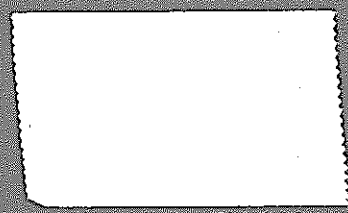
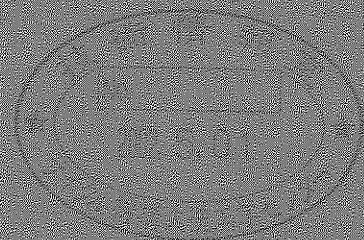




平成13年度安全研究成果発表会(動力炉分野)

(会議報告)



2002年3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 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)

2002

平成13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13年1月24日～25日、動力炉分野を対象とした第13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10課題が選定され、平成12年度の成果を中心に過去5か年の成果も取り込んだ形で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5か年成果(平成8年度～平成12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5か年成果(平成8年度～平成12年度—動力炉分野)」, JNC TN1400 2001-014

Meeting for Reporting the Results of Safety Research on FBR in FY2001
(Meeting Report)

Sectional Meeting of Safety Research*1)
O-arai Engineering Center*2)

ABSTRACT

The 13th Meeting for Reporting Safety Research on FBR was held at the O-arai Engineering Center on the 24th and 25th of January in 2002.

The 10 subjects from the 34 subjects in total have been presented in the power reactor field of fast breeder reactor and probabilistic safety assessment according to the selection by the sub-committees of the Sectional Meeting of Safety Research. The outcomes on these subjects in FY2001, which also included the outcomes during the past five years, were reported and discussed at the meeting. This meeting was open to the public. Related specialists outside of JNC was invited for the purpose of getting advice and joined the discussion.

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

Refer to the JNC open report*3) for detailed results of safety research during the past five years.

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

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

*3) JNC TN1400 2001-014

目 次

資料1	平成13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	115
資料4	発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答	131
資料5	出席者リスト	139
資料6	安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革	143

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
	特別報告 「常陽」メンテナンス建家における火災原因調査結果について	9	117	133
①	機器配管の寿命予測評価法の研究 － 磁気特性変化に基づく損傷検知技術の開発 －	11	118	-
②	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 － 材料強度特性とBDI挙動の評価 －	21	119	134
③	「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 － 「常陽」におけるフィードバック反応度特性の評価 －	30	120	-
④	過渡伝熱流動現象評価に関する研究 － サーマルストライピングに対する合理的評価法の構築に向けて －	44	121	-
⑤	ナトリウム燃焼に関する研究 － 小規模漏えいを対象としたナトリウムプール燃焼実験と機構論的解析手法の整備 －	51	122	-
⑥	安全評価事象の想定と評価条件に関する研究 － 高速増殖炉に特有な安全評価事象に関する検討 －	61	123	-
⑦	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究 － 模擬物質を用いた再臨界排除可視化基礎試験の進捗 －	73	125	-
⑧	炉心反応度の評価に関する研究 － 炉定数調整法による予測制度の向上 －	81	126	-
⑨	「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活用例 －	95	127	-
⑩	Living PSAシステムの開発整備 － 原子炉停止時のリスク管理 －	105	128	-

資料1

平成13年度安全研究成果発表会プログラム

平成13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14年1月24日(木)～25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

[1月24日]

[司会:開発調整室 研究主席 福澤 義晴]

開会挨拶 笹谷 勇(理事) 14:00～14:10

特別報告:「常陽」メンテナンス建家における火災原因調査結果について 14:10～14:25
大洗工学センター
副所長 早野 陸彦

(発表20分、討論10分)

①機器配管の寿命予測評価法の研究 14:25～14:55
—磁気特性変化に基づく損傷検知技術の開発—
本社
社内公募型研究推進室
副主研 永江 勇二

②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 14:55～15:25
—材料強度特性とBDI挙動の評価—
システム技術開発部
核燃料工学Gr
副主研 皆藤 威二

[休憩]

15:25～15:40

③「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 15:40～16:10
—「常陽」におけるフィードバック反応度特性の評価—
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

④過渡伝熱流動現象評価に関する研究 16:10～16:40
—サーマルストライピングに対する合理的評価法の構築に向けて—
要素技術開発部
流体計算工学研究Gr
主研 村松 壽晴

⑤ナトリウム燃焼に関する研究 16:40～17:10
—小規模漏えいを対象としたナトリウムプール燃焼実験
と機構論的解析手法の整備—
要素技術開発部
熱化学安全試験Gr
副主研 大野 修司

総合討論 17:10～17:30

挨拶 柳沢 務(大洗工学センター所長) 17:30～17:40

[1月25日]

[司会：開発調整室 研究主席 福澤 義晴]

- ⑥安全評価事象の想定と評価条件に関する研究
－高速増殖炉に特有な安全評価事象に関する検討－
10:30～ 11:00
システム技術開発部
FBR サイクル安全設計G r
グループリーダー 丹羽 元
- ⑦炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究
－模擬物質を用いた再臨界排除可視化基礎試験の進捗－
11:00～ 11:30
要素技術開発部
リスク評価研究G r
研究員 松場 賢一
- ⑧炉心反応度の評価に関する研究
－炉定数調整法による予測精度の向上－
11:30～ 12:00
システム技術開発部
中性子工学G r
グループリーダー 石川 眞
- [昼休み]
12:00～ 13:10
- ⑨「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活用例－
13:10～ 13:40
新型転換炉ふげん発電所
環境保全課
技術主幹 井口 幸弘
- ⑩Living PSA システムの開発整備
－原子炉停止時のリスク管理－
13:40～ 14:10
システム技術開発部
FBR サイクル安全設計G r
副主研 栗坂 健一
- 総合討論
14:10～ 14:40
- 閉会挨拶 早野 陸彦 (大洗工学センター副所長)
14:40～ 14:50
- 施設見学 (照射施設関係)
15:00～ 16:30

(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
- 1-8 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る予備検討

(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: 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

「常陽」メンテナンス建家火災事故の原因究明と再発防止策(概要)

核燃料サイクル開発機構

JNC TN9200 2001-005

事故の経過

2001年10月31日 20時42分

- メンテナンス建家1階の火災報知器警報が「常陽」中央制御室で発報
- 当直長が監視TVモニターで火災を確認

2001年10月31日 20時46分

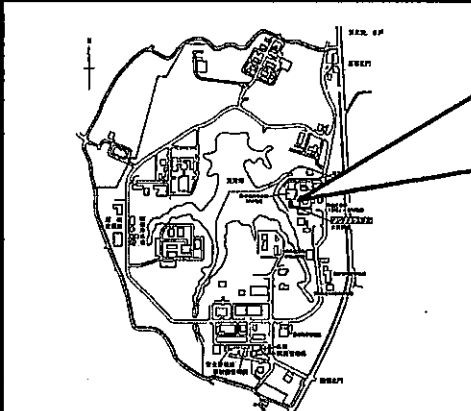
- 当直長⇒通報連絡専任者⇒正門守衛所警備員を通して大洗町消防へ出動要請

2001年10月31日 20時55分

- 国、県、関係市町村等へ通報連絡(一斉発信)

2001年10月31日 23時30分

- 大洗町消防本部員と消防署員が鎮火を確認



発火原因の推定状況

- 可燃性のもの(作業時の廃棄物入りカートンボックス等)に発火物質(作業時に脱落あるいは見逃したもの)が混入し、発熱反応が生じる条件で発火し延焼した。
- 発火物質としては、作業時に脱落したナトリウムあるいは作業に伴って発生した廃棄物又は作業衣等に付着して見逃したナトリウムの可能性が高い。

【事象調査】
○現場状況調査
○作業者の行動の事実整理

【技術調査】
○発火・燃焼拡大メカニズム調査
○要因の推定
○サンプル採取・分析

【人的要因調査】



【火災当日の機器洗浄槽上部グリーンハウス内での作業】
・「常陽」で使用したナトリウム弁(2組)及びT字管部の搬入
・上記ナトリウム弁等の機器洗浄槽への取付け

問題点の抽出

- 【火災の直接的な要因に係わる問題点:直接的要因】
- ① 脱落したナトリウムに対する配慮が十分でなかった。
 - ② 散逸したナトリウムに対する配慮が十分でなかった。
 - ③ 機器洗浄槽上部作業場内に多くの可燃物(カートンボックス、資材等)が残されていた。
また、グリーンハウスの構成材料の一部に、可燃物(酢酸ビニル)が用いられており、延焼を助長した。
- 【背景的要因に係わる問題点:背景的要因】
- ① 当該施設の設備・運用・管理において、ナトリウムの取扱いに対する配慮、ひいては火災発生時の危険性への認識が手薄であった。
 - ② 潜在的リスクを認識し、対応を図る姿勢が十分でない。
 - ③ 当該作業計画に関する検討及び作業計画に基づく管理が十分でない。
 - ④ 当該請負作業員に対し、管理区域の現場に則した放射性ナトリウム取り扱いに関する教育・訓練が十分でない。
 - ⑤ 施設の一元的な管理が十分でない。
 - ⑥ 作業実施要領書、放射線作業計画書に記載された手順の一部変更が所定の手続きを経ずに実施した。

再発防止策

- 【直接的要因対策】
放射性ナトリウム(Na)取扱い作業に対して以下の改善を実施
- ① 放射性Naの脱落対策を図る。
作業場所を十分カバーする鋼製キャッチパンを使用
 - ② 放射性Naの散逸防止を図る。
Naが付着したものの鋼製容器への保管、作業終了の都度鋼製容器をグリーンハウス(GH)外の鋼製棚等に保管
 - ③ GH内での発火等を監視する。
GH内に発火を監視、早期に発見するため、煙等のモニターを設置
 - ④ 放射性Naが放射性廃棄物に混入した場合の対策を行う。
Naが付着したおそれのあるものについては水処理等を実施
 - ⑤ 作業場所から可燃物を排除する。
GHの防火シート化、毎日の作業終了時に可燃物をGHから持出
- 【背景的要因対策】
- ① ナトリウム取り扱い作業員の技術レベルの向上を図り、認定制度を導入する。
Naの教育・訓練の充実、請負業者の技術認定の実施
 - ② 作業計画時の安全確保策の充実を図る。
作業立案時、変更時のリスクアセスメント(RA)を実施
 - ③ 施設、作業場所管理の強化を図る。
管理担当チームを定め設備管理を一元化、安全パトロールの強化
 - ④ リスクマネジメント(RM)を推進する。
RAを運用・管理する仕組みの早期定着
- 【水平展開】
再発防止策の趣旨に基づき、全ての事業所の各施設に対し現場の実情に即して適切に水平展開し、一層の安全向上を図る。

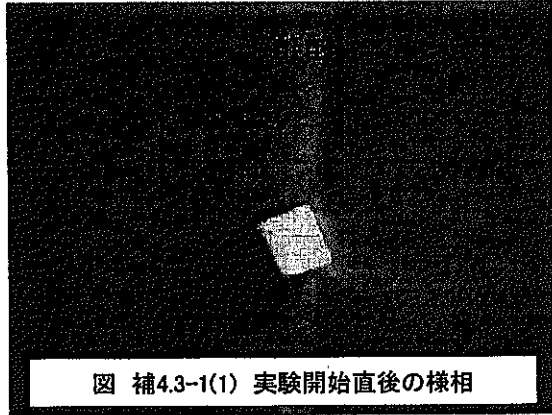


図 補4.3-1(1) 実験開始直後の様相

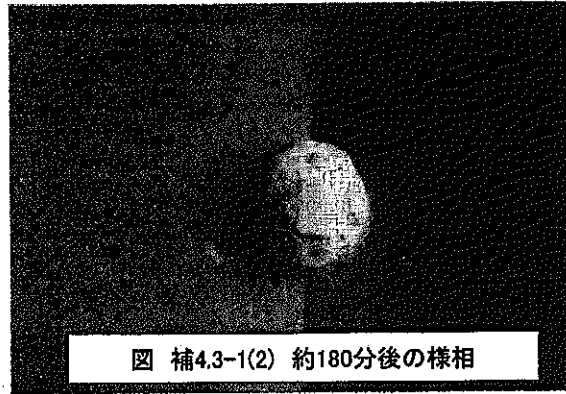


図 補4.3-1(2) 約180分後の様相

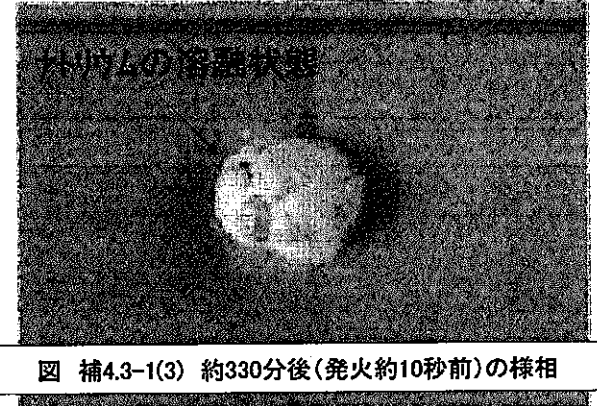


図 補4.3-1(3) 約330分後(発火約10秒前)の様相



図 補4.3-1(4) 約330分後(発火約1秒前)の様相

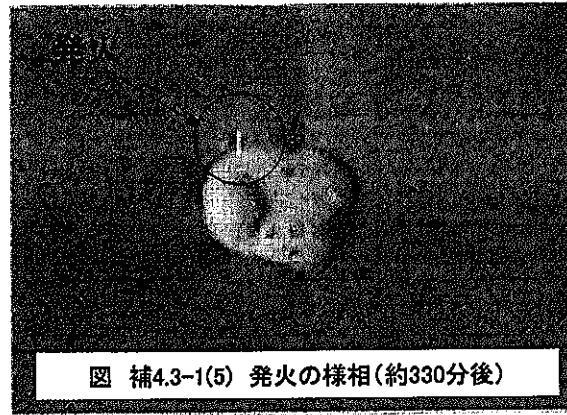


図 補4.3-1(5) 発火の様相(約330分後)

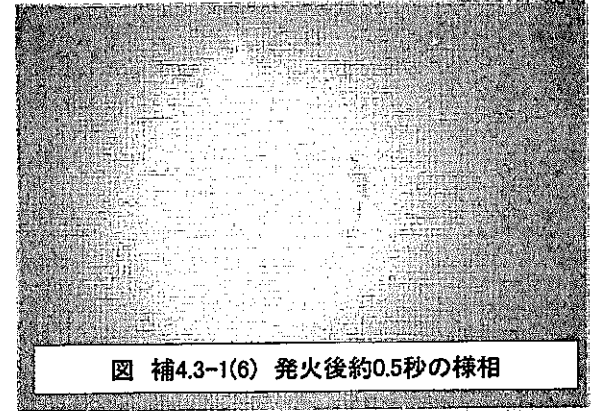


図 補4.3-1(6) 発火後約0.5秒の様相



図 補4.3-1(7) 発火後約4秒の様相

試料: 金属ナトリウム(0.3g)
 実験初期時の温度: 約14°C
 実験初期時の湿度: 約58%RH
 シート: 酢酸ビニル(黄)

図 補4.3-1 金属ナトリウムの自然発火過程の様相

成果 (イ) データベースの整備・拡充

- ・ 10万時間以上の2・1/4Cr-1Mo鋼の破断データを取得した。
- ・ 改良9Cr-1Mo鋼については10万時間を越えて試験を継続している。
- ・ 金属組織データならびに組成分析データを既存の強度特性データベースに組み込んだ。
- ・ これらの成果は経年高速炉プラントの長寿命化に活用でき、プラントの保守方法、運転計画の合理化、運転中の損傷モニタリングに反映できる。

3/18

成果 (ロ) 評価手法の整備(1)

- (1) プラントの負荷履歴を考慮した強度評価法
- ・ 系のコンプライアンス変化特性が構成方程式に鈍感であることに着目して、安定に求まる本特性と応力-ひずみ線図を使用したひずみ集中挙動予測法を提案した。
 - ・ この成果は、機器・配管の設計において、高精度な強度評価法に活用できる。

4/18

成果 (口) 評価手法の整備(2)

(2) 炭素鋼の腐食機構の解明

- ・ 「NaFe複合酸化型」と「熔融塩型」の二つの腐食機構が存在することを明らかにした。
- ・ NaFe複合酸化型腐食環境に関しては、高温域を中心にデータの拡充を図り、従来取得してきた $\text{Na}_2\text{O} + \text{NaOH}$ 環境データに基づく評価と有意な差がないことを確認した。
- ・ 熔融塩型腐食環境に関しては、これまで得られたデータアレニウスタイプで整理し、統計的な評価から腐食式を得た。
- ・ これらの成果は、高速炉のナトリウム漏えいに関する合理的な対応設備の達成に活用できる。

5/18

研究の背景

現在行われている非破壊検査手法

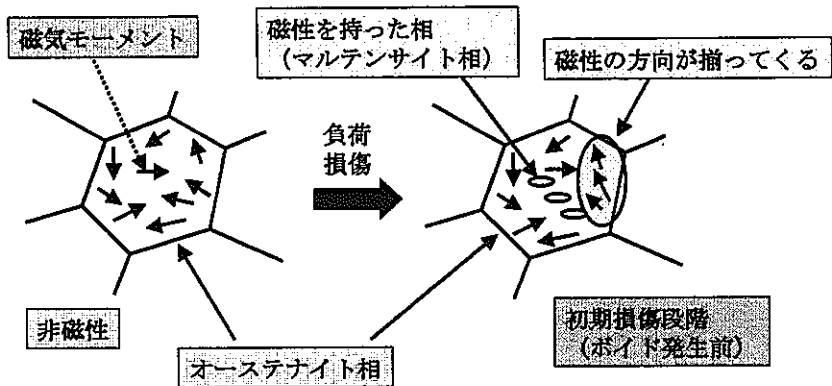
- ◎ 渦電流
 - ◎ 超音波
 - ◎ X線
- ⇒ 探傷技術

き裂発生以前において材料劣化を測定する方法はまだ確立されていない

6/18

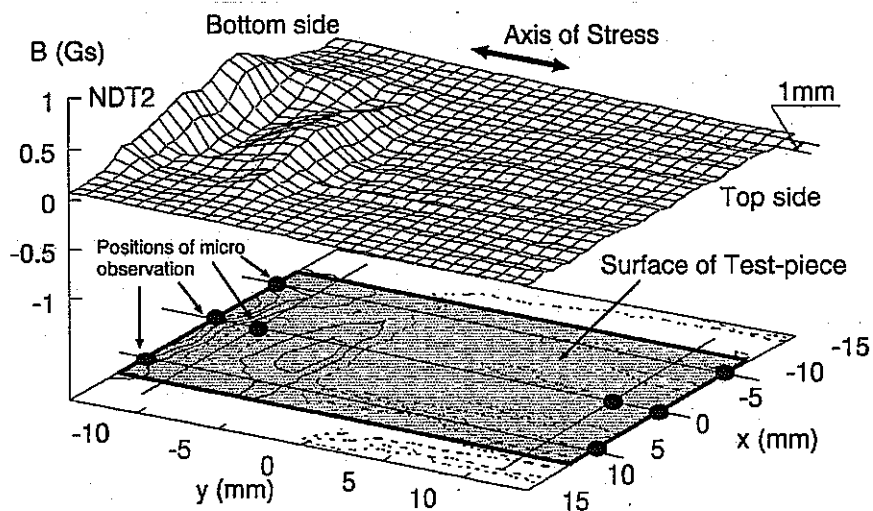
磁気特性に着目

- ・高速炉プラントの主要構造材料
 →オーステナイト系ステンレス鋼（非磁性）
 磁性を持たないが外力などが加わり磁区が移動すると磁性が現れる



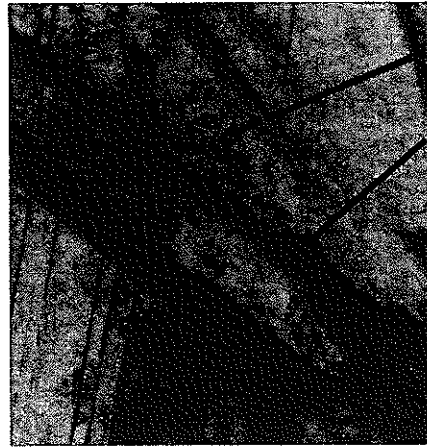
7/18

3%引張後の磁化分布



8/18

微視的材料組織(引張)



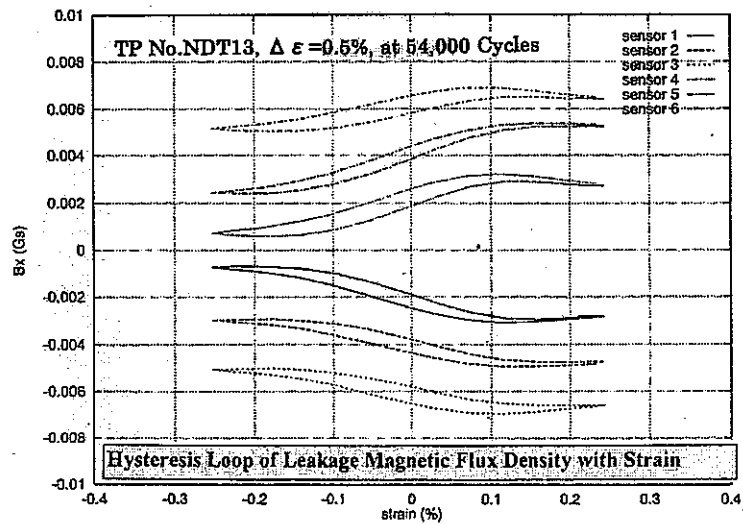
オーステナイト相
(非磁性相)

マルテンサイト相
(磁性相)

1 μm

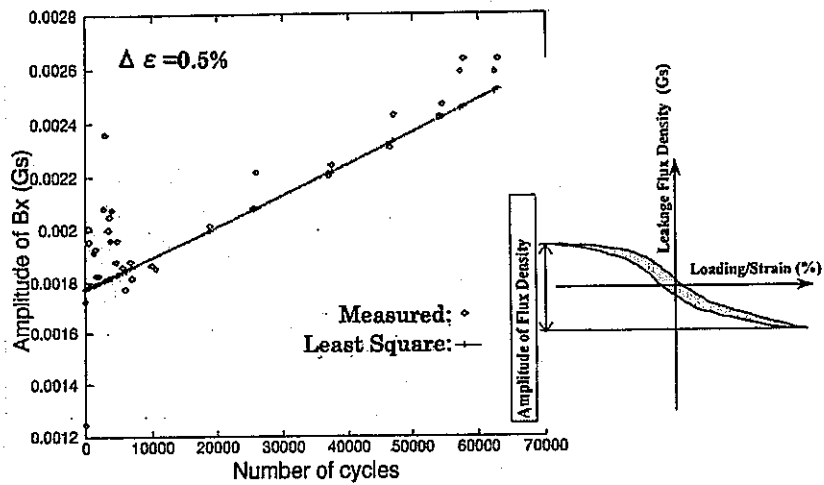
9/18

疲労試験のin-situ磁化測定結果



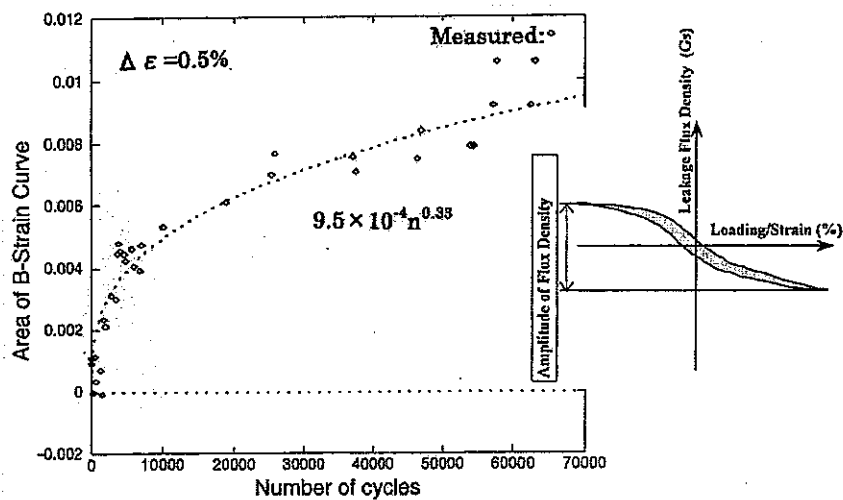
10/18

疲労進行による漏えい磁束密度の振幅量変化



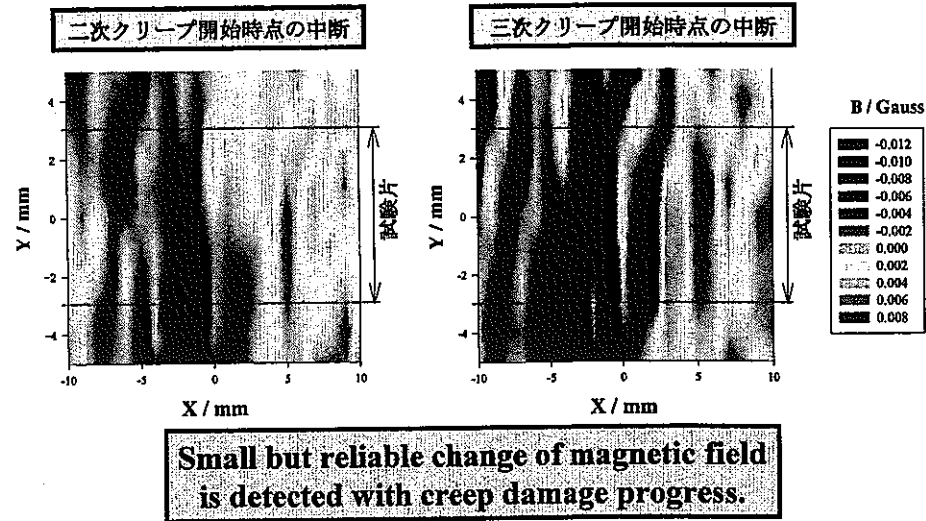
11/18

疲労進行によるヒステリシス曲線の面積変化



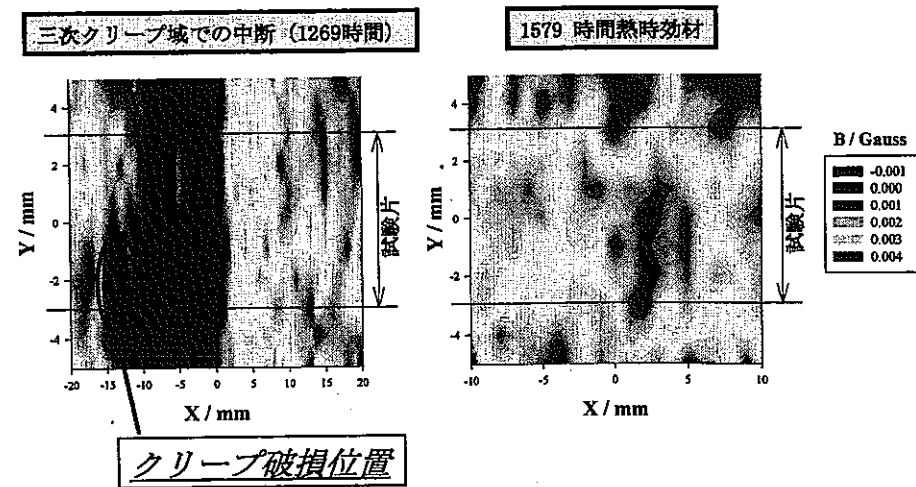
12/18

クリープ中断時の磁化分布(1)



13/18

クリープ中断時の磁化分布(2)

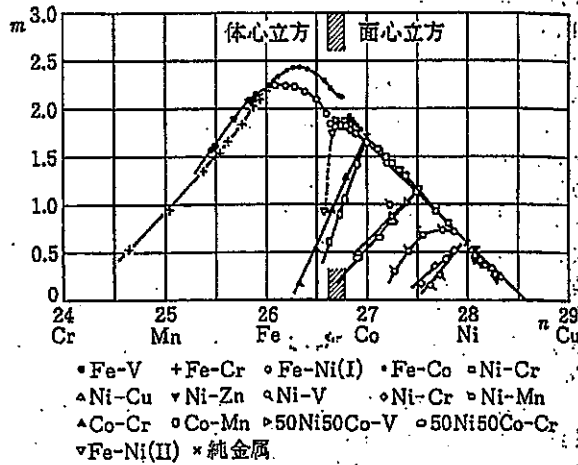


14/18

クリープ損傷の磁気特性変化と材料組織

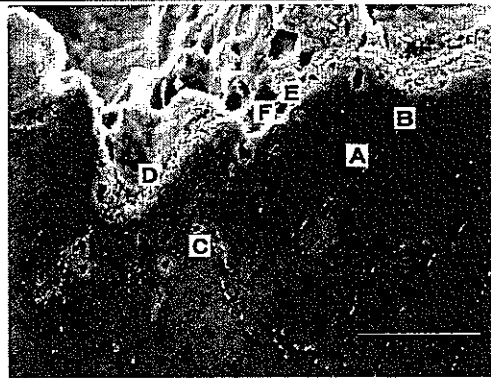
・Cr欠乏

炭化物の析出・成長により母相のCrが欠乏する。
Crは磁気モーメントを持たない



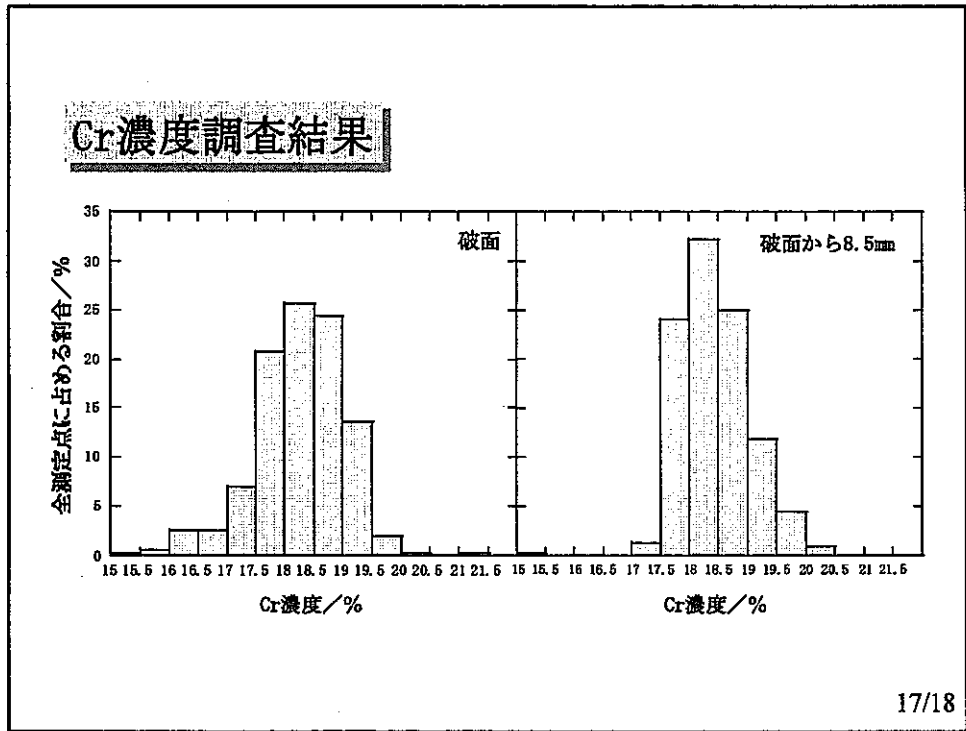
15/18

微視的材料組織(クリープ)



	A	B	C	D	E	F
Si	0.7	0.7	0.8	0.8	0.9	0.9
Cr	16.4	18.1	17.4	18.4	16.9	16.0
Mn	1.2	1.4	1.3	1.1	1.2	0.9
Fe	71.3	70.0	70.7	70.5	71.5	73.0
Ni	10.3	9.9	9.9	9.2	9.6	9.3

16/18



成果および今後の課題

非磁性であるSUS304鋼において、引張や疲労およびクリープ損傷により磁気特性が変化する。

磁気特性と金属組織との関連

- 引張試験（室温）・・・マルテンサイト変態
- クリープ・・・Cr欠乏

今後の課題

- 高温環境下での検出技術開発
- 検出原理(特性と金属組織の関連)の確立

18/18

用語集(1)

- ・磁気モーメント：磁気双極子の磁気的な作用を表す量。棒磁石の負極から正極へ向かう方向を持つベクトル量である。
- ・マルテンサイト相：SUS304鋼の場合、室温付近より低い温度で変形させると誘起される相で、磁性を有する相である。
- ・オーステナイト相：SUS304鋼に見られる相で、非磁性で電気抵抗が大きい。
- ・磁区：通常、磁化の方向は試料全体で同一ではなく、磁化の方向の異なる小さい領域に分かれている。この磁化方向の揃った小領域を磁区と呼ぶ。
- ・クリープ：高温で一定荷重（応力）条件下に置かれた材料の変形（ひずみ）が時間経過とともに進行し、破損に至る現象のこと。

用語集(2)

- ・構成方程式：構造力学や連続体力学において、物質の性質からくる物理量の間関係式をいう。構造力学では応力とひずみ間の関係式、流体力学では応力とひずみ速度間の関係式が構成方程式である。構成方程式は弾性率、粘性率などの物質定数を含む。一般に、構造力学および流体力学の運動方程式はそれら自身では閉じておらず、構成方程式を補足してはじめて場を完全に記述することができる。
- ・コンプライアンス特性：弾性ひずみ特性ともいう。比例限界内でひずみを応力の1次式で書き表わすときの行列の要素をいう。弾性率とは互いにほぼ逆行列の関係にある。

平成13年度 安全研究成果発表会
平成14年1月24日
サイクル機構 大洗工学センター

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

～ 材料強度特性とBDI挙動の評価 ～

大洗工学センター システム技術開発部
核燃料工学グループ
皆藤 威二

1/15

研究概要

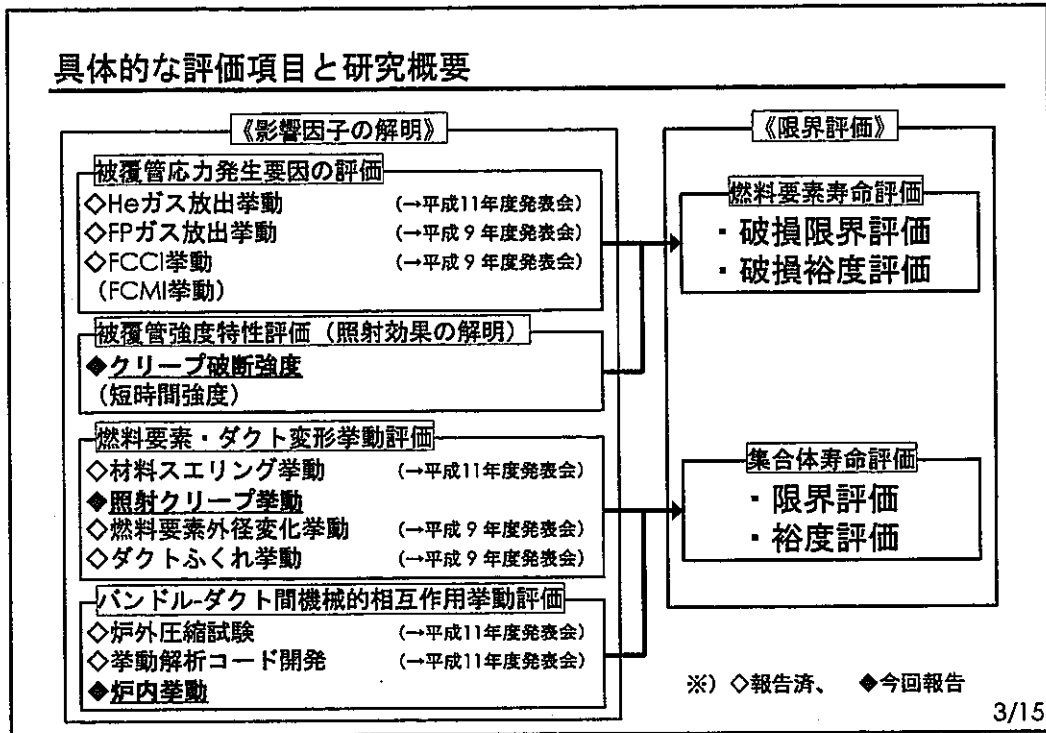
《研究目的》

定常条件下における燃料要素の破損限界および集合体の寿命限界について、国内外の炉内照射およ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。

《研究内容とスケジュール》

	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 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、変形解析挙動を通して破損限界を支配する因子の評価およ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. 材料強度特性評価 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およ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 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」MK-II 試験燃料の照射後試験	
ニ. 寿命限界、破損限界因子評価 イ、ハに基づき、燃料要素およ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。					

2/15



これまでの主な成果 (1)

