

平成16年度安全研究成果発表会(動力炉分野)
(会議報告)

2005年1月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター 開発調整室

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

電話：029-282-1122（代表）

ファックス：029-282-7980

電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division ,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu , Tokai-mura , Naka-gun , Ibaraki 319-1184 ,

Japan

© 核燃料サイクル開発機構

(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2005

2005年1月

平成16年度安全研究成果発表会(動力炉分野)
(会議報告)

大洗工学センター 開発調整室

要 旨

平成16年11月19日、動力炉分野を対象とした第16回安全研究成果発表会を大洗工学センターで開催した。

発表会においては、FBR(高速増殖炉)分野の動力炉に係る安全研究課題(全24課題)のうち6つの課題について平成15年度の成果を中心とした発表及び関連分野の学識経験者等を交えた討論を行った。

本資料に発表会で使用したOHP、発表後の質疑応答及び出席者リスト等を取りまとめた*1)。

*1)平成15年度の安全研究成果の詳細は、JNCレポートJNC TN1400 2004-012を参照のこと。

Meeting on Safety Research for FBR, in FY2005
(Meeting Report)

Research and Development Coordination Section,
O-arai Engineering Center

ABSTRACT

The 16th meeting on Safety Research for FBR was held at the O-arai Engineering Center on the 19th of October in 2004.

In this meeting, 6 subjects were selected out of the whole subject on FBR, and those results conducted mainly in FY2003 were reported. After each presentation, discussion with specialists was carried out.

This report contains presentation papers, questions and answers, list of attendance, etc*1).

*1) Refer to the JNC report, JNC TN1400 2004-012 for detailed results of safety research in FY2003.

目 次

資料1	平成16年度安全研究成果発表会プログラム-----	1
資料2	OHP集 -----	4
資料3	質疑応答集 -----	70
資料4	発表会後に書面で頂いた質問・要望及び回答-----	79
資料5	参加者リスト -----	81
資料6	安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革-----	83

発表課題毎の掲載ページ早見表

番号	発表課題名	資料2	資料3	資料4
①	高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究----- —照射済ODSフェライト鋼被覆管の短時間強度評価と過渡時燃料挙動の一般化整理—	5	71	-
②	高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究----- —クロスフローによる混合現象とその解析評価—	15	73	-
③	ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究----- —12Cr鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性について—	26	74	-
④	炉心損傷時の事象推移に関する研究----- —高速炉の再臨界問題排除に向けた炉心損傷事象推移評価—	34	76	80
⑤	「常陽」に関する安全研究----- —「常陽」を用いたATWS模擬試験の実施計画に関する研究—	44	77	-
⑥	「もんじゅ」における安全研究の現況-----	55	78	-

資料1

平成16年度安全研究成果発表会プログラム

平成16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16年11月19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）1階シミュレータ室

開会挨拶 菊田 滋（理事）

13:00～13:10

（発表20分、討論10分）

〔司会：システム技術開発部 研究主席 丹羽 元〕

①高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究

－照射済 ODS フェライト鋼被覆管の短時間強度評価と
過渡時燃料挙動の一般化整理－

13:10～ 13:40

システム技術開発部

核燃料工学 Gr

副主研 上羽 智之

②高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究

－クロスフローによる混合現象とその解析評価－

13:40～ 14:10

要素技術開発部

新技術開発試験 Gr

研究主幹 上出 英樹

③ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究

－12Cr 鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性について－

14:10～ 14:40

要素技術開発部

熱化学安全試験 Gr

副主研 栗原 成計

[休 憩]

14:40～ 14:55

〔司会：FBR サイクル開発推進部 FBR サイクルシステム統合 Gr

GL 中井 良大〕

④炉心損傷時の事象推移に関する研究

－高速炉の再臨界問題排除に向けた炉心損傷事象推移評価－

14:55～ 15:25

要素技術開発部

リスク評価研究 Gr

SL 飛田 吉春

⑤「常陽」に関する安全研究

－「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実施計画に関する研究－

15:25～ 15:55

実験炉部技術課

副主技 高松 操

⑥「もんじゅ」における安全研究の現況

15:55～ 16:25

高速増殖炉もんじゅ建設所

技術主席 弟子丸 剛英

総合討論

16:25～ 16:55

閉会挨拶 永田 敬（大洗工学センター所長）

16:55～ 17:05

(参考)平成16年度安全研究成果発表会(動力炉分野) 発表テーマ選定表

番号	安全研究基本計画(平成13年度～平成17年度)課題名	発表会 選定 テーマ
〔高速増殖炉分野：23件〕		
(1) 適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究		
◎1-1	高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究	
(2) 事故防止及び緩和に関する研究		
○2-1	高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究	
○2-2	高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究	☆
○2-3	機器・配管の寿命予測評価に関する研究	
○2-4	L B B 評価手法に関する研究	
◎2-5	「常陽」を用いたA T W S 模擬試験の実実施計画に関する研究	☆
(3) 事故評価に関する研究		
○3-1	過渡伝熱流動現象評価に関する研究	
○3-2	高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究	☆
◎3-3	ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究	
◎3-4	ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究	☆
(4) シビアアクシデントに関する研究		
◎4-1	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	☆
◎4-2	炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究	
(5) 運転管理及び施設管理に関する研究		
○5-1	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	
5-2	「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討	☆''
○5-3	高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究	
5-4	「常陽」高性能化プラントの性能評価	☆
5-6	「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究	☆''
5-7	「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開	☆''
5-8	冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討	☆''
5-10	「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討	☆''
5-11	工程FMEA手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討	☆''
〔確率論的安全評価分野：3件〕		
(1) 高速増殖炉に関する研究		
◎1-1	リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究	
1-2	実用化候補プラントのレベル1 P S A に関する研究	
1-3	「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価	

○印は国の安全研究年次計画登録課題

◎印はそのうちの重点研究課題

☆'の各課題の成果を発表テーマ「『常陽』に関する安全研究」として発表

☆''の各課題の成果を発表テーマ「『もんじゅ』における安全研究の現況」として発表

資料2

OHP集

高速増殖炉燃料の破損限界 に関する研究

～照射済ODSフェライト鋼被覆管の短時間強度評価
 と過渡時燃料挙動の一般化整理～

核燃料サイクル開発機構
 大洗工学センター

システム技術開発部 核燃料工学グループ
 要素技術開発部 リスク評価研究グループ

上羽 智之

1/18

研究目的

研究目的	高速炉燃料要素の破損限界を解明し、安全性を確保しつつ高性能化(高燃焼度、高線出力)を達成するためのMOX燃料の安全基準類に反映する。				
研究内容とスケジュール	13年度	14年度	15年度	16年度	17年度
イ. 定常条件下及び除熱能力低下型過渡条件下での破損限界					
オーステナイト鋼並びに実用化炉心候補材料のフェライト鋼とODS鋼について、強度・延性に対する照射の影響を評価し、破損限界の支配因子を評価する。また、急速加熱破砕試験データの拡充とその評価により、除熱能力低下型事象での燃料要素の健全性判断基準について検討する。	強度試験				
	試験データ評価				
				評価・まとめ	
ロ. 過出力条件下での破損限界					
CABRI炉、TREAT炉及びEBR-II炉での既存の過出力炉内試験データについて、実験結果の解釈、上記イ.を含む関連物性データのサーベイ及び解析評価を行い破損に関わるメカニズムの一般化と破損限界の定量評価手法整備を図る。	試験結果レビュー				
	解析評価				
				評価・まとめ	

