には至っていない。</p> <p>着火挙動に着目した過去の実験例によれば、着火挙動は液滴径等の条件に依存するようである。サイクル機構としてもそのようなデータを取得しておきたい。</p> <p>今回の計算で Na 温度に応じた熱膨張は考慮している。</p> <p>本実験結果から、高さが 0.1m の場合と 1.5m の場合では、漏えい初期を除けば拡がり挙動は同様であることが確認されている。平成 8 年に実施したナトリウム漏えい燃焼実験での高さは 3.6m であることから、これらの実験結果で解析コードの妥当性を検証したうえで、実機に関してはその解析コードで評価することができると考えている。</p>	<p>計画を定めるにあたっては実験で何に着目するのかを明確にするよう留意する。</p>

平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室：ナトリウム・安全工学試験部

炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究

高速炉安全工学Gr

－模擬融体を用いた炉外試験とその成果－

発表者： 小西 賢介

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>&lt;沸騰プール模擬試験について&gt; 沸騰プールとはどのような状態を指すのか？</p> <p>静止液相中にガスを吹き込んでいる可視化試験はバブリングであって、Ishii先生の相関式で扱っているのは液相が循環するような管内二相流と認識している。この式を適用するのは妥当なのか？</p> <p>&lt;融体放出移行挙動試験について&gt; 燃料放出試験では、ステール管は融けるのではないか？ステール管は冷やされているのか？</p>	<p>炉心損傷時に炉心部で形成される熔融燃料とステールの熔融プールでは、燃料の融点とステールの沸点が近いために、ステールが蒸発して沸騰状態が生じる。このような状態を沸騰プールと呼ぶ。沸騰プールの動的挙動は燃料の分布に影響し、再臨界の可能性をもつ燃料の動き(スロッシング)を駆動するかどうか焦点となる。従って、この研究では、模擬物質を用いて、その評価を可能とするための基礎的な研究を進めている</p> <p>今回取り入れた相関式は、管内流に基づくものではなく、液位を有するプール中をガスが上昇し、流れを駆動する場合、すなわち、今回の実験体系と同様な流れを対象としたものである。</p> <p>今回評価対象とした試験は初期ステール管温度が比較的低いものであり、ステール管の熔融は進行していない。また、ステール管外面は強制冷却されていない。ステールの熱容量による除熱が主体の現象である。侵入・固化閉塞が早いスピードで起きる現象であり、解析ではステール管外側は近似的に断熱で扱っている。</p>	

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>壁に固相ができるよう、過冷却層を仮定し、侵入長が再現されるよう調整できるモデルを作ったということか？</p> <p>ギャップはどのようなメカニズムで生じ、どの程度の幅をもつか。</p> <p>一般に柱状晶は過冷却層にて生じるものと認識されている。</p> <p>水を凍らせる実験では、きれいに壁面に固着し、ガスのギャップはできなかつたという経験がある。この場合は違うということか。</p>	<p>過冷却層やギャップの存在は、試験後観察から十分推定できる範囲のモデル化を行っている。析出固相の表面温度のようなパラメータは、実験事実から確認することの困難な値であるため、試験に合うような値を選定した格好となっている。しかし、選定した値は、凝固点(過冷却なし)と均質核生成温度(物理的にとり得る最大過冷却)の間にあり、物理的に妥当と考え得る範囲に入っている。</p> <p>ギャップは表面粗さ、濡れ性に相当すると認識しており、その幅は数十<math>\mu</math>m程度である。</p>	<p>本発表で言及したギャップは、表面粗さ、濡れ性に起因するような肉眼で観察できない程度の小さなものである。</p> <p>また、コメント者の言及した実験は、強制冷却している流路に定常的に水を流しながら壁面に固化クラスト(氷)をゆっくりと生成させた試験と伺っている。発表者の評価している試験はガスと接した融体の先頭が進んでいく過程での過渡的なクラスト生成であるため、比較的濡れ性が悪く、ギャップを生じやすい条件であると考えられる。</p>



平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

原子力施設の免震構造に関する研究（高速炉機器）  
 - 高速炉機器の上下免震に関する研究 -

部課室： システム技術開発部  
 構造・材料技術開発Gr  
 発表者： 森下 正樹

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>実験は行っているか？</p> <p>神戸の地震の後、地震動の4次元の性質（空間の3次元にパルス的な入力を加えたもの）が注目されている。西松建設でそのような状況を再現できる振動台を作った（作っている？）。参考にするとよい。</p>	<p>台実験で基本的な効果を確認している。</p> <p>拝承。</p>	