被覆管応力発生要因の評価

- ◇Heガス放出挙動
MOX燃料について、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。
- ◇FPガス放出挙動
原料粉末と燃料ペレット外周部を対象とした照射挙動評価を行った結果、燃料ペレット外周部における燃料組織の変化挙動は今後の高燃焼度燃料ピンの照射挙動を支配する重要な因子であると考えられた。
- ◇FCCI挙動
FCCI挙動が燃料ピン内における酸素ポテンシャルと関係していること、「常陽」MK-II ドライバー燃料ピンのFCCI実績値は設計条件に対して十分余裕があることを照射後試験により明らかにした。

4/15

これまでの主な成果 (2)

燃料要素・ダクト変形挙動評価

◇材料スエリング挙動

- ・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。

◇燃料要素外径変化挙動 (クリープ損傷評価の妥当性確認)

燃料ピン内ガス圧のみを考慮した被覆管損傷評価手法は「もんじゅ」燃料ピンの破損限界を評価する上で妥当な方法であると考えられた。

バンドル-ダクト間機械的相互作用 (BDI) 挙動評価

◇炉外圧縮試験

- ・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。

◇挙動解析コード開発

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良く予測解析できることを確認した。

5/15

材料強度特性試験

炉内クリープ評価のための中性子照射試験方法と評価項目

評価項目：炉内外でのクリープ破断強度を評価し、クリープ強度に及ぼす中性子照射の影響について検討する。

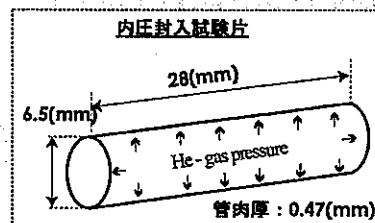
- オーステナイト鋼燃料被覆管材料であるPNC316およびPNC1520 (開発途中材、以下同じ) から内圧ガス封入試験片を作成し、試験試料とした。

- PNC316

化学組成 : Fe-16Cr-14Ni- (Ti, Nb, P, B)
冷間加工度 : 20%

- PNC1520

化学組成 : Fe-15Cr-20Ni- (Ti, Nb, P, B)
冷間加工度 : 18%

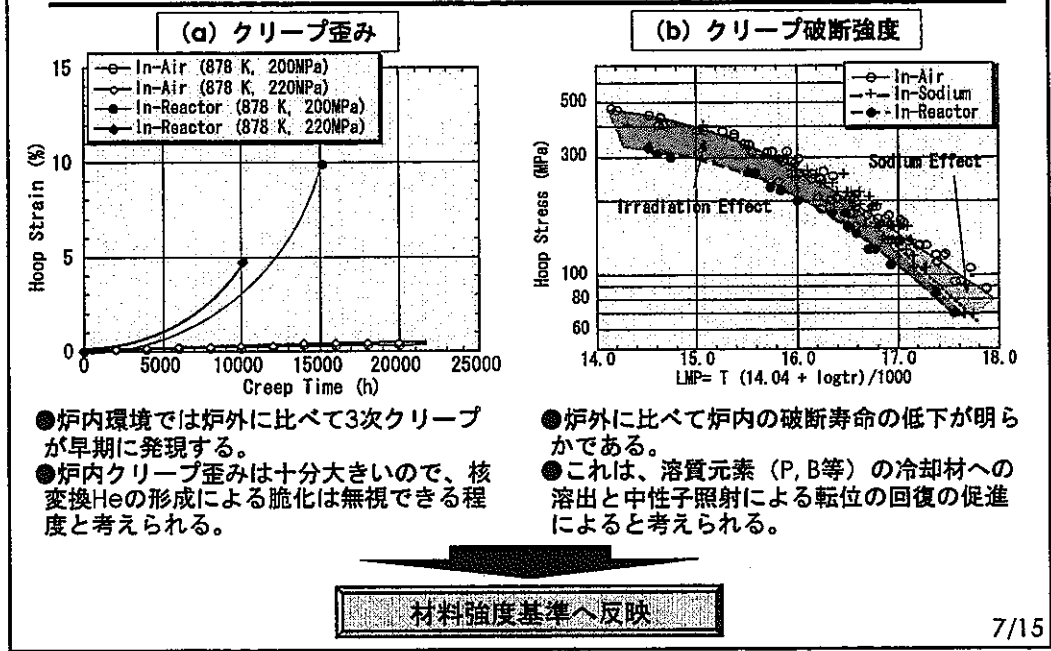


●中性子照射試験

- 照射装置 : 米国FFTF炉 (温度制御照射装置MOTA)
- 照射量 : 2.5・206 (dpa)
- 照射温度 : 678・1023 (K)
- フープ応力 : 0・465 (MPa)

6/15

評価結果 (PNC316のクリープ変形挙動に及ぼす中性子照射の影響)



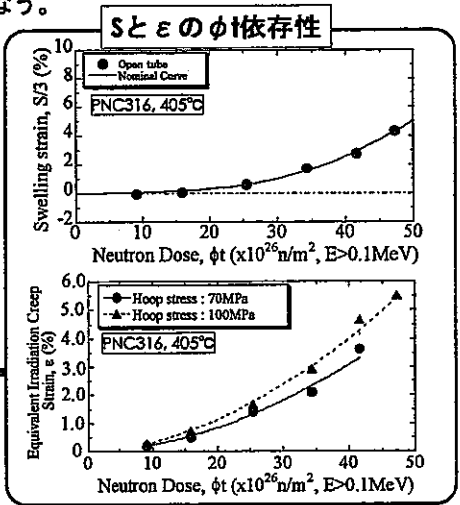
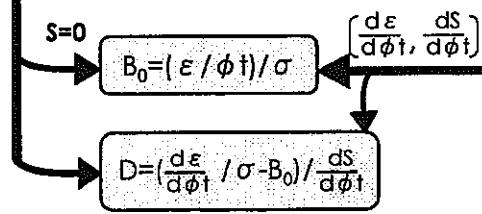
照射クリープ挙動の評価
 相関式係数の算出方法と評価項目

評価項目：材料照射データを用いた相関式係数の算出により照射クリープを定式化し、燃料ピン照射データとの比較を行なう。

$$\frac{d\varepsilon}{d\phi t} = \sigma \cdot (B_0 + D \cdot \frac{dS}{d\phi t})$$

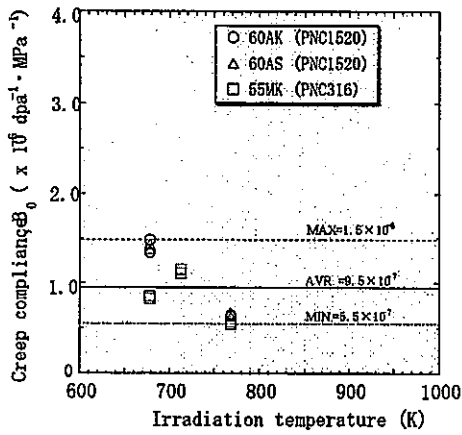
照射量依存項 スエリング依存項

ε : 相当歪み (·), σ : 相当応力 (MPa),
 B_0 : 照射量依存係数 (dpa⁻¹MPa⁻¹),
 ϕt : 照射量 (dpa),
 D : スエリング相互作用係数 (MPa⁻¹),
 S : スエリング (·)

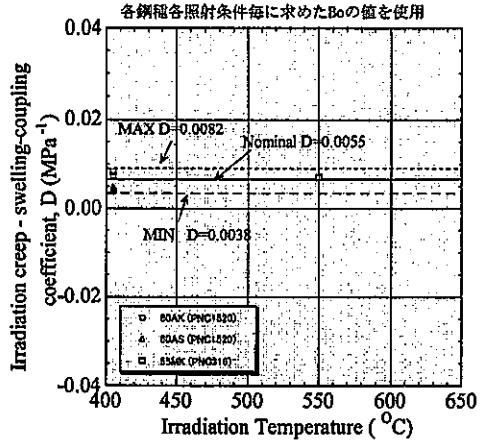


照射量依存係数 (B_0) とスエリング相互作用係数 (D) の算出結果

(a) B_0 の照射温度依存性



(b) D の照射温度依存性



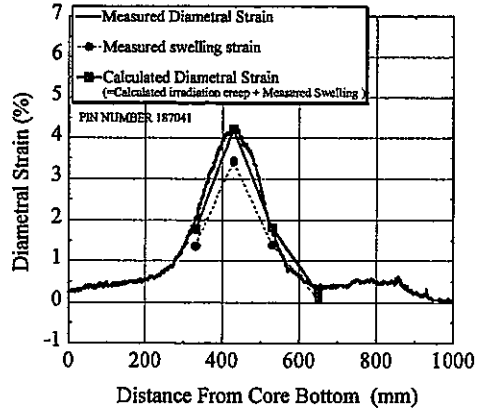
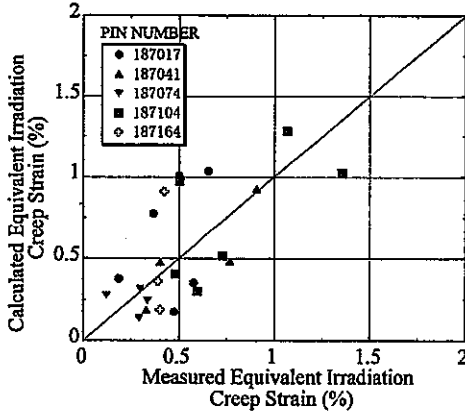
● PNC316とPNC1520の係数 B_0 および係数 D の値を明らかにした。

材料強度基準用の照射クリープ歪み式へ反映

9/15

材料照射データで得た B_0 と D を用いた燃料ピン挙動解析結果

計算結果とFFTF/MFA-2照射試験結果の比較 (PNC1520)



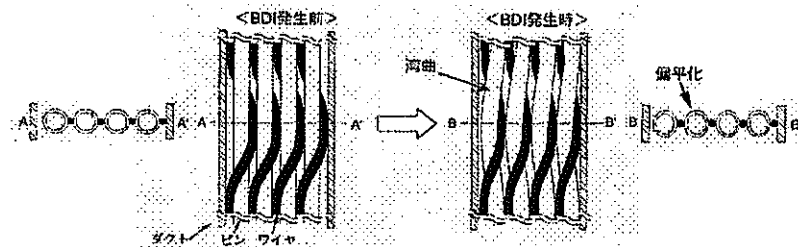
MFA-2燃料ピンの照射条件

最大中性子照射量 : 102 (dpa)
 寿命平均温度 : 367.547 (°C)
 寿命末期周応力 : 49 (MPa)

- 照射クリープ歪みの実測値と計算値は概ね一致しており、スエリングとは異なり、照射クリープ挙動に関しては、材料照射と燃料ピン照射との相違は小さい。
- 以上より、照射クリープによる燃料ピン外径変化挙動を適切に表現できることがわかった。

10/15

バンドル-ダクト間機械的相互作用 (BDI) 挙動評価

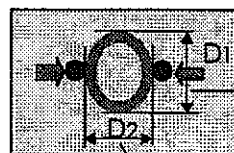


1. 原因
 - ・高燃焼度化による集合体構成材料のスエリング
 - ・バンドル膨れ>ダクト膨れ
2. 集合体寿命への影響
 - ・バンドル湾曲 → 被覆管の過熱、接触荷重の増大等の可能性
3. BDI発生バンドルの評価
 - ・解析コード 'BAMBOO' 開発
 - ・炉外模擬試験データ (高燃焼度模擬炉外圧縮試験) → コード検証機ね完了
 - ・高燃焼後照射試験データ (Phenix照射試験) → 試験データ評価実施中

11/15

Phenix照射試験データ

評価集合体	PAPEETE3 Phenixドライバ燃料 集合体とほぼ同仕様
・バンドル要素本数	217本
・要素外径/肉厚	6.55mm/0.45mm
・ワイヤ径	1.15mm
・ワイヤピッチ	150mm
・炉心材料	316超冷間加工材
・ピーク燃焼圧	約11.7at%
・ピーク照射量	約111dpa



BDI荷重による
要素扁平化の発生

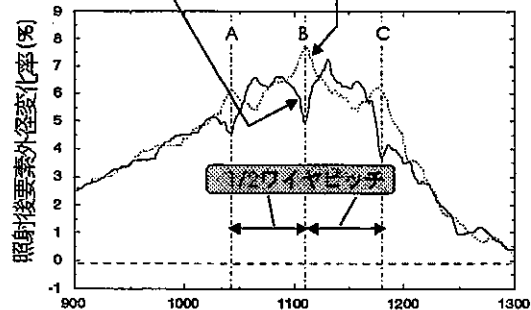


図 照射後要素外径プロファイル

要素外径測定値を基に
バンドル変形評価を実施

12/15

Phenix照射バンドル変形評価結果

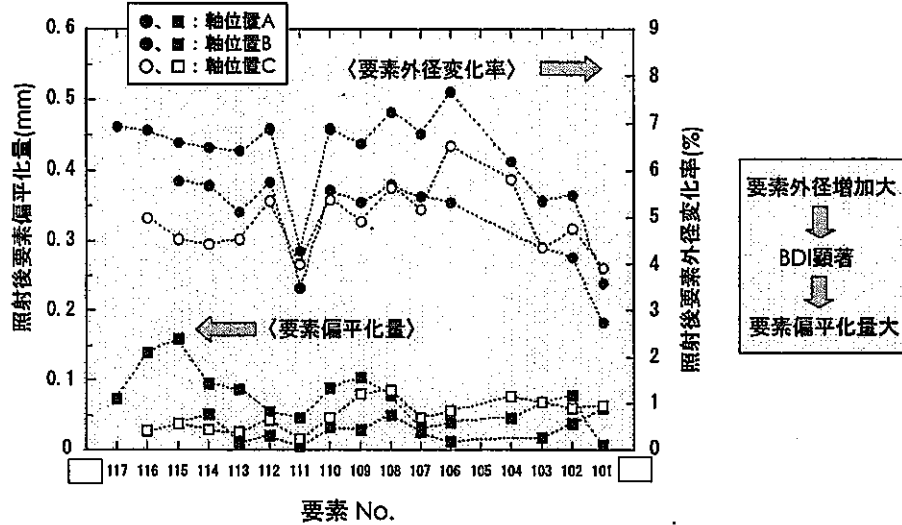


図 バンドル対角要素の照射後扁平化量の分布

13/15

成果のまとめ

1. 材料強度特性試験

炉内試験と炉外試験の組合せにより、オーステナイト鋼被覆管の内圧クリープ破断強度に及ぼす照射効果の影響を評価した。

→ 材料強度基準へ反映

2. 照射クリープ挙動の評価

オーステナイト鋼被覆管の照射クリープ挙動に及ぼす照射量と温度の影響を照射試験データに基づき評価した。

→ 材料強度基準へ反映

3. バンドル-ダクト間機械的相互作用挙動評価

Phenix照射試験データの評価より、炉内でBDIが発生した燃料要素バンドルの変形機構を把握した。

→ BDI挙動解析コードへ反映

14/15

今後の予定

1. 次期年次計画「高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究」として、実用化炉心燃料の被覆管候補材料（ODSフェライト鋼、PNC-FMS等）を主体に定常時及び過渡時条件下の材料挙動評価を行う。
 - ・スエリング、照射クリープ等の変形特性
 - ・高温強度、延性等の機械的特性
2. 従来成果（破損メカニズム、健全性評価手法等）の確認を「常陽」高燃焼度燃料照射試験や破損限界照射試験（RTCB）の結果によって行う。
3. 従来成果の高燃焼度への外挿性や上記材料特性評価結果を踏まえ、実用化炉心燃料の被覆管候補材料への適用性を評価する。

15/15

用語集

PNC316

JNCが開発した炉心材料用オーステナイト鋼。SUS316ステンレス鋼のJIS規格範囲内で炉外での試作・評価と海外炉を用いた照射試験を基に耐スエリング性と高温強度を改善したオーステナイト鋼。

PNC1520

JNCが開発した炉心材料用オーステナイト鋼。PNC316の耐スエリング性を改善するためSUS316ステンレス鋼のJIS規格を超えてNi量を増やし、高温強度を確保する観点から15Cr-20Niをベースとした改良オーステナイト鋼。

MOTA (Material Open Test Assembly)

米国FFTF炉の照射温度計測および照射温度制御が可能な材料照射用リグ。

BDI (Bundle- Duct Interaction)

燃料被覆管とラッパ管の材料スエリング差によって生じる燃料ピン束とラッパ管との機械的相互作用。

BAMBOO (Behavior Analysis code for Mechanical interaction of fuel Bundle under On-power Operation)

燃料集合体ピン束のBDI挙動を解析する計算コード。有限要素法を用いてピン束に発生する接触荷重と全てのピンの変形量を計算する。

平成13年度 安全研究成果発表会
平成14年1月24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

—「常陽」におけるフィードバック反応度特性の評価—

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

01/22

I 研究の目的

- 酸化物燃料高速炉の反応度フィードバック特性に関する基本データの取得
- 熱過渡解析、炉心変形解析及び炉物理解析等を連携させた総合的なプラント動特性の解析手法の確立
- 固有安全性を実証するための試験計画の策定

02/22

II 研究内容

- 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の検証・整備
- 燃料挙動、炉心湾曲挙動に関する検討
- 「常陽」における安全特性試験計画の策定
- SASSの有効性検討

03/22

III 報告内容

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の検証・整備及び
燃料挙動、炉心湾曲挙動に関する検討のうち

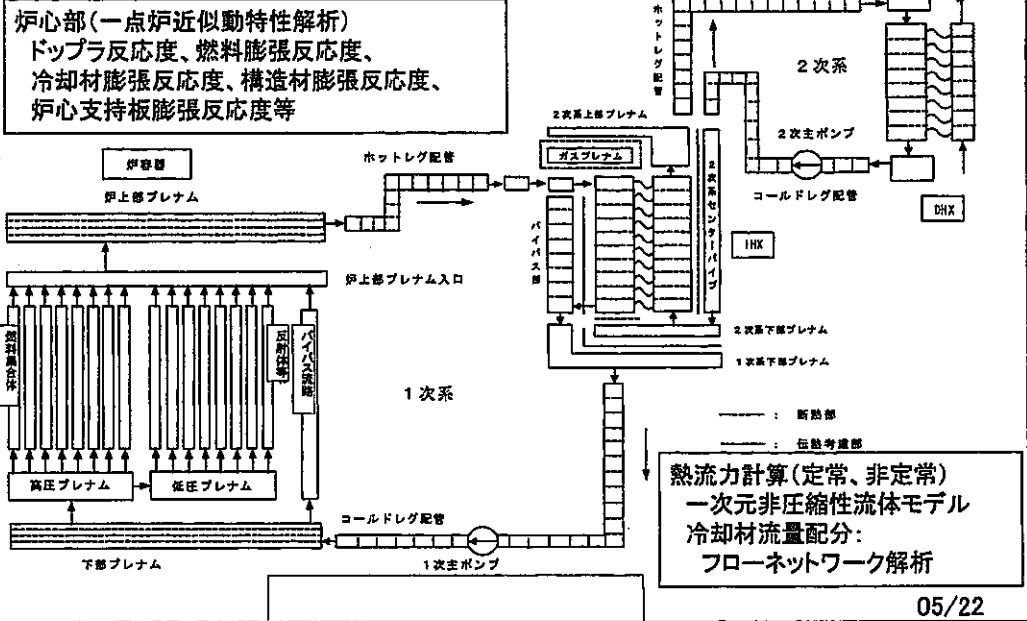
**“Mimir-N2”によるMK-II炉心のステップ応答
解析**

フィードバック反応度の評価精度の向上及び
燃料挙動、炉心湾曲挙動に関する検討のうち

**詳細な運転履歴を考慮した炉心湾曲・炉心
湾曲反応度解析**

04/22

「常陽」プラント動特性解析コード“Mimir-N2”の概要



ステップ応答試験の概要

目的 原子炉自己制御性の確認
 内容 制御棒操作によりステップ状反応度(約 $2 \cdot 5 \rho$)投入

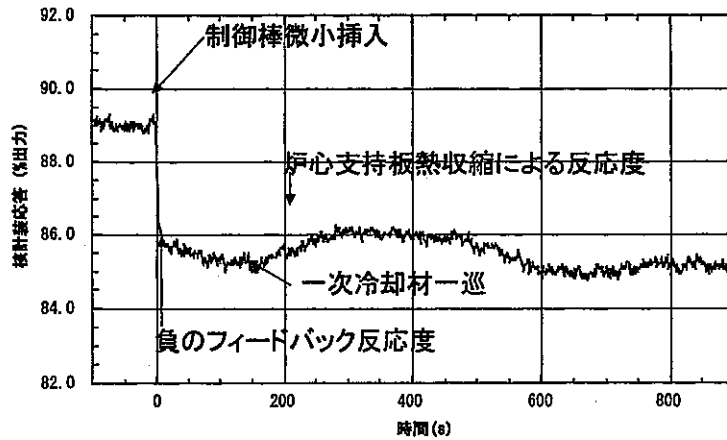


図 MK-II炉心におけるステップ応答試験時の核計装応答

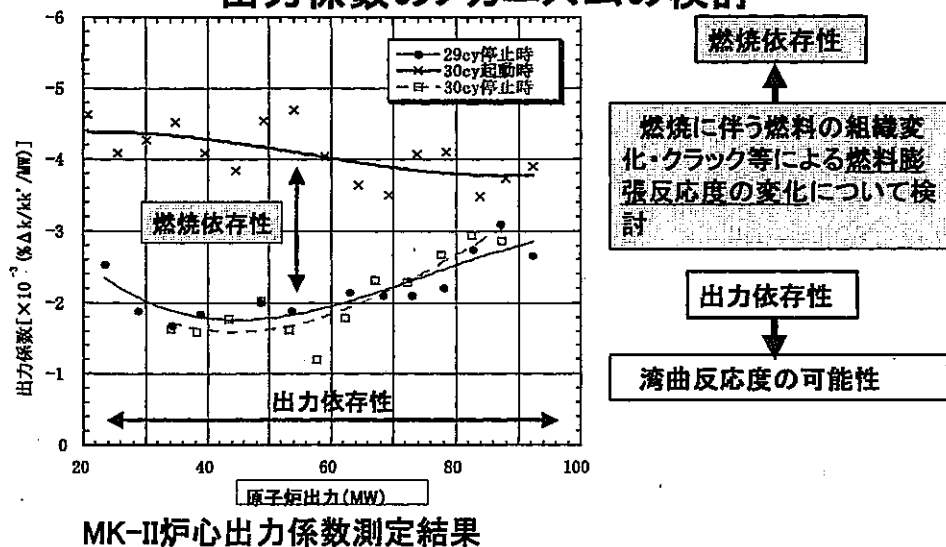
06/22

フィードバック反応度計算の見直し

- 燃料膨張反応度の燃焼依存性考慮
- 制御棒駆動機構延長管、原子炉容器壁の熱膨張反応度をモデルに追加
- ドップラ反応度をE/C補正(SEFOR)

07/22

燃料膨張反応度の検討 出力係数のメカニズムの検討



08/22

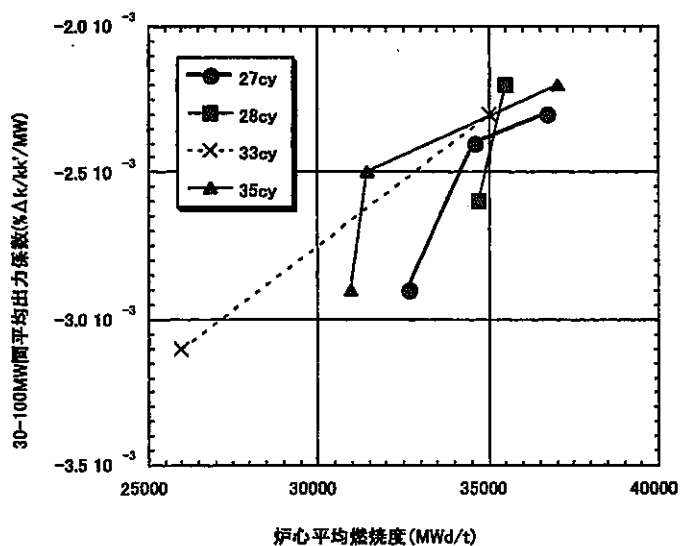
「常陽」MK-II炉心の出力係数計算値

(標準平衡炉心、100MW出力付近)

成分	出力係数 (% $\Delta k/kk'/MW$)	割合	備考 (燃焼依存性)
構造材膨張	-2.6E-04	5.6%	~0
冷却材膨張	-6.4E-04	13.7%	~0
ドップラ反応度	-1.0E-03	21.4%	小
燃料膨張	-2.8E-03	59.3%	○
合計	-4.7E-03	—	—

09/22

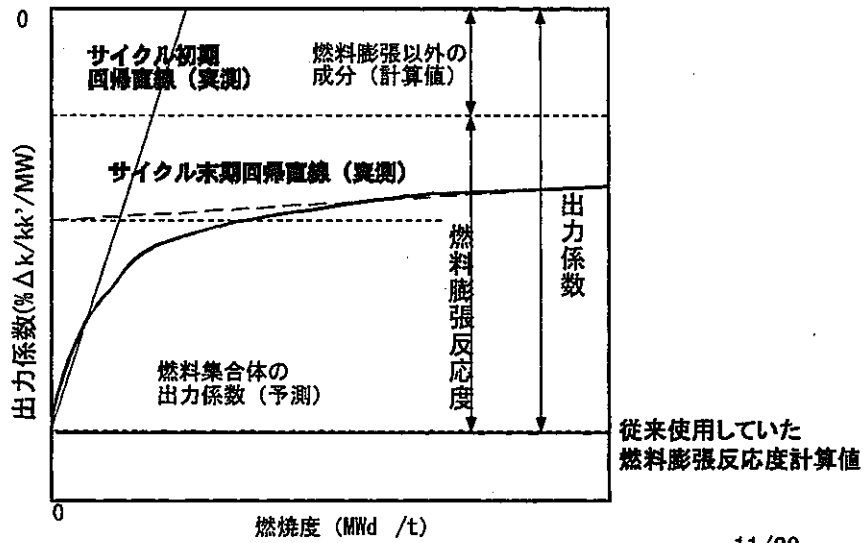
サイクル毎の出力係数の燃焼度依存性



10/22

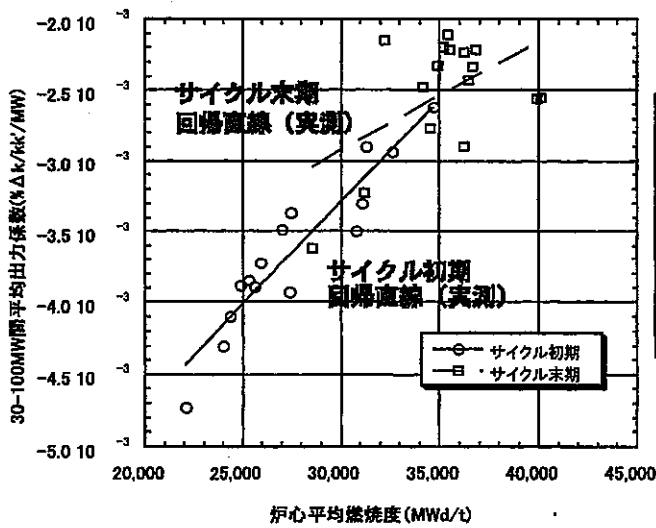
出力係数への燃焼依存性の考慮

→ サイクル中期・末期を対象
 末期の回帰直線に従い燃料膨張反応度が変化



11/22

MK-II炉心における出力係数の燃焼度依存性



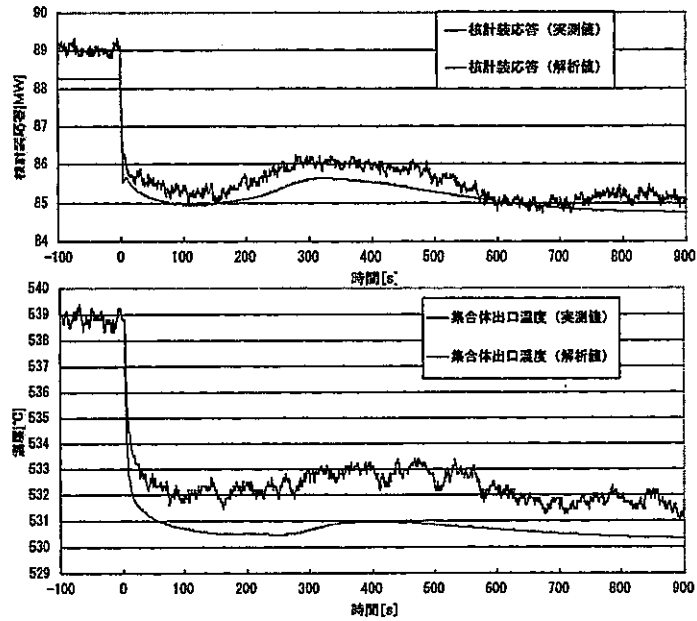
燃料膨張反応度に考慮する
 燃焼度依存性

$$k = 0.59 - 1.4E-05 \times B_{S/A}$$

$B_{S/A}$: 燃焼度(MWd/t)

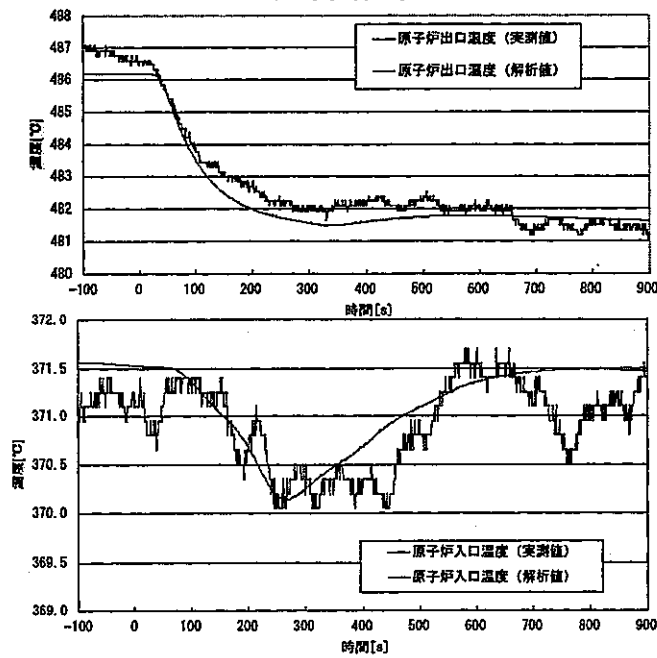
12/22

“Mimir-N2”による計算結果(その1)

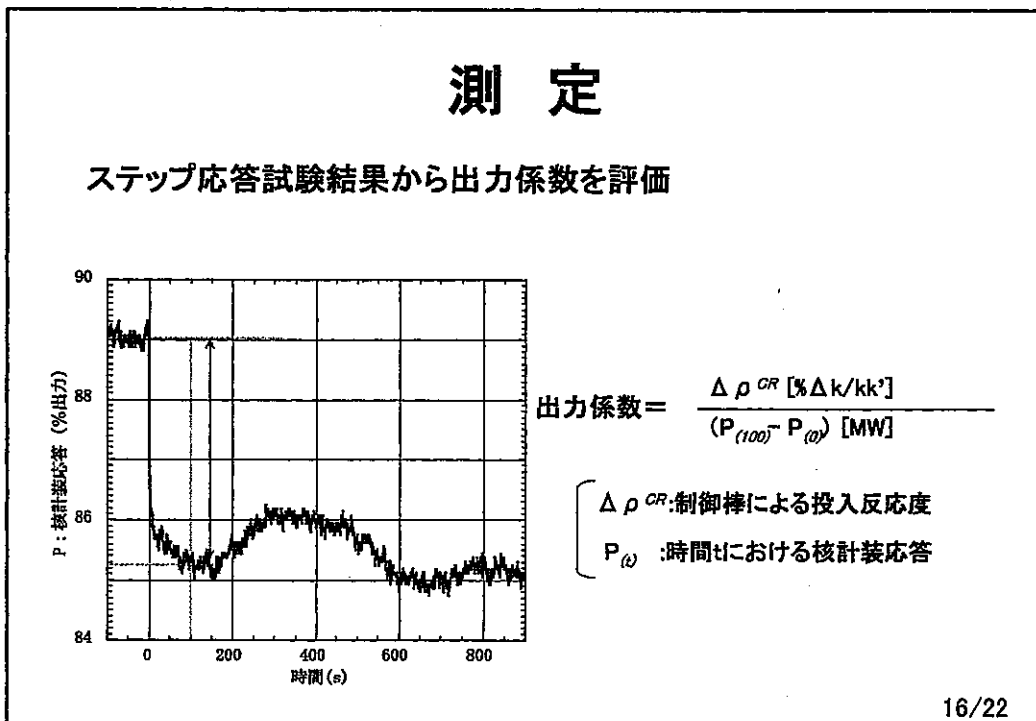
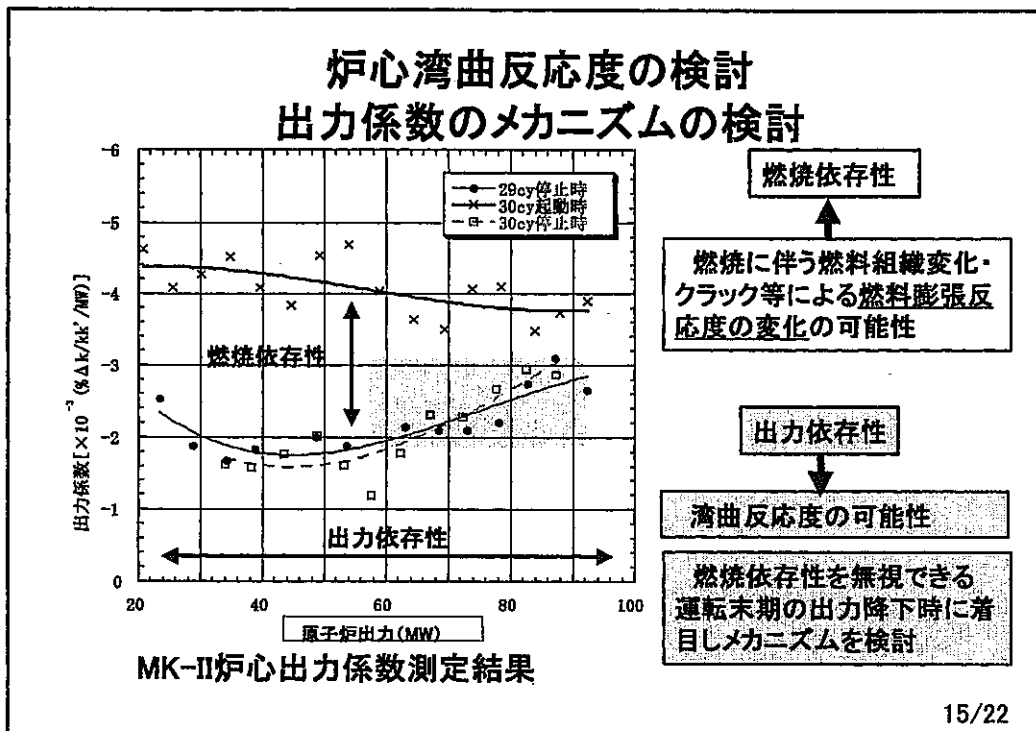


13/22

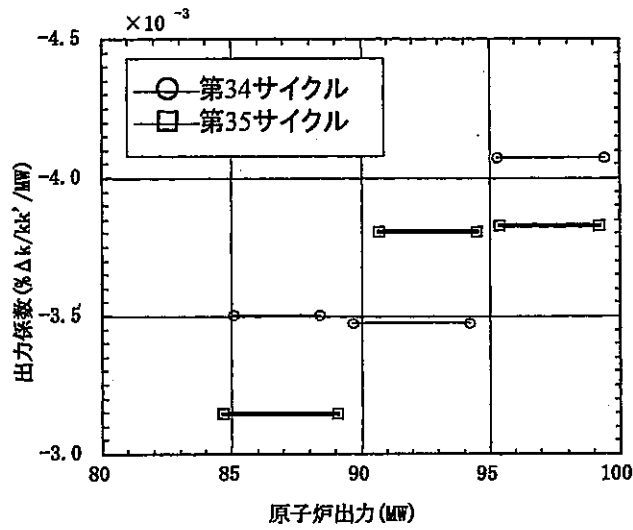
“Mimir-N2”による計算結果(その2)