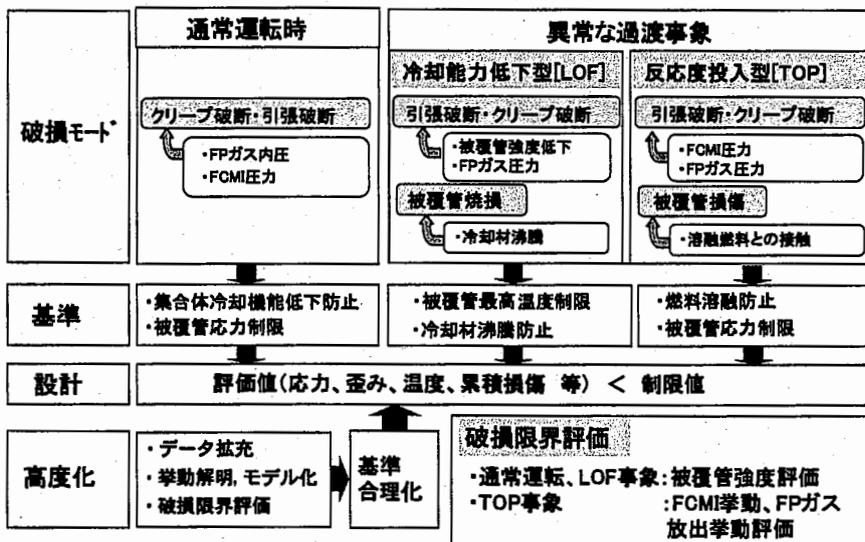
2/18

これまでの研究成果と今後の課題

研究項目	主な研究成果	今後の課題
定常運転 除熱能力低下型 事象	被覆管急速加熱 破裂試験評価	[2004年～2005年] ・オーステナイト鋼被覆管設計基準の合理化検討 ・実用化候補材料(ODS7x7 什鋼、FMS鋼)の材料強度基準整備(炉外試験ベース) ・低スミア密度燃料の挙動解析モデル改良、燃料破損判断予定案の検討 ・多様な燃料概念について破損限界の予備的評価
	被覆管高温 引張試験評価	
反応度投入 事象	炉内過出力 試験評価	・高燃焼度条件での破損限界評価のための試験計画の立案 [～2015年] ・実用化候補燃料の炉内試験による破損限界評価

3/18

燃料要素の健全性判断基準



4/18

平成15年度実施内容

イ.定常および除熱能力低下型条件での破損限界

■照射済ODSフェライト鋼被覆管のリング引張試験評価

- ・「常陽」材料照射試験によるデータ($\sim 3 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$)
- ・強度と延性に及ぼす照射の影響(オーステナイト鋼との比較)

ロ.過出力条件での破損限界

- 既存の炉内・炉外試験データのサーベイと過渡解析評価
- 上記結果を基にした過渡時燃料応答の一般化整理

5/18

ODSフェライト鋼被覆管のリング引張試験評価

- ・ODSフェライト鋼: Oxide Dispersion Strengthened (酸化物分散強化型フェライト鋼)
- ・実用化段階の燃料被覆管候補材
(耐照射性: $\sim 50 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$, 高温高度: $\sim 700^\circ\text{C}$)

■ODSフェライト鋼(9Crマルテンサイト系と12Crフェライト系)

- ・9Crマルテンサイト系: 照射安定性を重視した化学成分
 - ・化学組成(wt%): 9Cr-0.13C-2.0W-0.2Ti-0.35Y₂O₃
- ・12Crフェライト系: 耐食性を重視した化学成分
 - ・化学組成(wt%): 12Cr-0.03C-2.0W-0.28Ti-0.23Y₂O₃
- ・照射実績: 「常陽」材料照射、BOR60で燃料ピン照射中

■比較材: PNC316(オーステナイト鋼)

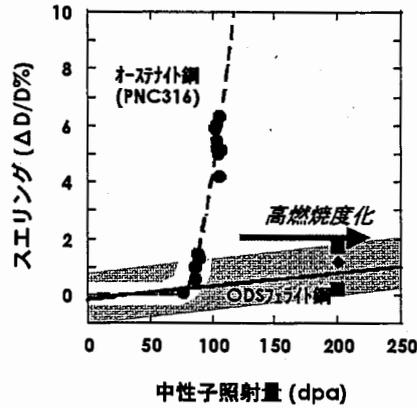
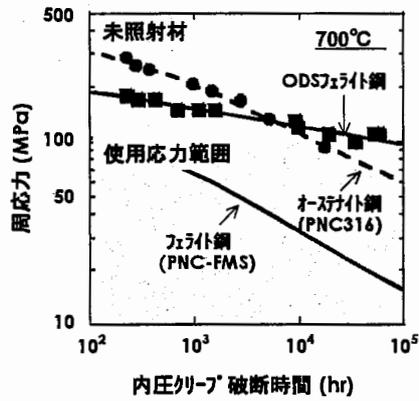
- ・化学組成(wt%): 16Cr-14Ni-0.055C-0.8Si-0.03P-0.1Ti-0.1Nb
- ・「常陽」、「もんじゅ」の運転燃料被覆管として使用
(照射実績豊富 $\sim 21 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$)
- ・材料スエリングによる使用制限

6/18

ODS(酸化物分散強化型)フェライト鋼

優れた高温強度

優れた耐照射性



7/18

引張試験の実施方法

■照射済被覆管引張試験データ

被覆管	中性子照射量 $\times 10^{20} \text{ n/m}^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$	照射炉
ODS	~3.0	「常陽」
PNC316	~4.5	「常陽」FFTF

評価対象ODSフェライト鋼
9Crマルテンサイト系: M11, M93
12Crフェライト系: F11, F95

ODS

強度異方性(軸方向>周方向)
を考慮し、リング状試験片を採取

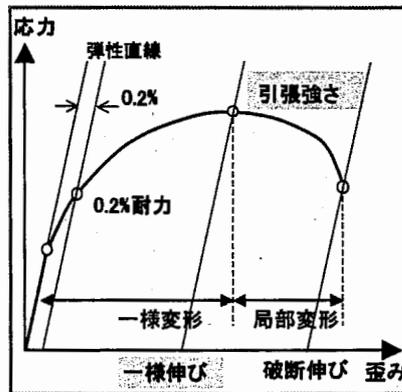


PNC316

単軸引張試験片を採取(強度異方性なし)

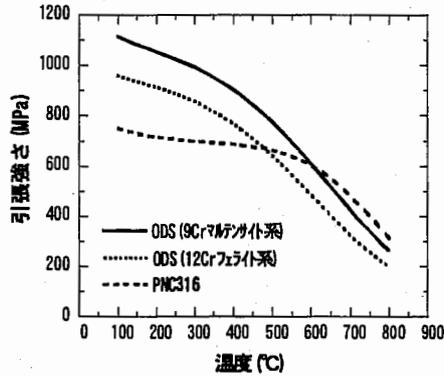
■引張試験チャート(応力-歪み曲線)

- ・歪み速度: 0.1mm/min(リング試験片)
- ・試験温度(400~525°C)は照射温度に一致



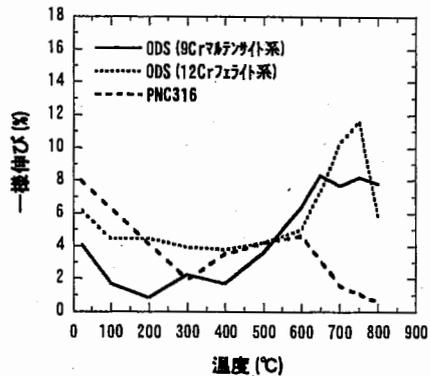
8/18

ODS鋼フェライト鋼の未照射材引張試験特性



引張強さの比較

- $T < 500 \sim 600^\circ\text{C}$
ODS(9Cr,12Cr) > PNC316
- $T > 500 \sim 600^\circ\text{C}$
ODS(9Cr,12Cr) < PNC316