平成11年度安全研究成果発表会Q&A

〔発表課題名〕

部課室：新型転換炉ふげん発電所

「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価

定期安全レビューGr

－信頼性データ解析システムの開発－

発表者： 素都 益武

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>軽水炉でまとめられている故障データとの比較しているか？また今後それらとの結合を考えているか？是非そうして欲しい。</p>	<p>それらをも視野に入れて今後詳細な報告を行っていく。また、データの結合についても検討していきたい。</p>	

平成11年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名] 高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施  
 部課室：システム技術開発部  
 FBRシステムGr  
 -受動的安全設備を考慮した ULOF 事象シーケンス発生確率の予備的評価- 発表者：三原 隆嗣

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>(SASS や GEM を考慮しないものとして) ULOF 事象が発生した場合、手動原子炉トリップ操作が考慮できる事故シーケンスの発生頻度の割合はどれくらいか？「常陽」の設備構成を基にすると、その割合はそれほど高くないように思われるが。</p>	<p>全ての事故シーケンスに対して手動原子炉トリップ操作が考慮できるものと仮定する(運転員の操作余裕は考慮しない)と、ULOF シーケンスの発生頻度は1オーダー程低下する結果となっています。従って、トリップしゃ断器失敗の重ね合わせ等のように手動スクラムが期待できない事故シーケンスの発生頻度の割合については、0.1 以下であると概略推定できることとなります。</p> <p>今回の研究で評価の対象とした高速炉モデルプラントでは以下の想定を行いました。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 主炉停止系、後備炉停止系の2つの独立な安全保護系から構成する(検出器→ロジック回路→トリップしゃ断器等の一連のプロセスにおいて分離独立)。</li> <li>(2) 安全保護系検出器は、主炉停止系、後備炉停止系で共用化することではなく、異なるプラント変数を割り当てる。</li> <li>(3) 安全保護系検出器については、同一のプラント変数を測定する検出器間では共通要因故障を考慮するが、異なるプラント変数間では独立であると仮定する。</li> </ol> <p>例えば、起因事象：「1次主冷却系ポンプトリップ」に対しては、「1次主循環ポンプ回転数低」、「原子炉容器出口ナトリウム温度高」の2つの原子炉トリップ信号が主炉停止系のロジック回路に送られ、「1次主冷却系流量低」からの原子炉トリップ信号は後備炉停止系のロジック回路へ送られます。</p> <p>この起因事象において、手動原子炉トリップ操作が考慮できるものとする、2信号を対象信号としている主炉停止系でのトリップしゃ断器開失敗確率は、しゃ断器の故障の重ね合わせ(共通要因故障)が支配的となっているため、ほとんど低減しません。一方、1信号のみを対象信号となっている後備炉停止系のトリップしゃ断器開失敗確率は、2 out of 3 構成の検出器の共通要因故障が支配的となっているため、手動原子炉トリップ操作を考慮することで大きな低減効果が得られます。これにより、手動原子炉トリップ操作を考慮した ULOF 事象の発生頻度が低減する結果となっています。</p> <p>「常陽」の安全保護系は、ロジック回路は2重構成ですが、検出器信号に対してはプラント変数の種類の分離はなされていません。上記の例(1次主冷却系ポンプトリップ)では、「1次主循環ポンプ回転数低」、そして「1次主冷却系流量低」の2信号がスクラム信号として、2重のロジック回路の双方に送られます。従って、原子炉トリップしゃ断器開失敗確率としては、検出器信号の下流に位置するロジック回路やトリップしゃ断器の共通要因故障が支配的となって、手動原子炉トリップ操作を考慮したとしても、その低減効果はあまり大きくはないと推定されます。</p>	

平成11年度安全研究成果発表会Q & A

[総合討論]

司会： 福澤 義晴

(司会)

本日は特に大学の諸先生方から非常に示唆に富むご指摘を頂いて、特に実際の物理現象とかモデル化、そしてモデルの限界等に関するご指摘がかなりたくさんあり、非常に参考になった。この場では、今後の我々の安全研究全体の方向性についてご指摘なり、コメント等頂ければ、我々としても有効利用させて頂きたい。

(ご意見1)

プラント設計の立場から見ても、それぞれ非常に重要なことが指摘されていると思うが、説明者の方には是非、発表の最初に、研究の目的、達成のための具体的方法、成果の反映先について、もう少し具体的に分かりやすく話して頂きたかった。すぐ内容の説明に入ると、その道のご専門の方ばかりなので、技術的には高度なことであることは間違いないのだが、果たしてその方法論が目的に沿っているのか気になるところである。