14/22

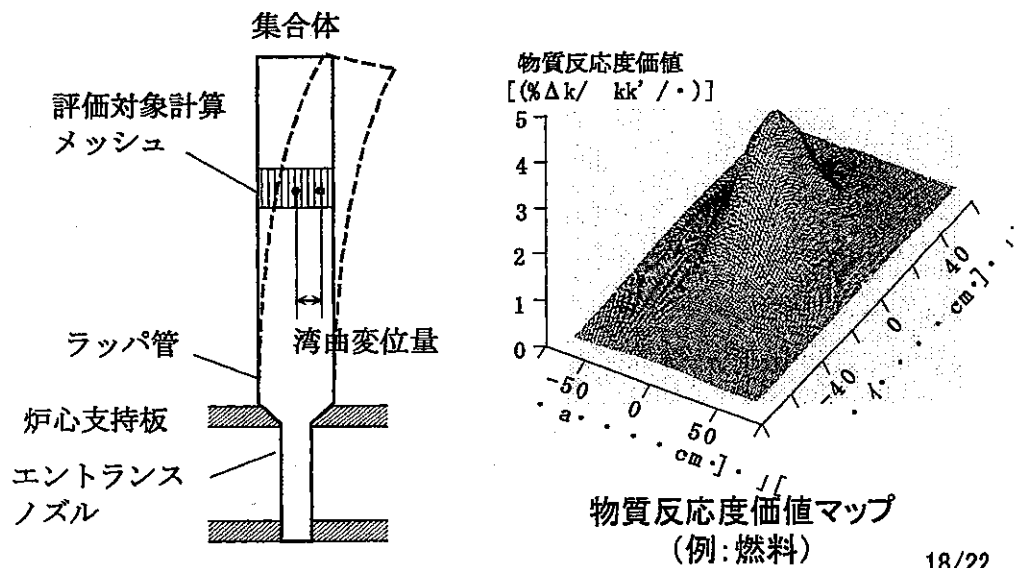


MK-II炉心ステップ応答試験による出力係数測定結果

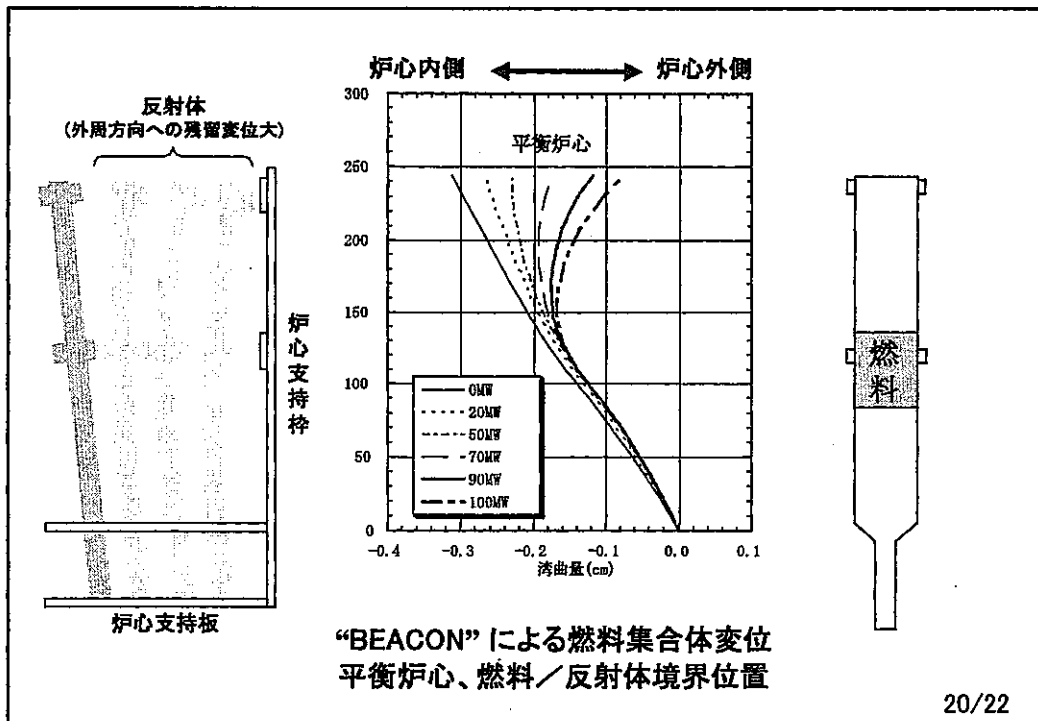
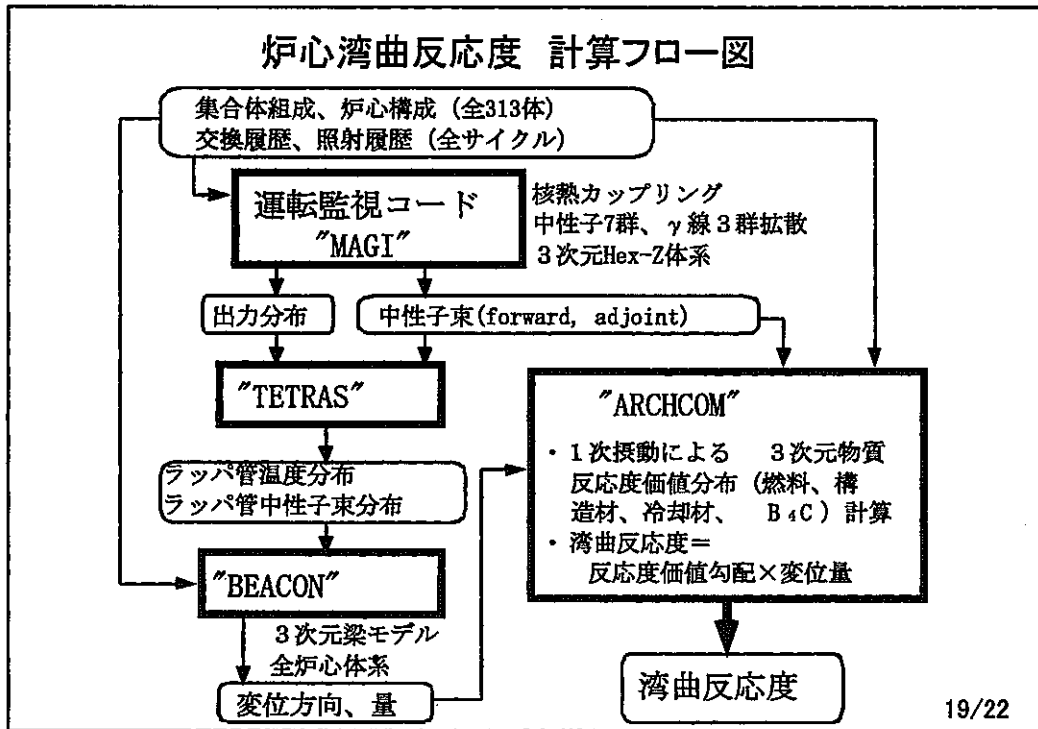


17/22

炉心湾曲反応度の計算



18/22



“ARCHCOM”計算結果
(直立状態と当該出力変位状態との反応度差)

[単位: %Δk/kk']

出力	90MW	100MW	90MW	100MW	90MW	100MW
燃料	2.64×10^{-1}	2.59×10^{-1}	2.96×10^{-1}	2.85×10^{-1}	3.30×10^{-1}	3.26×10^{-1}
構造材	5.25×10^{-2}	5.12×10^{-2}	6.66×10^{-2}	6.53×10^{-2}	6.91×10^{-2}	6.84×10^{-2}
冷却材	1.54×10^{-2}	1.49×10^{-2}	1.90×10^{-2}	1.86×10^{-2}	2.17×10^{-2}	2.14×10^{-2}
合計	3.32×10^{-1}	3.25×10^{-1}	3.82×10^{-1}	3.69×10^{-1}	4.20×10^{-1}	4.16×10^{-1}
差	-7×10^{-3}		-12×10^{-3}		-4×10^{-3}	

100MW→90MW出力降下時の出力係数の変化

[単位: %Δk/kk' /MW]

“ARCHCOM”*	実測値
$-4 \times 10^{-4} \sim -12 \times 10^{-4}$	$-6 \times 10^{-4} \sim -7 \times 10^{-4}$

*) (100MW時の値-90MW時の値) / (100-90)

21/22

まとめ

- 燃料膨張反応度に燃焼依存性を考慮することにより、反応度外乱に対するプラント挙動を“Mimir-N2”により再現可能。
- 炉心構成要素の詳細な交換・照射履歴を反映して全炉心の湾曲反応度を計算した結果、出力係数の出力依存性を定量的・定性的に説明可能であることを確認。
- 「常陽」を用いた安全特性試験の実施に向け、コード整備、フィードバック反応度予測精度の向上を継続。

22/22

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	燃料ペレットの軸方向熱膨張/収縮に伴う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
"Mimir-N2"	「常陽」プラント動特性計算コード
"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（ラッパ管位置の温度、照射量計算）
"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・熱クリープ考慮

平成13年度 安全研究成果発表会
平成14年1月24日
サイクル機構 大洗工学センター

過渡伝熱流動現象評価に関する研究
～ サーマルストライピングに対する合理的評価法の構築に向けて ～

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 / 17

[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

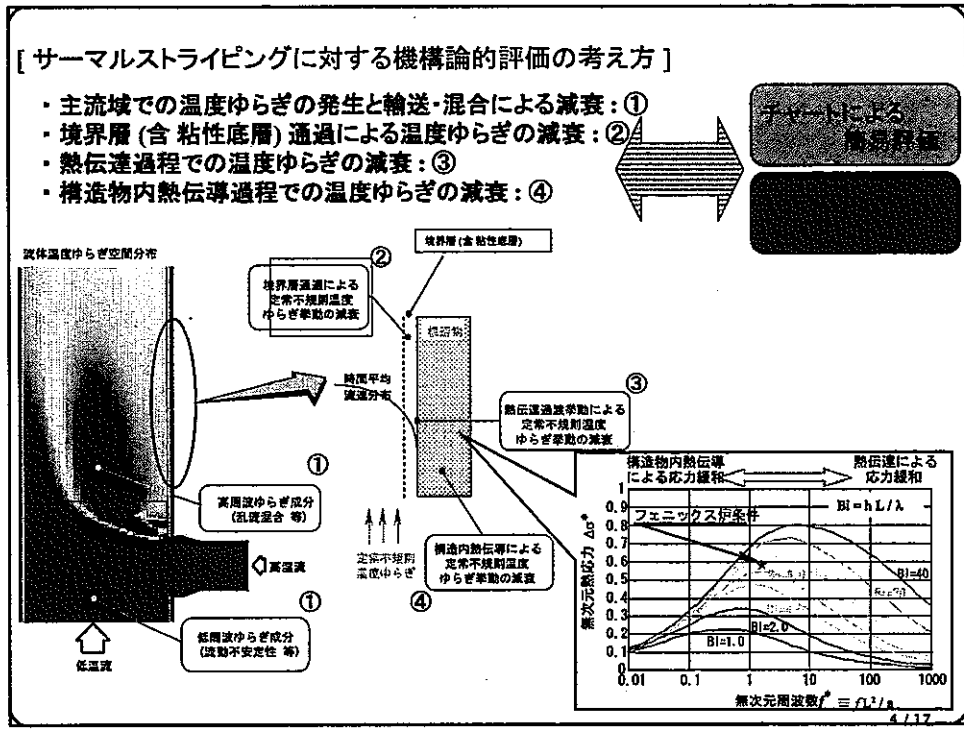
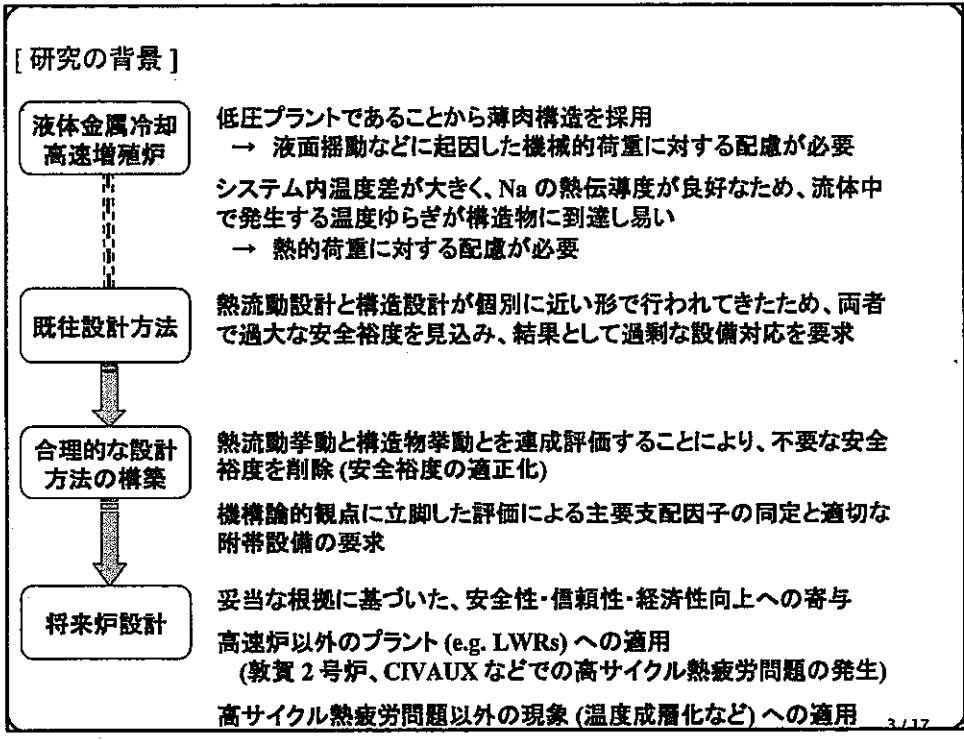
→ システムの安全性評価と安全裕度の適正化

[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) : 今回報告外
- (ハ) 解析コードによる安全裕度適正化手順の検討
 - (1) 安全裕度の適正化手順
 - (2) 安全手法検証手順
 - (3) 解析コード信頼性評価手順

	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	●
			●	要素記録・改良	●
		●	中計測技術開発		●
			●	性能評価	●
ロ 流力振動等の解析手法の高度化	●		●	検証解析	●
			●	モデル構築	●
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 / 17



[サーマルストライピングに対する評価法バリエーション]

	温度変動の履歴を全く考慮しない保守的評価	FEMによる評価						
温度差	台頭温度差 (ΔT)							
流体内		温度変動の RMS値 / ピーク値を参照・規定	温度変動の APSD (自己パワースペクトル密度) を参照・規定	有限モデル / 確率的有限モデルの利用	一 評価メッシュ分割モデルの利用	等 R σ 有限要素モデルの利用	LES モデルの利用により、温度変動の APSD を評価	DNS モデルの利用により、構造物近傍流体温度の時間履歴を評価
流体 - 構造物間の温度変動伝達特性 (時間平均での正確な温度履歴が得られる条件)		時間変動場における熱伝達率の特性が定量化できていないため、定常場での値を修正して利用			粘性層の熱伝達率を評価			
構造物内の熱応答特性		全周波数範囲の最大値で応力評価	各周波数における応答特性を評価	全周波数範囲の最大値で応力評価		各周波数における応答特性を評価		
材料強度特性	等 2 軸モードの規定 $\Delta \sigma_T = E \alpha \Delta T / (1 - \nu)$ $\Delta \sigma_T < \sigma_w$	各種強度低減要因の考慮	マイナー則による累積損傷評価	マイナー則による累積損傷評価		マイナー則による累積損傷評価		
熱伝達特性		FEM					熱源が発生する場合には、構造物貫通までの時間を評価	

5 / 17

[チャートによるサーマルストライピングの評価]

温度変動モードの判別

- 板厚内温度勾配が応力要因となる場合の温度変動特性
- スポット状高 / 低温領域の発生とその変動特性
- 温度成層界面とその変動特性

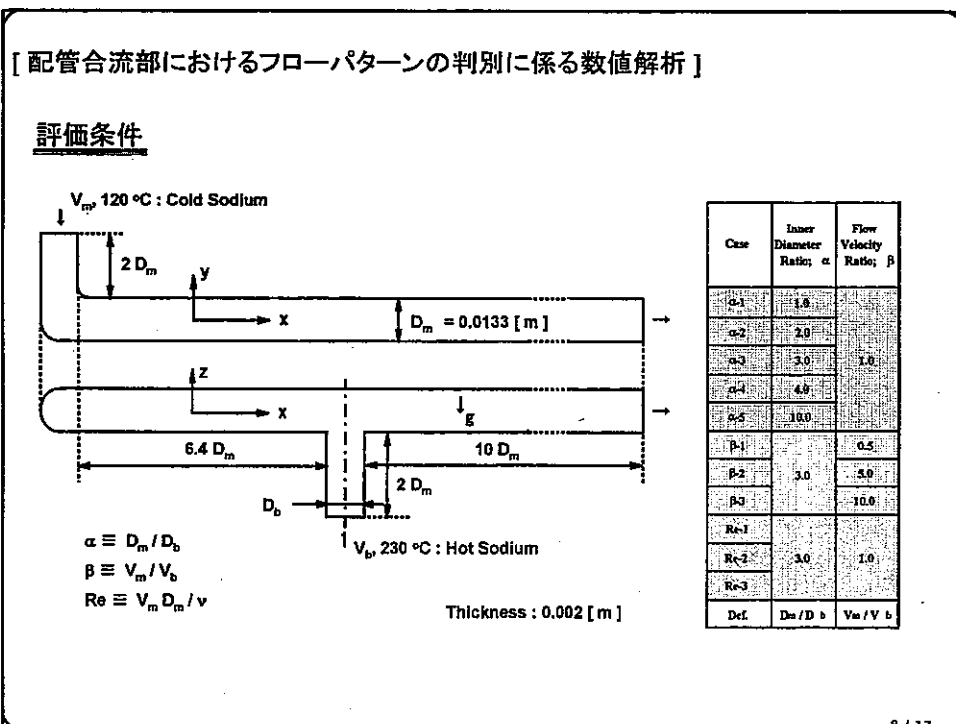
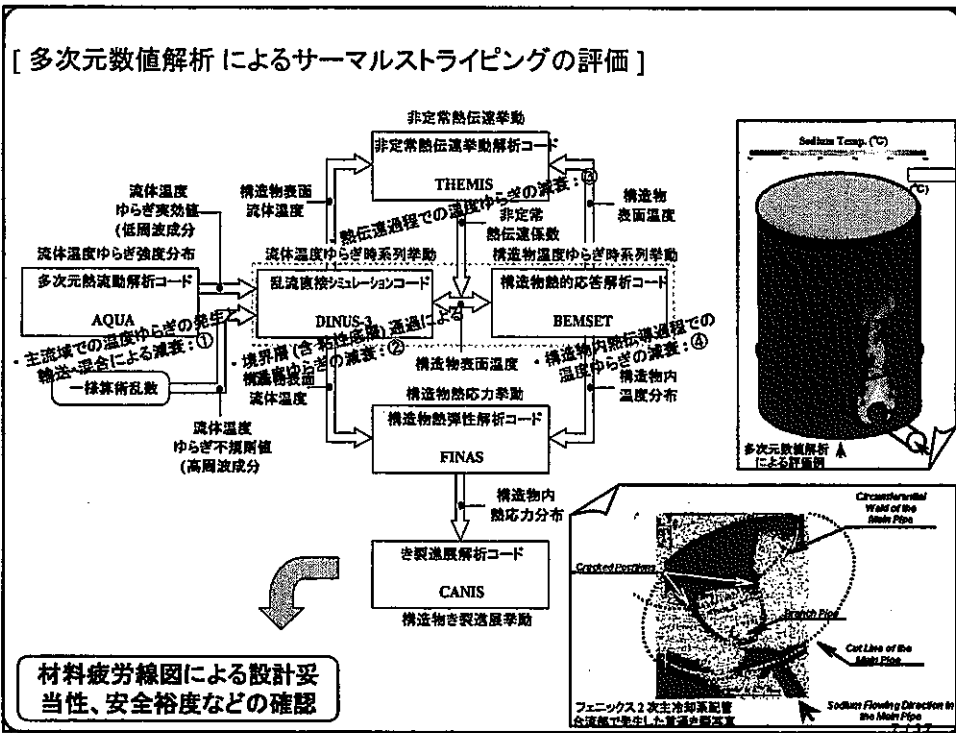
温度変動場における熱伝達特性

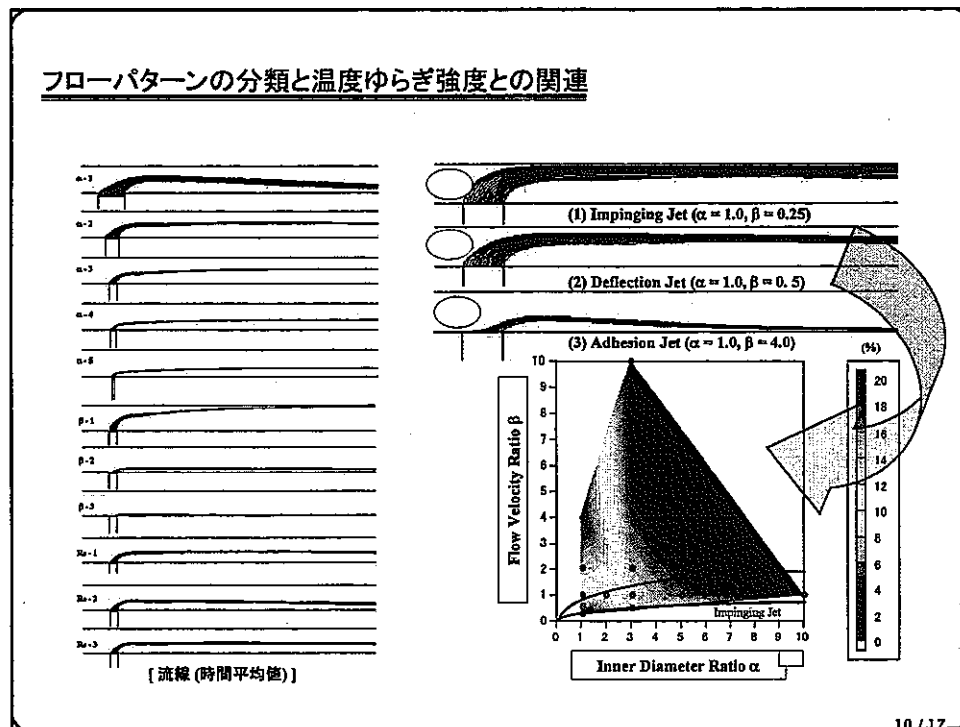
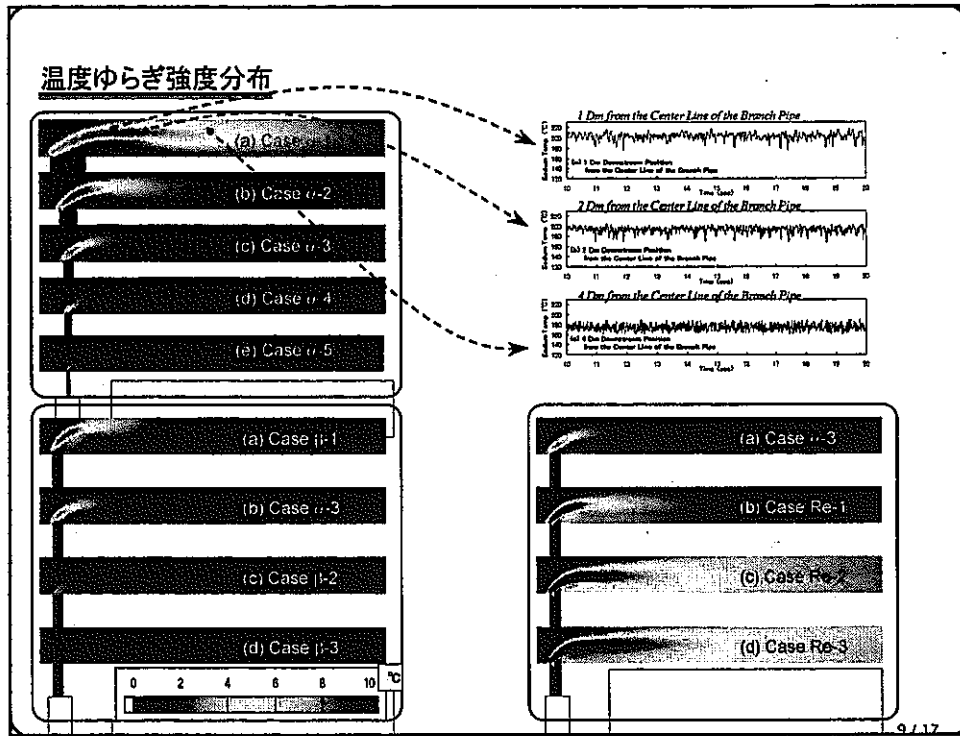
各種強度低減要因 (構造不連続、平均応力など) の考慮

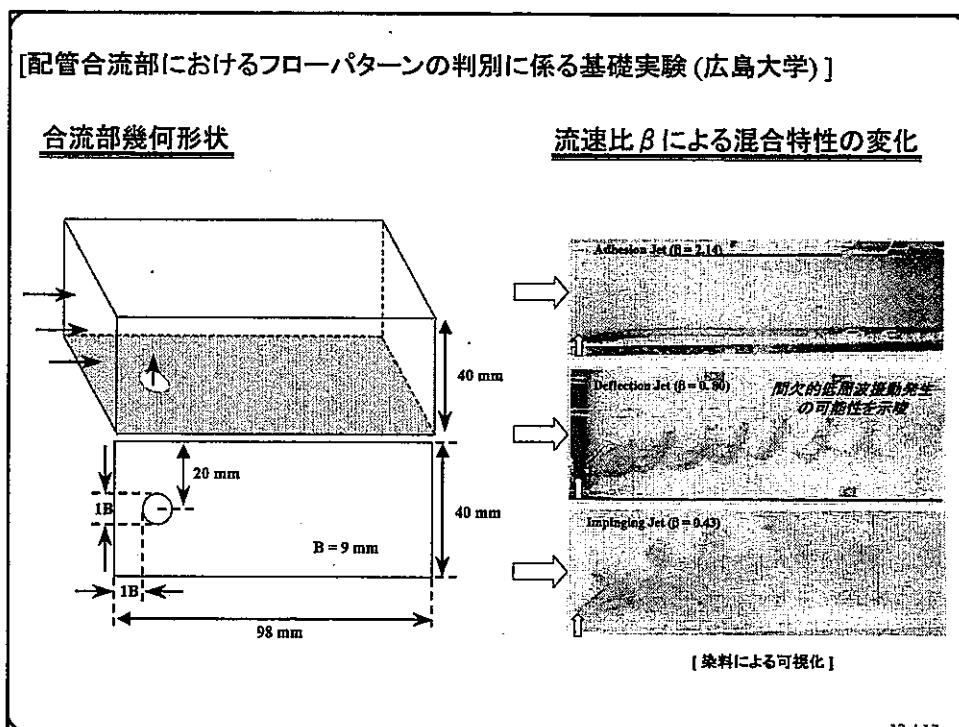
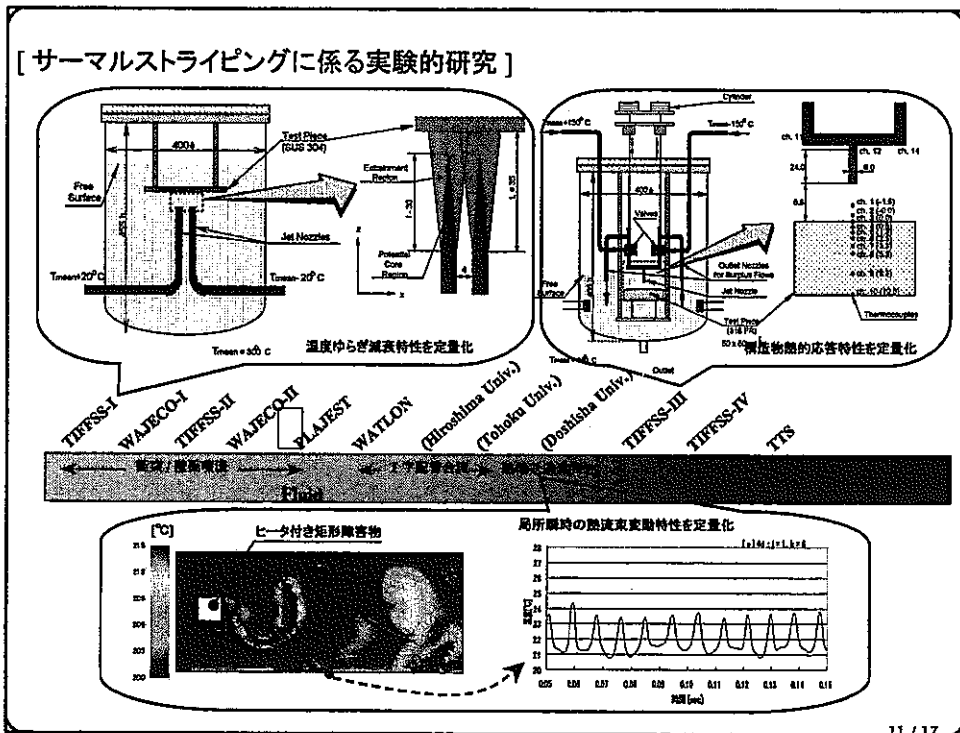
熱伝達過程での温度ゆらぎの減衰: ③

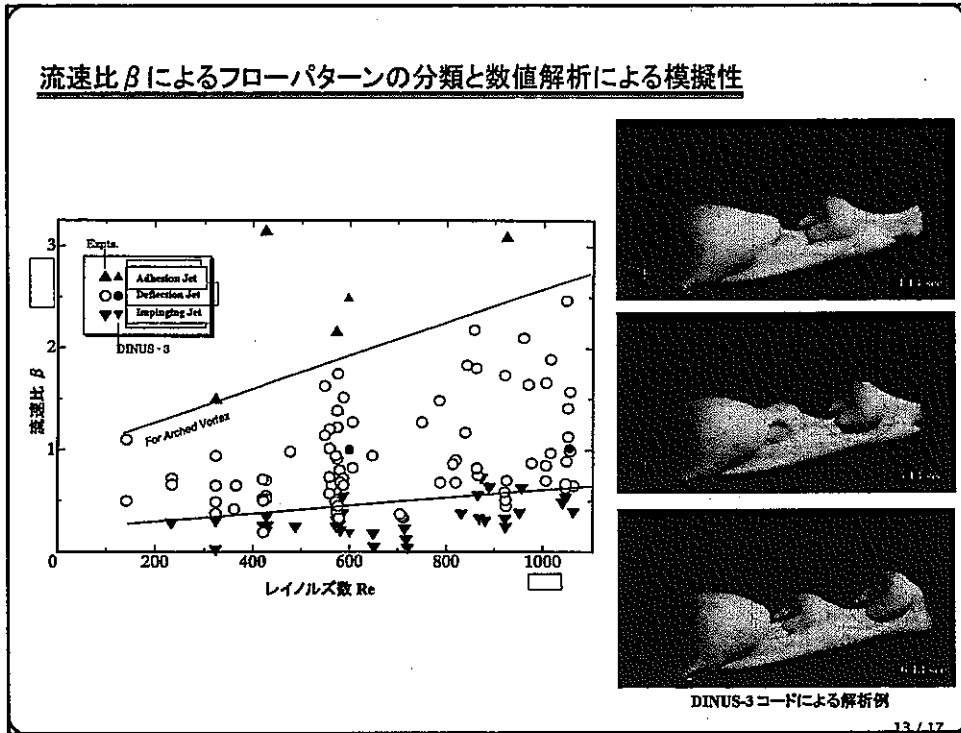
材料疲労線図による設計妥当性、安全裕度などの確認

6 / 17



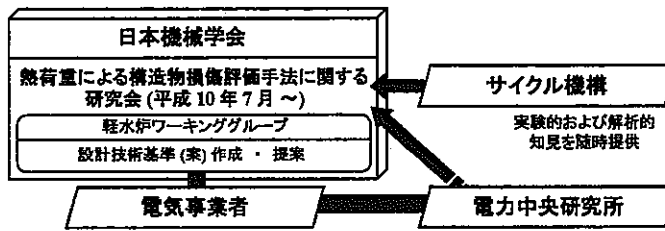






[サーマルストライピングをめぐる外部の動向]

- ☆ 「高経年化に対する基本的な考え方」：平成8年4月(旧 通産省・資源エネルギー庁)
- ☆ 「電気事業者の原子力発電所高経年化対策の評価及び今後の高経年化に関する具体的な取組みについて」：平成11年2月(旧 通産省・資源エネルギー庁)
 - 日本原子力発電・敦賀2号機冷却材漏洩：平成11年7月
- ☆ 「高サイクル熱疲労に関する技術基準運用ガイドライン」の通達：平成11年12月
 - 高サイクル熱疲労の影響に関する説明書提出の義務づけ
- 軽水炉ワーキンググループ発足：平成12年1月
 - 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」の下部組織
- ☆ 「技術基準(省令62号)改訂」：平成12年4月
 - 高サイクル熱疲労による損傷防止規定の導入
- ☆ 「技術基準(省令62号)」への民間基準解説の取込み：平成14年



[まとめ : サーマルストライピングに関する研究]

☆ 合理的評価法に関する枠組みの構築

- 各種の温度ゆらぎ減衰特性を考慮した評価法として、チャートおよび数値解析を用いる手順の枠組みを構築

☆ 配管合流部におけるフローパターンの判別

- 数値解析により、フローパターン (衝突噴流、偏向噴流、付着噴流) と温度ゆらぎ振幅実効値との関連性を検討
- 基礎実験より、偏向噴流条件における間欠的低周波振動発生の可能性を示唆
- 数値解析により、間欠的低周波振動が模擬可能であることを確認

☆ 日本機械学会による「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

- 配管合流部における熱荷重回避のための設計技術基準 (案) の作成に積極的協力

15 / 17

[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

- 数値解析および基礎実験により、配管合流部におけるフローパターンの判別を実施
- 偏向噴流条件において発生する間欠的低周波振動を数値解析により模擬できることを確認

(ロ) 流力振動等の解析手法の高度化

- 自由液面等による流体力と構造物の連成荷重および流れ込みによる自由液面からのガス巻込みの影響を定量化

(ハ) 解析コードによる安全裕度適正化手順の検討

- サーマルストライピングに対する合理的評価法に関する枠組みの構築

16 / 17

[今後の課題] : 同名年次計画として継続 (H13 ~ H17)

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

➡ (イ) 流体 - 構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備

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

➡ (ロ) 熱過渡に伴う流体 - 構造応答特性に関する試験

- ・ 上記課題等に関して、既存データを含めた各種基礎試験による解析コードの検証手順と解析コードの信頼性を定量的に評価するための手順の検討を行うとともに、解析コードを用いて安全裕度を一層適切化するための手順を検討

➡ (ハ) 解析コードを用いた安全裕度適切化手順の検討

17 / 17

用語集

サーマルストラインピング	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	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。
LES	Large Eddy Simulation の略称。計算メッシュよりも大きな渦のみ、直接評価を行う数値計算法。
DNS	Direct Numerical Simulation の略称。全てのスケールの渦について、直接評価を行う数値計算法。
APSD	Auto-Power Spectral Density の略称。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。
AQUA	時間平均操作を施した Navier-Stokes 方程式を利用する汎用多次元熱流動解析コード。
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コード。
THEMIS	流体 - 構造物間での熱輸送挙動の時間変動特性を評価する直接シミュレーション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および熱応力分布を評価するための境界要素法コード。
FINAS	構造物内の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。

平成13年度安全研究成果発表会
平成14年 1月24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

小規模漏えいを対象としたナトリウムプール燃焼実験と
機構論的解析手法の整備

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

大野修司

1/19

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			試験		評価
(ロ) Na漏えい燃焼解析コードの高度化		開発・整備		検証	
(ハ) Na・コンクリート反応試験			調査	基礎試験	
(ニ) Naエアロゾルの拡散移行挙動評価手法			手法検討・試験	整備	
(ホ) 漏えい検出システムの高度化			基本性能評価	試験	

2/19

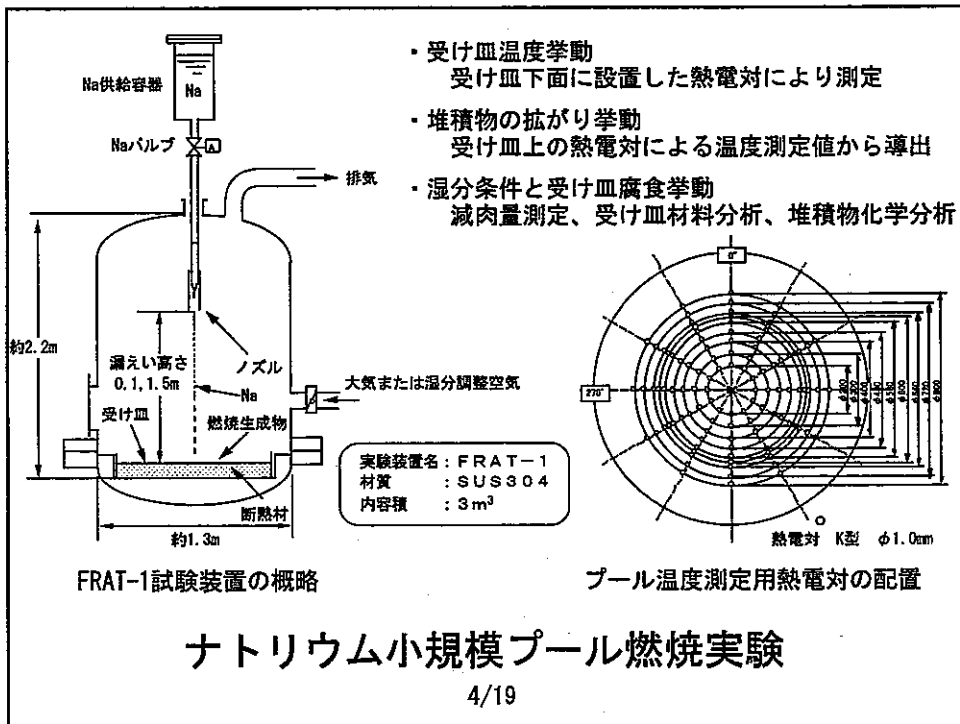
背景

- 従来：大規模漏えいを主対象とした研究
保守性を加味した工学的モデルによる評価
- 現在：小規模漏えいも対象とし、挙動詳細を把握する研究
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）