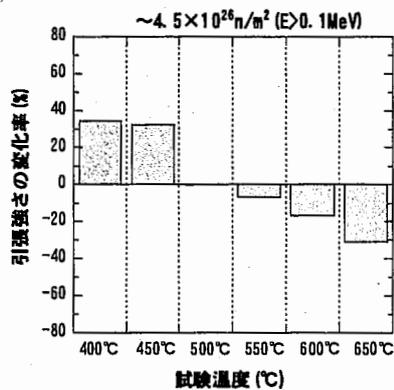


一様伸びの比較

- $T > 500^\circ\text{C}$
ODS(9Cr,12Cr) > PNC316
過出力条件下—FCMI—
高い破損限界を予測

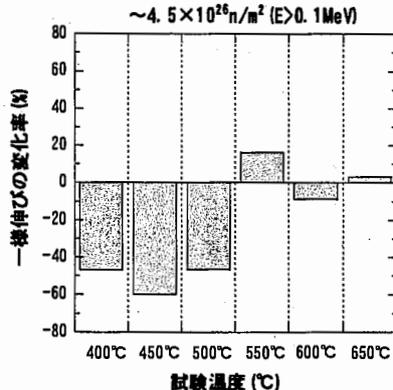
9/18

PNC316の引張特性(照射環境効果)



引張強さに対する照射の影響

- $T < 500^\circ\text{C}$ 増加(照射硬化)
- $T > 500^\circ\text{C}$ 減少(組織回復)

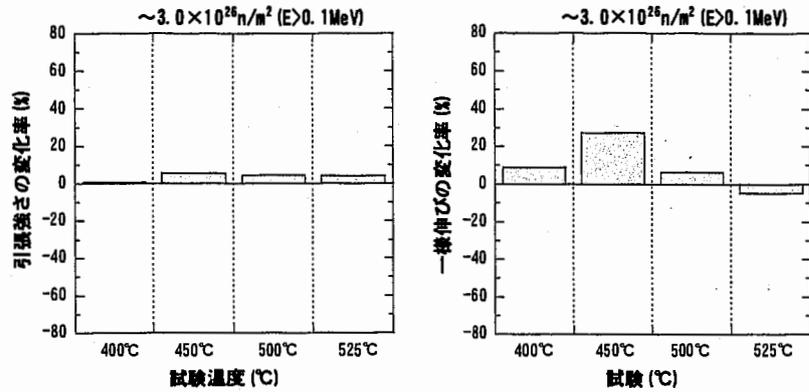


一様伸びに対する照射の影響

- $T < 500^\circ\text{C}$ 減少
- $T > 500^\circ\text{C}$ 変化小

10/18

9Cr-ODS鋼の引張特性(照射環境効果)



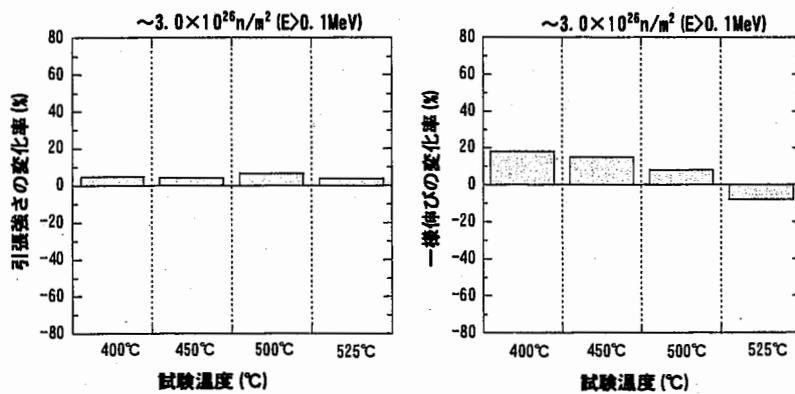
引張強さに対する照射の影響

一様伸びに対する照射の影響

■PNC316と比較して、強度と延性に及ぼす照射の影響は少ない

11/18

12Cr-ODS鋼の引張特性(照射環境効果)