それからいくつかの発表の中で、一般化された言葉を使っていて、実際やっていることが具体的にどこまで見えないものがあった。例えば熱流力の発表では、表題に安全裕度の云々という言葉はあるが、むしろストライピングの問題についてのいろんな熱流動の高度な技術を使うときの特徴を表に出して、明確にこれをやるんだという形でタイトルをつけることにより、具体的にそのテーマ自身が狙っているポイントはここだということを表現して頂きたかった。

最後に、「もんじゅ」の実機の設計をやっていると、まだまだこれから運転再開に向けていろんな課題に直面すると思うが、ここで行われた研究の高度な技術、成果が実機とつながるようにして頂きたい。

(ご意見2)

予稿集とか研究成果報告レポートを見て色々感じるのだが、学会とか国際学会の発表は非常に多く、活発にやっているが、もう一つつっこんで、覆面の査読者のいるペーパーにたくさん投稿して頂きたい。そうしないと、詰めが甘くなるということと、若い人がなかなか育たないということで、是非努力してほしい。また、安全審査の際には、そういったペーパーがあると、データが信頼性のあるものと受け取られるが、口頭発表だけの場合だと、なかなかそこまではいかず、色々説明を求められると思うので、是非そういう風に努力してほしい。

(司会)

本日の諸先生方からのご指摘にまさに通じる話だと思っている。確かに覆面のレフリーがいるところに投稿するのと、口頭での発表とは全く違うので、そういう点についても努力していきたいと思う。

## 資料4

発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答

## 平成11年度安全研究成果発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答

### 全般的なご意見:

各研究テーマに共通している点として、その目的とする狙い、要点が、一般人(社外参加者)には判り難い。話の内容が専門的、かつ狭いように思える。特に、安全研究テーマに関しては、その現象がいかなる背景、条件から問題とするのか、口頭発表者から説明がない。問題意識が弱い(?)。

つまり、安全研究における研究課題が、実プラント設計技術と具体的にどう結び付くのか、また、その研究成果がFBR安全性の観点からどれだけ効果、有効なのか、しっかり把握してもらいたい。

基礎技術開発、要素技術開発がJNC大洗工学センターの役割であるとしても、FBR開発の上で、どれだけ成果を挙げるのか、具体的な実プラントに応用かつ活用するのか、明確な説明ロジックを構築しておく必要があると思われる。

### 回答:

安全研究成果発表会の開催にあたっては、機構内外の方々との討議を通じて、サイクル機構の行う安全研究の質の向上を図ることを主要な目的としており、各課題の発表内容については今後ともよりよいものとしていきたいと考えております。

本コメントは、社外からご参加の方々にご理解を頂く上で重要なご指摘と認識しており、次年度以降の発表会においては各安全研究課題の背景、ニーズ等についての説明にもより力を入れて参りたいと考えます。

また、ご指摘のとおり安全研究の成果が実プラント設計技術にどうリンクするかということは、研究を進める上で基本的な事項であり、十分に配慮していきたいと考えます。

成果報告会の後、参加者との議論を個別に行えるよう配慮下さい。

### 回答:

本年度の成果発表会では、総合討論として意見交換の場を設け、有意義なご意見、助言を頂くことができました。しかしながら、時間的制約のため、十分な時間を意見交換に配分することができませんでしたので、次年度開催の折には、本要望も踏まえて発表会後に議論する場を設けることについて検討したいと考えます。

原安委の年次計画に対するJNCの基本計画の位置付け、研究方針を次回発表会で説明して頂ければ幸いです。

### 回答:

JNCの安全研究基本計画の位置付け、研究方針等については、今回は発表会全体の時間配分の都合上、説明を割愛し、配布資料の先頭にその御説明資料をお付けしております。

サイクル機構は、

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

ことを目的として、安全研究を実施しております。

サイクル機構の安全研究課題は原則として原安委の年次計画に登録しますが、サイクル機構施設

固有の課題については社内研究として実施することとしております。現行の安全研究基本計画(平成8年度～平成12年度)においては、原子力施設分野、環境放射能分野、放射性廃棄物処分分野で安全研究課題合計89件(原安委の年次計画に登録分73件、社内研究16件)を実施しております。