発表内容

- ナトリウム小規模プール燃焼実験
 - ・ 堆積物広がり挙動、床温度挙動、湿分条件と受け皿腐食の関係に着目
 - ・ 新規開発の機構論的解析コードの検証に活用
- 機構論的解析手法の整備
 - ・ 統合コードSPHINCSと3次元コードAQUA-SFの解析例

3/19



実験条件 (実績値)

ナトリウム漏えい率の影響

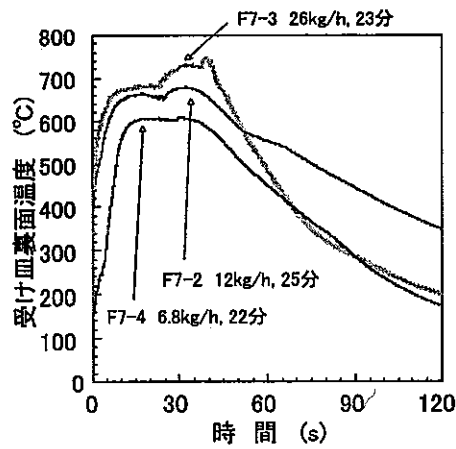
湿分の影響

Run No.	F7-1	F7-2	F7-3	F7-4	F8-1	F8-2
漏えいNa温度	約507°C					
落下高さ	0.1m					1.5m
換気流量	3 m ³ /min	3 m ³ /min	6 m ³ /min	3 m ³ /min	5 m ³ /min	3 m ³ /min
給気湿分濃度	約0.6%	1.4~ 1.5%	2.7~ 2.8%	2.3~ 2.4%	2.5~ 2.8%	4.6~ 4.8%
平均Na漏えい率	約12 kg/h	約12 kg/h	約26 kg/h	約6.8kg/h	約24 kg/h	約15 kg/h
漏えい継続時間	約25分	約25分	約23分	約22分	約25分	約30分
不活性化の時期	燃焼の 終了後*				漏えい 終了時	燃焼の 終了後*

* 受け皿裏面の全熱電対で500°C以下を確認後

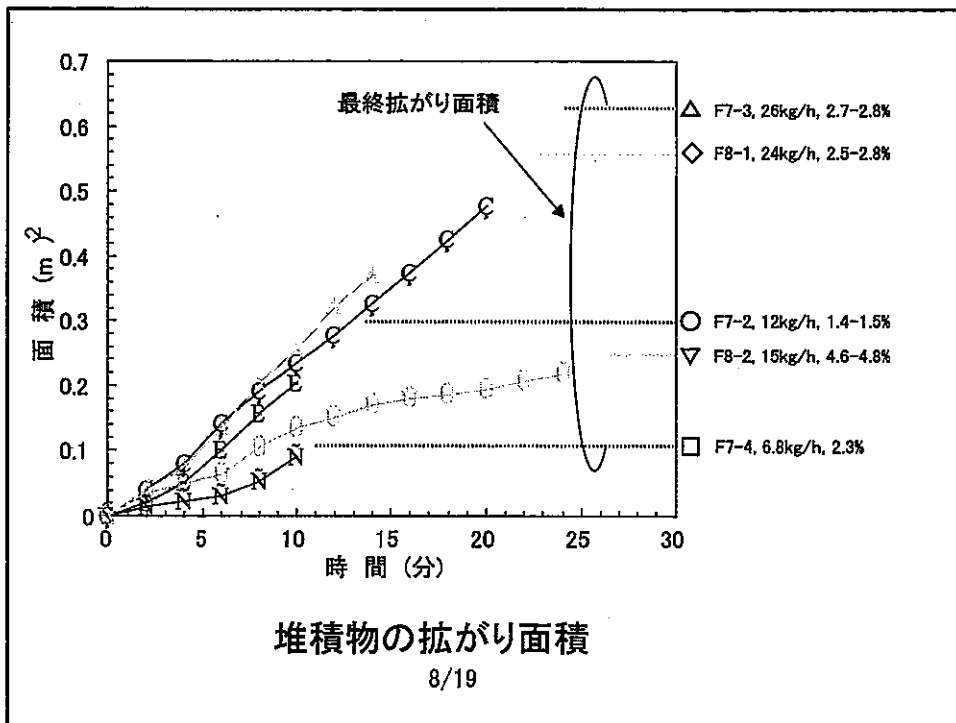
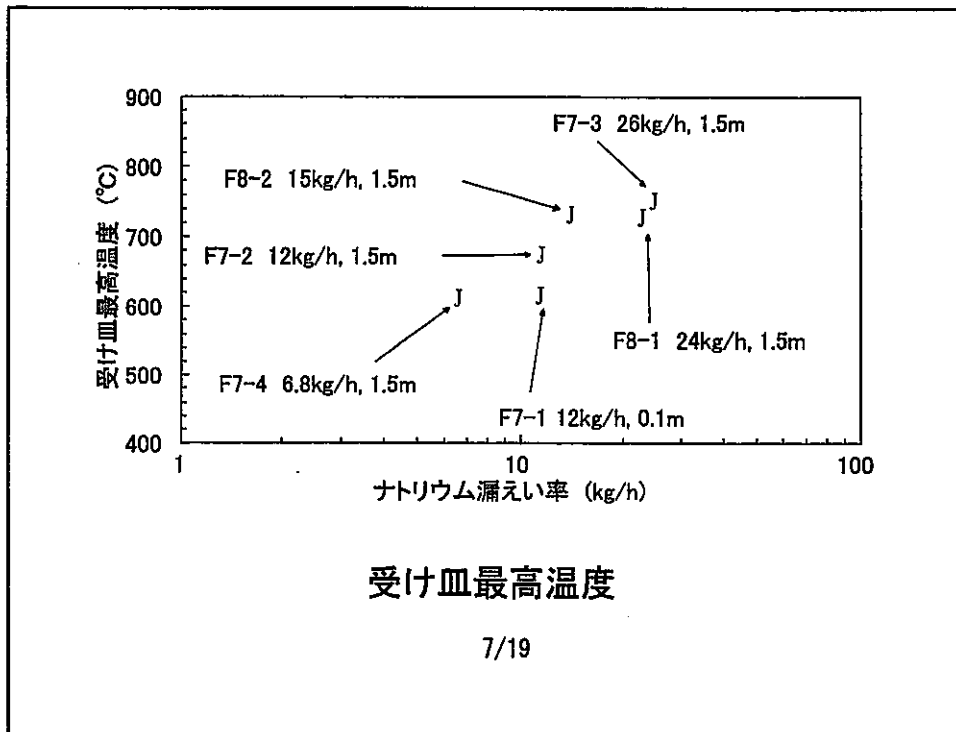
堆積物中化合物の生成時期の調査

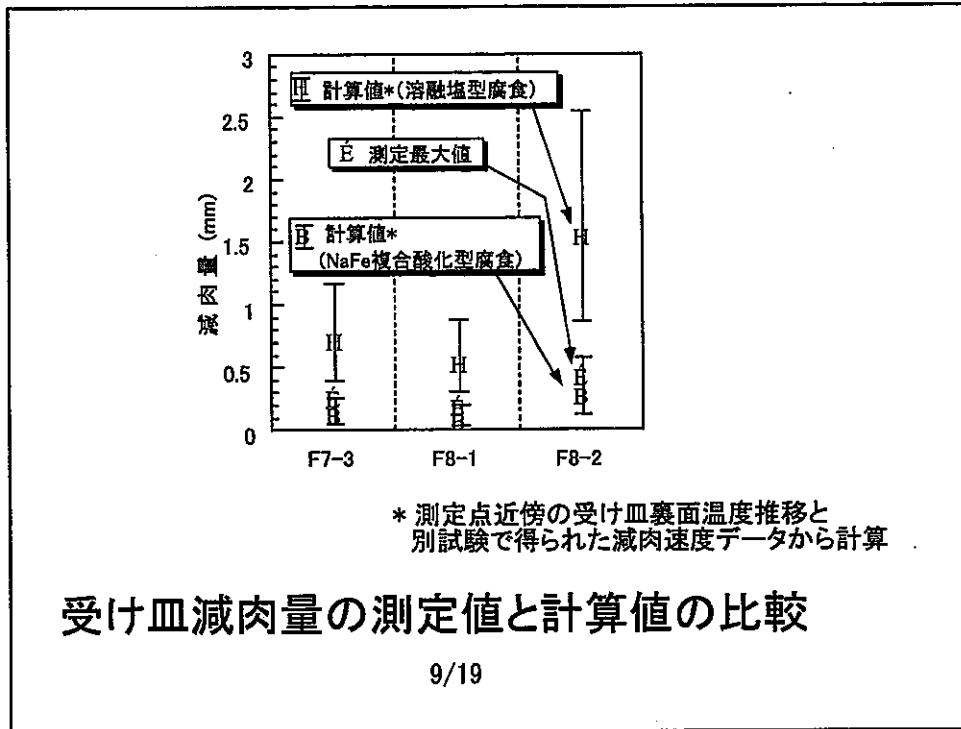
5/19



受け皿裏面温度 (中央部設置の熱電対)

6/19





受け皿材料の観察・分析結果の概要 (Run F8-2)

堆積物の塩基度 : 高い (Na 20濃度高)

複合酸化物 : 複数が認められた
 Na_4FeO_3 と Na_5FeO_4 が主体
 NaFeO_2 と $\text{Na}_3\text{Fe}_5\text{O}_9$ も存在

表面状態 : 金属光沢

表層断面 : 粒界や粒の激しい乱れは無い

↓

複合酸化物の分析結果を除き、熔融塩型腐食よりも NaFe複合酸化型腐食の方が支配的であることを示唆。

10/19

堆積物中のナトリウム化合物割合

単位：wt %

Run No. 化合物名	F7-1	F7-2	F7-3	F7-4	F8-1	F8-2
Na	10	0	0	12	46	1
Na ₂ O	55	42	33	53	34	47
Na ₂ O ₂	14	26	14	15	2	12
NaOH	23	30	44	21	8	20

↑ 燃烧終了後に不活性化 ↑ 漏えい終了時に不活性化

容器内の不活性化の時期を変更
(他の条件は同一)

注) ・ 数値は全採取試料の分析結果の算術平均値
・ NaFe複合酸化物は記載していない

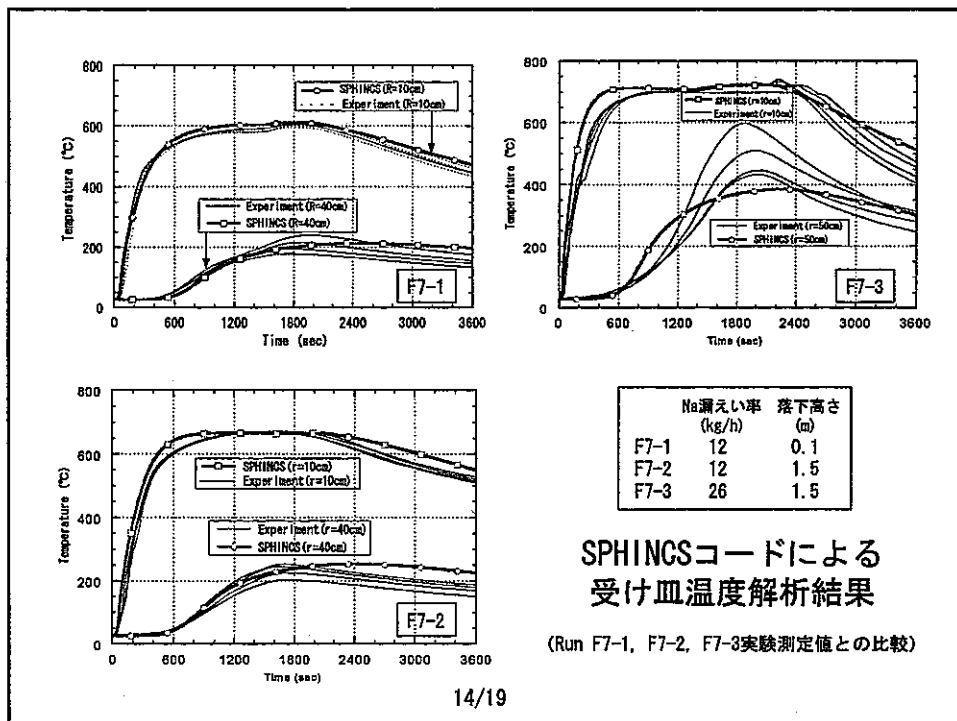
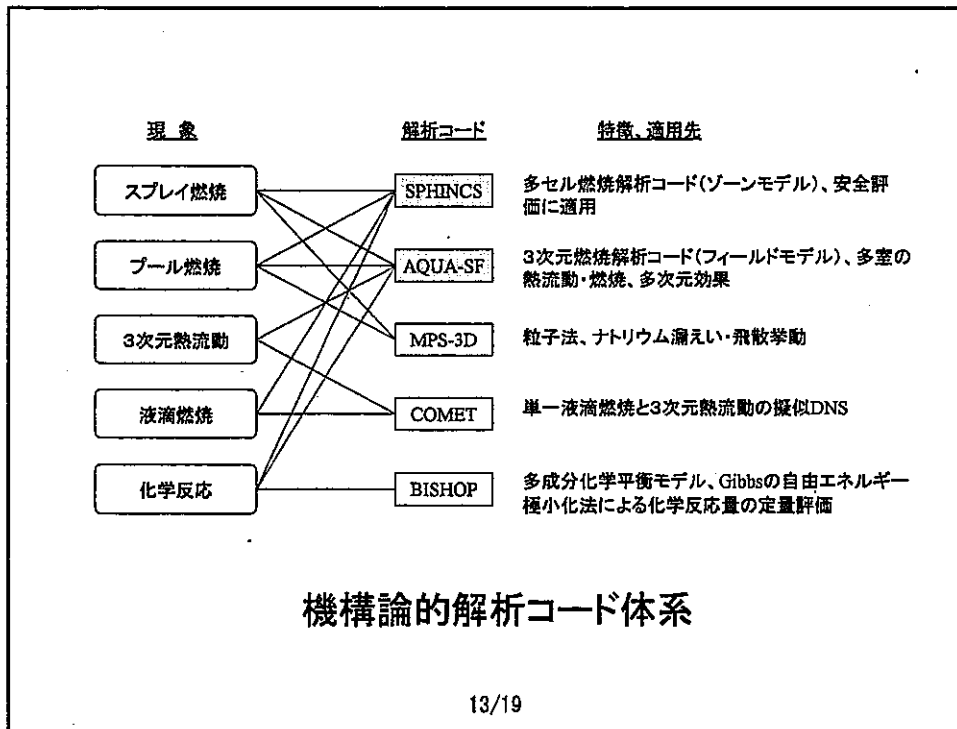
11/19

小規模プール燃烧実験のまとめ

ナトリウム小規模漏えい（10kg/h程度）を対象とした
空気雰囲気プール燃烧実験により、以下の知見を得た。

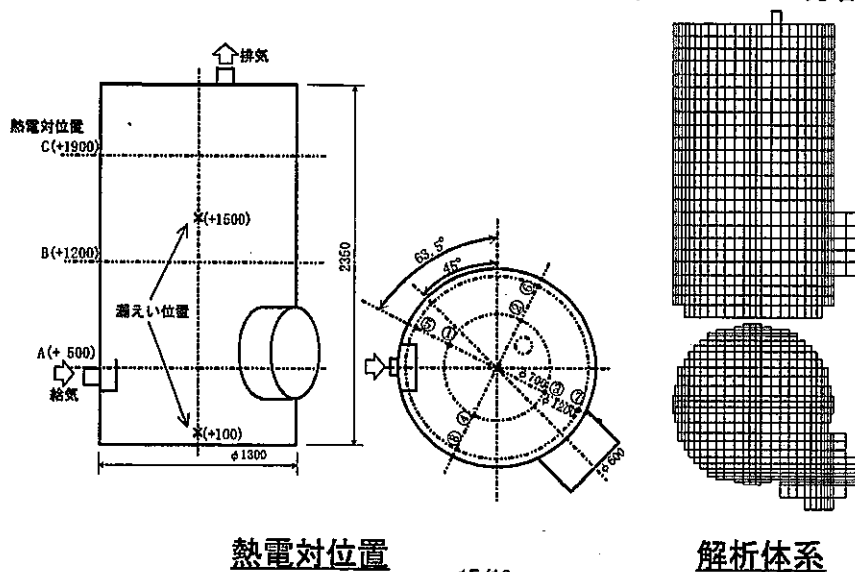
- ・ 受け皿最高温度はナトリウム漏えい率の低下につれて
低くなる傾向。（受け皿を多次的に扱う解析と同傾向）
- ・ 堆積物の拡がり：
 - 漏えいの初期は時間に比例して拡大。
 - 漏えい期間中でも収支のバランスにより拡がりが停止。
 - 最終拡がり面積はナトリウム漏えい率にほぼ比例。
- ・ 夏場の高温分条件でもNaFe複合酸化型腐食が支配的。
(堆積物化学組成も、熔融塩型腐食の生じにくい環境)

12/19

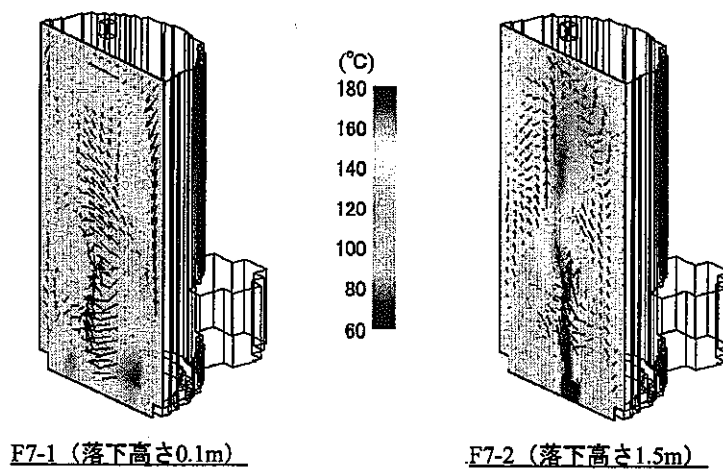


●AQUA-SFコードによる多次元解析

(29×29×25分割)

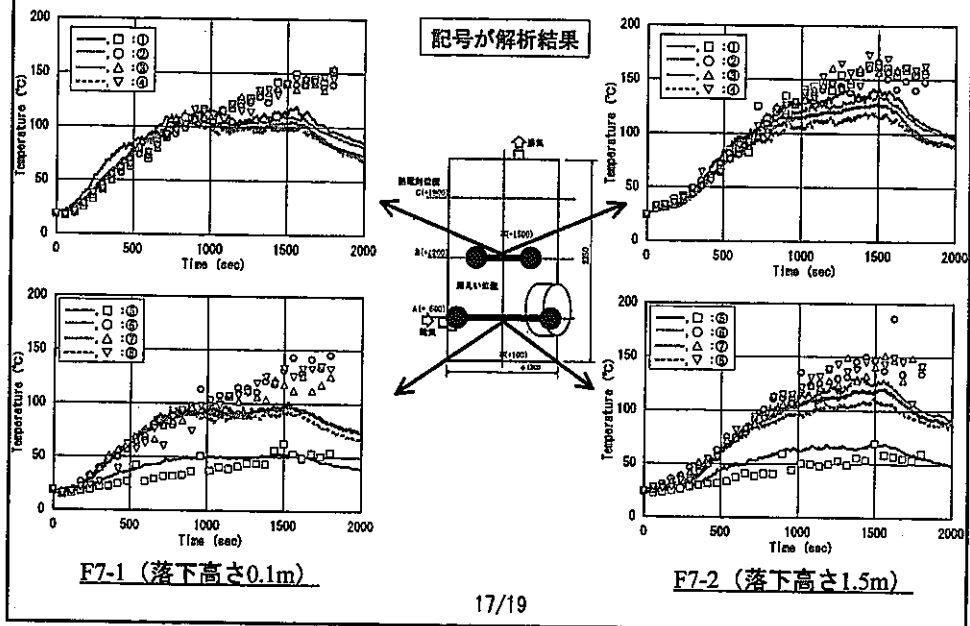


●解析結果 (漏えい高さによるガス温度分布の影響)



16/19

●解析結果（実験との比較）



成果のまとめ

- 小規模漏えいも含め、ナトリウム漏えい燃焼の一連の現象と影響を評価するために必要な実験的知見を拡充・蓄積した。
- 実機安全評価に使用するうえで妥当と考えられる一点近似解析コードに加え、より精度の高い最確評価を指向した解析コード群を開発整備した。
- これらの成果は「もんじゅ」の設置変更許可申請に際し、安全評価や設計に必要な技術情報として活用されている。

今後の課題

- ナトリウム燃焼に関する諸現象のより詳細な観測および知見のデータベース化
- 実現象に即した解析モデルを備えた解析評価体系の確立

例： - 着火・鎮火挙動
- 燃焼に伴う熱伝達と物質移行の詳細

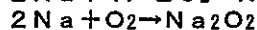
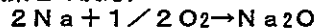
→ 次期の安全研究年次計画「ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究」にて実施

19/19

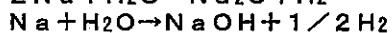
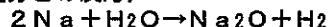
○ ナトリウム燃焼

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。

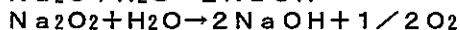
(酸素との反応)



(湿分との反応)



(Na酸化物と湿分の反応)



○ 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 (スプレイ状) に落下する過程で燃焼する「液滴 (スプレイ) 燃焼」が挙げられる。

○ ナトリウムの小規模漏えい

実機におけるナトリウム漏えいの想定範囲例は10kg/h~10⁵kg/h (100th) である。本研究では、このうち10kg/h程度の規模を「小規模漏えい」としている。
参考：平成7年のもんじゅナトリウム漏えい事故では約180kg/hと推定。

H13年度安全研究成果発表会
平成14年1月24-25日
サイクル機構 大洗工学センター

安全評価事象の想定と 評価条件に関する研究

・ 高速増殖炉に特有な安全評価
事象に関する検討 ・

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Gr
丹羽 元

1

研究目的: 高速増殖炉の安全研究及び確率論的安全評価研究等の成果を分析・集約することを通じて、主要な安全評価事象に対する評価の考え方を整理することにより、適切な安全評価審査方針の検討・策定に資する。

研究内容: 高速増殖炉の安全研究及び確率論的安全評価研究等で実施した試験及び解析の成果を基に、ナトリウムの化学反応にかかわる事象、炉心局所事故、炉心損傷事象等の主要な高速増殖炉特有の安全評価事象に関する系統的、定量的考察を実施し、評価条件及び判断基準等の安全評価の考え方を整理する。

年度計画

H 8	H 9	H 10	H 11	H 12
主要事象想定の整理		評価条件、判断基準等の評価方針検討		
	炉心損傷事象	炉心局所事故	Na燃焼	Na-水反応

背景: 実証炉の許認可を目標に計画。原安協にて審議された基準案がベース。

2

表 事象区分案 (太字は報告者による)					
	事象区分の主旨	評価事象の例	評価条件	判断基準	
安全評価	運転時の異常な過渡変化	・寿命期間中に想定される異常に対して、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉運転は通常運転に復帰できる状態で事象が終息される設計であることを確認する。 ・主にMS-1、2に属する安全保護系および原子炉停止系の設計の妥当性を確認する。	寿命期間中に想定される異常 ・ポンプトリップ ・C/E制御故障 ・外電喪失 ・SG伝熱管微小漏洩(*)	・保守評価 ・単一故障を想定	・燃料被覆管内炉心最高温度 <900℃ ・被覆管歪み<0.5% (暫定) ・断面腐蝕割合<10% ・原子炉冷却材バウンダリ最高温度 <600℃
	事故	・異常な過渡変化を超える異常に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、更に放射性物質の放出に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。(*)2 ・主にMS-1、2に属する安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系の緩和抑制機能、ナトリウムの化学反応の緩和抑制機能、工学的安全距離並びに放射性物質の放出抑制機能の設計の妥当性を確認する。	過渡変化を超える異常 ・ポンプ軸回着 ・2次冷却材漏洩 ・カーパス系破損 ・遮断系破損 ・腐食物処理系破損 ・1次冷却材漏洩 ・大気泡過渡 ・給水管破断 ・容器内配管大口径破損 ・SG伝熱管破損		・炉心内冷却材最高温度<沸点 ・断面腐蝕割合<20% ・原子炉冷却材バウンダリ最高温度 <600℃ ・輸送当量<6mSv
	希有事故	・高速炉の安全設計上の特徴を考慮して、事故を超える事象に対して炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ事象の過程において、他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、更に放射性物質の放出に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。(*)2 ・炉心損傷の発生をより確実に防止するための後援炉停止機能と自然循環冷却機能の設計の妥当性を確認する。	「止める」、「冷やす」観点から設計基準事象として最も厳しい事象 ・過渡変化+主系不稼働 ・全交流電源喪失		・炉心内冷却材最高温度<沸点 ・断面腐蝕割合<20% ・原子炉冷却材バウンダリ最高温度 <(安定した材質を確保する温度) (*)3 ・輸送当量<6mSv (*)4
	付加的限界事象	・高速炉が研究開発段階であることと、炉心損傷の影響の厳しさを考慮して、設計基準で想定される事象よりも更に発生頻度は低く、技術的見地からは起こるとは到底考えられないが、炉心の著しい損傷の可能性のある事象について、その事象の影響が当該プラント内で緩和され、炉心への放射性物質の放出が適切に抑制されることを確認する。	炉心損傷に至りうる事象 ・ATWS/ ・ULOF	・最悪評価	・燃料バウンダリにかかる圧力 -燃料全体の熱用圧力が確保されライナの変形飽和の範囲に止まること (RCCVの場合) ・燃料バウンダリにかかる温度 <250~300℃ (今後確認要) ・放熱評価は立地評価の被ばく評価値未満のこと。

(*)1 : SG伝熱管小漏洩では、隣接伝熱管への破損伝播による漏洩規模の拡大が生じないことを確認する。
 (*)2 : 格納容器設計基準事象としては事故と希有事故の中から格納容器への負荷がもっとも大きい事象を選定する。この場合の判断基準は、格納容器バウンダリ圧力<最高使用圧力、格納容器バウンダリ温度<最高使用温度が考えられる。
 (*)3 : 例えは700℃で1000時間、750℃で100時間などが考えられる。
 (*)4 : 判断基準は原理的にはさらに緩和できる可能性があるが、現時点では保守的に事故と同一の判断基準を適用する。

炉心損傷事象に関する検討 (99.3報告済み)

□新たな事象区分案である付加的限界事象の評価の考え方について検討した。本区分を実証炉段階では許認可の枠組みで考慮すべきであるとの必然性を示し、かつ将来的には研究開発の進展等を踏まえて「付加的限界事象」を許認可の枠組みから削除できる可能性を明らかにするため、実証炉段階では研究開発段階にあること、炉心損傷の影響が厳しいことを加えた。

□区分案では高速炉の安全性において特徴的であり、かつ発生した場合には影響の大きい事象を確認のため評価することとし、評価事象の例としてATWS事象の中で代表的なULOFが挙げられているが、実証炉のCDA評価に基づく本研究により、対象としたプラントでは、区分案の通り、ATWS事象群におけるULOF事象の包絡性が確認された。

□付加的限界事象の安全評価における留意点として、実証炉に特有であるGEMの事象推移への悪影響の有無を検討したが、対象としたプラントでは、反応度正側投入の影響はないこと、炉心における事象推移としてはGEMを無視した場合を評価すればよいこと、ただし、炉容器への機械的影響の評価についてはGEMの効果により事象推移が長期化した場合の炉容器温度の上昇を考慮することが留意点として挙げられた。

局所事故に関する検討

既存の試験データの整理・分析により事象区分想定と評価条件を検討した。

運転時の異常な過渡変化

- 数サブチャンネル規模のポラス閉塞、ピンの自然破損
- 安定、又は極めて緩慢な異常拡大過程における早期検出の確認

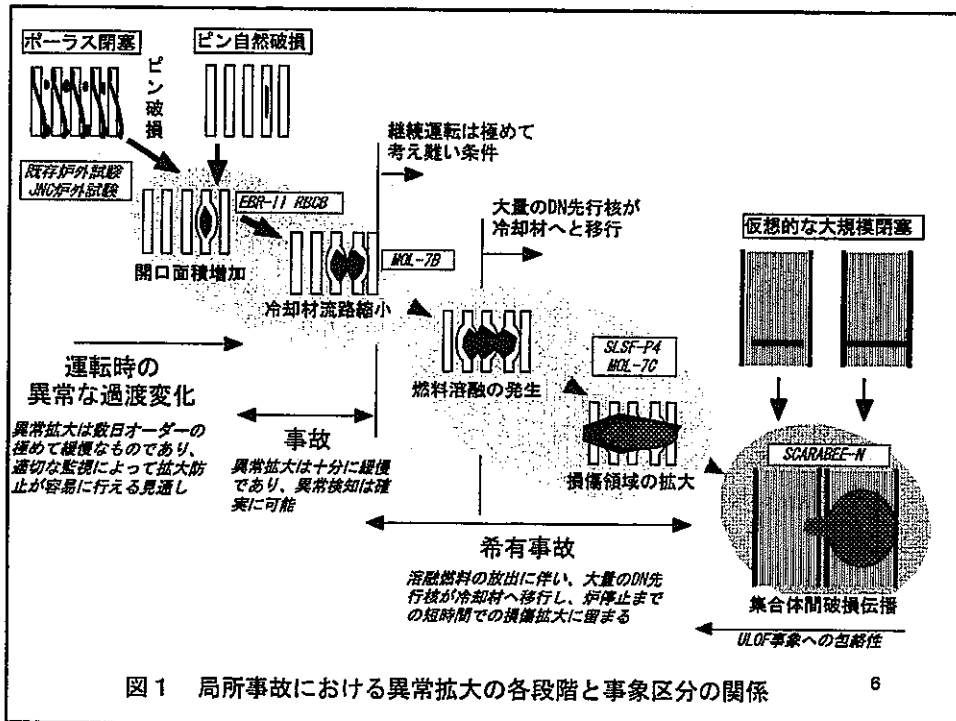
事故

- 燃料ピン破損後継続運転時の早期破損口拡大・破損伝播に対する検出の遅れ
- 緩慢な異常拡大過程における検出・炉停止（故障を含め検出の不確定性を合理的な範囲で最大限考慮しても確実に検出）の確認

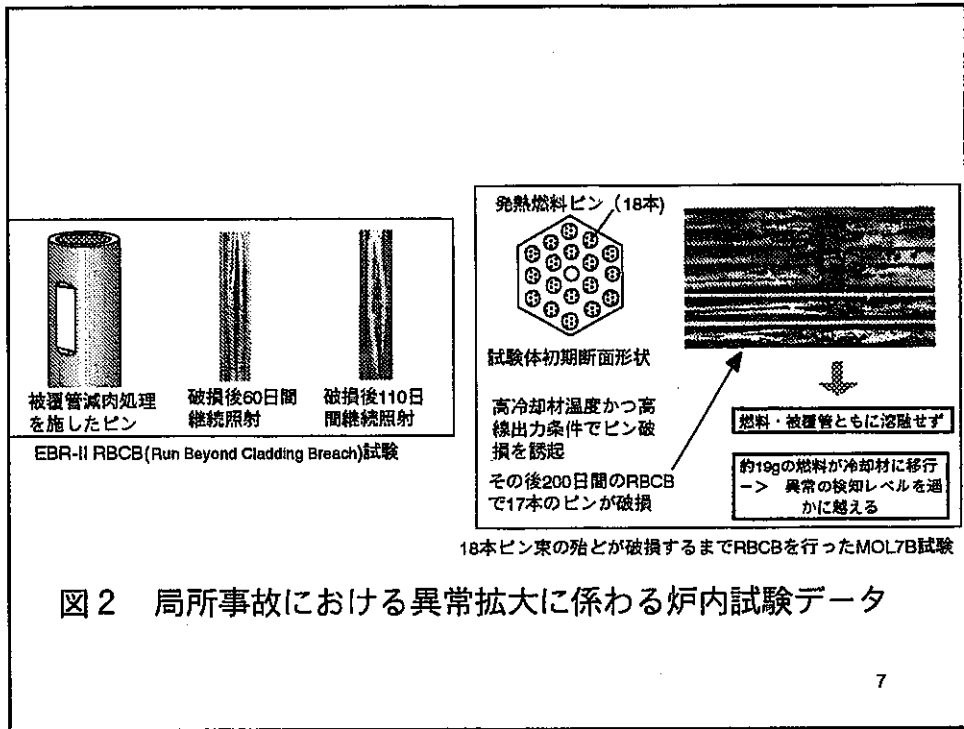
希有事故

- 局所加熱や発熱閉塞による燃料溶融と溶融燃料の冷却材流路中への放出
- 大量のDN先行核による検出・炉停止までの損傷拡大範囲、影響の評価（著しい損傷がないことの確認）

5



6



ナトリウム漏えい燃焼の事象区分と評価条件に係わる検討
(1) 一次系漏えいと二次系漏えいの評価区分

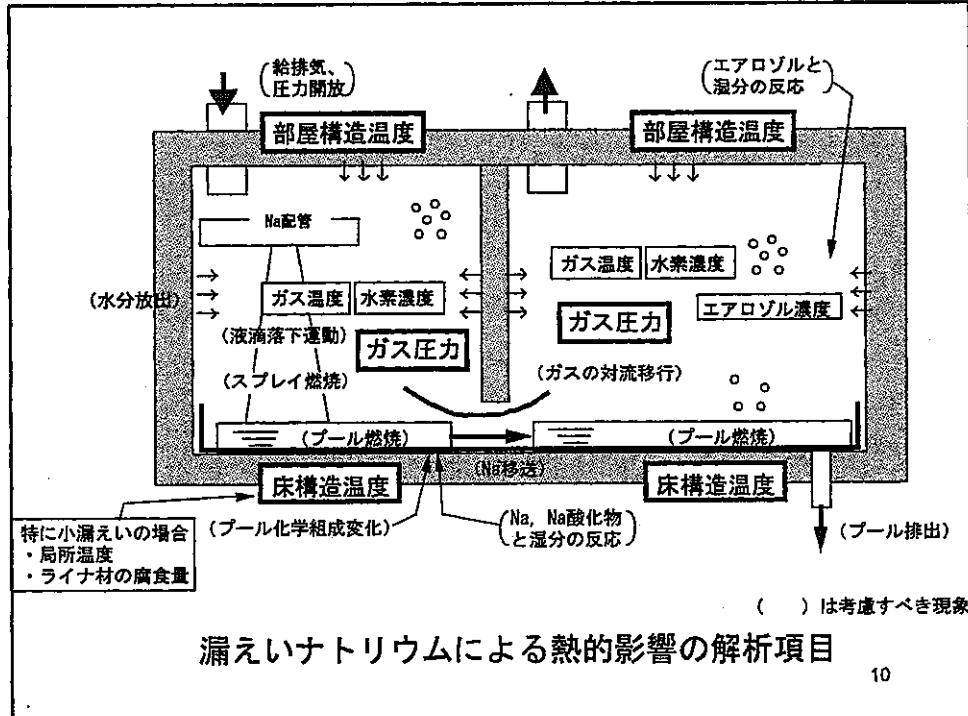
項目	確認・評価すべき事項	解析項目名
一次系漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却材の喪失とならないこと ・崩壊熱除去機能が確保されること ・漏えいナトリウムによる熱的影響 ・放射性物質の拡散影響 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心冷却能力の解析 ・漏えいナトリウムによる熱的影響の解析 ・被曝評価
二次系漏えい	<p>(二次系が崩壊熱除去機能の一部を担う場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・漏えい系統以外で炉心冷却能力が確保できること ・崩壊熱除去機能に係わる機器や建物構造の健全性が確保できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心冷却能力の解析 ・漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

8

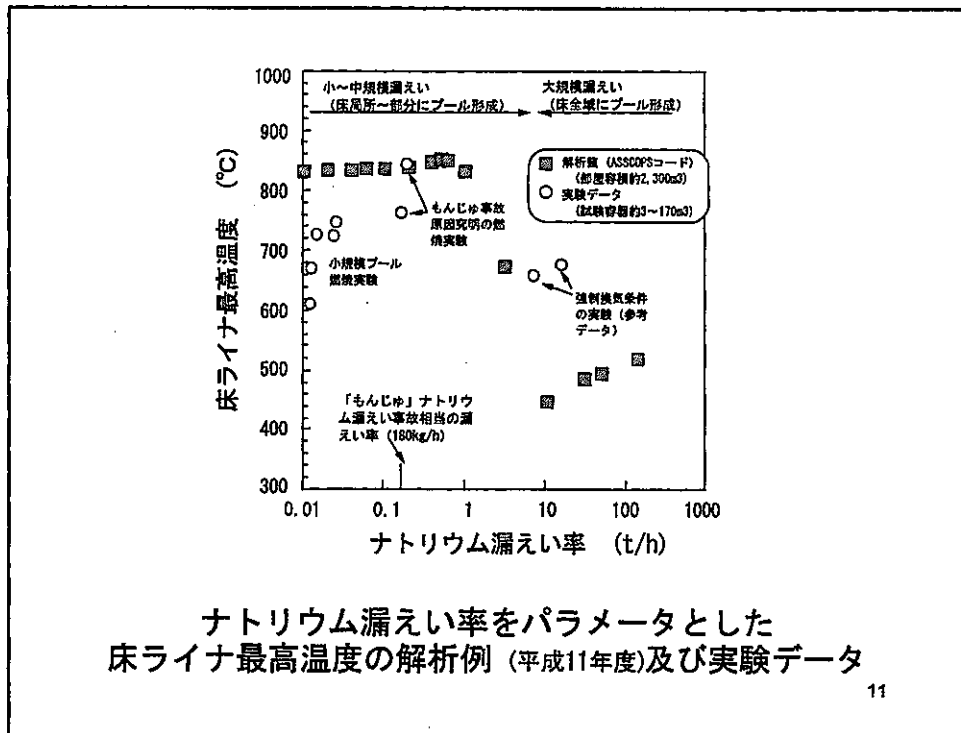
ナトリウム漏えい燃焼の事象区分と評価条件に係わる検討 (2) 漏えい規模に対する考え方

- 原子炉の安全確保の観点からは、炉心冷却能力及び熱的影響の両者について、想定され得る最大の漏えい規模を仮定した評価に包絡性があると言える。
 - 小規模漏えいについては、以下の確認が必要である。
 - 漏えいの検出能力を確保しておくこと
 - 小規模漏えい特有の検討事項 * の確認
- * (1) 床上の局所に反応生成物が堆積する状態で現象が進み、大規模漏えいに比べて、局所は相対的に高温に達する可能性がある。
- (2) 床上の反応生成物に過酸化化物 (Na_2O_2) が含まれ、さらに雰囲気中の湿分との反応により水酸化物 (NaOH) が生成して溶融状態になれば、床ライナに有意な速度の腐食が生じる可能性がある。

9



10



11

Na漏えいのまとめ

- ・ナトリウム漏えい事象を原子炉の安全確保の観点から区分し、確認・評価すべき事項を整理した。
- ・基本的には、想定され得る最大の漏えい規模を仮定した評価に包絡性がある。
- ・安全評価の補足的な位置づけあるいは安全設計における確認事項として、広い範囲の漏えい規模を考慮した評価も実施すべきである。

12

The diagram on the left shows a schematic of a sodium-water reaction system. It includes a sodium tank (1次系ナトリウム), a containment vessel (格納容器), a secondary sodium tank (2次系ナトリウム), a steam generator (蒸気発生器), a turbine (タービン), a generator (発電機), a condenser (凝縮器), a feedwater pump (給水ポンプ), a primary pump (1次系主循環ポンプ), a secondary pump (2次系主循環ポンプ), a steam generator (蒸気発生器), a feedwater pump (給水ポンプ), a condenser (凝縮器), a feedwater pump (給水ポンプ), a primary pump (1次系主循環ポンプ), a secondary pump (2次系主循環ポンプ), a steam generator (蒸気発生器), a feedwater pump (給水ポンプ), a condenser (凝縮器), a feedwater pump (給水ポンプ), a primary pump (1次系主循環ポンプ), a secondary pump (2次系主循環ポンプ).