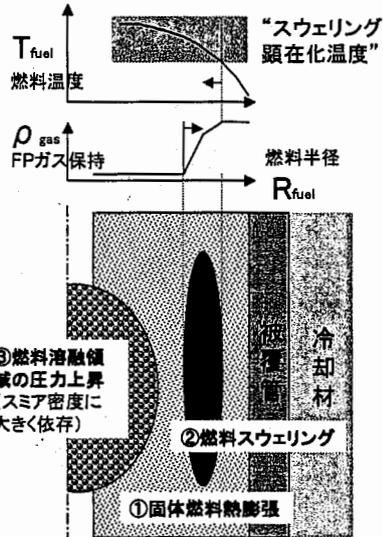
引張強さに対する照射の影響

一様伸びに対する照射の影響

■PNC316と比較して、強度と延性に及ぼす照射の影響は少ない

12/18

過渡時燃料挙動の一般化整理

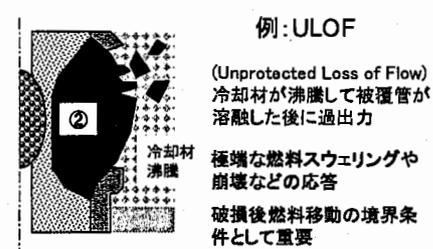


過渡時の燃料昇温に起因する機械的負荷要因

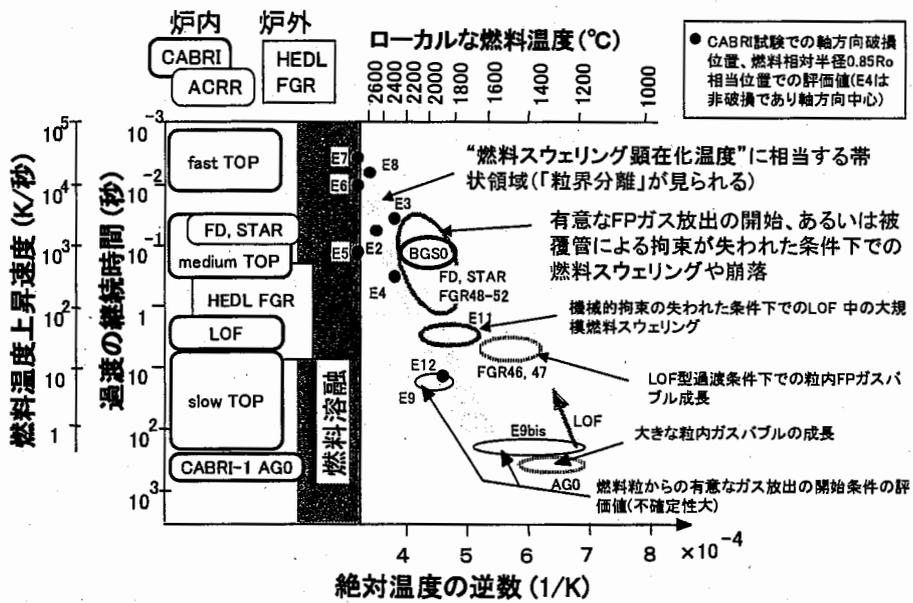
被覆管による拘束の大きな条件下での応答



被覆管による拘束が喪失した条件下での応答

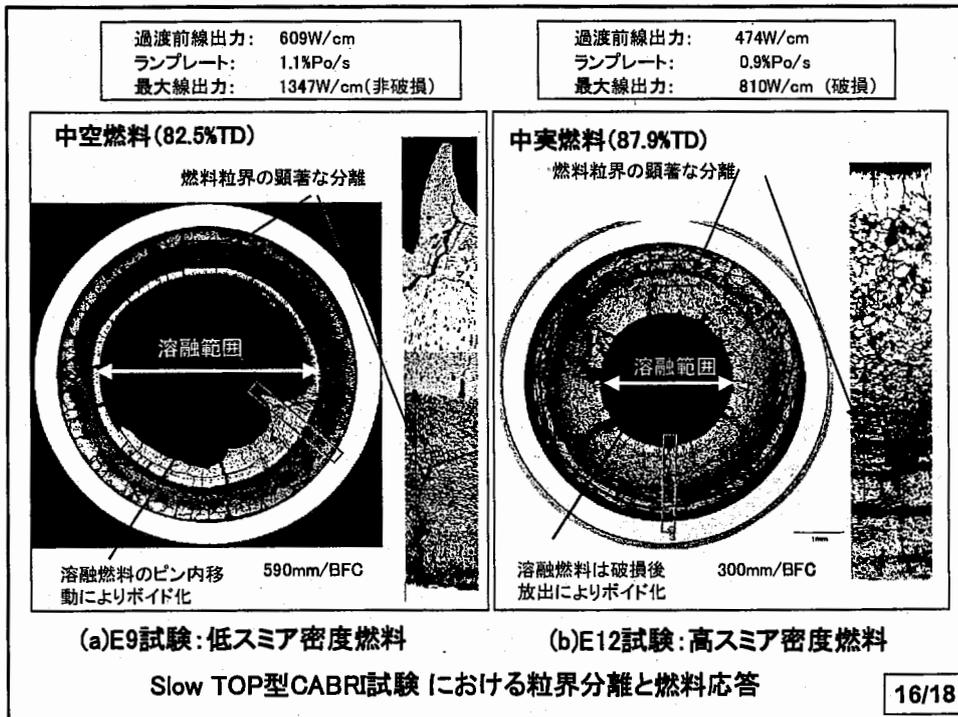
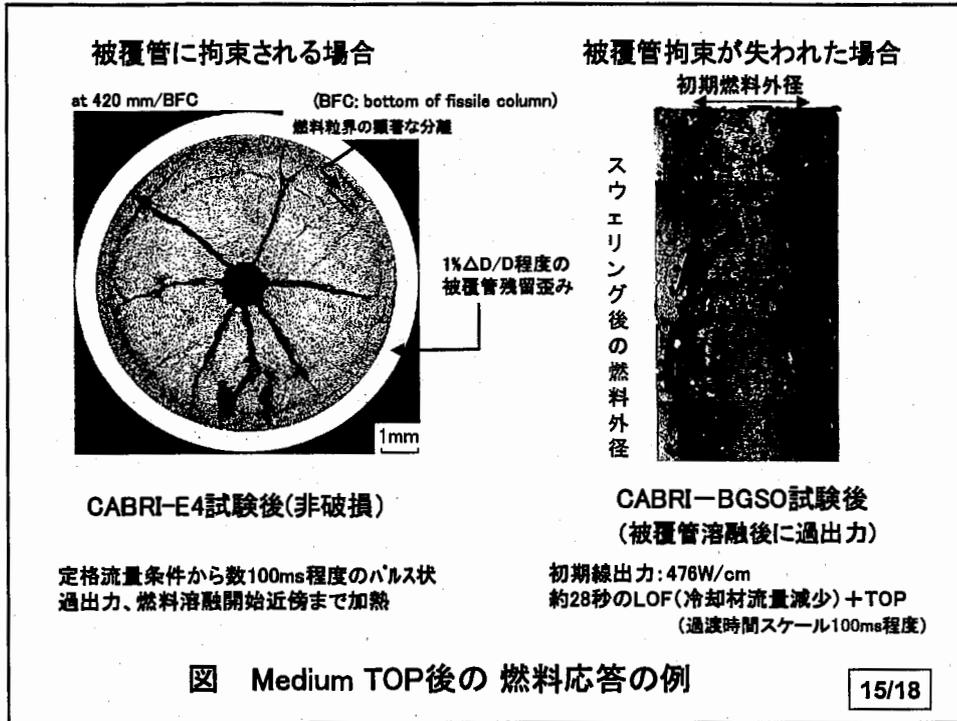


13/18



過渡時のローカルな燃料温度と過渡時間スケールに依存したFPガスに起因する高速炉燃料の過渡応答特性マップ

14/18



成果のまとめ

イ.定常および除熱能力低下型条件での破損限界

実用化炉心候補材料であるODSフェライト鋼の照射済被覆管についてリング引張試験を実施した。ODSフェライト鋼の強度と延性に及ぼす照射の影響は、試験範囲($\sim 3.0 \times 10^{26} \text{n/m}^2$, $E > 0.1 \text{MeV}$, $400 \sim 525^\circ\text{C}$)において、PNC316鋼よりも小さく、組織安定性が優れていることが明らかとなった。

ロ.過出力条件下での破損限界

・広範な条件範囲で炉内外の試験データに対し燃料温度解析を実施し、燃料応答を過渡の時間スケールと燃料温度によるマップに整理した。これにより、様々な過渡条件に対する高速炉燃料の応答の概略評価が可能になった。

・スウェリング顕在化温度に至った場合の燃料応答は、被覆管による拘束状況や、燃料内部の圧力上昇などの境界条件に依存することを示した。

17/18

今後の課題

イ.定常および除熱能力低下型条件での破損限界

■ ODSフェライト鋼の照射試験(「常陽」、BOR60)を進め、高温域($600^\circ\text{C} \sim$)において短時間強度に及ぼす照射の影響を確認する。

■ 重照射材のリング引張試験、急速加熱ハースト試験を実施して、破損限界を評価する。

ロ.過出力条件下での破損限界

■ 低スミア密度燃料の挙動解析モデル改良

燃料内部方向への変形による負荷緩和機構を適切に反映したモデル化を行う。

■ 多様な燃料概念(金属、窒化物燃料)についての破損限界の予備的評価

■ 将来的な試験計画の検討

米国TREAT炉を活用した照射済燃料(FFTF, EBR-II)の過渡試験を計画する。(高燃焼度MOX燃料が優先度高)。

18/18

用語集

- ODSフェライト鋼: 耐スリング性に優れたフェライト系鋼に酸化物を微細分散して700°C程度までの高温強度の改善を図った材料
- リング引張試験: 被覆管からリング状に切り出した試験片に周方向荷重を負荷し荷重-変位曲線を求める試験
- PNC316: SUS316ステンレス鋼のJIS規格範囲内で炉外の試作・評価と照射試験を基に改良した材料
- 常陽: 我が国初の高速実験炉。高速炉の運転経験を得ること、燃料、材料の照射を目的とする。Mk-III炉心の熱出力140MWt
- FFTF: 米国ハンフォード研究所の燃料、材料の照射を目的とした高速中性子照射炉。熱出力400MWt
- BOR60: ロシアの高速実験炉。熱出力80MWt。実用炉用の高性能燃料開発を目指した基礎データ採取を目的とするループ型炉。
- 炉内過出力試験: 燃料の出力上昇時の挙動や破損限界などを調べるために、試験用の原子炉などを用いて実際に燃料ピンを核加熱する試験。
- 燃料スミア密度: 燃料ピン内に装荷された燃料の充填の度合を表す上で有効な指標。燃料スタック長さに充填されている燃料重量を被覆管内部の体積で除して求める。通常、理論密度(体積ローティーなどがない理想的な燃料密度に相当する)に対する比で表され、%TD(theoretical density)を用いる。
- CABRI: 仏国、IRSNの炉内実験施設。炉心中央に試験燃料を装荷し(ナトリウムループ使用)、燃料破損に至る高い出力条件を与えることができる。高速炉用燃料ピンの破損挙動や破損後燃料移動挙動の調査を目的として多くの試験が実施された。
- ACRR/FD, STAR: STAR (Sandia Transient Axial Relocation)、FD (Fuel Disruption)は共に米国サンディア研究所のACRR炉(Annular Core Research Reactor)を用いた炉内試験であり、冷却材流量減少時にスクラム不動作を想定した場合の燃料挙動調査を目的としたもの。前者は燃料ピンの極一部を切出して使用しているのに対し、後者は複数の燃料ピンをピン束形状で使用した。共にArガス雰囲気での可視観測が特徴。
- HEDL/FGR: HEDL (Hanford Engineering Development Laboratory)にて実施された高速炉燃料を用いたFGR (Fission Gas Release)炉外試験である。照射済燃料ペレットをカプセルに装荷し、カプセル壁を電氣的に加熱し、カプセル圧力などFPガス放出挙動に関するリアルタイムのデータを取得した。
- TOP: Transient Over Powerの略。過渡的な出力上昇。
- BFC: Bottom of Fissile Columnの略。「Xcm/BFC」はフィッソイル下端からXcm上方の位置を指す。