ご参考のため、安全研究基本計画の「安全研究の基本方針」を添付いたします。

次回発表会の場でのご説明については、発表会プログラムの検討に合わせて検討致したいと考えます。

#### 各研究課題に対するご意見:

##### ①機器・配管の寿命予測評価法の研究

－構造材料の損傷過程の把握－

15頁のクリープストレインと $\Delta d / \Delta ds$ の図を作成するための温度、圧力の範囲は、どのような理由で定められたのですか。また、実炉を考えたとき、この範囲で十分なのでしょうか。

回答:

仮定(マルテンサイト組織変化により損傷を代表)に対する評価の信頼性を確保するために、破断寿命が長い(クリープ損傷が顕著)データ並びに複数の温度レベル、応力レベルにおける試験データが存在するヒート(同一材料製造過程－熱履歴－を有する素材)を選択しています。また、当該図を得るために同一応力条件における未破断試験(寿命中の複数の段階における中断試験)を実施しましたが、実炉への適用を考慮した(実炉負荷条件下の材料破断寿命が時間－温度－パラメータに基づく予測範囲に含まれる)加速試験条件(温度並びに応力)を設定しています。

実炉の主要構造物に加わる温度や負荷条件は当該図に示したデータよりも低い(主要構造材料に対し温度500～550℃、破断寿命は数十万時間超え)と予想しています。提案の仮定が実炉想定使用温度域でも有効であることは、破断試験片組織観察(550℃、数万時間破断レベル)によって確認していますが、最終的には、非破壊検出パラメータとの相関モデル開発とともに、クリープ損傷があまり顕著でない領域における寿命途中の損傷組織との照合評価も必要となるものと考えます。

析出の原子論機構の解明を望む。

回答:

コメントの趣旨を、高温溶融体環境における腐食進行時反応生成物形成及び溶融／溶解機構、あるいはイオンの分布や挙動把握、並びに降温時に残される析出物形成機構の解明と解釈します。現状技術では、高腐食性高温溶融体を対象とした各種実験や分析は大変困難ですが、より詳細な腐食機構解明のためにも指摘の観点は必要であると認識しており、電気化学的な実験や光学技術応用による溶融体構造分析技術開発等を並行して実施しております。

##### ④高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究

－材料スエリング挙動とBDI挙動の評価－

定常条件下での破損限界は重要であるが、安全上は破損限界近くの燃料に過渡条件を与えて一斉に破損しては困るわけで、その点、どこまで炉内に置いておけるかが重要と考えられる。現在の研究及びその延長から、この点の知見が与えられるのか。

回答:

今回は定常条件下での破損限界に関する研究成果についてご報告致しました。過渡条件下での破損

限界は、これとは別の研究テーマにおいて、EBR-IIやCABRIでの過渡照射試験の結果を解析して評価を進めているところです。

bubbleの発生、再固溶の原子論的(原子移動)解析が必要。BDIに破損限界の定義をはっきりする。

回答:

バブルの発生、再固溶については、ヘリウムと空孔の拡散による集合体の形成をモデル化した計算コードを作成して現在評価を進めています。BDIの破損限界については重要なテーマと考えており、今後高燃焼度集合体の解析を通して検討する予定です。

⑤「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究  
ーフィードバック反応度の評価精度向上のための検討ー

頂部変位測定装置の設置の可能性は？(具体化して成果が上がる十分の技術的根拠はあるか？)

回答:

炉心湾曲挙動解析に関しては、現状、集合体残留変位の実測データとの比較により、コードの検証を進めていますが、安全上重要な出力運転時の熱湾曲については、実機データがなく、計算手法を検証することができません。

「常陽」に炉内検査装置を設置し、例えば、出力上昇中に頂部が一貫して外側に開いていくか(フラワリング)、最初外側に開き、あるポイントで止まるあるいは内側に変位するか(鼓型)、そしてその現象に再現性があるかを確認できれば、現状の解析精度と今後の課題を把握することができます。そのためには、これまでの解析経験より、集合体頂部の変位計測性能として、1mm程度の計測精度が必要となります。また、この計測精度に関しては、炉外試験により実機条件での温度揺らぎの影響を評価する必要があります。

また、上記試験から得られる知見により、定格状態において過渡事象が生じた場合、「常陽」において炉心湾曲により反応度が正/負どちらに入るかを予測でき、かつ、将来炉の設計において、過渡時に反応度が負に入る炉心の設計を確実なものとする可以考虑。

⑦ナトリウム燃焼に関する研究  
ーナトリウム液滴落下燃焼実験と小規模プール燃焼実験ー

着火挙動の解明を進めてほしい。

回答:

ナトリウムの着火挙動の解明については、現行年次計画の「ナトリウム燃焼に関する研究」における「イ. ナトリウムの漏洩燃焼の影響緩和に関する試験」の一環として、静止液滴燃焼基礎試験として進めています。

この試験では、キャピラリー状ノズルの先端にナトリウムの懸垂液滴をつくり着火・燃焼させ、着火・燃焼に至るまでの液滴表面状態の変化を高速度ビデオ等を用いて観察しています。これまでのところ、ナトリウム温度や液滴の大きさを変化させて現象を把握しましたが、今後は液滴の温度変化を測定するとともに、着火・燃焼におよぼす雰囲気条件(酸素濃度や湿分濃度、気流の速度)の影響を調べる予定です。

次期年次計画では、「ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究」における「イ. ナトリウム漏えい



燃焼評価手法の整備」の一環として、落下液滴燃焼試験やプール燃焼試験を行ない、さらに詳細な着火挙動の解明を進める予定です。

なお、着火挙動を含めたナトリウム燃焼に関する研究については、大学や関係研究機関の協力のもとに進めています。

#### ⑧炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究

－模擬融体を用いた炉外試験とその成果－

年度計画イが中断されハに重点化されるとあるが、ハに重点化されることでハのFCI挙動が理解できるのか。SIMMER-IIIにモデルを組み込むことにより、前の結果とどのような違いを生じているのか。

回答:

ハの課題である融体放出移行試験に研究を重点化する中で関連するFCI挙動を研究することにする。すなわち、燃料の炉心外への排出挙動において、熔融燃料がナトリウムで満たされた経路に放出し、そこを通じて移行する過程でのFCI挙動とその効果に着目して現象の解明を行う。

SIMMER-IIIに混合固化過程を記述できるモデルを組み込むことにより、燃料の侵入・固化現象に対する予測評価精度が向上できると考えている。特に、燃料が固化する際の熱抵抗の存在がモデル化できることにより、従来の保守的な評価(短い侵入距離での閉塞形成)がより現実的に取り扱われる。ただし、侵入過程でのFCIの発生や構造壁の熔融の影響については今後の課題である。

SIMMER-IIIコードで扱っている流体はニュートン流体ですか。多成分多相の状態(高温炉心融体)は非ニュートン流体ではないでしょうか。もし、そうであれば、ドリフトフラックスモデルの相関式を導入しても、どれほどの意味をもつか疑問です。ご検討下さい。

回答:

報告した研究内容は、ガスと高密度の熔融金属からなる気液二相流の基礎実験をSIMMER-IIIによって解析することにより、SIMMER-IIIで用いられている基本的な運動量交換モデルの妥当性を検証することを目的としています。実験結果に基づいたドリフト速度式を導入することにより、基本的なモデルの検証およびそれに基づくSIMMER-IIIの予測精度の向上が果たされた意義は大きいと考えられます。

一方、ご質問にある高速炉の炉心損傷条件において形成される熔融炉心物質の流動では、液相中に固体粒子が存在するために非ニュートン性が現れる場合もありますが、SIMMER-IIIではこのような場合にも対処できるように固体粒子による液相の実効的な粘度の増大が考慮できるようなモデルとしており、モデル的には実際の炉心損傷時の流動を近似的に扱うことができると考えております。この場合でもやはり気液間の運動量交換に関しては基本的には本報告で取り上げたモデルが適用できると考えておりますが、実炉心物質に対するモデルの妥当性確認のために、今後も、炉外・炉内の安全性試験による検証研究を継続する予定で、別の研究課題「炉心損傷時の事象推移評価に関する研究」において、SIMMER-IIIの総合的な検証を行っております。

#### ⑨原子力施設の免震構造に関する研究(高速炉機器)

－高速炉機器の上下免震に関する研究－

防災研(筑波)、NUPEC、民間(西松建設)等の研究状況を調べ、関連づけてほしい。

回答:

(機器上下免震に範囲を限定した回答です)

3次元免震については、当機構のほかにも電中研殿でも開発研究を実施されております。機構の研究は建家の水平免震と機器の上下免震を組み合わせる方式であり、電中研殿の研究は建物全体を3次元免震する方式であります。今後、適宜情報交換などを行いながら効率的に研究を進めてまいりたいと考えております。

なお、防災研やNUPEC殿は、回答者の知る範囲では、現在免震に関する研究は行われていない、と承知しております。

民間の研究については、本研究と関連の深いものがあれば、参考にさせて頂きたいと考えます。

#### ⑩「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価

－信頼性データ解析システムの開発－

8頁の故障原因別発生件数のうち原因不明というのは、再現性がなく、繰り返してみたら原状に復帰した、という意味か。

回答:

「ふげん」では故障が発見されると「故障票」が発行され、故障復旧作業が実施されます。原因種別は故障票発行時に記載することとしており、この時に原因が特定されていないものを「原因不明」と分類しています。また、故障復旧作業時に故障原因が特定されたものについては報告される手順になっていますが、保守管理システムへの反映はなされておられません。発表資料における原因不明件数は故障発見時に原因が特定できなかったものの件数です。

Living PSA ではプラント停止頻度を算出できるとある。先日のシールプラグからのリークに関して、リーク量の警報レベルの設定を変更したはずである。この際、この Living PSA の解析は役立っているのでしょうか。PSA の結果をもとに合理的に変更されたのでしょうか。つまり、計測されているリーク量とプラント停止頻度の関係が評価できるのでしょうか。

Living PSA を用いて保守計画や監視レベルや警報発報後の行動の決定に具体的に役立つ例があれば紹介して下さい。東海の核燃施設に PSA を適用してもらおうと思っています。PSA のメリットを宣伝しようと思っておりますので、以上よろしく申し上げます。

回答:

平成11年10月のシールリーク量増加時以降、従前は運転継続可能と判断していた 300cc/h のリーク量増大警報発生で原子炉を手動停止することとしました。この原子炉停止基準の見なおしにより、プラント停止頻度は増加することが Living PSA システムによって計算可能ですが、若干のシステムの改造が必要であるため、本件については評価しておりません。

また、5班3交替から6班3交替制に移行する際には 1 班あたりの運転員数を10名から9名とする必要がありましたが、Living PSA システムによって機器の巡視頻度やサーベイランス頻度を合理的に低下させることにより炉心損傷頻度はほとんど増加しないことを証明して6班3交代制の安全性を示したことなどが、実際のプラント運用に貢献した例としてあげることができます。

#### ⑪高速増殖炉についての確率論的安全評価の実施

－受動的な安全設備を考慮した ULOF 事象シーケンス発生確率の予備的評価－

12頁の SASS の失敗確率等、設計段階では確かに不確かさはあると思うが、一度プラントを作ってしまうと確定した値となるものが多い。それらについてはどう考えるのか。

回答:

受動的安全設備の設計では、関連する諸現象を評価するための解析モデルを構築する必要がありますが、この解析モデル中に含まれる不確かさとしては、

- (1) 自然現象のゆらぎ(現象が確率的なものである場合)
- (2) 製造時、据付時等の誤差
- (3) 設計パラメータや現象のモデル化に関する不確かさ(知識に関する不確かさ)

が考えられます。(3)には、経年劣化や照射損傷の影響といった運転時間依存の不確かさも含まれます。これらの不確かさを考慮して受動的安全設備の失敗確率を評価するのですが、設備製作経験・プラント運転経験の蓄積が少ないことから、現時点では概括的評価とならざるをえません。そうではあっても信頼度評価の結果に影響の大きい重要なパラメータの抽出を行い、そのようなパラメータの値(平均値)の改善、または不確定幅の低減を図るための研究開発課題を提案していくことは本研究の重要な目的の1つと認識しております。

ご指摘の通り、一度プラントが完成した後では確定した値となる(=確率的ではない)パラメータもあると思われま。そのようなパラメータの値は試験・検査を通じて計測可能であれば、計測誤差による不確かさは依然として残りますが、その不確定幅は設計段階での想定よりもより小さいものになるはずで。す。

今後は、上述したようにパラメータの不確かさ幅の減少が信頼度評価に与える影響、感度を把握し、受動的安全設備の要求信頼度を達成する上で重要であり、なおかつ優先度が高いと判定されたものについては、その不確かさ幅を低減させるための研究開発課題、例えば、プラント完成後の検査・試験の効果を取り入れた現実的な確率分布の想定を可能とするような評価手法の開発(検査・試験方法、ベイズ手法による確率分布の更新方法等)、または設備製作経験・プラント運転経験の蓄積とその分析等の研究開発課題の提案を行っていきたくと考えております。

## 資料5

### ご講評・ご感想

平成11年度安全研究成果発表会 ご講評・ご感想

I.