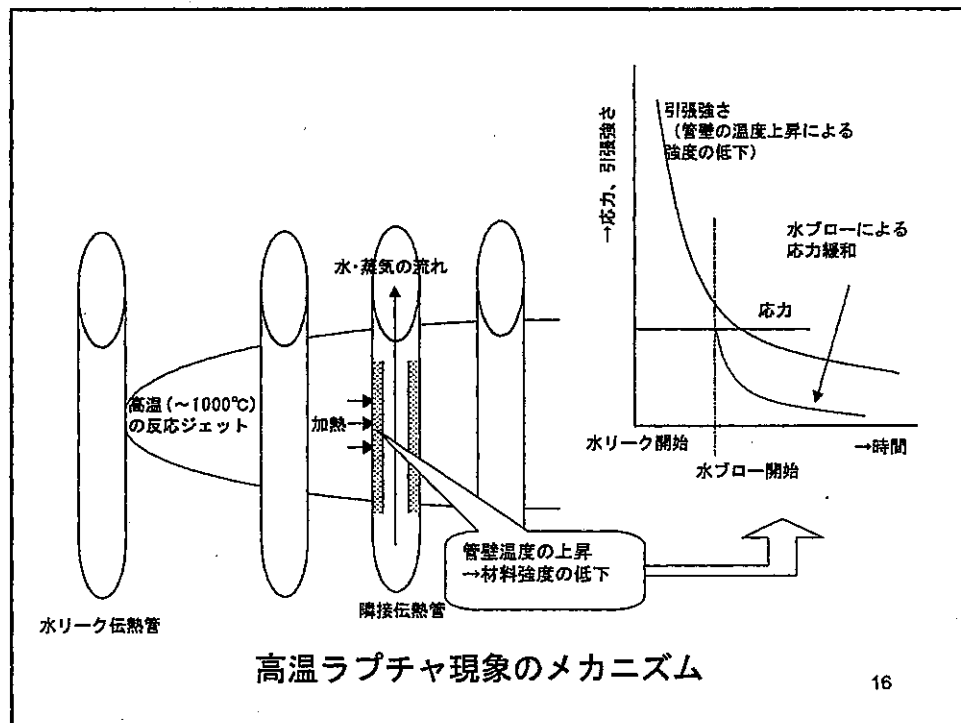
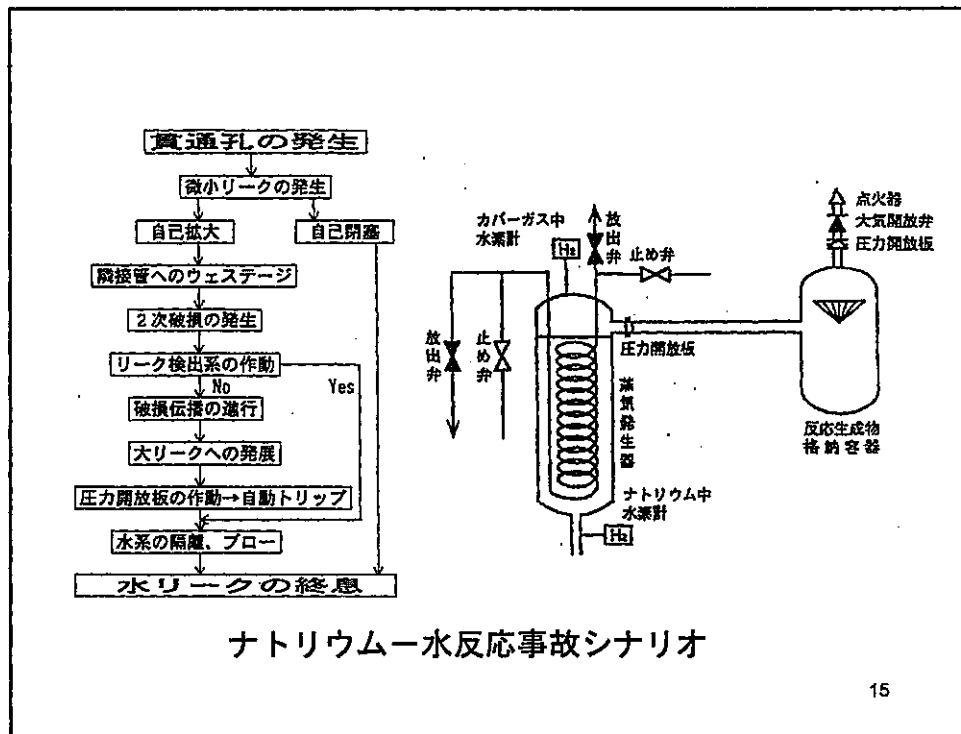
The diagram on the right shows a cross-section of a tube bundle. It illustrates the reaction between sodium (Na) and water/steam (水/蒸気). The reaction produces sodium hydroxide (NaOH) and hydrogen gas (H₂). The diagram also shows the formation of sodium gas bubbles (水系気泡) and the occurrence of a Westinghouse phenomenon (ウェスティングハウス現象) and a leak jet (リーク・ジェット).

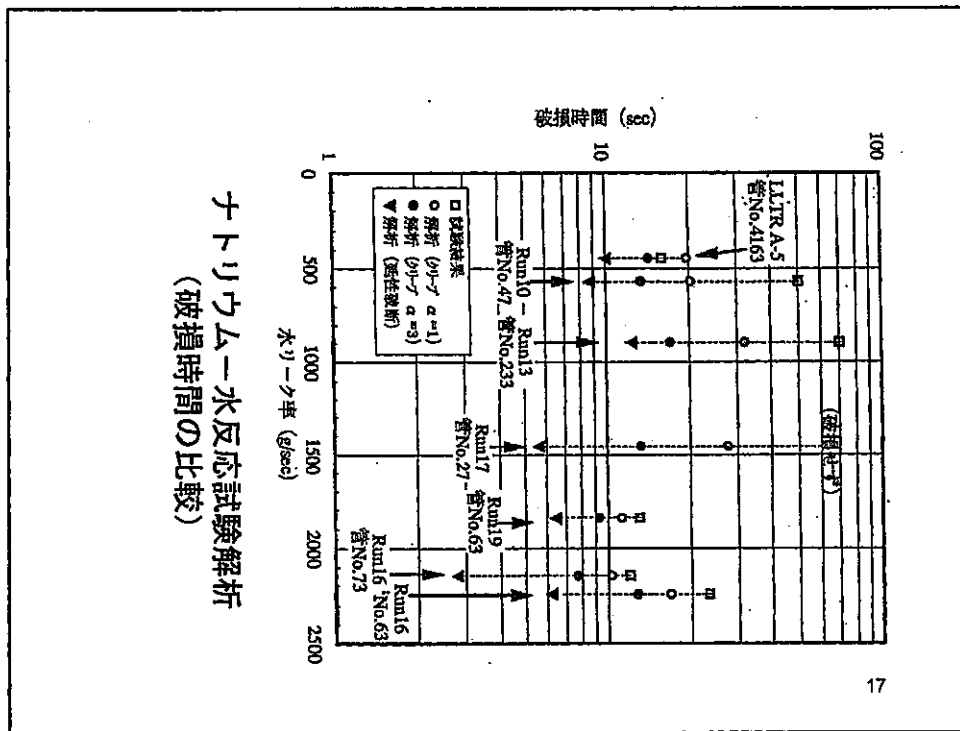
$$\begin{cases} \text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + 0.5\text{H}_2 + \text{反応熱} & \text{--- (1)} \\ 2\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + \text{H}_2 + \text{反応熱} & \text{--- (2)} \end{cases}$$

FBR蒸気発生器でのナトリウム-水反応

ナトリウム-水反応現象の分類

境界水リーク率	0.1g/s	10g/s	2kg/s	
リーク分類	微小リーク	小リーク	中リーク	大リーク
主な現象	セルフ・ウェスティング 伝熱管 水 ナトリウム	ターゲット・ウェスティング リーク管 隣接管 水 水 反応ジェット ナトリウム	マルチ・ウェスティング 高温ラプチャ 伝熱管 水 Na Jet	水素ガスと反応熱に起因する熱流動
主な影響	自己拡大引出し自己閉塞	伝熱管1本のウェスティング	複数伝熱管のウェスティング	発生圧に対する系の健全性
試験装置	SWAT-4	SWAT-2	SWAT-1, 3	SWAT-1, 3
解析コード	LEAP			SWACS





Na水反応のまとめ

- ・異常な過渡: SG伝熱管微小漏えいに対する、早期の漏えい検出、プラントの停止操作の裕度の確認。漏えい規模の異常な拡大防止の確認。
- ・事故: 破損伝播を考慮した最大規模の水リーク想定に対し、冷却材バウンダリ健全性、炉心冷却能力確保の確認。
- ・ウェステージに加え、破損伝播メカニズムとして高温ラプチャ現象を考慮。
- ・高温ラプチャ現象に係る新評価手法TRUEの整備、試験データによる妥当性、保守性の確認。

高速炉に特有な事象の区分想定と評価条件の整理			
事象区分	趣旨	高速炉に特有な想定事象の例	評価条件、留意事項
運転時の異常な過渡	・奔命中に想定される事象 ・通常運転に復帰できる	(局所事故) 数サブチャネル規模のボラス閉塞、ピンの自然破損 (Na漏えい) (該当なし) (Na水反応) SG伝熱管微小漏洩	安定(燃料破損なし)または極めて緩慢な異常拡大過程における早期検出 早期の漏えい検出、プラント停止操作の裕度の確認。漏えい規模の異常な拡大が防止できることの確認。
		(局所事故) 燃料ピン破損後継続運転 ・炉心の溶融、著しい損傷の恐れがない事象の確認 ・2次的損傷が生じない事象の確認	緩慢な異常拡大過程における検出・炉停止転時の早期破損口拡大・破損伝播に対する検出の遅れ (Na漏えい) 2次冷却材漏えい (Na漏えい) 1次冷却材漏えい (Na水反応) SG伝熱管破損
帯有事象	・高速炉の安全設計上の特徴を考慮して、事故を超える事象を想定 ・炉心の溶融、著しい損傷の恐れがない事象の確認 ・2次的損傷が生じない事象の確認	(局所事故) 局所加熱や発熱閉塞による燃料溶融と溶融燃料の冷却材流路中への放出 (Na漏えい) 1次主冷却系配管大口径破損 (Na水反応) (該当なし)	大量のDN先行核による検出・炉停止までの損傷拡大範囲、影響の評価 炉停止能力、漏えい系統以外での炉心冷却能力確保の確認。漏えいNaによる熱的影響。破損評価。
		・高速炉が研究開発段階にあること、炉心損傷の影響の厳しさを考慮 ・プラント内での影響緩和、環境への放射性物質の放射の適切な抑制を確認	ATWS-ULOF事象(ATWSの包絡性あり)

19

まとめ

- ・ 「付加的限界事象」の定義を見直すことにより、将来的に同区分を許認可の枠組みから削除できる可能性を明らかにした。
- ・ 付加的限界事象に区分される炉心損傷事象に関して実施された系統的な定量的事故事象推移の評価結果に基づき、ULOF事象を同区分の代表事象とすることの妥当性を確認するとともに、GEMを設置した炉における絡的な評価条件を明らかにした。
- ・ 局所事故に関して、事象進展の推移を、関連する炉内、炉外試験からの情報に基づいて整理した。これらの試験データに基づき、安全評価事象の各区分に対応する事故事象の規模の対応関係を整理するとともに、付加的限界事象についてはULOF事象の代表性を確認した。
- ・ ナトリウムの漏えい燃焼事象、および蒸気発生器におけるナトリウム水反応の評価については、事故事象の規模と事象区分の考え方を整理するとともに、各々についての新しい知見（小規模ナトリウム漏えいにおける鋼製ライナ材料腐食）ならびに新しい評価手法（ナトリウム水反応における高温ラプチャ解析手法）についても、評価や設計への反映方法について提示した。
- ・ 以上により、現時点での知見に基づいて、高速増殖炉に特有な事故事象に関し、安全評価事象の選定と評価条件に関する考え方が整理された。

20

今後の課題 (ただし本テーマは次期計画では継続しない)

1. 炉心損傷事象: 炉心の更なる大型化、多機能化 (MA/FP燃焼)、安全性の向上 (受動安全性強化、再臨界回避構造) 等に対応した安全評価の想定事象と評価条件の検討。
2. 局所事故: 将来炉に対する燃料設計、検知システム設計、運転手順等の具体例に応じた事象想定や評価条件の具体化
3. Na漏えい燃焼: これまでの試験研究の検討・整理結果を「もんじゅ」事故後の安全性改善検討に活用する。
4. SG Na-水反応: 高温ラプチャ現象を含めた新評価手法の適用
5. Na冷却炉の設計の進展に対応した見直し

- ATWS Anticipated transient without scram 異常な過渡変化+炉停止
失敗事象。技術的には発生するとは考えられない事象である。
- ULOF unprotected loss of flow 冷却材流量喪失時炉停止失敗事象
(ATWSの1事象)。1次主冷却系ポンプトリップ時に炉停
止に失敗する事象。技術的には発生するとは考えられない事
象であるが、発生すれば早期に炉心損傷に至りうる事象であ
る。
- GEM gas expansion module アルゴンガスを封入し、高圧プレナ
ムに入口ノズルを接した集合体。1次系ポンプ吐出圧低下時
に炉心周辺部に設置したGEM集合体内ガスが膨張し、Na液位
を低下させることにより中性子漏洩を促進して負の反応度挿
入もたらず事を期待した受動的な安全装置
- ウェステージ SG伝熱管の破損時における主たる破損伝播機構。Na水
反応ジェットによって伝熱管材料が損耗する現象。
- 高温ラブチャ SG伝熱管の破損時における破損伝播機構の一つ。伝熱
管が高温になり材料強度が低下することによる内圧破裂現象。

平成13年度 安全研究成果発表会
 平成14年1月25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
 ～ 模擬物質を用いた再臨界排除可視化基礎試験の進捗 ～

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

1/14

研究目的: 高速炉の炉心損傷時における溶融炉心物質の熱流動現象を解明し、事象推移評価のための実験的知見を得るとともに、評価手法の高度化を図る。

研究内容: 模擬物質を用いた炉外試験による個別現象解明及び解析モデルの検証・改良

1. 融体放出移行挙動試験
 - ・ 融体移行挙動基礎試験: 溶融炉心物質の固化・閉塞挙動の解明
 - ・ 再臨界排除可視化基礎試験: 炉心外への燃料排出挙動の解明
2. 高温融体-冷却材相互作用試験: 溶融炉心物質の分散・クエンチ挙動の解明
3. 沸騰プール模擬試験: スティール沸騰燃料プールの気液二相流動挙動の解明

年度計画	H8年度	H9年度	H10年度	H11年度	H12年度
1.融体放出移行挙動試験	融体移行挙動基礎試験(東工大との共同研究)				
				再臨界排除可視化基礎試験	
2.高温融体-冷却材相互作用試験					
3.沸騰プール模擬試験			京大との共同研究		

2/14

研究の背景

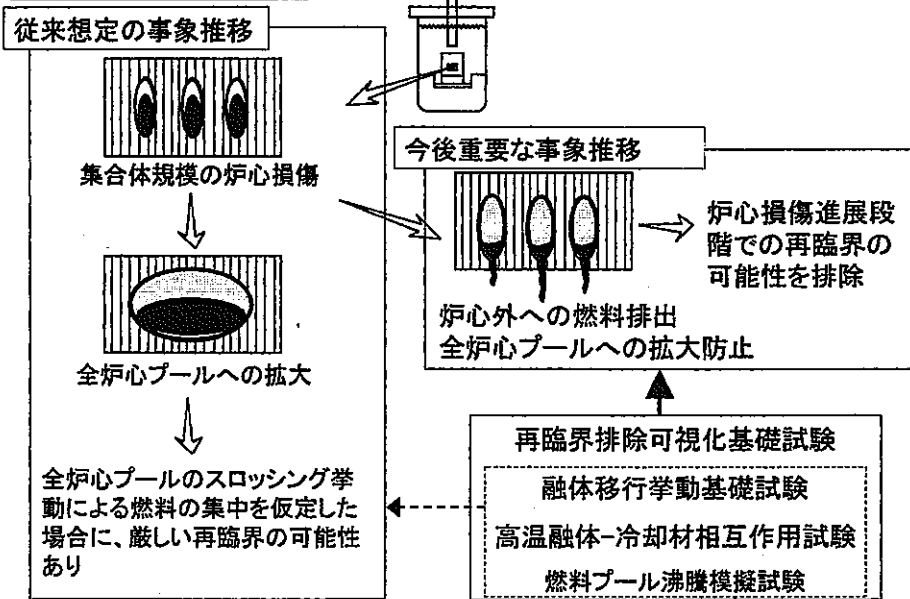
従来の炉心安全性評価： 炉心損傷時(CDA)の再臨界によるエネルギー放出を仮定した場合でも、炉容器の健全性に影響がないことを確認

今後の方向性： 安全性と経済性を兼ね備えた高速炉の実用化に向けては、再臨界による有意なエネルギー放出の可能性自体を排除すること(再臨界排除)が重要

CDAの事象推移に係わる個別現象の解明と評価手法(安全解析コードSIMMER-III)の信頼性向上が不可欠

3/14

CDAの事象推移

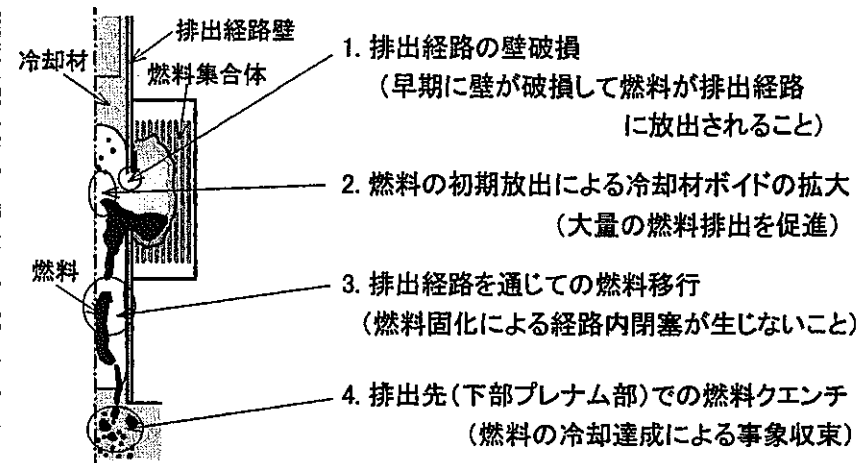


4/14

再臨界排除可視化基礎試験

試験の目的: 制御棒案内管などの冷却材で満たされた排出経路を通じての燃料排出挙動の物理メカニズムを解明する。

燃料排出挙動において重要な因子(期待される効果):

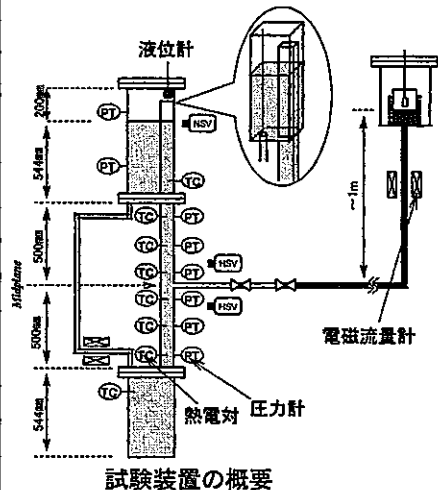


5/14

試験の進捗

ボイド拡大挙動の解明: 研究例が少なく、実験的知見の蓄積が必要

試験内容: 模擬融体を冷却材に注入し、ボイド拡大挙動を把握



模擬物質

■ 融体: Wood's Metal
(組成: Bi 60% + Sn 20% + In 20%,
融点 78.8°C, 密度 ~8500kg/m³)

■ 冷却材: 水

試験体形状

冷却材流路 1000 mm × 50mm × 50mm

融体放出口 φ 10mm

試験条件

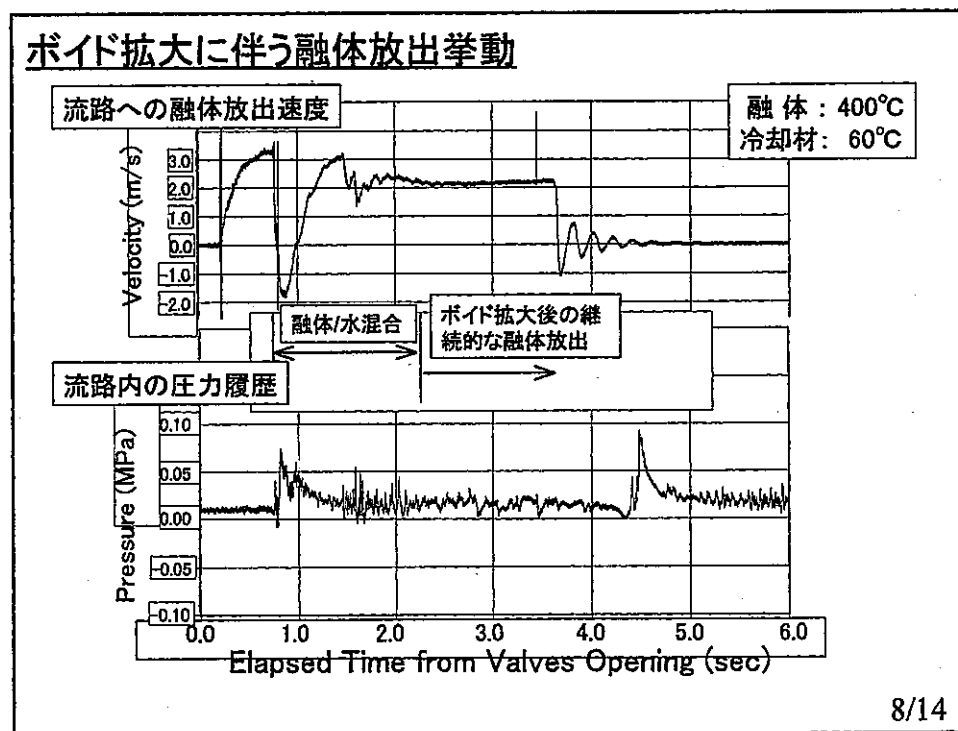
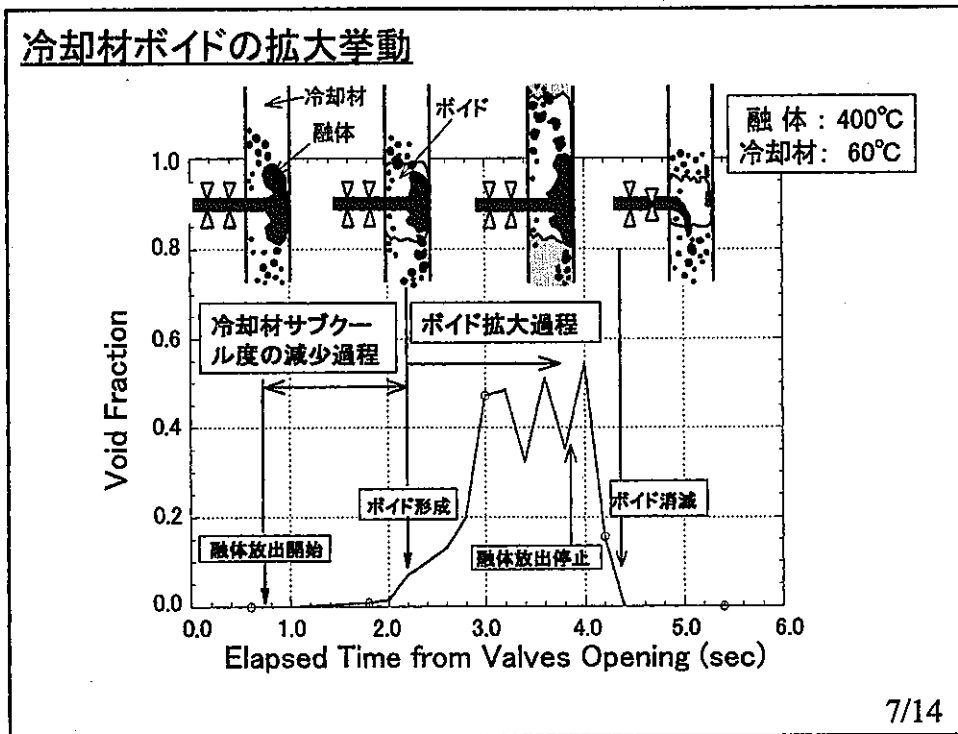
融体温度 300~550°C

冷却材温度 30~80°C

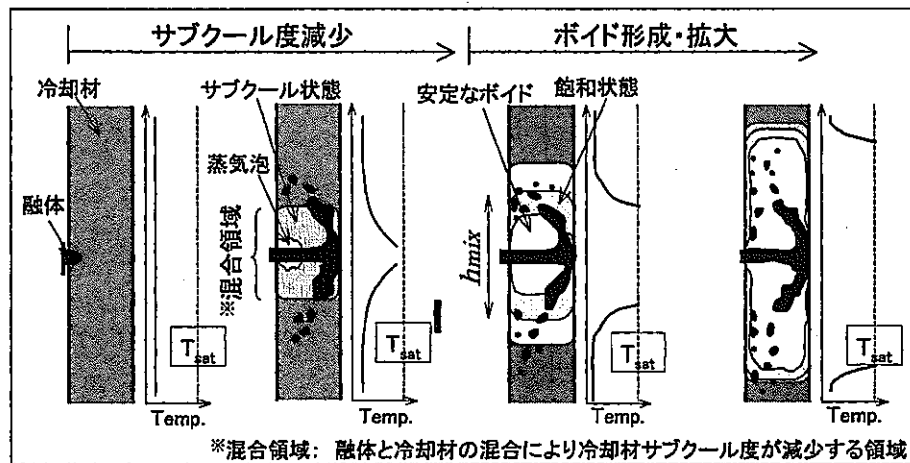
融体と冷却材の差圧 ~0.1MPa

融体放出時間 ~3秒間

6/14



試験結果から推定されるボイド形成・拡大メカニズム



*混合領域: 融体と冷却材の混合により冷却材サブクール度が減少する領域

ボイド形成時の「混合領域」の概略高さ:
$$h_{mix} = \frac{C_{p_m}(T_m - T_{sat})M_{mix}}{\rho_c C_{p_c} \Delta T_{sub} d^2}$$

混合領域ではサブクール度 $\Delta T_{sub} = 0$ (K) と仮定し、融体と冷却材の熱エネルギーバランスを用いて概略評価

M_{mix} : ボイド形成時までに冷却材と混合した融体の総質量(kg)

9/14

ボイド拡大挙動の基本特性

融体エンタルピーの増加に伴い安定なボイドの形成に必要な冷却材の混合量が減少し、早期にボイドが形成される。

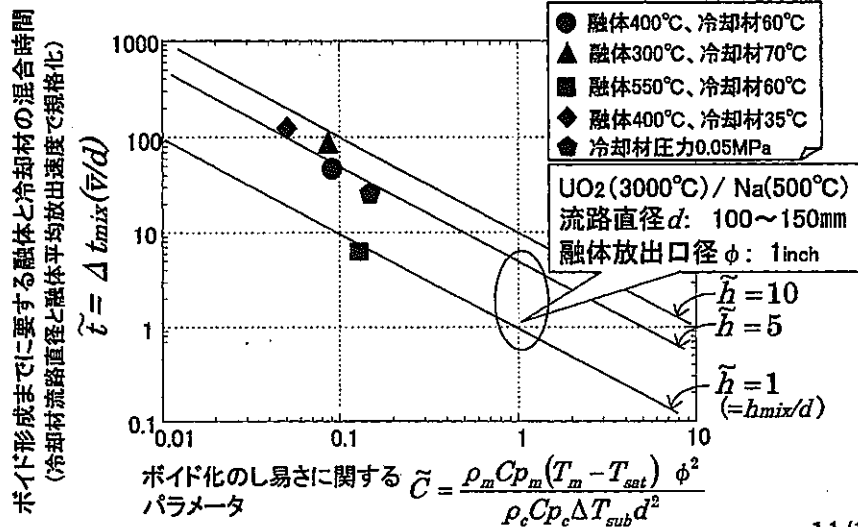
	T_m / T_c (°C/°C)	Δt_{mix} (sec)	M_{mix} (kg)	h_{mix} (mm)
基準条件	400 / 63	1.45	1.71	234
融体温度低	300 / 73	2.04	3.12	406
融体温度高	550 / 61	0.28	0.21	39
冷却材温度低	400 / 35	2.55	4.14	320
冷却材圧力低 ($P_c \sim 0.05\text{MPa}$)	400 / 55	0.75	0.96	194

T_m : 融体温度 T_c : 冷却材温度
 Δt_{mix} : ボイド形成時までの融体と冷却材の混合時間
 M_{mix} : ボイド形成時までに冷却材と混合した融体の総質量
 h_{mix} : ボイド形成時の「混合領域」の概略高さ

10/14

UO₂燃料/Na冷却材の条件への外挿

- ・エネルギーバランスより導かれるパラメータCを用いて試験結果の傾向を外挿
- ・UO₂/Na条件と推定されるC~1の条件においては必要な混合時間が短く、早期にボイド形成の可能性あり



11/14

試験結果のまとめ

- ・冷却材流路における安定なボイドの形成のためには、融体放出部分の比較的広い領域の冷却材のサブクール度が減少する必要があり、この条件に到達するための「サブクール度減少過程」が存在することを確認した。
- ・融体エンタルピーの増加に伴い「サブクール度減少過程」が顕著に短縮する傾向を確認した(融体と混合する冷却材量の減少が加速)。
- ・試験結果をUO₂燃料/Na冷却材の実機条件へ外挿することにより、実機条件での早期のボイド形成・拡大の見通しが得られた。

今後の試験予定

- ・融体プールと冷却材流路が隣接する実機条件を模擬し、融体プールによる冷却材の取り込みの有無及びその影響を含めて、燃料排出挙動を解明する。
- ・試験データに基づく物理メカニズムの解明と解析コードを通じての一般化を図る。

12/14

過去5カ年の研究成果のまとめ

融体放出移行挙動試験

・再臨界排除可視化基礎試験： 燃料排出経路における冷却材ボイドの拡大挙動を明らかにするとともに、試験結果を実機条件へ外挿し、実機条件における早期の冷却材ボイド拡大の見通しを得た。

・融体移行挙動基礎試験： 融体の混合固化モデルを新たに構築し、模擬融体の侵入距離測定試験によるモデルの適用性の確認及び解析コードへの導入を行った。これにより溶融炉心物質の固化・閉塞挙動の予測精度が向上した。

高温融体-冷却材相互作用試験： FCI挙動の各種モードを解明し、実機CDA条件での溶融燃料の微粒子化による効果的な分散とクエンチの見通しを得た。

沸騰プール模擬試験： 可視化試験(原研JRR-3を利用した中性子ラジオグラフィ)により高密度比気液二相流の流動特性(気泡形状、気泡上昇速度及びボイド率分布の関係)を明らかにするとともに、気泡形状を考慮したドリフトフラックスモデルの適用性を確認し解析モデルの改良を行った。これにより、炉心沸騰プールの流動特性の予測精度が向上した。

13/14

今後の課題

炉心外への燃料排出挙動：

- ・再臨界排除可視化基礎試験による基礎データの取得と個別現象の解明
- ・燃料物質及びナトリウム冷却材を用いた総合試験による実証データの取得 → カザフスタン共和国のIGR研究炉を用いた炉内試験及び炉外試験(EAGLE計画)

スチール沸騰燃料プール挙動：

- ・可視化試験による沸騰・凝縮挙動の解明と解析モデルの改良
- ・体積加熱条件(燃料成分の発熱)での沸騰プールの伝熱流動・沸騰特性に関する試験データの取得

14/14

用語集

CDA: Core Disruptive Accident, 炉心損傷事故, 冷却材流量の低下時におけるスクラム失敗(ULOF)を仮定した場合の燃料破損から炉心崩壊に至る仮想的な事故。

再臨界: CDAにおいて熔融燃料の再配置等により臨界を超過すること。

SIMMER-III: Sn, Implicit, Multifield, Multicomponent, Eulerian, Recriticality, version-III, サイクル機構が開発を進めている高速炉の安全解析コード。炉心損傷事故の遷移過程(炉心熔融の拡大過程)評価が主な目的。2次元、多相・多成分の熱流体力学モデルと核計算モデルを結合した計算コード。