高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究

クロスフローによる混合現象とその解析評価

大洗工学センター要素技術開発部
 新技術開発試験グループ
 上出 英樹

1/20

目的 炉心の高燃焼度化・高線出力化→経済性向上、環境負荷低減

燃料集合体の照射変形の影響を予測する熱流動評価手法を開発し、
 高速炉の安全性向上と高性能化、安全評価指針類の検討に資する。

内容 イ. 冷却材流路の狭窄やピン接触、あるいは流路閉塞が発生した場合
 の燃料ピン温度を評価する手法を開発する。

- ・変形集合体内の熱流動に関する炉外試験
- ・変形集合体内熱流動解析手法の開発・検証

ロ. 燃料集合体ダクトの熱的変形および照射変形の評価のため、炉心
 全体の熱流動特性を評価する解析手法の開発を行う

スケジュール

	H13	H14	H15	H16	H17
イ. 変形集合体内熱流動		手法開発		検証	まとめ
	計画		炉外試験		
ロ. 全炉心熱流動		手法開発		検証	

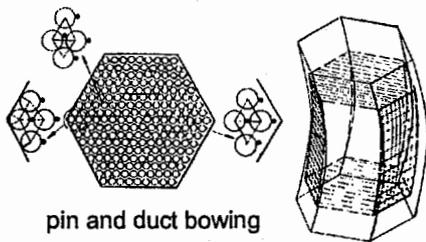
2/20

これまでの研究成果と今後の課題

研究項目	主な研究成果	今後の課題
イ. 変形集合体内の熱流動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屈折率調整による複雑形状流路の可視化計測技術の開発 ・ 変形集合体内熱流動の基礎として、サブチャンネルを横切るクロスフローによる集合体内混合特性の把握 ・ 集合体内熱流動解析コードASFREと集合体変形解析コードBAMBOOの連携解析を行うため、コード間インターフェイスの整備を実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料ピンと流体の屈折率を一致させた水試験装置を用い、変形集合体内流動特性に関する試験データを得る。 ・ 熱流動解析コードと変形解析コードからなる変形集合体内熱流動評価システムを開発する。
ロ. 全炉心熱流動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 複数の集合体、集合体間ギャップ、炉上部プレナム、1次冷却系を模擬できる全炉心熱流動解析コードACTの開発 ・ 崩壊熱除去時の炉心内熱流動に関する定常ナトリウム実験データに基づくACTコードの検証 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全炉心熱流動解析コードシステムの基本検証として、ナトリウム炉外過渡試験を対象とした解析を実施する。

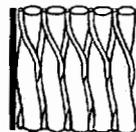
3/20

クロスフローによる混合特性に関する研究の背景

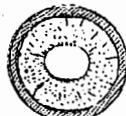


pin and duct bowing

- ・ 炉心内最高温度の評価
- ・ 高燃焼炉心における燃料ピンやラッパ管の変形
- ・ サブチャンネルを横切るクロスフローが変形集合体内の熱流動の評価に重要



pin twisting



clad swelling

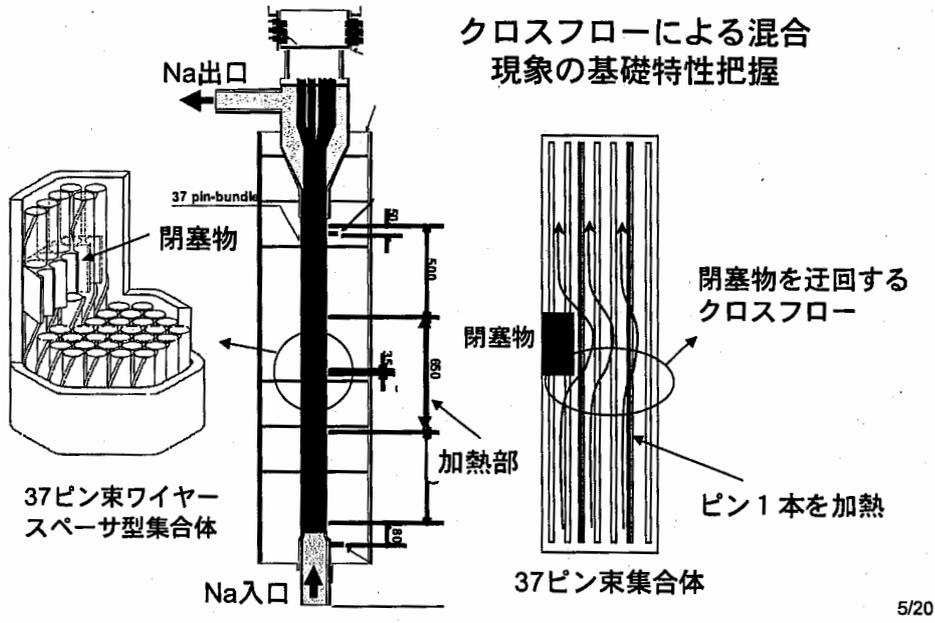
LMFR core and heat exchanger thermo-hydraulic design: Former USSR and present Russian approaches, IAEA-TECDOC-1060 (1999)から引用



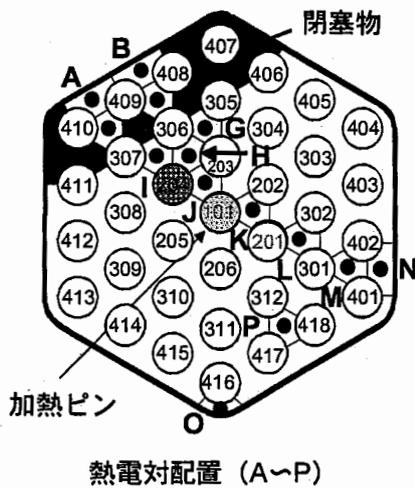
- ・ ワイヤースペーサ型集合体内のクロスフローに関する基礎試験
- ・ サブチャンネル解析手法のクロスフローを伴う混合現象への適用性評価

4/20

局所閉塞試験体を用いたナトリウム試験



試験パラメータと条件



試験パラメータ:

加熱ピンの位置 (閉塞物からの距離)