それぞれ一生懸命研究をされていることは良く分かりましたが、当日の席上(総合討論)で指摘されていたように、それが高速炉の安全性の上でどのような必要性から行われているのかを説明した上で発表していただければ、より良く理解できたと思います。

また、研究において、ある範囲で実験条件を変化させてデータを取る場合、そのデータの範囲が実機条件とどのような関係にあるのか、その範囲さえ取っておけば十分なのか、あるいは逆に不十分で今後追求しなければならないのか、という点の説明が全般的に少なかったような気がします。

また、いずれの研究にも今後の課題が示されていますが、これを含めて研究が当初計画に比べてどの程度の達成度であるのかが分かるようにしてあれば良かったと思うし、今後の課題がこれまでの研究を補完する程度のものであるのか、今後の課題を解決しないと安全研究に大きな影響があるのかということが、もう少し良く分かるようにしてもらえば良かったと思う。

II.

コンピュータシミュレーションを含めて、計算機による解析が多くなっているが、実験を自分でやっておられないようで、現象把握が不十分な発表が見られる。特に、システム技術開発部は現場から遊離しているような気がします。もっと現場に密着した組織編成にした方がよいのではないかと。

現場の方は点検作業ばかりやっていたら、研究開発の技術力が低下することを懸念します。現場との相互討論をすることによって、解析グループも現場の難しさが理解され、斬新なアイデアも生まれるでしょう。

解析グループの者に現場の点検作業をやらせるべきです。そうすることによって、物理現象の理解も深まります。また、実験データの貴重さも分かるでしょう。

## 資料6

### 出席者リスト

## 平成11年度安全研究成果発表会(動力炉分野)参加者

No.	氏名	機関名・役職名
1	平川 直弘	東北大学 名誉教授
2	戸田 三朗	東北大学 大学院工学研究科 教授
3	成合 英樹	筑波大学 機能工学系 教授
4	菊地 義弘	広島大学 工学部 教授
5	古屋 廣高	九州大学 大学院工学研究科 教授
6	吉井 良介	東京電力(株) 原子力研究所 新型炉グループマネージャー
7	小池 良介	東京電力(株) 原子力研究所 新型炉グループ 主管研究員
8	田中 弘一	東京電力(株) 原子力研究所 新型炉グループ 主管研究員
9	後藤 正治	東京電力(株) 原子力研究所 新型炉グループ 主任
10	澤田 隆	三菱重工業(株) 原子力事業本部 原子力技術センター 原子炉・安全技術部 部長
11	丹治 幹雄	三菱重工業(株) 原子炉・安全技術部 制御・保護技術課 新型炉チーム総括
12	大田 修一	(株)東芝 原子力技術研究所 炉心燃料担当 主幹
13	岡部 綾夫	(株)日立製作所 電力・電機グループ 原子力事業部 燃料サイクル部 原開計 主任技師
14	床井 博見	(株)日立製作所 電力・電機開発研究所 主任研究員
15	堤 潔	(株)日立製作所 電力営業本部 開発営業部 茨城事務所 主任技師
16	中川 朝行	(株)日立製作所 電力営業本部 開発営業部 茨城事務所 主任
17	戸澤 克弘	富士電機(株) 火力・原子力事業・原子力設計部
18	前川 勇	川崎重工(株) パワープラント事業部 開発部 原子力エネルギーシステムグループ長
19	大山 一弘	新型炉技術開発(株)
20	手塚 正治	高速炉エンジニアリング(株) 技術部 部長
21	大杉 俊隆	日本原子力研究所 炉物理研究グループリーダー
22	傍島 眞	日本原子力研究所 安全性試験研究センター 次長
23	石川 淳	日本原子力研究所 原子炉安全評価研究室
24	太田 宏一	(財)電力中央研究所 柏江研究所 原子力システム部 研究員
25	小沢 武志	(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所
26	芋坂 基子	(財)原子力安全研究協会
27	堀 雅夫	原子力システム研究懇話会
28	桑折 敬介	(社)共同通信社
29	中神 靖雄	サイクル機構副理事長/安全推進本部長
30	大和 愛司	サイクル機構理事/大洗工学センター所長
31	柴 公倫	特任参事/安全推進本部長代理
32	野村 保	安全推進本部副本部長
33	黒羽 光男	総務部 訴訟対策室 研究主幹
34	小堀 哲雄	技術展開部
35	宮崎 真之	技術展開部 設計建設課
36	尾下 博教	敦賀本部 国際技術センター 炉心技術開発グループ 副主研
37	中井 良大	敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 改革推進グループ 技術主幹
38	岡 努	東海事業所 安全管理部 安全研究グループリーダー
39	谷川 勉	東海事業所 安全管理部 安全研究グループ
40	山下 芳興	大洗工学センター 副所長/照射施設運転管理センター長
41	早野 睦彦	大洗工学センター 副所長
42	可児 吉男	システム技術開発部長
43	前田 清彦	ナトリウム・安全工学試験部長
44	福澤 義晴	(司会)システム技術開発部 研究主席
45	青砥 紀身	(発表者)ナトリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学グループリーダー
46	栗坂 健一	(発表者)システム技術開発部 リスク評価技術開発グループ 副主研
47	丹羽 元	(上長)システム技術開発部 リスク評価技術開発グループリーダー
48	横山 賢治	(発表者)システム技術開発部 炉心技術開発グループ 研究員
49	石川 眞	(上長)システム技術開発部 炉心技術開発グループリーダー
50	鶴飼 重治	(発表者)システム技術開発部 燃料材料技術開発グループ 研究主幹
51	吉田 昌宏	(発表者)照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 副主研