スロッシング: sloshing, スティール成分の沸騰・蒸気泡生成により炉心燃料プールが大規模に揺動すること。スロッシング挙動の結果、燃料成分が同時に炉心中央部に集中した場合に最も厳しい再臨界を与える。

クエンチ: quench, 高温融体が液体冷却材に冷却されて固化すること。熱工学上は遷移・核沸騰による急速な冷却の意味。

サブクール度: subcooling, 液体の飽和温度(沸点)からの過冷却度

FCI: Fuel-Coolant Interaction, 熔融燃料と冷却材の熱的相互作用, 熔融燃料と冷却材間の急速な伝熱により冷却材が著しく蒸発し、圧力が発生する現象。

混合固化モデル: 融体の先端部が壁との熱伝達によりエンタルピーを消失しバルク状に固化閉塞する“バルク固化モデル”と壁面上の融体固化クラストの成長により固化閉塞に至る“伝熱律速固化モデル”の両者のメカニズムを考慮して記述した融体固化閉塞モデル。

ドリフトフラックスモデル: 気液間の相対速度に基づくドリフト速度を用いて気液二相流を記述する計算モデル。

EAGLE計画: Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate Recriticalities, サイクル機構と日本原子力発電(株)の共同プロジェクト。カザフスタン共和国の研究用IGR炉を用いた炉内試験及び電気加熱を用いた炉外試験を実施。

平成13年度安全研究成果発表会
 平成14年1月24～25日
 サイクル機構 大洗工学センター

炉心反応度の評価に関する研究 ー炉定数調整法による予測精度の向上ー

大洗工学センター システム技術開発部
 中性子工学Gr
 石川 眞



1/28

研究目的

- 高速炉MOX炉心の過渡応答および事故時安全評価において特に重要となる炉心反応度(ドップラー反応度、Naボイド反応度、等)の予測精度を定量的に評価し、その向上を図る

→ 最新の炉物理研究の成果を反映

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	自己遮蔽因子感度	燃焼感度			
精度評価関連データ群の整備	JUPITER	FCA等	「常陽」等	その他の実験	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	その他の核特性	
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



2/28

精度評価関連コードシステムの整備

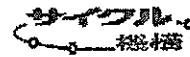
臨界性、反応率、制御棒価値などの、一般核特性に対する感度解析コード及び設計精度評価システムは、既往の炉物理研究で整備されている。



本研究で、これを

- ① 温度核特性(ドップラー反応度)
- ② 燃焼核特性(燃焼反応度、等)

に拡張した。



3/28

ドップラー反応度の感度係数評価式

- 従来の炉定数調整・設計精度評価式は、無限希釈断面積のみを対象。
→ 温度核特性(ドップラー反応度)が評価できなかった。

- ドップラー反応度: $R = \frac{1}{k_{eff,low}} - \frac{1}{k_{eff,high}}$

- 高温と低温の実効断面積の関係: $\sigma_{eff,high} \approx \left[f_{low} + \left(\frac{df}{dT} \right) \Delta T \right] \sigma_{a,low} = (1 + f \Delta T) \sigma_{eff,low}$



ここで、 $f' = \frac{1}{f_{low}} \left(\frac{df}{dT} \right)$

- 自己遮蔽因子の温度勾配 f' を疑似断面積とした感度係数の導入:

$$S_{f'} \equiv \frac{dR/R}{df'/f'} = \left(\frac{\sigma_{eff,high} - \sigma_{eff,low}}{\sigma_{eff,high}} \right) \times \frac{1}{R} \times \frac{S_{k_{eff,high}}}{k_{eff,high}} \quad \text{ここで、} \quad S_{k_{eff,high}} = \frac{dk_{eff,high}/k_{eff,high}}{d - \dots}$$

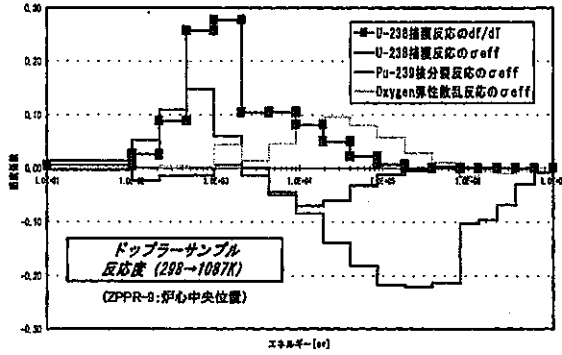
- (特徴) ① 実効増倍率 k_{eff} の感度係数から、容易に算出できる。
② 常温時の自己遮蔽因子には影響しない。



4/28

ZPPR-9臨界実験の ドップラー反応度の感度係数

- U-238捕獲反応の自己遮蔽因子の勾配は、keV領域で大きな正、
- Pu-239核分裂反応は、擾動分母を大きくするので負、
- 炉心中心位置でのサンプル反応度であるため、空間分布に影響する反応も感度をもつ。



5/28

燃焼核特性の感度係数評価式

- 必要性: ①燃焼反応度損失・燃焼組成変化など、実機測定データの活用
②FBR実機燃焼炉心における核特性設計精度評価

■ 全燃焼感度係数:
$$S(\sigma_x^s) = \frac{dR/R}{d\sigma_x^s/\sigma_x^s} = \frac{\sigma_x^s}{R} \times \{S_D + S_N + S_\beta + S_\gamma + S_P\}$$

$$S_D = \sum_i \left[\frac{\partial \sigma_i}{\partial \sigma_x^s} \right]_{\sigma_x^s}$$

:直接項

ここで、

$$S_N = \sum_i \left[\frac{\partial N}{\partial \sigma_x^s} \right]_{\sigma_x^s}$$

:数密度項

$$\frac{\partial N(t)}{\partial \sigma_x^s} = M \times N(t)$$

:燃焼方程式

$$S_\beta = \sum_i \left[\frac{\partial \beta}{\partial \sigma_x^s} \right]_{\sigma_x^s}$$

:中性子束項

$$P = \sigma_d F \phi_{core} (N_{fuel})$$

:原子炉出力

$$S_\gamma = \sum_i \left[\frac{\partial \gamma}{\partial \sigma_x^s} \right]_{\sigma_x^s}$$

:随伴中性子束項

:随伴出力

$$S_P = \sum_i \left[\frac{\partial P}{\partial \sigma_x^s} \right]_{\sigma_x^s}$$

:出力規格化項

:随伴数密度

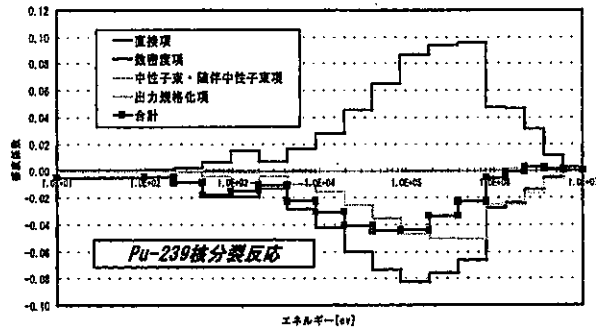


6/28

「常陽」Mk-I 炉心の 燃焼反応度損失の感度係数

- 直接項は、摂動分母を大きくするので負、
- 数密度項は、Pu-239個数の減少を早めるので正、
- 出力規格化項は、中性子束レベルを下げるので負。

↓
相殺で、Pu-239核分裂反応の感度係数合計は、わずかな負となる。



7/28

精度評価関連データ群の整備

最新の核データ研究、炉物理実験解析研究の成果を集大成。



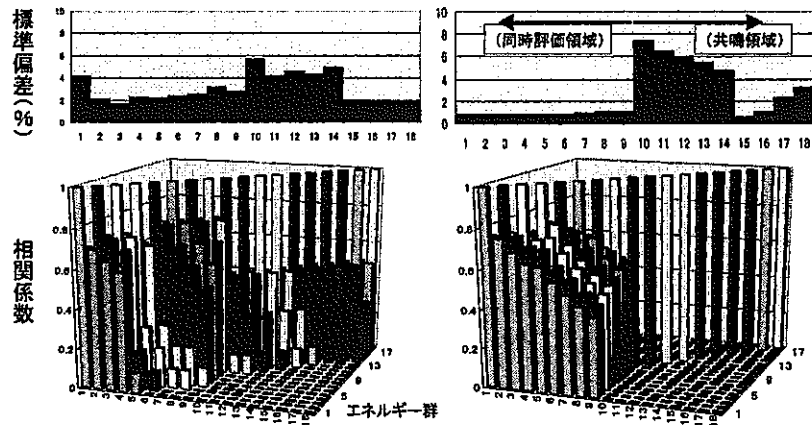
本研究で整備したデータ群は、

- ① 核データの共分散
- ② 積分実験解析データ
- ③ 積分誤差データ



8/28

核データの共分散 (例:Pu-239核分裂反応)



簡易評価による旧共分散(1991年)

シグマ委員会による新共分散(2000年)



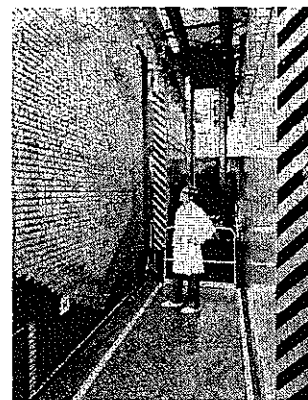
9/28

積分実験データ(1/4)

■ JUPITER臨界実験

→ (計203個のデータを使用。)

- ✓ ANL-IdahoのZPPR臨界集合体を用いた米国DOEと動燃の共同研究(1978~1988年)
- ✓ 史上最大の炉心規模(4,600~8,500kg)による高速増殖炉の模擬実験
- ✓ 多様な炉心型式、サイズ、構成
 - 600~800MWe級の均質2領域炉心
 - 650MWe級の径方向非均質炉心
 - 650MWe級の軸方向非均質炉心
 - 1000MWe級の濃縮ウラン付き均質炉心
- ✓ 多様な測定核特性
- ✓ 高度な実験技術、公開されている詳細な実験情報



ZPPR臨界集合体(米国ANL)



10/28

積分実験データ(2/4)

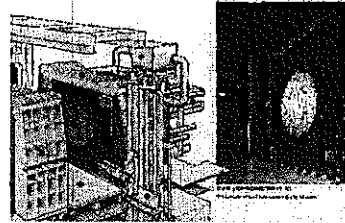
■ FCA臨界実験

→ (計9個のデータを使用。)

- ✓ 日本原子力研究所の高速炉炉心臨界集合体
- ✓ 「常陽」など小型炉心模擬であり、Puと濃縮ウランの2種類の燃料をもつ

◆ FCA X.VII-1実験(1993年) -650%サイズ

◆ FCA X-I実験(1982年) -130%サイズ

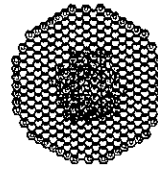


FCA臨界集合体(原研)

■ 高速実験炉「常陽」Mk-I炉心

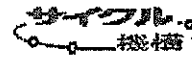
→ (計7個のデータを使用。)

- ✓ 我が国初の、実機高速増殖炉(1977年臨界) - 燃焼、二重非均質形状
- ✓ Puと濃縮ウランの混合燃料による一領域組成の、240%サイズ炉心
- ✓ 使用核特性 - 臨界性、燃料・ブランケット置換反応度、燃焼反応度



「常陽」Mk-I炉心
(サイクル機構)

(最小臨界炉心構成)



11/28

積分実験データ(3/4)

■ BFS-2臨界実験

→ (計11個のデータを使用。)

- ✓ ロシア・オブニンスクIPPE研究所の高速炉心臨界集合体

◆ BFS-58-1-II実験(1996年) -ウラン無しPu燃料領域を有する2,200%サイズの炉心。

◆ BFS-62-1,2実験(1999年) -解体核Pu処分のためのBN-600ハイブリッド炉心を模擬した3,400%サイズの炉心。



BFS-2
臨界集合体
(ロシアIPPE)

■ MASURCA臨界実験

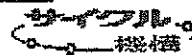
→ (計2個のデータを使用。)

- ✓ 仏国CEAカダラッシュ研究所の高速炉心臨界集合体

◆ ZONA2B実験(1996年) -Pu燃焼炉心研究を目的とした、380%の反射体付きMOX燃料炉心。



MASURCA
臨界集合体
(仏国CEA)



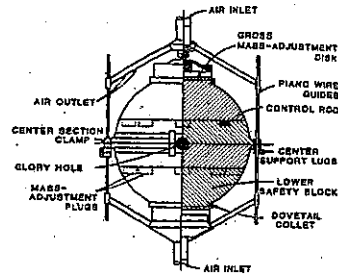
12/28

積分実験データ(4/4)

■ Los Alamos超小型炉心実験

→ (計5個のデータを使用。)

- ✓ 1950年代に米国Los Alamos研究所で行われた、直径10数cm程度の金属燃料炉心の実験である。
- ✓ 使用した核特性は、臨界性のみ。
 - ◆ FLATTOP-Pu実験 - Pu燃料 (Pu-239 同位体組成比が95%)で、天然ウラン反射体付きの球形状炉心。
 - ◆ FLATTOP-25実験 - ウラン燃料 (U-235が93%)で、天然ウラン反射体付きの球形状炉心。
 - ◆ JEZEBEL実験 - Pu燃料 (Pu-239が92%)で、反射体無し球形状炉心。
 - ◆ JEZEBEL-Pu実験 - Pu燃料 (Pu-240が20%)で、反射体無し球形状炉心。
 - ◆ GODIVA実験 - ウラン燃料 (U-235が94%)で、反射体無し球形状炉心。



Jezebel under operating conditions. The nearly spherical assembly is supported by lightweight clamps and guides.

Radius 6.2cm
Mass 375g Pu
LA-1989-N Unclassified

Los Alamos超小型実験
(JEZEBEL)
(米国)



13/28

積分誤差データの設定

■ 実験誤差

- 実験者 (ANLなど) の評価による

■ 解析モデル誤差

- 計算モデルの詳細化に対する感度に比例するものと仮定
- 絶対値は、データ全体の χ^2 乗値と自由度の比がほぼ1 (最終値: 0.98) となるように決定

■ 異常データの排除

- 断面積・実験・解析誤差の合計に対し、当該C/E値の1.0からのずれが3倍以上のデータは、不採用

(1 σ ベース)

核特性		実験誤差	解析モデル誤差
臨界性	JUPITER、FCA等	0.04%	0.17%
	Los Alamos超小型	0.1~0.18%	0.15%
F28/F49反応率比		2.5%	1.1%
F25/F49、C28/F49反応率		2.2%	0.55%
F49反応率分布		1.0%	0.6~1.2%
制御棒値		1.2%	1.3%
Naボイド反応度		2%	5.5~8.8%
ドブラー反応度		2.0~3.0%	5.0~6.6%



14/28

炉心反応度の予測精度評価と向上

予測精度評価は、竹田ら(1989)の定式化により、

- ① 積分情報を一切用いない場合、
- ② 従来のE/C値バイアス補正法を用いる場合、
- ③ 最新の炉定数調整法を採用した場合、

の3ケースについて比較した。



予測精度向上に最も有効なのは、
 炉定数調整法 → 統合炉定数の適用
 であることが判明した。



15/28

炉定数調整法の理論

- ベイズの定理(条件付き確率推定法)を理論的基礎
 → 臨界実験の情報 Re が得られた条件の下で、核断面積セット T が
 真値をとる確率($\exp(-J)$ に比例)を最大化する

$$J(T) = (T - T_0)M^{-1}(T - T_0) + [Re - Rc(T)][Ve + Vm]^{-1}[Re - Rc(T)]$$

関数 J を最小化 → $dJ(T)/dT = 0$

- 炉定数調整後の核断面積セット T' と、その誤差(共分散) M'

$$T' = T_0 + MG^-[GMG^+ + Ve + Vm]^{-1}[Re - Rc(T_0)]$$

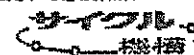
$$M' = M - MG^-[GMG^+ + Ve + Vm]^{-1}GM$$

- 核断面積誤差による核特性予測誤差

調整前: GMG'

調整後: $GM'G'$

ここで、 T_0 : 炉定数調整前の核断面積セット Ve : 臨界実験体系の実験誤差
 M : 炉定数調整前の共分散 Vm : 臨界実験体系の解析モデル誤差
 Re : 臨界実験体系の核特性の実験値 G : $(dR/R)/(d\sigma/\sigma)$ で定義される感度係数
 Rc : 臨界実験値 Re に対する解析値

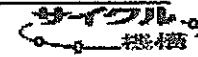


16/28

本研究で開発した統合炉定数ADJ2000の主な特徴

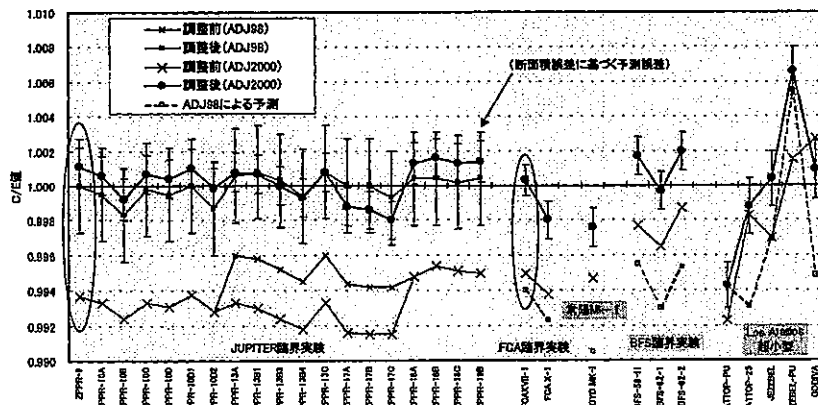
- JENDL-3.2ベースの70群基本炉定数
- 自己遮蔽因子を新たに調整対象として追加
- シグマ委員会が評価した最新共分散データの使用
- 多種・多様な炉心からの実験値を採用
- 積分データを燃焼・温度核特性まで拡張
- 解析誤差の設定・異常データの検出に χ^2 乗値を適用

項目	1991年度 ADJ91	1998年度 ADJ98	2000年度 ADJ2000
基本ライブラリ	JENDL-2 (1989, 初版は1982)	JENDL-3.2 (1994)	同定
調整対象とする核データ	11核種(32反応)の σ_{eff} 、 2核種の χ 、6核種の β	11核種(37反応)の σ_{eff} 、 2核種の χ 、6核種の β	11核種(41反応)の σ_{eff} 、 2核種の χ 、6核種の β 、 U-238の自己遮蔽因子
基本共分散データ	核データセンターが、 JENDL-2と新国際標準定 数の差から厳密評価	同定 (ただし一部の核種・ エネルギーの調整は、 JENDL-2と3.2の差を 考慮して修正)	シグマ委員会「共分散評 価報告」が算出・提供した 共分散ファイルを調整対象 核種・[深層自己遮蔽因子は自 立・国際標準定数による計算。]
積分実験データ	JUPITER臨界実験の 82データ	JUPITER臨界実験の 183データ	JUPITER、FCA、濃縮、 BFS、MASURCA、 Los Alamos実験の 237データ (燃焼・温度核特性を含む)



17/28

炉定数調整結果(1/4) — 臨界性 —

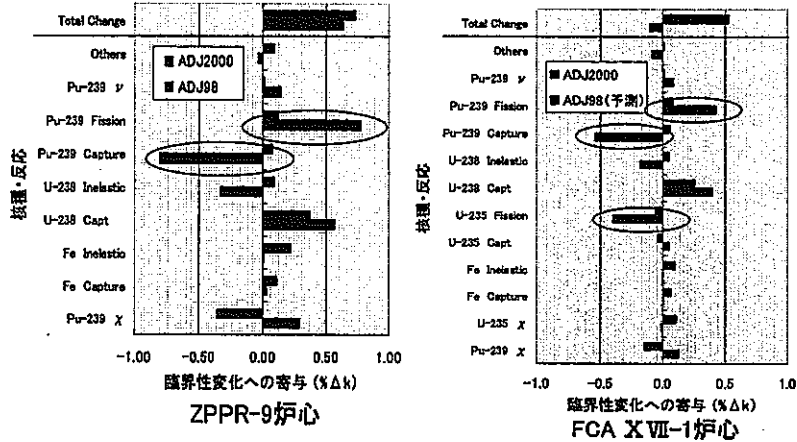


- 調整後の臨界性C/E値は、一部の超小型炉心を除いて、 $\pm 0.2\% \Delta k$ の幅にある。
- Pu炉心だけでなく、濃縮ウラン炉心に対しても良好な性能を示す。
- 断面積誤差による臨界性予測誤差も、従来の約1/2に低減した。



18/28

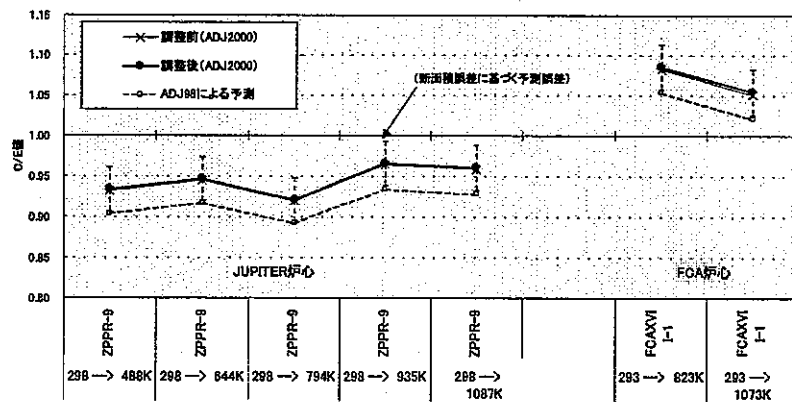
炉定数調整の核種・反応毎寄与 — 臨界性 —



- ADJ2000での各核種反応の寄与量は比較的小さいのに対し、ADJ98ではPu239核分裂反応と捕獲反応の大きな正負の寄与が相殺している。
- ADJ98では、U235に対する積分情報が不充分だったと考えられる。

19/28

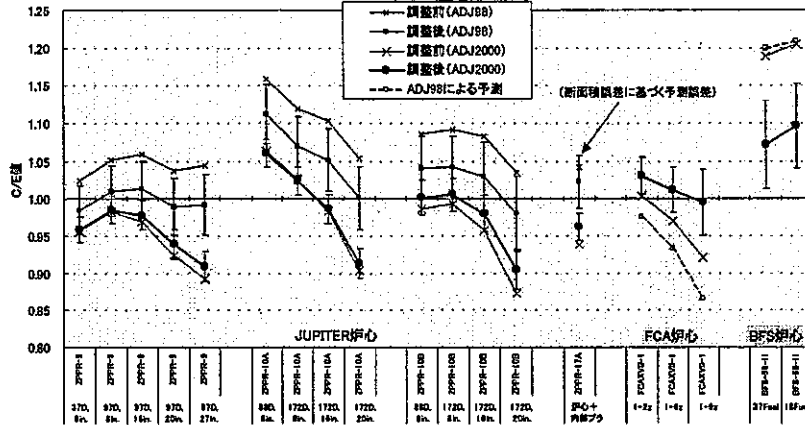
炉定数調整結果(2/4) —ドップラー反応度—



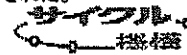
- JUPITERとFCAの調整前C/E値が相反しているため、炉定数調整ではC/E値はほとんど動かない。
- 両炉心のドップラー反応度C/E値は、±5~8%以内の幅にある。

20/28

炉定数調整結果(3/4) - Naボイド反応度 -

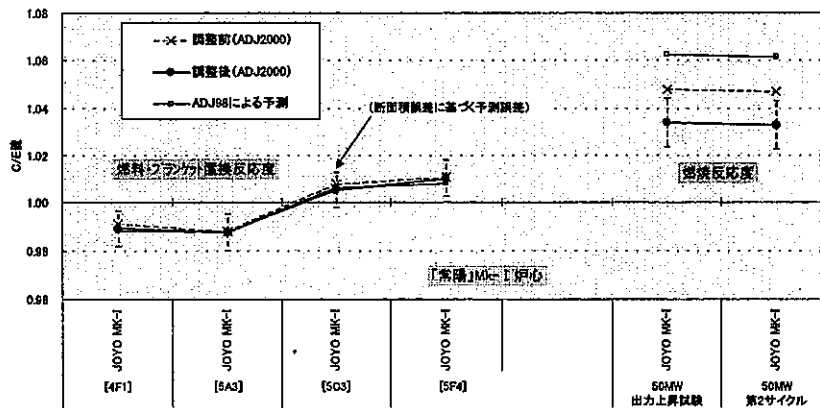


- JUPITER、FCA、BFSとも、調整後のC/E値は、±10%の幅に収まった。
- JUPITERについては、ADJ98で用いた調整前C/E値は大きく改訂された。

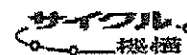


21/28

炉定数調整結果(4/4) - 「常陽」Mk-I 炉心 -

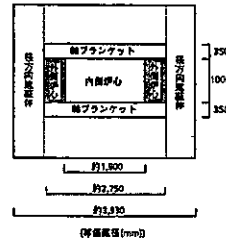
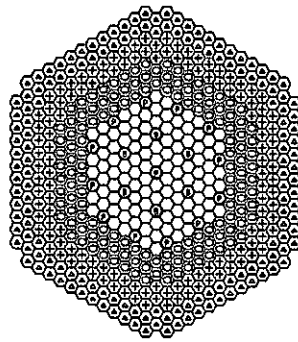


- 燃料・ブランケット置換反応度は、炉定数調整の影響はほとんどなく、±1%以内で予測できる。
- 燃焼反応度は、調整後C/E値が1.03程度となる。



22/28

60万kWe級FBR炉心の予測精度評価



- 内側炉心 108体
 - ⊙ 外側炉心 138体
 - ⊕ SUS遮蔽体 126体
 - ⊗ B₄C遮蔽体 150体
 - ⊖ 主炉停止系制御棒 13体
 - Ⓢ 後炉停止系制御棒 6体
- 合計 541体

60万kWe級FBR炉心の炉心構成

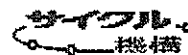


23/28

60万kWe炉心核設計ノミナル値の変化

- ADJ98における炉定数調整による増殖比の低下は、ADJ2000では、Pu-239核分裂断面積の変化量が減ったことから約1/2になった。
- ADJ98ではPu-239捕獲断面積変化のため過大に評価されていた燃焼欠損反応度が、ADJ2000ではほとんど変わらなくなった。
- その他の反応度関連核特性への影響は、数%程度である。

核特性	設計ノミナル値	炉定数調整による変化量	
		ADJ98	ADJ2000
実効増倍率 (平衡炉心末期)	1.000	+0.71%Δk	+0.91%Δk
増殖比 (C28/F49)	1.052	-3.7%	-1.5%
最大線出力 (外側炉心)	480W/cm	-1.0%	-0.2%
制御棒価値 (後炉停止系)	2.60%Δk/k ²	-0.1%	-1.9%
燃焼欠損反応度 (サイクル当り)	2.82%Δk/k ²	+12.2%	+1.2%
Naボイド反応度 (全炉心)	+6.5\$	-4.3%	+1.8%
ドプラー反応度 (全炉心)	-8.9 × 10 ⁻³ T・dk/dT	-4.3%	-0.8%



24/28

60万kWe炉心の核設計精度

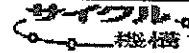
※1σベースの値 (%)

- ADJ2000の予測誤差は、ADJ98の約1/2となった。



- (理由1) JENDL-3.2断面積の誤差が、シグマ委員会により全般に小さく評価された。
- (理由2) 解析モデル誤差が、 χ^2 乗値の採用により、従来より小さく設定された。

核特性	積分情報なし		E/Cバイアス補正法		炉定数調整法	
	旧共分散	新共分散	旧共分散	新共分散	ADJ98	ADJ2000
実効増倍率 (平衡炉心末期)	1.38	0.88	0.59	0.27	0.35	0.17
増殖比 (C2B/F49)	3.8	1.9	2.3	2.2	1.4	0.8
最大線出力 (外炉心)	2.5	3.5	2.4	2.7	2.1	1.3
制御棒価値 (後備炉停止系)	4.5	5.7	3.4	4.0	2.8	1.8
燃焼欠損反応度 (サイクル当り)	11.4	5.0	バイアス値なし		6.4	3.4
Naボイド反応度 (全炉心)	10.6	6.8	9.8	6.2	7.4	4.1
ドブラー反応度 (全炉心)	不可	7.9	不可	3.9	不可	4.6



25/28

成果のまとめ

- ドブラー反応度・燃焼核特性を取り扱える反応度予測精度評価コードシステムを整備した。
- 反応度予測精度評価に用いる、核データ共分散・積分実験解析データ・積分誤差データ群を整備した。



上記のコードシステム及びデータ群を用いて、炉定数調整法を適用することにより、安全上重要となる反応度の予測精度を大幅に向上できる見通しを得た。



26/28

今後の課題

① 次世代炉定数システムの開発

従来の炉定数システムは、標準的なNa冷却MOX燃料高速炉を前提にしてきた。共鳴領域・エネルギー群構造の取扱いを改良して、高速中性子から熱スペクトル領域までを一貫して精度良く評価できる汎用の次世代炉定数システムを開発する。

② 次期核データライブラリの適用

次期核データライブラリJENDL-3.3が原研から公開される。この特徴は、高速炉で重要な重核種の断面積再評価とともに、共分散が核データ評価と完全に一体で得られた点である。(JENDL-3.2は、後から共分散のみを評価したため不整合があった。) このライブラリを積分実験データベースに適用し、その性能を評価する。

③ 独立な臨界実験データの充実・拡張

本研究の経験から、できる限り多様な炉心のデータを用いることが、炉定数調整の信頼性を高める上で欠かせないことが改めて認識された。しかし現時点では、MASURCA、BFS、ZEBRAなどのデータは有効に活用されているとは言えず、さらなる拡張が必要である。

④ 誤差評価の精緻化とAccountabilityの確保

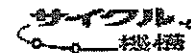
現状では、解析モデル誤差とその相関係数の根拠や説得性などについて、公的に認めてもらえるレベルには達していない。「工学的判断」を極力少なくするためのデータベースを整備する。



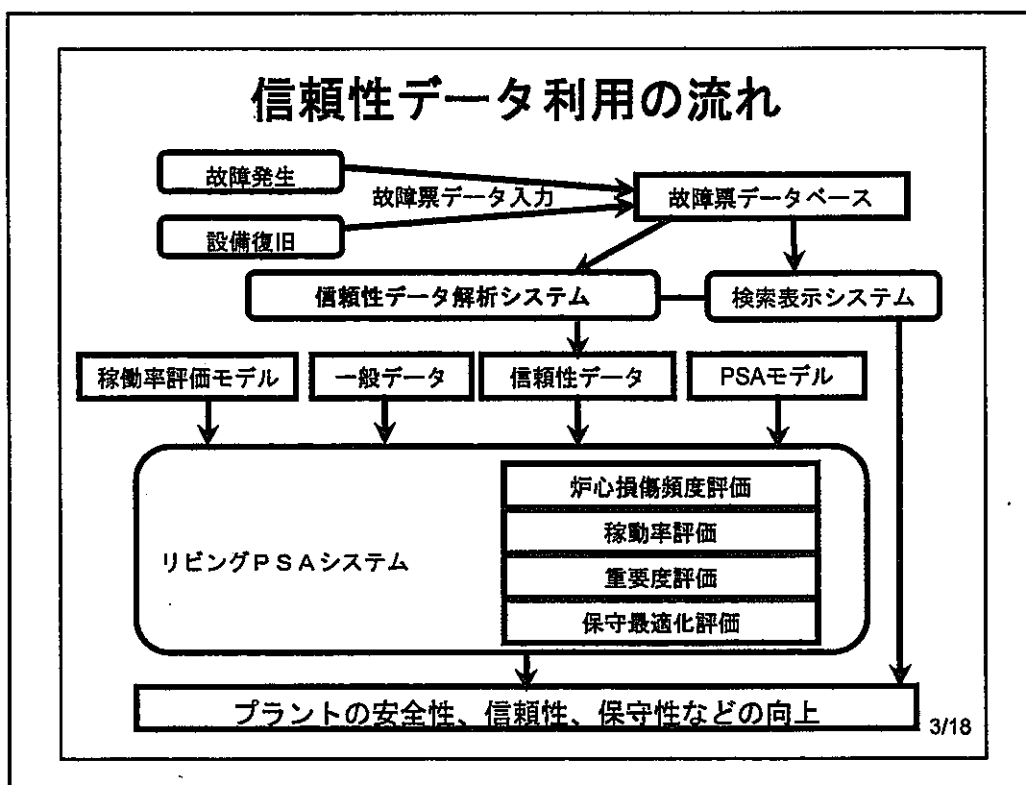
27/28

用語の解説

- ◆**ドップラー反応度**：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。
- ◆**Naボイド反応度**：Na冷却炉において、Na中に気泡（ボイド）が生じることによる反応度変化。
- ◆**感度係数**：断面積の単位量変化により、核特性が変化する相対量。
- ◆**燃焼反応度**：燃料物質の核分裂反応により、燃料組成が変化することによる反応度変化。
- ◆**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。
- ◆**摂動分母**：炉内物質の摂動（微小変化）による反応度変化を表す式において、その分母は中性子束、随伴中性子束及び核分裂断面積等の積で表され、これを摂動分母と呼ぶ。
- ◆**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。核特性予測値の不確かさの推定や炉定数の調整に使用される。
- ◆ **χ^2 乗値**：データのばらつきが統計的に妥当であるかを検定する指標。
- ◆**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。
- ◆**炉定数調整法**：核特性の実測値及び解析値を基に、炉定数を誤差の範囲内で調整する方法。



28/28



「ふげん」で蓄積している主なデータ

- ◆ 運開時からの故障データを蓄積
- ◆ 設備台帳に基づく機器の故障
- ◆ 発生日時、復旧日時
- ◆ 故障種別(異常、障害、事故、予防取替)
- ◆ 故障様相 (スクラム、ダンプ、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)
- ◆ その他

4/18

データ収集の状況

- ◆ データ収集期間：
1979年3月20日(運開) – 現在

- ◆ 2001年9月30日までのデータ
- ◆ 機器登録数： 32,570件
- ◆ 総機器運転時間： 6.17×10^9 時間
- ◆ 総故障件数： 16,937件
- ◆ 平均運転時間： 1.90×10^5 時間

5/18

信頼性データ解析システムの機能

- ◆ Webブラウザで作動（所内で誰もが利用可能）
- ◆ データスクリーニング
- ◆ 検索・表示システムとの連携
- ◆ 故障件数、運転時間、MTBF等の計算
- ◆ Living PSAシステム用機器信頼性データの作成
- ◆ グラフ描画（円グラフ、棒グラフ）
- ◆ データのダウンロード

6/18

データ検索及びスクリーニング

スクリーニング条件設定

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

登録条件名: 2001安全研究01P

期間: 1979年03月20日から2001年09月30日まで

レポート: 20 系統グループ

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	AND	4 予防処置	AND
2 08 故障種相	AND	0 影響なし	AND
3			AND
4			AND
5			AND
6			AND
7			AND
8			AND
9			AND
10			AND
11			AND
12			AND

◆ 運開から2001年9月末までの全設備を対象に予防取替及びプラントへの影響が無い物を除いた場合の故障票について検索し分析する

7/18

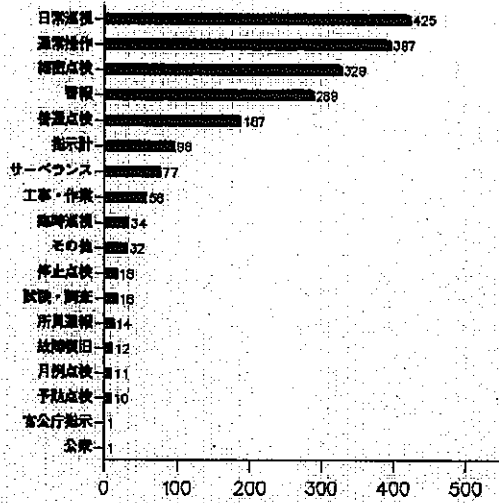
検索・表示システムとの連携

◆ 故障票を検索し、その内容を表示可能

故障票検索結果			
故障票番号 Failure report format number	FR-0192	発行日 Date of publication	2001年11月25日
件名 Title of report	監視装置の故障による炉子停止事故		
故障発生 Date of the failure	11月25日、「監視装置圧力高」の警報と同時に炉子停止アラーム、アラーム作動により炉子停止		
運転上の経過 Operative procedure	炉子停止後、炉子停止した。		
発見日時 Date of failure	2001年11月25日 11時05分	発生位置 Requirement of cause/condition	炉内
故障原因 Cause of failure	異常	発生原因 Cause of failure	不明
影響範囲 Impact by failure	炉子停止	影響範囲 Release of radioactivity	なし
補修内容 Content of maintenance	監視装置の修理	発生結果 Result of the accident	炉子停止
発見者 Discoverer	監視装置	発生場所 Place of occurrence	炉内
発見時刻 Discovery time	2001年11月25日	発生状況 Condition of plant	炉子停止中