Case-2: 204 閉塞物の隣接ピン

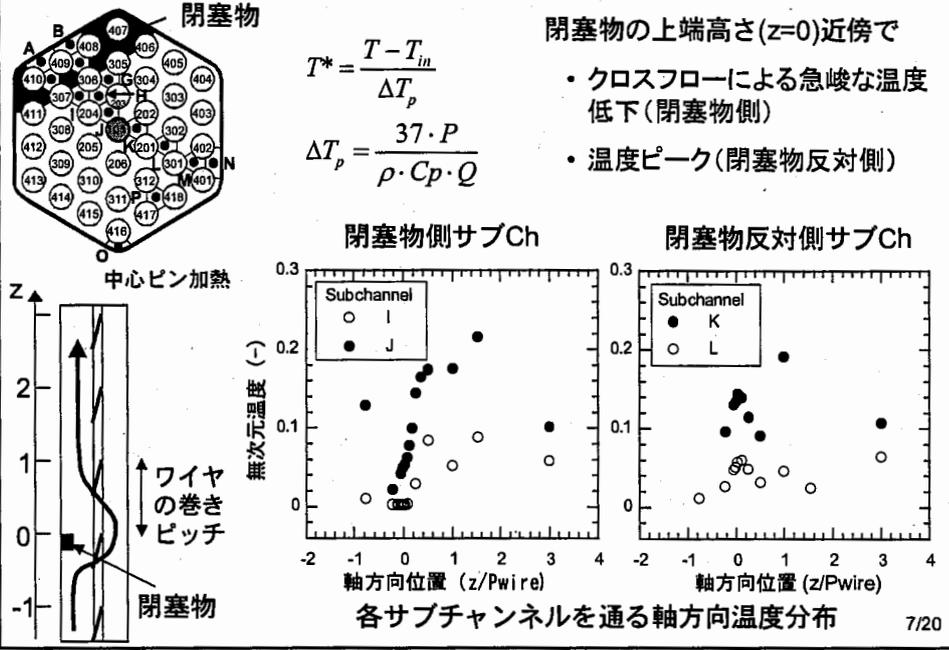
Case-1: 101 集合体中心ピン

Case-3: 201 閉塞物から離れたピン

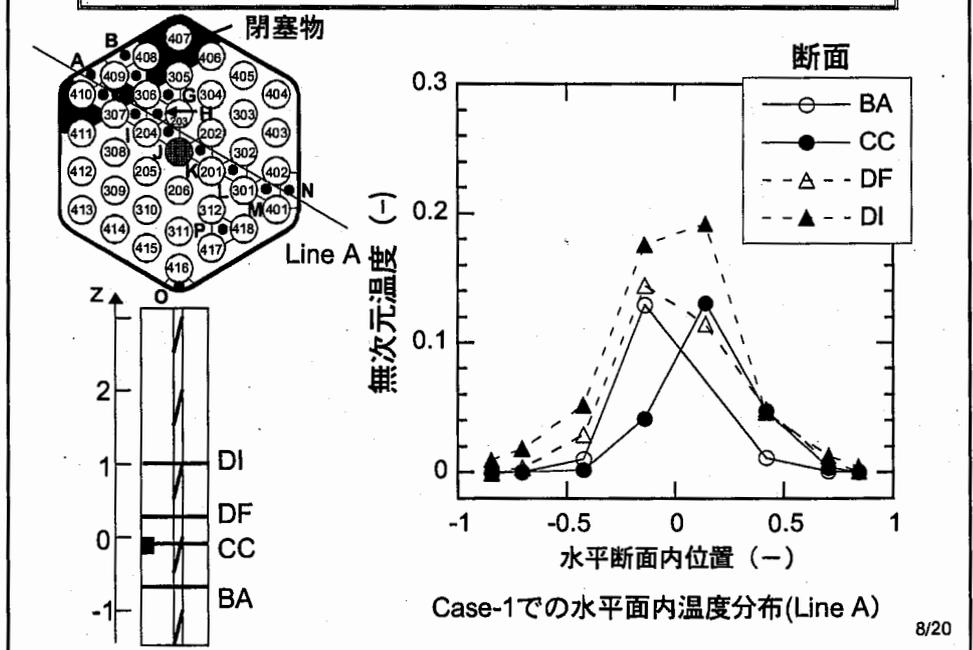
項目	Case-1	Case-2	Case-3
加熱ピン	101	204	201
線出力密度 (W/cm)	57	334	335
流量(l/min)	59.0	198.8	198.5
Re数	7,600	25,500	25,500
$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	118	204	206

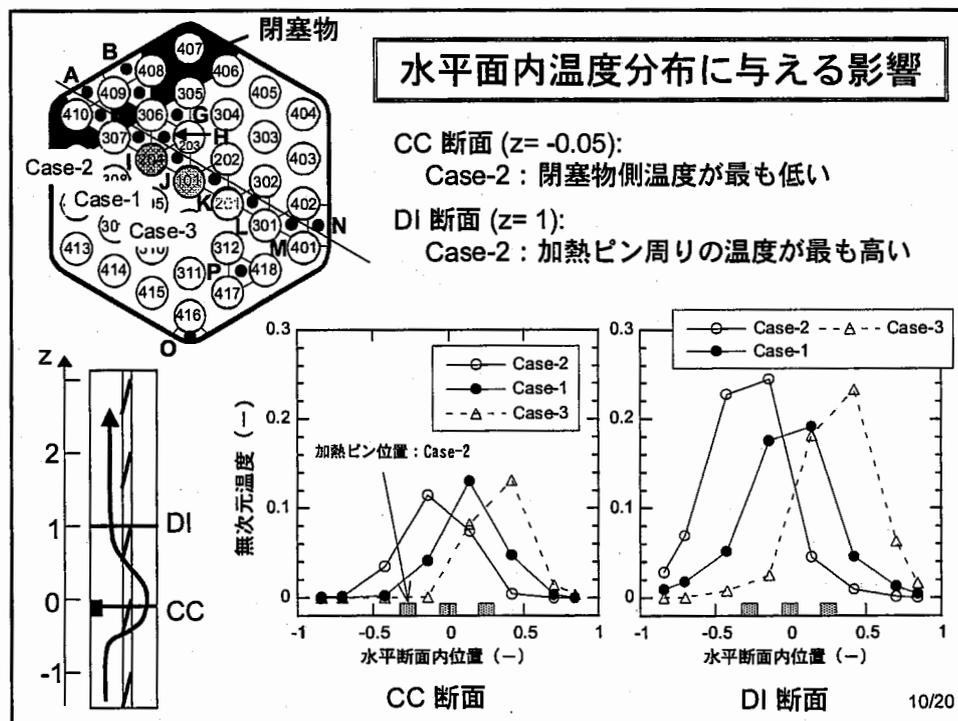
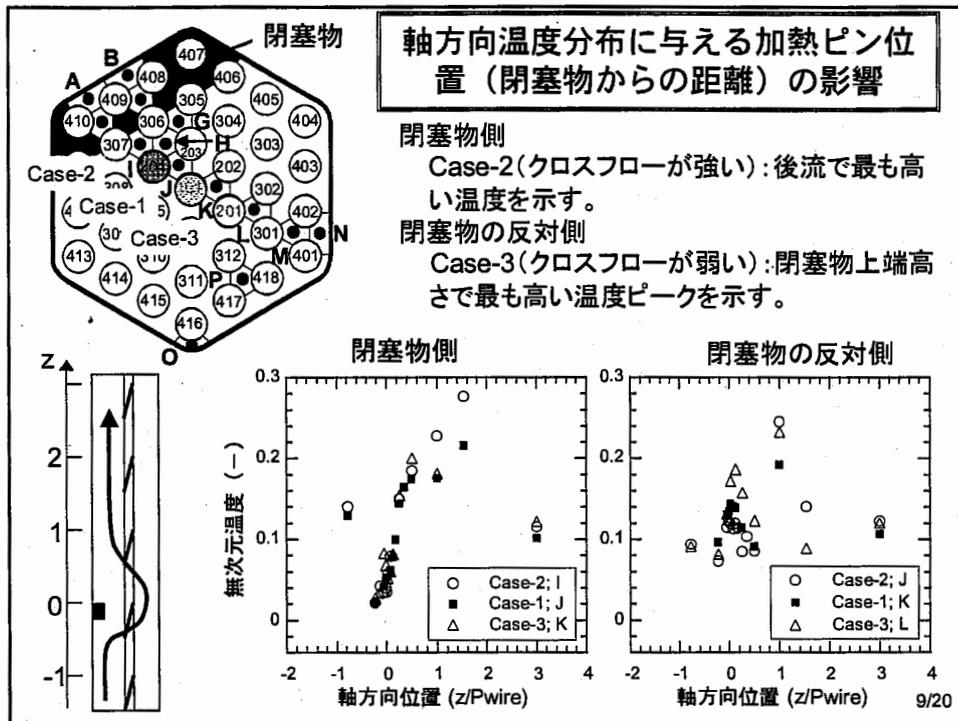
6/20