## 平成11年度安全研究成果発表会(動力炉分野)参加者

No.	氏名	機関名・役職名
52	大戸 敏弘	(上長) 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課長
53	村松 壽晴	(発表者) システム技術開発部 熱流体技術開発グループ 主研
54	山口 彰	(上長) システム技術開発部 熱流体技術開発グループリーダー
55	大野 修司	(発表者) ナトリウム・安全工学試験部 プラント安全工学グループ 副主研
56	三宅 収	(上長) ナトリウム・安全工学試験部 プラント安全工学グループリーダー
57	小西 賢介	(発表者) ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ 副主研
58	佐藤 一憲	(上長) ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ サブリーダー
59	森下 正樹	(発表者) システム技術開発部 構造・材料技術開発グループリーダー
60	三原 隆嗣	(発表者) システム技術開発部 FBRシステムグループ 副主研
61	秦都 益武	(発表者) 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 定期安全レビューグループ 研究員
62	田村 政昭	開発調整室 研究主幹
63	鈴木 惣十	照射施設運転管理センター 実験炉部次長
64	前田 幸基	照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課代
65	田淵 士郎	照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 副主技
66	小舞 正文	照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 研究員
67	小澤 健二	照射施設運転管理センター 実験炉 原子炉第二課長
68	菊地 晋	照射施設運転管理センター 燃料材料試験部 照射燃料集集体試験室 研究員
69	鹿倉 栄	システム技術開発部 次長
70	岩田 耕司	システム技術開発部 研究主席
71	川崎 信史	システム技術開発部 FBRシステムグループ 研究員
72	川島 克之	システム技術開発部 炉心・燃料システムグループ
73	須田 一則	システム技術開発部 熱流体技術開発グループ 副主研
74	上羽 智之	システム技術開発部 燃料材料技術開発グループ 研究員
75	上平 明弘	システム技術開発部 燃料材料技術開発グループ
76	浅田 隆	ナトリウム・安全工学試験部 管理グループ 研究員
77	上出 英樹	ナトリウム・安全工学試験部 原子炉工学グループ 研究主幹
78	木村 暢之	ナトリウム・安全工学試験部 原子炉工学グループ 研究員
79	磯崎三喜男	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ 副主研
80	今堀 真司	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ 研究員
81	山野 秀将	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ 研究員
82	松場 賢一	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ
83	鈴木 徹	ナトリウム・安全工学試験部 高速炉安全工学グループ 博士研究員
84	宮原 信哉	ナトリウム・安全工学試験部 プラント安全工学グループ サブリーダー
85	田所 裕	ナトリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学グループ
86	永江 勇二	ナトリウム・安全工学試験部 機器・構造安全工学グループ 副主研
87	佐藤 義則	(事務局) 安全推進本部 安全計画課 技術主幹
88	石川 敬二	(事務局) 安全推進本部 安全計画課 副主技
89	茶谷 恵治	(事務局) 開発調整室代
90	林 謙二	(事務局) 開発調整室 研究員
91	小高 英男	(事務局) 開発調整室 副主研
92	永井 桂一	(事務局) 開発調整室 副主研
93	阪本 善彦	(事務局) 開発調整室 副主研
94	荒川 愛	(事務局) 開発調整室
95	雨澤 由香	(事務局) 開発調整室
96	竹ノ下真以	(事務局) 開発調整室
97	山口 華絵	(事務局) 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課
98	石橋 美喜	(事務局) システム技術開発部 管理グループ
99	山戸千賀子	(事務局) ナトリウム・安全工学試験部 管理グループ



## 資料7

# 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) |