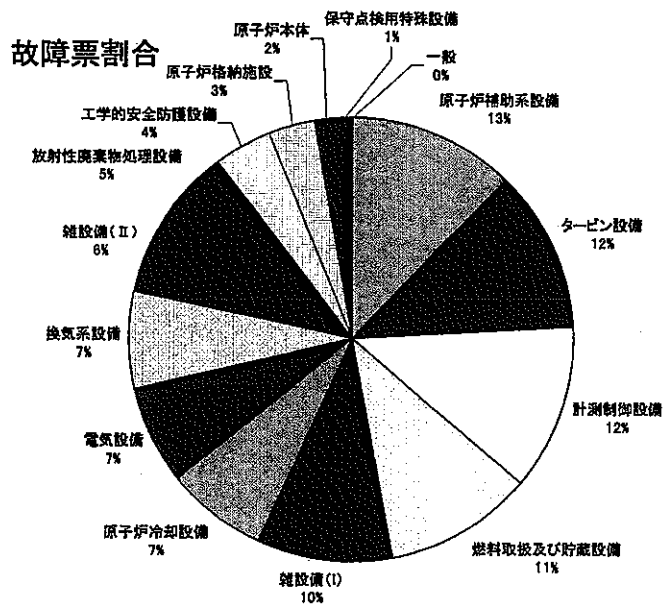
8/18

発見動機別発生件数

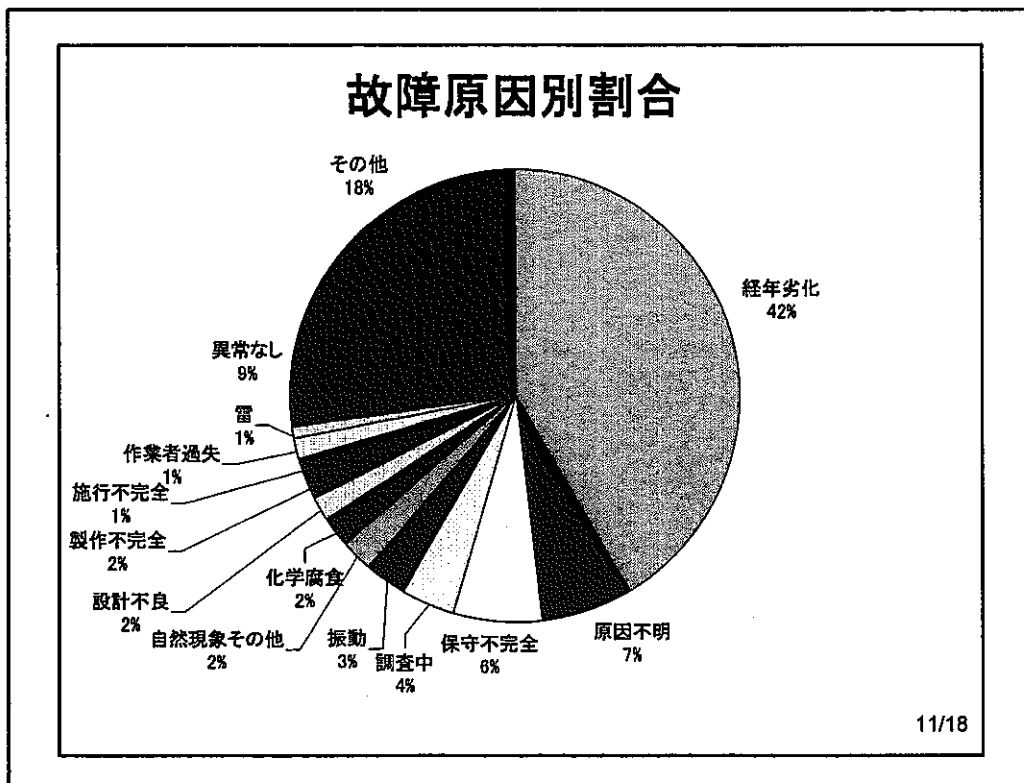


9/18

系統グループ別割合



10/18



MTBFなどの解析例

解析結果

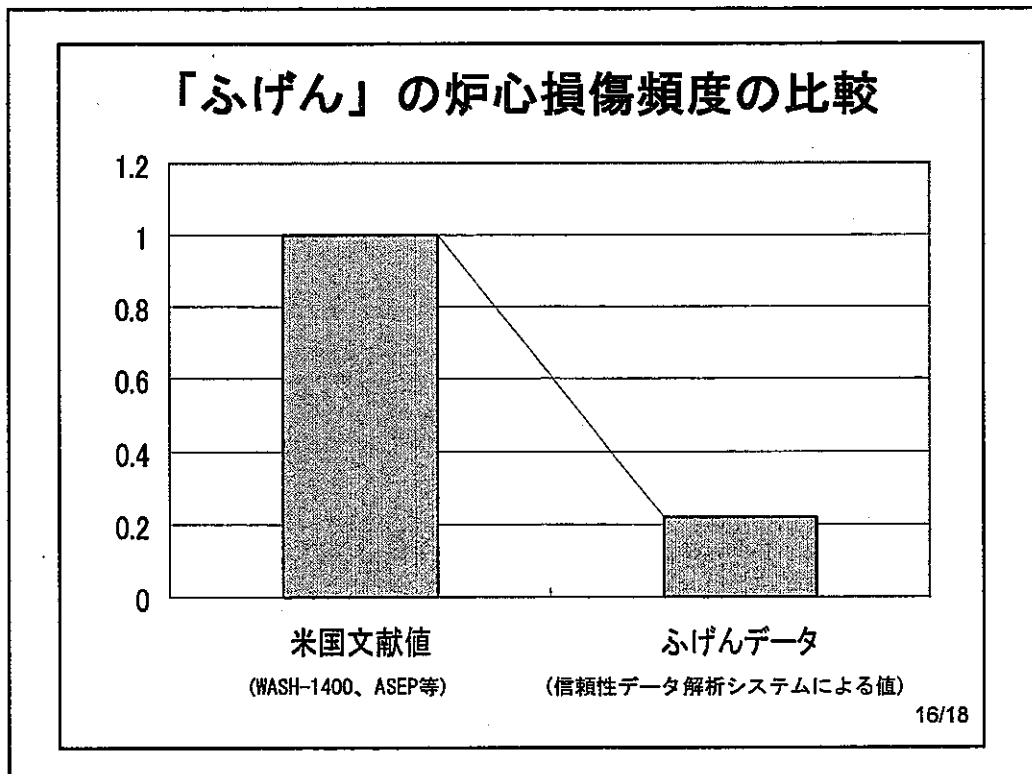
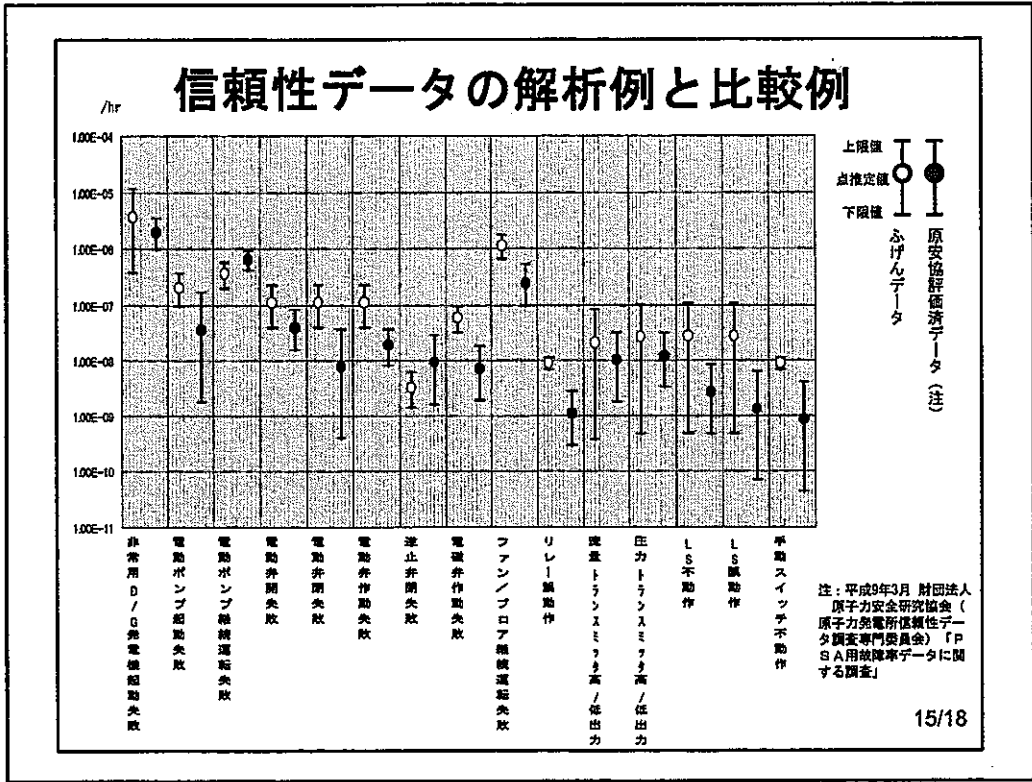
スクリーニング案件に基づく解析結果を表示します

1979年03月20日～2001年09月30日まで197644時間

系統グループ

系統グループ	故障数	故障率	故障率	故障回数	報告総時間	運転総時間	故障率	故障率	ダウン率	MTBF1	エラー フォックス	MTBF2	MTTR 1	MTTR 2
1 原子炉機 組立設備	2658	149	244	218	524311056.000	524126964.263	198996.860	104091.767	0.0003511	195430.926	1.193	194301.256	45.251	42.576
2 ケーブル 設備	2922	178	248	227	576826128.000	576896811.800	244302.600	230318.100	0.0003983	199267.396	1.194	196634.974	66.926	64.118
3 制御室 設備	1996	182	248	221	358962056.000	358708292.467	273281.433	260763.533	0.0007264	177651.715	1.198	176506.961	104.044	101.659
4 燃料取扱 設備	1309	108	216	173	267206584.000	257110323.817	170800.933	156280.193	0.0006074	194667.340	1.229	193191.899	79.328	65.730
5 建屋 設備	4005	141	204	177	734827512.000	734599504.867	255312.650	228007.933	0.000163	162837.712	1.251	162007.910	43.906	40.766
6 原子炉建 設設備	2291	118	146	141	451092424.000	451099417.717	230004.709	230000.290	0.0006157	196320.853	1.181	195583.862	82.597	81.925
7 電気設備	6026	107	149	131	594050152.000	5946891518.633	183403.657	171032.367	0.0002717	196173.679	1.183	195396.323	43.680	40.915
8 送電設備	5737	99	142	133	22822892.000	228506009.300	140362.583	141403.700	0.0001940	194391.716	1.184	193910.303	28.151	26.476
9 送電 設備	2327	93	119	112	45025208.000	439561735.467	68024.367	63432.533	0.0001442	186300.428	1.205	197422.522	24.731	24.322

12/18



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、Web技術を用いた「信頼性データ解析システム」を開発・整備した。
- ◆ 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「ふげん」のPSAへ反映した。

17/18

今後の課題

- ◆ データの収集・整備の継続
- ◆ 運転停止（平成15年3月末）までのデータの詳細な分析・評価とまとめ

18/18

用語の解説

- ◆ Web技術： 計算機ネットワーク上でデータ等を簡単に閲覧することのできる、インターフェース技術。
- ◆ 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。

平成13年度 安全研究成果発表会
平成14年1月25日
サイクル機構 大洗工学センター

Living PSAシステムの開発整備

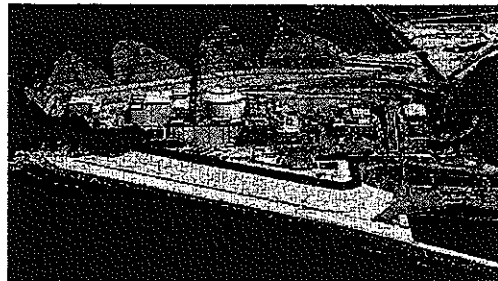
・ 原子炉停止時のリスク管理 ・

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 / 16

背景

「もんじゅ」の原子炉運転中における炉心損傷リスクを管理するためにLIPSASを開発済。



- ▶LIPSASを用いて原子炉運転中における炉心損傷リスクを管理することが望まれる。
- ▶一方で、原子炉停止状態 特に設備点検のために安全系の運転を停止する時 (例: 定期検査時) の炉心損傷リスクを適切に管理するために、支援システムの開発が必要。

2 / 16

研究目的と工程

確率論的安全評価 (PSA) の結果から得られる情報を、迅速に理解しやすい形にしてプラント運転員に提供し、意思決定の支援に利用できるようなツールを開発整備し、運転安全の向上に資する。

	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度
①	適用性検討	改良点の摘出			
②	プラント固有のデータの収集・整備				
③	炉停止時リスク評価モデル作成	プラント構成管理手法モデル作成			

3 / 16

もんじゅ 炉停止状態における 炉心損傷防止上の特徴

止める → 既に止まっているので不要
冷やす → 崩壊熱除去運転の継続が必要

- 計画的に一部の系統が運転停止
→安全機能の多重性が低下
- 時間と共に崩壊熱が減衰
 - 利用可能な代替除熱モードの増加
 - 猶予時間の増大
→AM操作におけるヒューマンエラー確率の低減
- 出力運転中の1次Na漏えい時に必要な
炉容器液位確保のための一部の操作・運転が不要

例: アルゴンガス系隔離操作
1次主循環ポンプトリップ操作等

4 / 16

▶停止時リスク評価研究の成果

原子炉の計画停止状態における炉心損傷シナリオと発生頻度並びに支配的な事故シーケンス

▶リスク情報の反映先

- 停止時プラント運用計画（設備点検時の系統運用工程）
- プラント状態に応じたアクシデントマネジメント方策

停止時リスク評価で得た知見

弱点：一部の系統機能を停止して設備点検するために安全機能の多重性が減少する状態がある。

対策：アクシデントマネジメント（AM）の開発。

見通し：復旧までの猶予時間が長いことからAMの効果（成功確率）が大きいと期待され、結果的に炉心損傷リスクを抑制可能と期待される。

5 / 16

炉停止時のアクシデントマネジメント（AM）策候補

- ①計画メンテナンス系統に対する運転状態への復帰操作
- ②主冷却系室の換気空調系による除熱
（原子炉停止後168時間以降、1次主冷却系室換気空調系の運転で崩壊熱除去可能）
- ③非常用電源系室換気空調機能喪失時の代替冷却手段の確保（常用系の空調用冷水設備の利用、可搬型コンプレッサ等）
- ④SsL液位時の1次Na漏えい事象
→Na充填操作による健全ループのサイフォン復旧操作

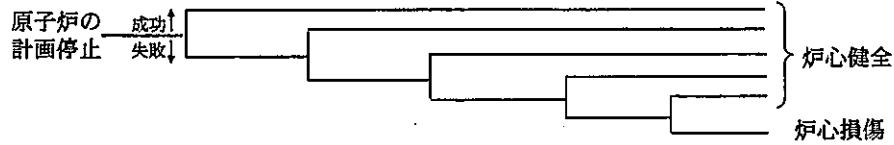
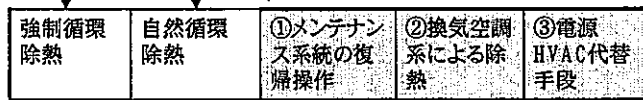
6 / 16

原子炉炉停止時リスク評価モデルの例：
崩壊熱除去機能喪失（1次Na漏えい事象を含まず）

通常の崩壊熱除去手段

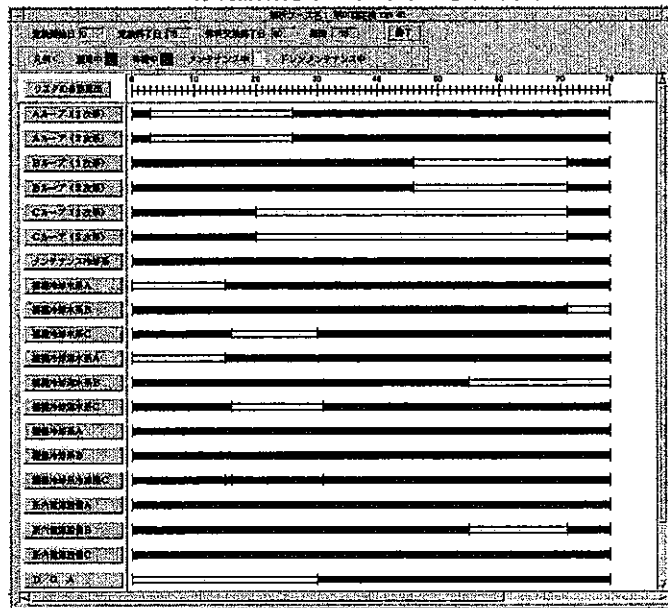
原子炉運転時のリスク管理として開発済のAM

今回提案のAM



7 / 16

リスク情報の活用イメージ(1)
□設備点検工程表の検討例□



8 / 16

リスク情報の活用イメージ(2)

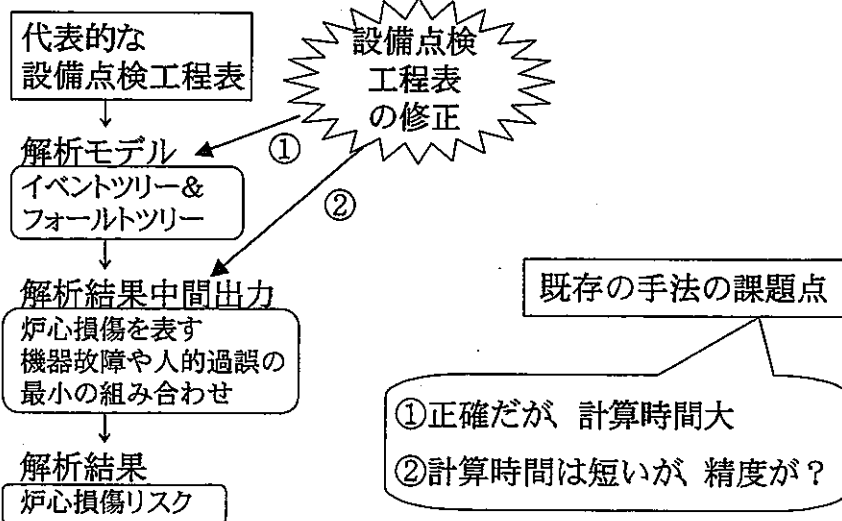
設備点検工程表A案 提案 →リスク値算出&管理目標値との比較

検討の過程で一部修正 →リスク値算出&管理目標値との比較

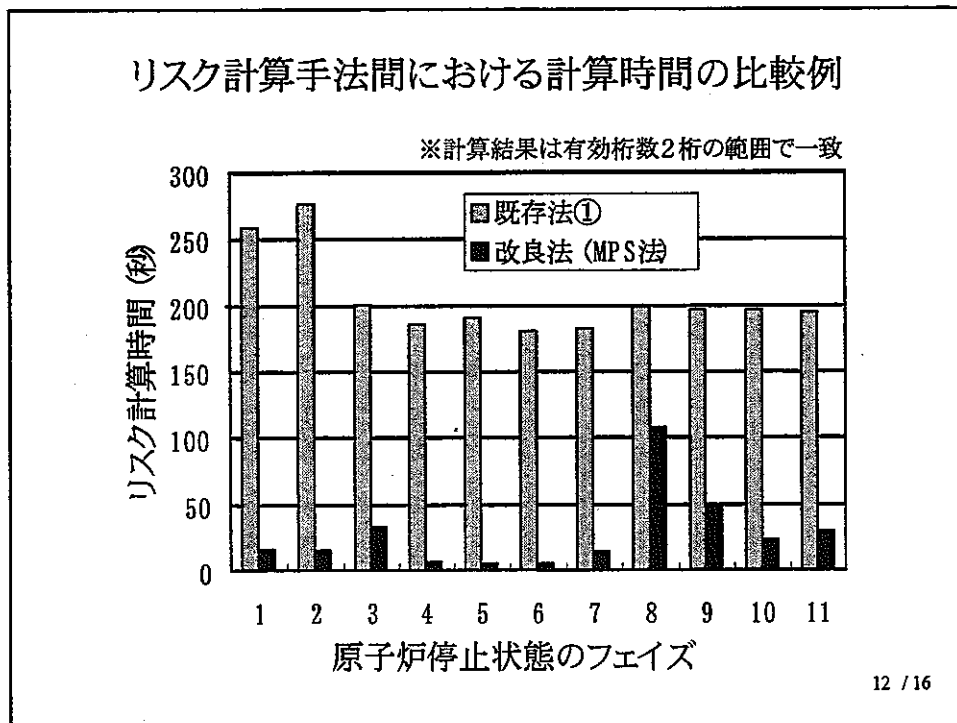
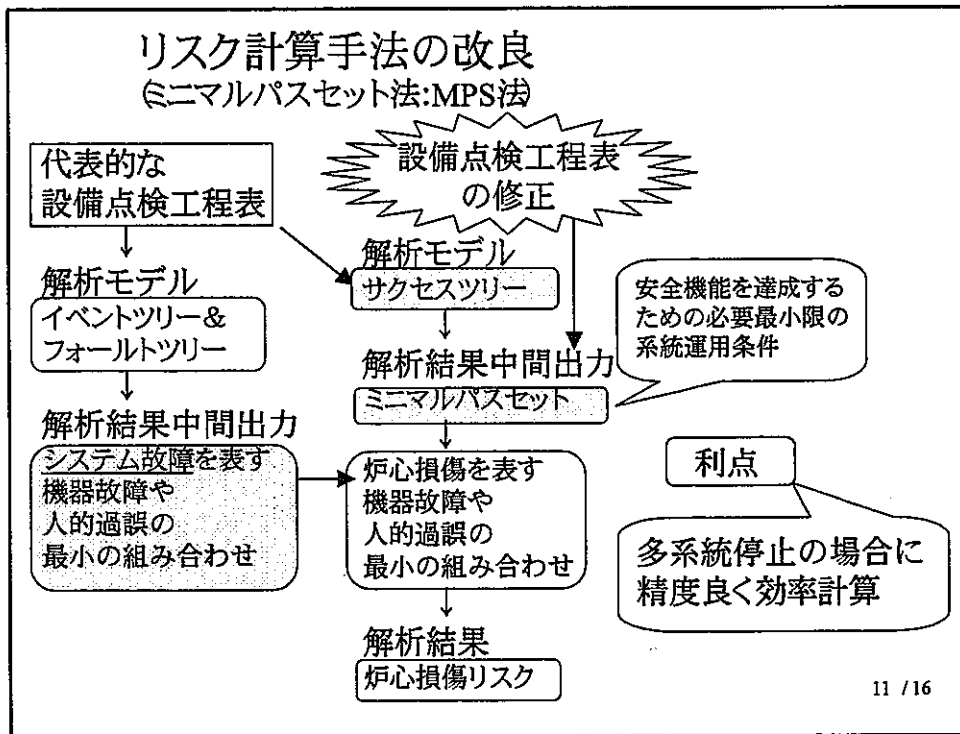
- ▶ 工程表立案時、変更時にリスク値を確認するために、リビングPSAシステムをオフラインで使用
- 様々な工程表案に対して迅速で正確なリスク計算が必要

9 / 16

既存のリスク計算手法



10 / 16



原子炉停止時リビングPSAシステム

稼働環境: Sun Workstation

OS : Solaris

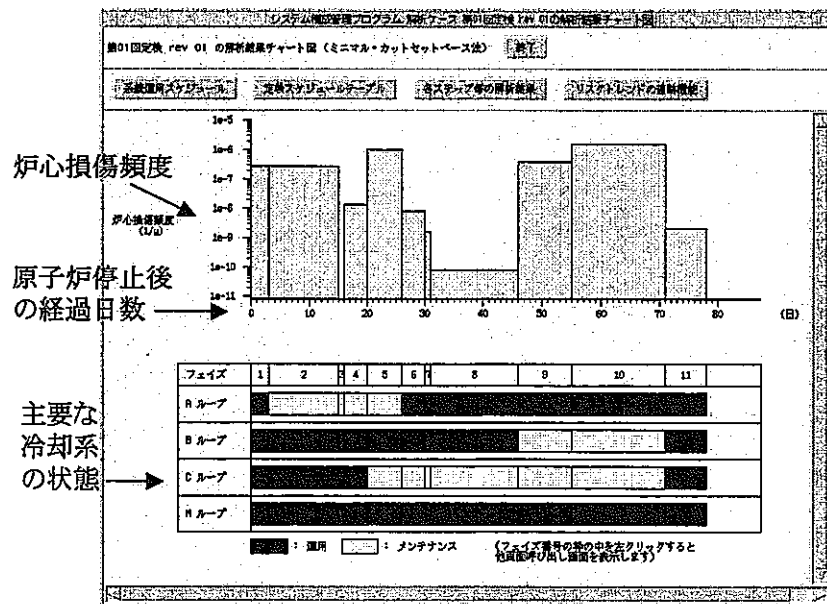
使用形態: Graphical User Interfaceによる対話形式

システム機能

- ・主システムについての設備点検工程(スケジュール)の入力、編集
- ・リスク計算
- ・リスク計算結果表示
- ・システム間における機能の従属関係の表示

13 / 16

原子炉停止時リビングPSAシステムの解析結果表示画面の例 (プラント状態別の炉心損傷頻度グラフ)



14 / 16

成果のまとめ

- ①「もんじゅ」の原子炉停止状態における安全上の特徴（崩壊熱除去成功基準、アクシデントマネジメント案）を分析した上で、炉心損傷リスク評価モデルを作成した。
 - ②リスク情報を活用した多様な系統構成の検討（例：設備点検工程の検討）を実現するために、効率的なリスク計算手法（MPS法）を開発した。
 - ③上述のリスク評価モデルとリスク計算手法を組み込んだ原子炉停止時のリビングPSAシステム（試作品）を開発した。
- 本システムによって、原子炉停止状態における系統・設備の様々な運用状況に対するリスクを迅速に把握できるようになった。

15 / 16

今後の課題

リスク情報を活用した原型炉の運転安全管理方策（例：保安規定や運転・保守要領等）の策定に資するべく、平成17年度までに

- (1) リスク情報の活用法についての考え方の整理
- (2) リスク評価モデルの改良
- (3) プラント固有の機器信頼性データの整備
- (4) 計算機環境の変化に応じたPSAツールの維持・整備を実施する。

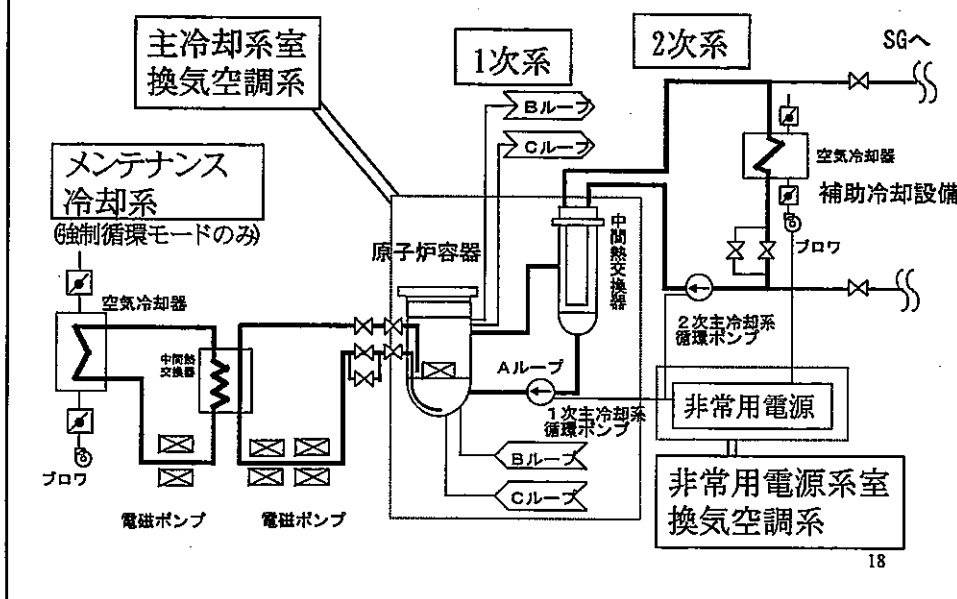
16 / 16

用語解説

用語	説明
PSA	Probabilistic Safety Assessment(確率論的安全評価)。工学モデルを用いてリスクを解析評価する作業
Living PSA	原子力施設の設計・建設時のみならず、運転段階において繰り返しPSAを実施することにより、施設の継続的なリスク管理を行うこと。
リスク、炉心損傷リスク	炉心損傷事象が発生する確率、または頻度。
炉心損傷事象	「事故」より発生頻度は低い、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事象。
LIPSAS	サイクル機構が開発したリビングPSA支援システム。
AM(アクシデントマネージメント)	所定の安全機能が全て損なわれた状況下において、炉心損傷事象を回避するためにとる行動。
イベントツリー	安全機能の成功/失敗の組み合わせとして炉心損傷に至る事象の流れを表す図
フォールトツリー	安全機能の失敗条件を機器の故障や運転員の誤操作の組み合わせとして樹木状に表した図
サクセスツリー	安全機能の達成に必要なシステムの組み合わせを樹木状に表した図
ミニマルパスセット(MPS)	特定のプラント状態において、安全機能の達成に必要な最小限のシステムの組み合わせの集合

17

崩壊熱除去関連設備



18

資料3

質疑応答集

平成13年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]
特別報告

部課室： _____ 部
大洗工学センター副所長
発表者： 早野 睦彦

「常陽」メンテナンス建家における火災原因調査結果について

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>作業をしていたのは職員なのか、あるいは請負作業者なのか？</p> <p>再発防止策として教育訓練の充実とあるが、職員が請負作業者をしっかり監督することが重要である。</p> <p>紙製のカーтонボックスを鋼製保管容器に替えたことが大きな改善点と認識しているが、これは鋼製保管容器を使えば、中でNaが燃えても大丈夫だということか？</p> <p>拭き取りの際にNaが付着していないことを確認してとあったが、どのように確認したのか？</p> <p>計画段階で問題があったということだが、作業の計画段階で安全対策は行われていたはずであり、今回の火災はこの段階でなぜ見落としが生じたのか？</p>	<p>機器洗浄槽の上で作業していたのは職員1名と請負作業者2名である。</p> <p>拝承。なお、補足であるが、職員は立会いではなく、一緒に作業していた。</p> <p>もちろん、Naが燃えることがないようにすることが第一だが、多重防護の観点から万一燃えても鋼製保管容器の中で収束するようにしたものである。</p> <p>作業が終わった後に拭き取った紙タオルをチェックするが、タイベックススーツや手袋といった重装備に加え、作業用の眼鏡をしているため、視野が狭くなる。どの程度まで確認したかと言うと、記憶に頼るところが大きいですが、このような作業環境の中で確認したということである。</p> <p>今回の作業は非定常の作業で、言わば応用問題的な面があり、計画段階で作業要領書にどこまで明記するかという問題があった。但し、廃棄物を低減するために紙製のカーтонボックスを使用しており、この点に関しては火災に対する認識が甘かったと考えている。</p>	

平成13年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： _____ 部

機器配管の寿命予測評価法の研究

社内公募型研究推進室

磁気特性変化に基づく損傷検知技術の開発

発表者： 永江 勇二

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>局所領域での B-H 曲線や比透磁率について、この安全研究の中で求めているのか。</p> <p>実機適用を考えた場合の検出精度はどうか。</p>	<p>この安全研究の中では求めている。</p> <p>今回示しているデータは自然磁化の磁気特性変化である。この場合、その変化は僅かであるが、強制的に磁化させることにより試料からの磁束密度が増加し、検出することが容易となる。</p>	<p>社内公募型研究の中で求めている予定である。</p>

平成13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
～材料強度特性とBDI挙動の評価～

部課室：システム技術開発 部
核燃料工学 Gr
発表者： 皆藤 威二

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>照射クリープの評価結果について、実測値と解析値とは一致していると言えるのか。</p>	<p>実測値のばらつきが大きいのは事実であり非常によく一致しているとは言い難い。ただし、これらの結果を設計に反映する上ではデータのばらつきや安全裕度を考慮して保守性を持たせることとしている。</p>	
<p>PAPEETE3 の燃焼度はどの程度か。</p>	<p>燃焼度はペレットピークで 12at%程度である。集合体平均燃焼度は情報を入手できていないので不明である。</p>	
<p>PAPEETE3 ではバンドルの偏平化により燃料ピン間の距離はどの程度まで狭まっているのか。燃料ピン同士の接触はあったのか。</p>	<p>単純に被覆管の偏平化による外径減少のみが要素間距離の減少に寄与していたと仮定すると、減少量は 0.1mm 程度となる。(実際の照射中では、要素の湾曲や偏平化の他に、ディスパージョンと呼ばれる要素束の配列乱れが発生すると考えられる。このディスパージョン自体は不確かさが大きいので、照射中の要素間距離を定量的に予測することは非常に困難であると考えられる。) 燃料ピン同士の接触の有無は PIE からは分からないが、解析では接触するようなことはない。</p>	
<p>材料強度基準はどのような考え方で作成しているのか。</p>	<p>実際の使用条件に近い条件で行った実験結果に基づき、実験データのばらつき等を考慮するとともに安全裕度も考慮して作成している。また、これらの評価結果の妥当性を評価するためにメカニズムの解明も行っている。</p>	
<p>燃料集合体構造設計方針において、BDI をどのように制限するのか？</p>	<p>高燃焼度炉心の設計評価においては、BDI 挙動を考慮し、要素被覆管の熱的健全性を確保する観点から要素被覆管とラップ管との接触が生じないように制限しようと検討している。(「原型炉」の構造設計方針案では、燃料要素の歪み量により制限している。)</p>	
<p>PAPEETE3 のバンドルの変形による反応度への影響はどの程度か。</p>	<p>バンドルが変形する程度では、反応度への影響はないと考えられる。</p>	

平成13年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室： 実験炉部技術課

「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

Gr

「常陽」におけるフィードバック反応度特性の評価

発表者：吉田昌宏

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>研究成果の今後の利用方法は？例えば「もんじゅ」などへの反映はどうか。</p> <p>出力係数の燃焼依存性のデータで、運転サイクル初期（BOC）で出力係数が復元しているように見えるが、その理由は？</p> <p>反応度成分を個々に評価する方法を採っているが、未知の成分があると仮定すればその手法で十分か？ 例えば、確率論的手法を用いた総合的な評価は考えていないか。</p> <p>ULOF、UTOPでは炉心湾曲反応度が大きなウェイトを示すため、その評価精度は重要である。設計への適用には如何にツールのクレジットを取るかが重要であるが、この解析に用いた BEACON 等のコードの信頼性をどのように確保していくのか。</p> <p>また、100→90MWの出力係数を評価しているが、精度はどの程度か？</p>	<p>MK-II 炉心で蓄積した知見の MK-III 炉心での確認、ほとんどが新燃料で構成される MK-III の初期炉心での実験データの取得による精度の向上を計画しており、「もんじゅ」も含めた他炉の反映はその後と考えている。反映方法としては、本検討で用いているモデルについて、「常陽」実機データでの検証を行い、これを高速炉の基盤解析ツールの整備・汎用化に役立てる。</p> <p>燃料交換により、燃料膨張反応度が小さくなった使用済燃料を燃料膨張反応度が大きい新燃料に交換するため、サイクル初期では、直前のサイクル終了時に比べて出力係数が増加して、復元するものと考えている。</p> <p>出力係数の反応度成分は定性的には分かっているものであり、その定量化の方法と実験等による確認が研究課題と考えているので、確率論的なアプローチは、本研究の範囲では考えていない。</p> <p>BEACON の精度評価については、PIE による集合体残留変位測定結果との比較評価を行っている。さらに、超音波技術を利用した集合体頂部変位測定装置による運転中の熱変位測定について検討を進めている。</p> <p>炉心湾曲反応度については、今回行ったように、フィードバック反応度の個々の成分を分離評価する方法で、データを蓄積することにより精度を高めていく考えである。</p> <p>測定方法の工夫により、測定誤差は制御棒価値の誤差のみである。これにドブプラ反応度等、他のフィードバック反応度成分の寄与を含め、10%以下と考えている。</p>	