各サブチャンネルを通る軸方向温度分布へのクロスフローの影響

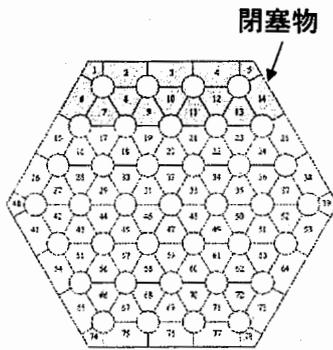


水平面内の温度分布に与える影響





サブチャンネル解析コード：ASFRE



計算メッシュの例

解法

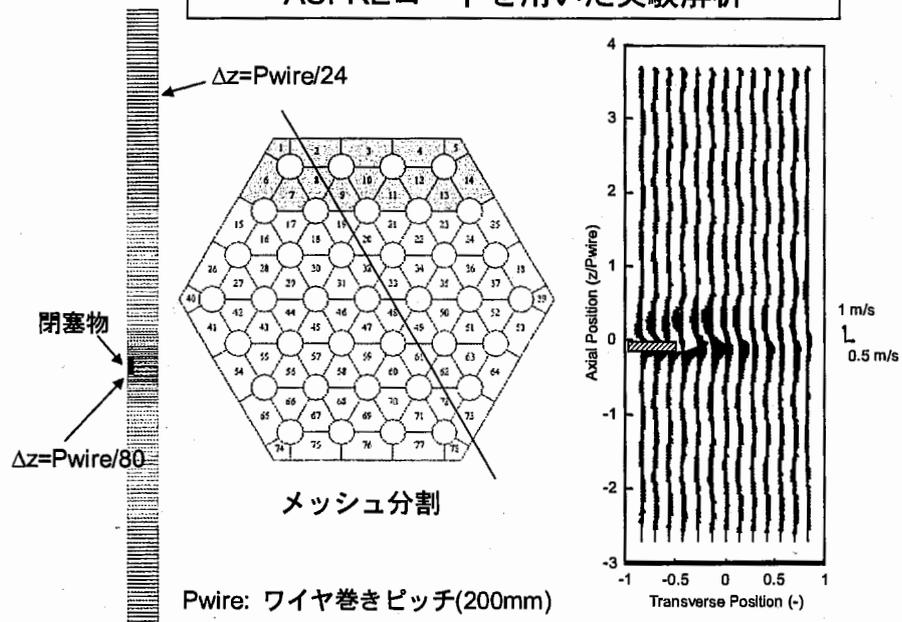
- ・保存式の数値解法
 コントロールボリューム内を積分
- ・時間積分
 半陰解法
- ・圧力解法
 ILUBCG (ベクトル化、パラレル化)

物理モデル

- ・流動抵抗
 ワイヤーを含めた分布抵抗モデル
 (Distributed Resistance Model)
- ・サブチャンネル間乱流混合
 Simple eddy-diffusivity model (Turi-Todreas correlation)
- ・被覆管内の3次元熱伝導モデル
- ・閉塞物: ポーラスボディモデル

11/20

ASFREコードを用いた実験解析

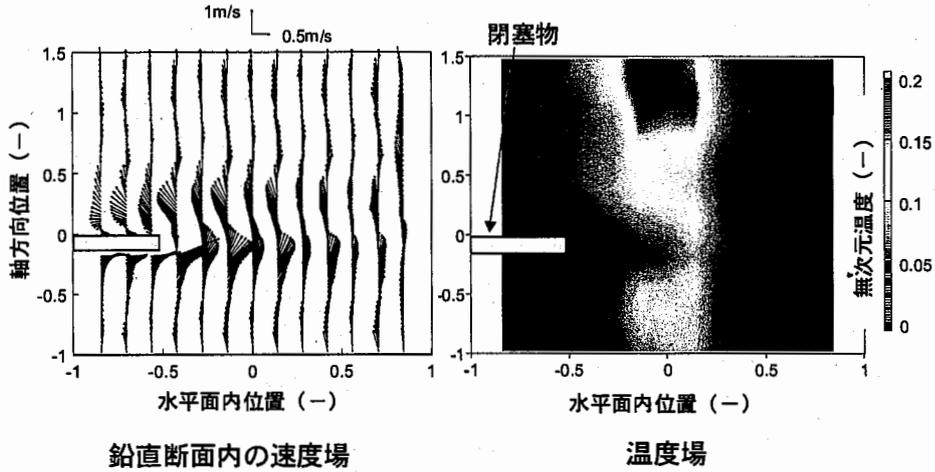


Pwire: ワイヤ巻きピッチ(200mm)

流速場の解析結果

12/20

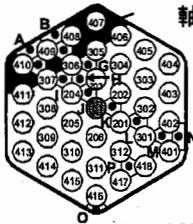
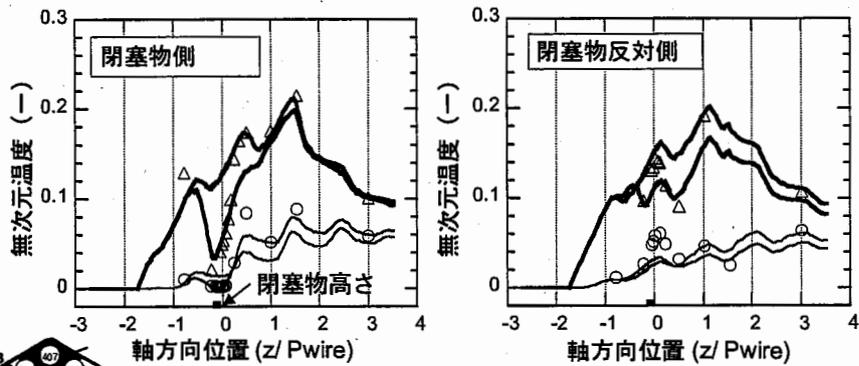
速度場および温度場の解析結果 (Case-1: 中心ピン加熱)



13/20

各サブチャンネルを通る軸方向温度分布の比較

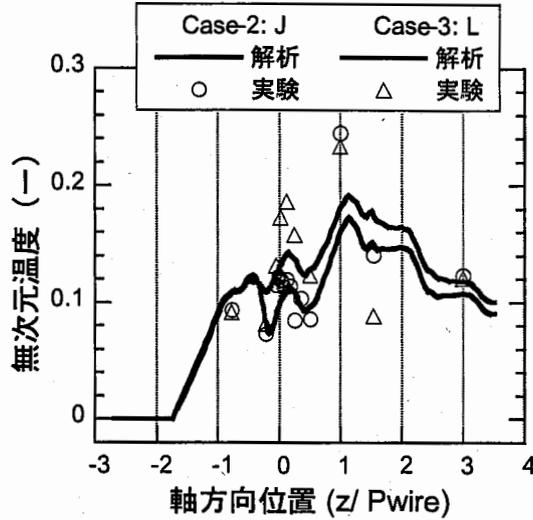
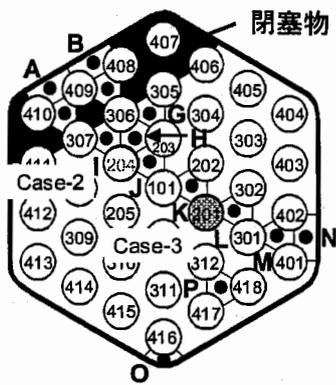
— 解析: I — 解析: J — 解析: K — 解析: L
 — 閉塞なし: I — 閉塞なし: J — 閉塞なし: K — 閉塞なし: L
 ○ 実験: I △ 実験: J △ 実験: K ○ 実験: L



— 閉塞物の無い体系での参照解析
 — Case-1の解析結果
 Symbols Case-1の実験結果

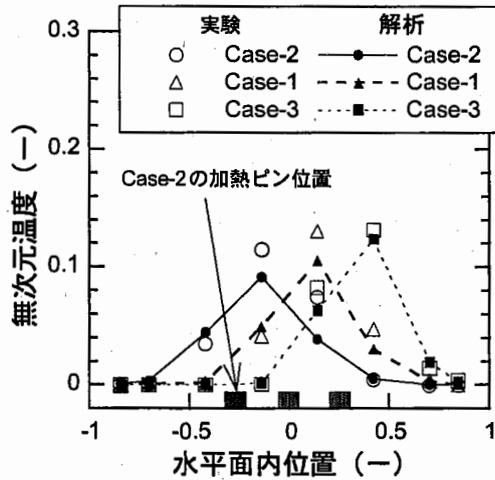
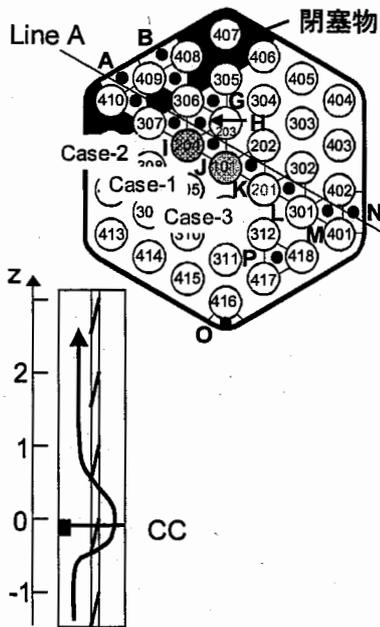
14/20