平成13年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室：

技開部

(主題を記入) 過渡伝熱流動現象評価に関する研究

流体G r

(副題を記入) サーマルストライピングに対する合理的評価法の構築に向けて

発表者：

村松 壽晴

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>開発した評価システムは、今後の原子炉設計の中で、具体的にどのように使われてゆくのか</p> <p>流体と構造との間の連成評価では、熱伝達係数を介在させる限り現象論的に妥当な評価はできない</p> <p>DINUS-3 解析では、粘性底層を解像できるほどの詳細メッシュを用いているのか</p>	<p>もんじゅ設計で問題となった炉上部構造でのインコネルの使用など、適切な安全裕度を担保した上で、合理化できるものは経済性向上の観点から削減する必要がある。後続炉の設計では、このような使い方が主流になるものとする。</p> <p>現象論に立脚した上で厳密に評価しようとするならば、熱伝達係数の使用は適切では無い。ただし、工学で扱うような大規模問題を対象とする上で、これには限界がある。熱伝達係数の使用など、何らかの工学的近似が必要となる。</p> <p>通常、DINUS-3 解析での壁隣接点は、温度境界層の外側に置く。したがって DINUS-3 が評価する範囲は、主流中での温度ゆらぎ挙動に限定される。</p>	

平成13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

ナトリウム燃焼に関する研究

熱化学安全試験Gr

小規模漏えいを対象としたナトリウムプール燃焼実験と機構論的解析手法の整備 発表者：大野修司

質問・意見・要望等	回答	対応策
(1)今回報告された実験または解析コードから、もんじゅ事故とその後ライナの損傷した実験(ナトリウム漏えい燃焼実験Ⅱ)におけるライナ腐食の違いを説明できるのか。	(1)今回報告した実験では直接は説明できない。もんじゅ事故と実験Ⅱでの挙動の違いは主に加熱コンクリートからの水放出に起因する雰囲気湿分濃度の違いによるものだと結論している。今回紹介した実験は実験Ⅱよりも低い湿分濃度で実施したものである。今回よりも高い湿分濃度では水酸化ナトリウムの生成量が違ってくるので熔融塩型腐食が生じ、その場合の腐食については材料試験結果から説明できる。	(3)実験Ⅱで生じたライナ腐食の再現を目的とした実験を現状の設備で実施することは困難であるが、今後小規模の基礎実験によって湿分濃度や気流等の影響を調査することを検討したい。
(2)この実験シリーズでは換気速度の振りが狭い。実験Ⅱではもっと換気速度が大きく、その影響についても議論となったはずである。その影響についても調べて欲しい。それを行わないと、もんじゅ事故と実験Ⅱの違いを説明することは難しいと思う。	(2)この実験は実験Ⅱを模擬する条件で実施したわけではない。しかし、換気率は同程度であり、そのため酸素濃度は実験Ⅱと同様に高い値に維持されている。	
(3)実験Ⅱでコンクリートからの水放出の影響があったということだが、それに相当するような湿分供給条件で調べて欲しい。「こういうケースでないとライナに孔はあきませんよ」ということを言ってもらえると有難い。	(3)拝承。	
(4)発表資料 6/19 頁の横軸の単位は s(秒)となっているが間違いか。	(4)図の誤りである。正しくはmin(分)である。	
(5)減肉量比較の図(9/19頁)で、計算値に示されている誤差幅が大きいが何が原因か。	(5)エラーバーの形で示したものは、計算に使用した減肉速度データのばらつき(統計処理による信頼幅)に相当している。熔融塩型腐食試験データのばらつきの主因は試験中の熔融塩中の過酸化ナトリウム濃度であり、複合酸化型腐食試験データのばらつきの主因は表面からの生成物除去速度に依存するものと考えている。	

平成13年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

安全評価事象の想定と評価条件に関する研究
 高速増殖炉に特有な安全評価事象に関する検討

部課室：システム技術開発部

FBR サイクル安全設計Gr

発表者： 丹羽 元

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>微小～小規模な水リークが生じた場合、水リークした伝熱管をプラグして運転継続すると思うが、高温ラプチャが発生した場合には、その影響を受けた伝熱管のどこまでをプラグして運転を継続することになるのか？</p> <p>水の漏洩量 500g/s では高温ラプチャは発生するのだろうか。</p>	<p>高温ラプチャは中リーク以上で発生すると考えられており微小・小規模リークでは生じないとする。小規模リークは「異常な過渡」の範疇であるからSGはプラグして再利用することが前提である。</p> <p>中規模リーク以上で高温ラプチャが発生したと仮定すると、「事故」の範疇であり、一般には破損本数は多数となって大規模水リーク事故となる可能性があることから、破損伝熱管をプラグして運転するというよりは、破損規模の多少に関わらず、管束部の引抜き・詳細検査を行うことになると考えている。しかしながら、基本的には高温ラプチャが発生しないよう、小規模リーク以下で検出・対応できるようなSG設計・運転法が選択されていると考えている。</p> <p>伝熱管に水リークが生じると、ウェステージあるいは高温ラプチャによる破損伝播が生じるが、高温ラプチャが発生するか否かはSGの設計・運転及び水リーク条件に依存する。「もんじゅ」SGの体系では、カバーガス圧力計で水リークを検出することにより、高温ラプチャが発生しないことを確認している。したがって、ウェステージによる破損伝播の評価により、最大水リーク規模はDBLである1+3本破損相当以下に収まっている。</p> <p>質問されているSWAT-3 Run10は水リーク率570g/sでの実験であるが、高温ラプチャは生じていない。ウェステージにより50秒に2次破損が生じている。</p> <p>注：OHPの図(破損時間の比較)で、水リーク率約570g/sで破損したケース(SWAT-3 Run10)は、伝熱管内の水・蒸気流動による除熱を考慮しないガス加圧管で、初期肉厚も薄くして破損しやすい条件で実施した。この破損管は、高温ラプチャ型ではなく、ウェステージの進行により肉厚が薄くなった結果として破損に至っている(ウェステージが破損時間を規定する)。したがって、この試験や900g/sのリーク率で試験を行ったRun13等の結果から、仮にガス加圧管のような管内冷却効果を見逃したような条件でも水リーク率1kg/s以下では高温ラプチャが起きるとは考えられない。</p>	

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>事故と希有事故との境界はどの程度はっきりしたものなのか。</p> <p>再臨界排除後の PAMR/PAHR(事故後物質移動、崩壊熱除去)についての研究計画は？</p> <p>事象区分は発生頻度のみならずコンシケンスも考慮して決めるのであろう。この3事象の中でどれがもっともコンシケンスが大きいのか。</p>	<p>当初は事故と希有事故との間を $1E-4/y$、付加的限界事象は $1E-6/y$ と区切っていたが、現在はその区切りは無くした。現状ではかつて「事故」と言われていた事象を概ね新しい「事故」に分類し、頻度は十分に低いと思われるが FBR の特徴を考慮して安全評価上重要と考えられる事象やかつて(5)項とされていたが炉心損傷には至らない事象を「希有事故」としている。この区分は実際にプラントの設計が進んだ段階でリスクを調べながら設定していくことになる。</p> <p>再臨界排除後の PAMR/PAHR の重要性はかねてより認識しており、多少なりとも解析コードの開発整備を継続実施してきている。再臨界排除の研究も流出後の PAMR/PAHR の過程に注目している。F/S でも炉容器下部の構造については PAMR/PAHR を考慮した設計としており、その成立性に係る研究計画を検討している。</p> <p>Na 水反応の発生が想定される SG は 2 次系があるために炉心から遠く、環境への放射性物質放出という影響は無い。局所事故では破損の拡大によって炉心損傷に至るケースは ULOF に包絡されるとしているが、その確率は極めて低い。集合体規模の損傷であっても、炉容器内のソースタームは多くなるものの、1 次系バウンダリの健全性は保たれる。1 次系における Na 漏えいでは一部の破損燃料からの FP ガス等の放出・漏えいが有り得るので環境への影響の観点では 1 次系の Na 漏えいが最大であろう。</p>	

平成13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

炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究

リスク評価研究 G r

模擬物質を用いた再臨界排除可視化基礎試験の進捗

発表者： 松場 賢一

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>燃料排出挙動において重要な因子のうち排出経路の壁破損のタイミングは、炉心損傷の拡大と競合する問題であり、熱的破損とか機械的破損が絡み合っているので評価が難しいと思われるが、この点についてはどのような評価を行っているか？あるいはこのための実験は考えているか？</p> <p>試験結果は妥当なものと思うが、非平衡の現象を扱っているので直線的にまとめるというのは難しいとの印象がある。今後の試験のねらいはどのようなものか？また、解析コードを使うとあるが新しくコードを作るのか、それとも SIMMER コードを使うのか？</p> <p>試験結果を物性値などで整理しているが、混合時には強い非平衡現象で融体が微粒子化するの粘性が影響してくるし、流速も影響してくる。流路と放出口の直径なども考慮しているなら例えばレイノルズ数などで整理することもできると思う。その点も考えて実験をやるとよい。</p>	<p>壁破損を模擬するような試験の具体的な計画はまだ考えていないが、壁が熱的要因で破損するか機械的要因で破損するかという点のほかに、壁破損時に冷却材が沸騰しているか未沸騰かが重要であり、その点を見られる試験が重要と思う。</p> <p>実機では冷却材の沸騰が先行して起きてから壁が破損するモードの可能性が高いが、冷却材未沸騰状態での壁破損のモードもありえる。(評価における不確定性の大きな) 後者のモードについては炉内試験による研究が不可欠であり、カザフでの炉内試験で情報を得る予定である。このデータと既存の Scarabee データを総合して、熱流束と壁の温度条件等で整理する。</p> <p>解析コードとして SIMMER を使う。</p> <p>実物質との材料の違いによる挙動の差はカザフでの UO₂ とナトリウムを用いた炉内・炉外試験で確認する。ここでの試験はそれに向けてメカニズムを把握することに主眼を置いている。また、今後の試験のねらいであるが、実機のように燃料と冷却材が薄い壁を介して隣接する条件においては冷却材が燃料プールへ逆流して、プール中に取り込まれる可能性がある。この際、燃料プール内で FCI が発生し、圧力形成が生じると考えられるが、こういった状況についてカザフ試験に先立ち調べておくねらいがある。</p> <p>ボイドが拡大できるかどうかの段階では、冷却材の熱伝導の影響も係わってくると思われるので、たとえば実験相関式のようなものを導く場合には熱伝導率なども考慮する必要があると考えている。</p>	

平成13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
炉定数調整法による予測精度の向上

部課室：システム技術開発部

中性子工学GE

発表者：石川 眞

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>今後の課題で、次世代炉定数システムの開発と JENDL-3.3 の適用は矛盾すると思う。すなわち、炉定数調整は、特定の炉心を対象として行うべきものであり、汎用性を求めすぎると問題がおきないか。</p> <p>JENDL-3.3 が公開されたら、また新しい統合炉定数を作るのか。</p> <p>アカウンタビリティを確保することは非常に重要である。今後の課題として、事故時・過渡時事象に対する不確かさの評価に拡張していったほしい。</p> <p>FCA データを入れたことにより、精度が改善されたことは喜ばしい。FCA の臨界性データが、ADJ98 より ADJ2000 で良くなった理由は何か。</p>	<p>確かに、炉定数調整研究を始めた当初は、大型 MOX 炉心のみを対象とし、用いる実験も JUPITER のみで充分であると考えていた。しかし、今回の研究により、大型 MOX 炉心に対してであっても、できるだけ多様な炉心データを用いた方が精度が向上することが分かった。汎用性を追求する理由のもうひとつは、FP 消滅において高速炉でも熱中性子領域を扱わねばならないなど、ニーズが多様化していることである。</p> <p>まだ決めていない。JENDL-3.3 では、重核種の評価が改善されたと聞いているので、まず実験解析に適用してその効果を評価してから判断する予定である。また、JENDL-3.3 は、JENDL-3.2 の場合と異なって、共分散が同時に評価されており、核データ評価と整合がとれていることも魅力のひとつである。</p> <p>過渡時の精度評価はまだ行えておらず、今後の課題となると考えている。しかし、問題となるのは、評価のレファレンスとなるような過渡事象の実験が高速炉では存在しない点である。また、過渡時解析では、核特性の不確かさよりも、熱特性や物質移動の不確かさの方が大きいと考えられるが、これらの分野では、今回報告したようなメカニスティックな精度評価は行われておらず、事象全体の不確かさ評価に整合がとれない。安全研究者に今後ぜひ精度保証の努力を行っていただきたいと考えている。</p> <p>ADJ98 では、共分散の値が一般に大きかったことと、JUPITER データしか用いなかったことから、Pu-239 の核分裂断面積や捕獲断面積が変動しすぎており、これが FCA 評価に対して悪影響を与えたためである。この点からも、できるだけ多様な感度を持つデータを使用することが炉定数調整では重要と考えている。</p>	

平成13年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室：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

環境保全課

信頼性データ解析システムの活用例

発表者：井口 幸弘

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>米国のデータに比較して、炉心損傷頻度の値が1/5となるのはどういう理由であるのか。</p> <p>原安協のデータを用いればもっと低くなるのか</p> <p>原安協のデータと比べてエラーバーがちぐはぐであるが何故か。母集団が大きくなれば一般に小さくなるのではないか。</p> <p>PSAは重要なものであるが、設計や運転への反映が必要である。一連の今回の評価の中で、炉心損傷頻度にどのファクターが効いているなどの知見はどうか。また、具体的にはどこが弱いと評価されているのか。</p>	<p>米国のデータは、過去のPSAで使われたものであるが、一般産業のデータを含めて整理されたものである。一方、「ふげん」を含めて国内のデータは、原子力発電所のみを対象として整理されたものであるため、品質保証のレベルも高いため、低くなっているものと考えられる。</p> <p>各々の故障データの大小にもよるが、全般に「ふげん」のデータと比較して小さいので、炉心損傷頻度もより低下すると思われる。</p> <p>一般に母集団が大きくなればエラーバーは小さくなるのが普通であるが、「ふげん」の場合と原安協の場合で、対象となる設備の範囲が異なる場合があるため、その幅がまちまちになることがある。例えば「ふげん」のリレーについては、かなり細かなものまでを含めているため、その数が多くなっており、信頼性幅が小さくなっている。</p> <p>「ふげん」としては、このような信頼性データをリビング PSA という形で、直接反映して評価できるようにしており、例えば海水系の故障が炉心損傷頻度をどれくらい押し上げるかなどを評価できる。なお、具体的に弱いのは、海水系を含む除熱系である。なお、このような評価は別途PSAとして実施している他、アクシデントマネジメントとしても整備を行っている。</p>	

平成13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

Living PSA システムの開発整備

FBR サイクル安全設計G.r

原子炉停止時のリスク管理

発表者： 栗坂 健一

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>14 ページのスライドの炉心損傷頻度の評価の考え方を教えて欲しい。例えば、積分値で捉えるのか、微分値で管理するのか等。</p> <p>軽水炉と高速炉の停止時リスクの特徴の違いを教えてください。</p> <p>軽水炉と高速炉のとリスクレベルの違いを教えてください。</p>	<p>PSA 研究者の間でも統一した見解は存在しない。今後、リスク管理における評価の考え方やリスク管理の具体像を構築していくことが重要である。</p> <p>個人的な意見を述べるならば、原子力発電所のトータルリスクを管理する観点から、基本的にはリスクを積分値(ある時刻における発生頻度でなく一定の期間で時間積分した確率値)で捉えるべきであると考え。積分区間は管理可能な単位とすべきで、例えば定期検査作業期間や1運転サイクルとすべきであろう。</p> <p>PWR の停止時リスクの支配的要因は、ボロン水誤希釈に伴う反応度異常事象や蒸気発生器伝熱管検査のためのミッドループ運転時の崩壊熱除去機能喪失事象であると認識している。</p> <p>一方、FBR の停止時リスクの特徴は、リスク要因として、ナトリウム凍結による原子炉冷却失敗のリスクが含まれることであり、PWR のようなボロン水やミッドループ運転は存在しないため、そのリスクは無い。</p> <p>リスク評価の目的はリスクを管理することであり、管理の目的は安全上許容できるレベルを達成するように努力することであると認識している。原子炉の型式を問わず、許容できる安全レベルは同一のレベルであるはず。</p> <p>また、原子炉施設においては、合理性の観点から、様々な対策の実施によって、管理目標を達成したところで、リスク低減策の追求を止めるのが実情である。</p> <p>以上を踏まえた上で、公表されているリスク評価値を見る限り、国内軽水炉と高速炉の間でリスクレベルに違いは無いと考えられる。</p>	

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>リビング PSA を原子力発電所の運転・保全へ活用するためには、リビング PSA システム自身のソフトウェア信頼性を保証する必要があるが、ソフトウェア開発上のデバグをどの程度実施すれば良いか等、どのように考えているか？</p>	<p>一般の解析コードの検証と同様に、理論解との比較等によって、段階的に検証をしていく。</p> <p>開発者として可能なことは、確実に解を保証できる解析条件や、ツールの適用範囲を示すことであろう。</p> <p>また、ツールとしてのソフトウェアの信頼性をどのように保証していくかについては、デバグの問題に加えて、PSA ツールの稼働環境が短い周期で変化することが深刻な問題であると認識している。すなわち、ツールにバグがなくても、コンピュータが新型機種に変わることによりツールが稼働しないケースがあるため、デバグと併せて解決しなければならないと考えている。</p> <p>ただし、当面の安全研究においては、優先すべき課題が他に存在するため、ソフトの信頼性については、プラントにおけるリスク情報の活用が具体的に実現する見通し得た時点で、集中的にとりくみたい。</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：特別報告：「常陽」メンテナンス建家における火災原因調査結果について

Q) 試料ナトリウム (0.3g) というのは、この場合には発火するという意味ですか？例えば、試料が0.1gだったり、1gだったとすればどうなるのですか？ (0.3gというのは特別な意味があるのでしょうか？)

A) 0.3gの意味は見逃すには少し大きいものの、予備実験 (予備実験はカートンボックス中で行っております。) で約330分後 (現場から職員が離れた15時頃から発火推定時間20時30分頃ともたまたま符合) に発火した量です。0.3gは発火の臨界量ではありません。これより、少ないと発火までの時間は短くなる傾向があります。但し、0.1g以下の定量的な試験は行っておりません。一方、1g程度以上のNaの量では、発火までの時間との比例関係がなくなる結果となっております。

参考に雰囲気条件を変えた場合のNa量と発火時間の関係を添付 (事故調査委員会報告書添付資料図4.1.3-8) いたします。

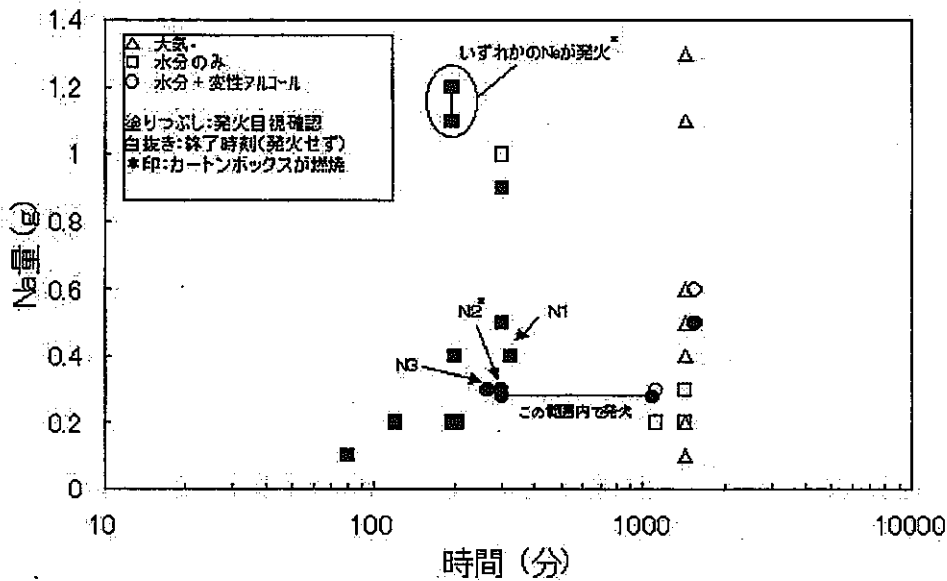


図4.1.3-8 ナトリウム量と発火時間の関係

発表テーマ：②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
 ー材料強度特性とBDI挙動の評価ー

Q) OHP 4/5 FCCI 挙動「Mk-II ドライバー燃料ピンの FCCI 実験値は設計条件に対して十分余裕がある」ということですが、十分余裕があるというのは定量的にはどの程度を指しているのですか？（設計条件のパラメータそれぞれについて違いはあると思いますが）

A) 「常陽」MK-II ドライバー燃料ピンにおける FCCI 挙動を下図に示します。燃焼度 20GWd/t を超えると FCCI の発生が認められ、被覆管内面温度で 500℃ を超える試料においてのみ発生していることが明らかとなりました。

また、同図に設計条件を示しますが、FCCI 量の実績値は設計条件に対し十分に余裕があります。ただし、設計ではホットスポット温度である 675℃ での腐食深さであるのに対して、常陽 MK-II ドライバー燃料ピンの実績値は 600℃ 程度であるため、今後高温での照射試験による確認を行う計画です。

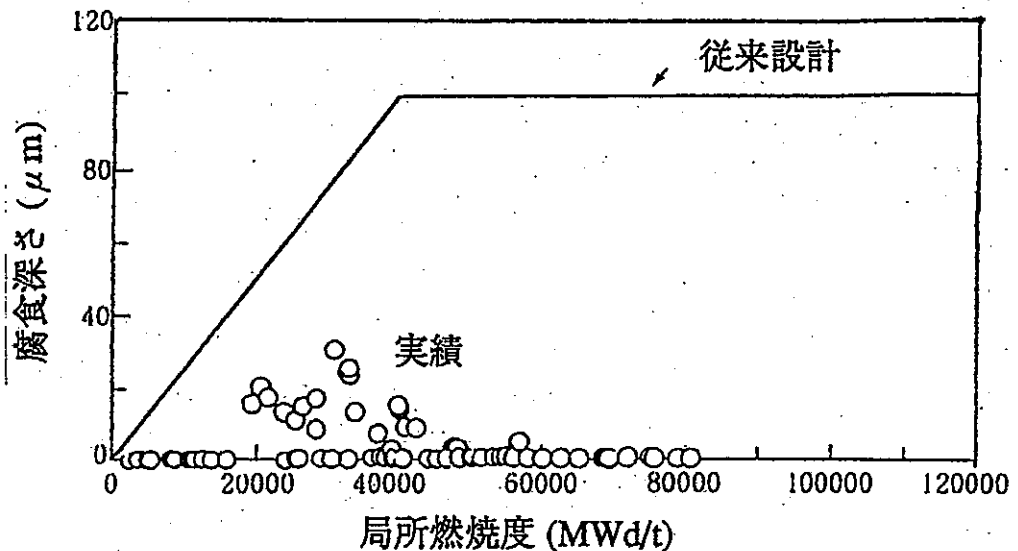


図 「常陽」MK-II ドライバー燃料ピンにおける FCCI 挙動

発表テーマ：共通、②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－材料強度特性とBDI挙動の評価－

C) 各研究の目的、内容については、詳細に記述されているが、それ以前に全体の研究計画、どこまで分って、あと何が分からないかを示して欲しい。例えば、②の燃料の破損限界に関する研究では、破損限界を明らかにするためには、何を研究しなければならないかがOHP 3/15に書いてあるが、本ページを拡充させて、「Heガス放出挙動」等については、成果と残された課題を示し、破損限界が明確になるためにはあとどのような研究が残っているかを記述すべきである。今後、以上のような説明を加えないと、研究しづらい環境になっていくのではないかと。

A) ご指摘の通りと認識致しております。当日お配りした各テーマの調査票をまとめた報告書「安全研究5ヵ年成果（動力炉分野）」には研究の達成状況と今後の予定についても記載してありますが、来年度以降は発表の中でも全体の研究計画について説明を加えたいと思います。

なお、②の燃料の破損限界に関する研究については、成果と残された課題について、以下のように整理致しました。

研究成果と今後の課題

	項目	主な研究成果	今後の課題
被覆管応力発生要因	Heガス放出挙動	MOX燃料について、燃料要素内圧の設計評価値に及ぼすHeガス放出挙動は無視できるレベルであることを明らかにした。	OMA添加燃料では現行のMOX燃料に比較してα崩壊によるHe生成の寄与が大きくなるため、TRU核種の炉内核変換に関する研究開発成果をもとにHe生成量の予測精度の向上と照射試験による評価手法の妥当性検証を行っていく必要がある。
	FPガス放出挙動	ペレット外周部における燃料組織の変化挙動は今後の高燃焼度燃料ピンの照射挙動を支配する重要な因子であると考えられた。	OプレナムへのFPガス放出については豊富な実験データが取得されており、現象に対する理解は現状で十分であると考えられる。一方、燃料ペレット内に残留しているFPガスの燃料スリングとの関係についてはさらなる研究開発の余地があり、引き続き現象の把握と機構論的検討を進めていくことが望まれる。
	FGCI挙動	「常陽」MK-IIドライバ燃料ピンのFGCI実績値は設計条件に対して十分余裕があることを照射後試験により明らかにした。	○現行のオーステナイト系鋼被覆管については、「もんじゅ」炉心の高度化に向けてより高燃焼度の実験データを拡充し、設計評価条件の妥当性評価を進めていく必要がある。 ○実用化戦略調査研究における有力な候補材料であるフェライト系鋼被覆管については、実験データの取得が十分ではなく、拡充していく必要がある。

被覆管強度特性	クリープ破断強度	オーステナイト鋼被覆管の内圧クリープ破断強度は中性子照射により低下することを明らかにした。また、中性子照射環境下では破断ひずみが大きくなることを明らかにした。	○PNC316、PNC1520の材料強度基準に反映する。また、中性子照射による強度低下メカニズムを解明し、設計式の精度向上を図る。
燃料要素・ダクト変形挙動	材料スエリング挙動	スエリング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。また、実機使用環境下における温度変動は空孔等の点欠陥の生成消滅挙動、照射誘起偏析挙動を変化させ、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とした。	○スエリング挙動のメカニズムのモデル化を進めるとともに、そのメカニズムに立脚して130dpa程度までのオーステナイト鋼のスエリングを定量的に予測し、「もんじゅ」高燃炉心設計に反映する。
	照射クリープ挙動	オーステナイト鋼被覆管の照射クリープ挙動を定式化した。また、その式を用いて変形解析を行った結果、照射クリープによる燃料ピンの外径変化挙動を適切に表現できることがわかった。	○照射クリープ挙動のメカニズムのモデル化を進めるとともに、モデルに立脚した照射クリープ歪み式の高精度化を図り、「もんじゅ」高燃炉心設計に反映する。
	燃料要素外径変化挙動	燃料ピン内ガス圧のみを考慮した被覆管のクリープ損傷評価手法は「もんじゅ」燃料ピンの破損限界を評価するうえで妥当な方法であると考えられた。	○上記結果について、JNCで開発したPNC316を始めとするオーステナイト鋼への適用性を検討する。また、「常陽」を用いた破損限界照射試験を実施することにより、クリープ損傷評価手法の妥当性を確認するとともに、設計手法の合理化を検討する。
BDI挙動	炉外圧縮試験	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。被覆管の偏平化現象は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。	ワイヤズレの影響を考慮した炉外圧縮試験を実施し、要素の配列ズレ(デイスパージョン)がバンドル変形挙動に及ぼす影響を評価する。
	挙動解析コード開発	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良く予測解析できることを確認した。	デイスパージョンモデルを開発し、コードに組み込むとともに、Phenixの照射試験データを用いてコードの照射変形解析機能を検証する。
	炉内挙動	炉内でBDIが発生した燃料要素バンドルの変形評価を実施し、要素の偏平化は湾曲とともにBDIが生じた集合体バンドルの変形を支配する機構の一つとなっていることを確認した。	Phenixの高燃焼度集合体の変形評価を行い、燃料要素の偏平化量、湾曲量、ラップ管の局所変形量を評価し、照射によるBDI緩和挙動をモデル化する。

発表テーマ：その他

C) 常陽における火災事故について特別報告があったことはよかったが、もんじゅSGのNa水反応についての経産省からの指摘についても今回の報告会という機会をとらえて詳細説明をしてもらいたい。

A) 経産省保安院からのご指摘は要約しますと、「もんじゅの蒸気発生器で高温ラプチャの発生がないとするためには、水リークを検出時間が短いカバーガス圧力計で検出することが必要である。カバーガス圧力計は当初から設置されているものではあるが、保安院としては、カバーガス圧力計による確実な水リークの検出が重要であることから、申請書にカバーガス圧力計等を明記することが必要と判断した」と理解しております。

現在、この高温ラプチャ解析の技術的内容については詳細に審査していただいている段階ですが、その内容についても機をみてご説明できるように致したいと考えます。

なお、ナトリウム-水反応の高温ラプチャ現象に関する研究成果については、今回の報告会ではご報告できませんでしたが、5カ年成果の安全研究成果調査票（分類番号 4-6 (2-11-2)）並びに昨年度の発表会（平成12年11月20日）でも報告しておりますのでご参照いただければ幸いです。

資料5

出席者リスト

核燃料サイクル開発機構 平成13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	出欠	
			24日	25日
1	堀 雅夫	原子力安全委員会 事務局 技術参与	×	○
2	内藤 奎爾	名古屋大学 名誉教授	○	○
3	二ノ方 壽	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授	○	×
4	守田 幸路	九州大学 工学部 助教授	○	○
5	竹田 敏一	大阪大学 大学院工学研究科 教授	○	○
6	平川 直弘	青森職業能力開発短期大学校 校長（東北大学 名誉教授）	○	○
7	成合 英樹	筑波大学 機能工学系 教授	×	○
8	菊地 義弘	広島大学 工学部 教授	○	○
9	田中 弘一	東京電力（株） 原子力研究所 主幹研究員	○	○
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 安全統括担当部長	○	○
11	丹治 幹雄	三菱重工業（株） 原子炉安全技術部 主席技師	○	○
12	糸岡 聡	（株）日立製作所 原子力事業部 日立生産本部 燃料サイクル部 主任技師	○	○
13	前川 勇	川崎重工業（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	○	○
14	林 裕至	富士電機（株） 原子力放射線事業部設計部	○	×
15	村田 好行	（株）島津製作所 官庁大学本部 技術開発部	×	○
16	竹下 功	日本原子力研究所 東海研究所 副所長	○	×
17	大杉 俊隆	日本原子力研究所 東海研究所 エネルギーシステム研究部 次長	○	○
18	杉本 純	日本原子力研究所 東海研究所 安全性試験研究センター 計画調査室 室長	×	○
19	平野 雅司	日本原子力研究所 東海研究所 原子炉安全工学部 安全評価室長	○	×
20	更田 豊志	日本原子力研究所 企画室 調査役	×	○
21	秋本 肇	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループリーダー	○	○
22	飯島 進	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 主任研究員	○	○
23	奥村 啓介	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 副主任研究員	○	×
24	大貫 晃	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 副主任研究員	○	×
25	蔵本 賢一	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 新型燃料燃焼研究グループ 研究員	×	○
26	中島 邦久	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 新型燃料燃焼研究グループ 研究員	○	×
27	芋坂 基子	（財）原子力安全研究協会	×	○
28	加藤 直敬	（財）原子力発電技術機構 原子力安全解析所 主幹研究員	○	×
29	西村 聡	（財）電力中央研究所 狛江研究所 原子力システム部	×	○
30	松村 達郎	文部科学省 核燃料サイクル研究開発課	○	○
31	高橋 利幸	経済産業省 原子力安全保安院 新型炉規制課	○	×
32	土屋 豊彦	茨城県庁 原子力安全対策課 囑託	○	○
33	土屋 毎雄	（株）東芝	○	×
34	笹谷 勇	サイクル機構 理事	○	×
35	大森 勝良	サイクル機構 特任参事	○	×
36	柳澤 務	サイクル機構 特任参事/大洗工学センター所長	○	×
37	堀水 靖	FBRサイクル開発推進部 企画・調整グループ 研究主幹	×	○
38	中川 敦之	FBRサイクル開発推進部 企画・調整グループ 研究主幹	×	○
39	三原 隆嗣	FBRサイクル開発推進部 炉システムグループ 副主任研究員	×	○
40	長沖 吉弘	FBRサイクル開発推進部 燃料サイクルシステムグループ 副主任研究員	○	×
41	永山 峰生	東海 建設工務管理部 建設グループ 副主任技術員	○	×
42	高山 和己	東海 建設工務管理部 建設グループ	○	×
43	岡 務	東海 放射線安全部 研究グループ グループリーダー	○	×
44	谷川 勉	東海 放射線安全部 安全研究グループ	×	○
45	渡士 克己	敦賀本部 国際技術センター 機器グループ グループリーダー	○	○
46	井口 幸弘	（発表者）ふげん 環境保全課 技術主幹	×	○
47	早野 睦彦	大洗工学センター 副所長	○	×
48	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	○	×
49	鹿倉 栄	大洗工学センター 研究主席	○	×
50	福澤 義晴	（司会）開発調整室 研究主席	○	○
51	鈴木 惣十	照射施設運転管理センター 実験炉部 次長	○	×
52	青山 卓史	照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 技術主幹	○	×
53	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 副主任研究員	○	×
54	高松 操	照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課 副主任技術員	○	×
55	菊地 晋	照射施設運転管理センター 燃料材料試験部 照射燃料集合体試験室 研究員	○	×
56	丹羽 元	（発表者）システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ グループリーダー	○	○
57	栗坂 健一	（発表者）システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ 副主任研究員	○	○
58	神山 健司	システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ 副主任研究員	×	○

核燃料サイクル開発機構 平成13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	出欠	
			24日	25日
59	梅津 陽一郎	システム技術開発部 FBRシステムグループ 副主任研究員	×	○
60	佐藤 浩司	システム技術開発部 再処理システムグループ グループリーダー	×	○
61	浅賀 健男	システム技術開発部 核燃料工学グループ グループリーダー	○	×
62	鶴飼 重治	システム技術開発部 核燃料工学グループ サブリーダー	○	×
63	皆藤 威二	(発表者) システム技術開発部 核燃料工学グループ 副主任研究員	○	○
64	井上 賢紀	システム技術開発部 核燃料工学グループ 副主任研究員	○	×
65	上羽 智之	システム技術開発部 核燃料工学グループ 副主任研究員	○	×
66	大塚 智史	システム技術開発部 核燃料工学グループ 研究員	○	×
67	石川 眞	(発表者) システム技術開発部 中性子工学グループ グループリーダー	○	○
68	庄野 彰	システム技術開発部 中性子工学グループ 研究主幹	○	○
69	和田 雄作	要素技術開発部 部長	○	○
70	大野 修司	(発表者) 要素技術開発部 熱化学安全試験グループ 副主任研究員	○	×
71	浜田 広次	要素技術開発部 熱化学安全試験グループ 副主任研究員	×	○
72	實 晃司	要素技術開発部 熱化学安全試験グループ	○	×
73	松木 卓夫	要素技術開発部 熱化学安全試験グループ	○	×
74	青砥 紀身	要素技術開発部 新材料研究グループ グループリーダー	○	×
75	永江 勇二	(発表者) 社内公募型研究推進室 副主任研究員	○	×
76	阪本 善彦	要素技術開発部 新材料研究グループ 副主任研究員	○	×
77	佐藤 一憲	要素技術開発部 リスク評価研究グループ グループリーダー	×	○
78	飛田 吉春	要素技術開発部 リスク評価研究グループ サブリーダー	×	○
79	小西 賢介	要素技術開発部 リスク評価研究グループ 副主任研究員	×	○
80	磯崎 三喜男	要素技術開発部 リスク評価研究グループ 副主任技術員	×	○
81	今堀 真司	要素技術開発部 リスク評価研究グループ 副主任技術員	×	○
82	松場 賢一	(発表者) 要素技術開発部 リスク評価研究グループ 研究員	○	○
83	豊岡 淳一	要素技術開発部 リスク評価研究グループ 研究員	×	○
84	曹 学武	要素技術開発部 リスク評価研究グループ 博士研究員	○	○
85	山口 彰	要素技術開発部 流体計算工学研究グループ グループリーダー	○	○
86	村松 寿晴	(発表者) 要素技術開発部 流体計算工学研究グループ 主任研究員	○	×
87	堺 公明	要素技術開発部 流体計算工学研究グループ 副主任研究員	○	×
88	川崎 信史	要素技術開発部 構造信頼性研究グループ 副主任研究員	○	×
89	安藤 昌教	要素技術開発部 構造信頼性研究グループ 研究員	○	×
90	高正 英樹	要素技術開発部 構造信頼性研究グループ	○	×
91	佐藤 義則	(事務局) 安全推進本部 安全計画課 技術主幹	○	○
92	石川 敬二	(事務局) 安全推進本部 安全計画課 副主任技術員	○	○
93	岡田 敏夫	(事務局) 開発調整室 室長	×	○
94	茶谷 恵治	(事務局) 開発調整室 室長代理	○	○
95	田村 政昭	(事務局) 開発調整室 研究主幹	○	○
96	小高 英男	(事務局) 開発調整室 副主任研究員	○	○
97	永井 桂一	(事務局) 開発調整室 副主任研究員	○	○
98	小井 衛	(事務局) 開発調整室 副主任研究員	○	○
99	深野 義隆	(事務局) 開発調整室 副主任研究員	○	○
合計			75	58

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)

※FBRサイクル国際技術センター