加熱ピン位置（クロスフローの強さ）の影響 閉塞物反対側サブChの温度ピーク



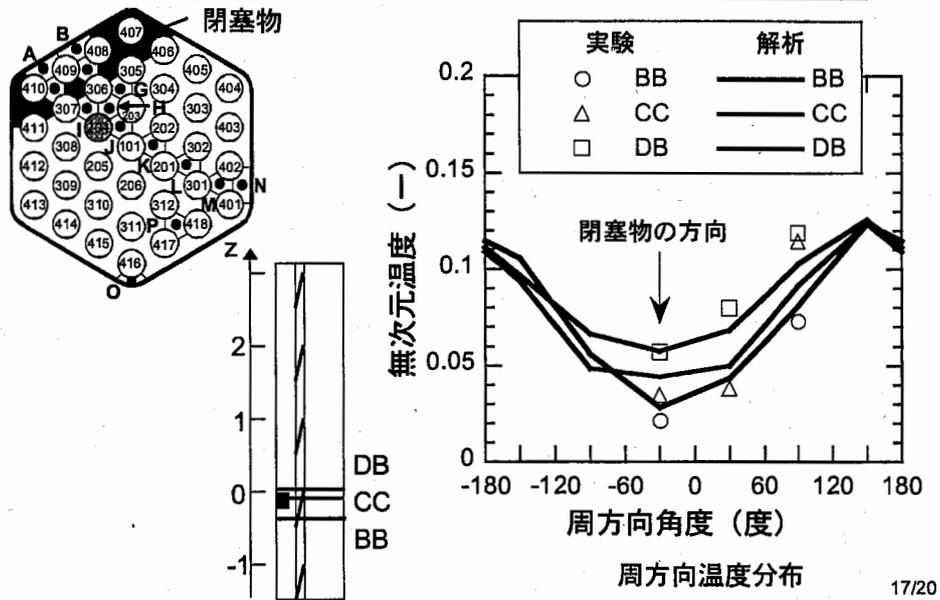
閉塞物反対側のサブチャンネルを通る軸方向温度分布 15/20

水平面内温度分布への加熱ピン位置の影響



閉塞物上端CC断面内の温度分布 (Line A)

加熱ピン周りの周方向温度分布の比較 Case-2



17/20

クロスフローによる集合体内混合特性 試験・解析の結論

- ◆ ワイヤスペーサ型集合体におけるクロスフローを伴う混合現象に関する基礎的なナトリウム試験を実施。
 - A) クロスフローが混合に及ぼす影響を把握できるデータを得た：閉塞物近傍の局所的な温度低下
 - B) ワイヤスペーサによる温度分布への影響も合わせて観測された
- ◆ サブチャンネル解析コードASFREは集合体内温度分布を精度よく予測できた。
 - A) クロスフローによる温度低下
 - B) ワイヤ位置での局所的な温度上昇
 - C) 加熱ピン位置（クロスフロー強さ）の影響

18/20

今後の課題

イ. 変形集合体内熱流動

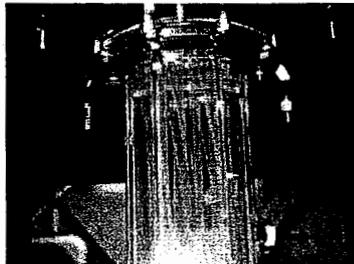
- ・ 実験：燃料ピンの変形をモデル化した要素試験を行ない、変形集合体内の流動特性に関するデータを得るとともに、変形が流動場に与える影響を定量的に把握する。
- ・ 解析：サブチャンネル解析コードと部分詳細解析コードおよび燃料変形解析コードからなる変形燃料集合体内熱流力評価手法システムを構築する。

ロ. 全炉心熱流動の評価

- ・ 全炉心熱流動解析コードシステムの基本検証として、崩壊熱除去時の炉心内熱流動と冷却された炉上部プレナム内熱流動ならびにそのカップリングなど、ナトリウム炉外過渡試験を対象とした解析を実施し、検証を行なう。

19/20

変形ピンバンドル試験

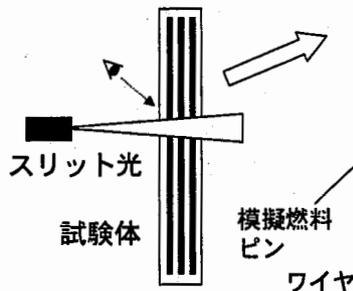


六角ラッパ管7ピン集合体モデル

- ・ ワイヤスベサ巻き模擬燃料ピン
- ・ 屈折率を水とピン（管）で合わせた

可視化と流速測定を計画

変形：ピンの弓なり変形（Bowing）

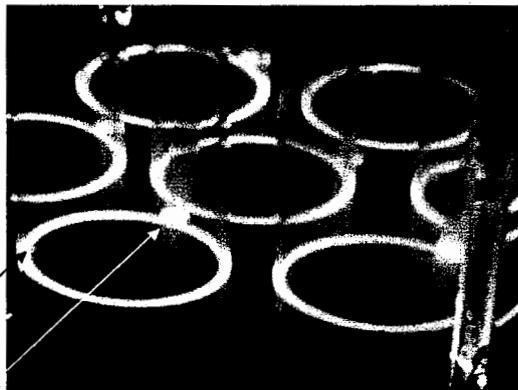


スリット光

試験体

模擬燃料
ピン

ワイヤ



スリット光源による水平断面の可視化 20/20

用語集

- 燃焼度：** MWd/tなどの単位で表され、核分裂性物質の金属換算重量あたりのエネルギー発生量を言う。
- 高燃焼度炉心：** 燃料集合体は炉心の中で燃焼（核分裂エネルギーの発生）が進むと中性子の利用効率が低下し交換されるが、高速炉ではその程度が小さい。そこでより長期間炉心の中で燃焼させることが可能である。すなわち燃焼度を高くできる。一方で中性子の照射に被覆管やラッパー管が長期間さらされる。
- 照射変形：** 被覆管、ラッパー管など炉心を構成する構造物が核分裂に伴う中性子など放射線の影響を受けて変形する。変形の強さは温度に依存することから温度場と変形が相互に影響を与える。
- サブチャンネル：** 燃料集合体内の流路を構成する単位で高速炉の場合3本の燃料ピンに囲まれた領域、2本の燃料ピンとラッパー管壁に囲まれた領域などを指す。
- クロスフロー：** 燃料集合体の内部では、冷却材は主としてサブチャンネルを軸方向に流れる。一方でスペーサや乱流混合により隣接するサブチャンネルに向かって横切る方向の流れもある。ここでは、後者の流れを指す。
- ワイヤースペーサ：** 高速炉の設計にみられる燃料ピン間の隙間（流路）を確保するためのスペーサで、直径1mm程度のワイヤーが200mmピッチ程度で各燃料ピンにスパイラル状に巻かれたもの。
- サブチャンネル解析：** サブチャンネルをコントロールボリュームとした燃料集合体内の熱流動解析手法
- 局所閉塞：** 稠密な燃料ピン束をもち発熱密度が高い高速炉の特徴に合わせて設定された安全評価事象として燃料集合体の内部に局所的な閉塞が生じた場合の燃料の冷却性、健全性評価が行なわれている。そのような閉塞を指す。

ナトリウム-水反応評価技術の 高度化に関する研究

～12Cr鋼伝熱管材の耐ウエステージ特性について～

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
栗原 成計

1/14

○研究目的 蒸気発生器(SG)でのナトリウム-水反応事象に関して、反応ジェットの熱的挙動、伝熱管の破損伝播現象などの試験研究と解析モデル開発を行うことで、影響の緩和と安全評価技術の高度化を図る。

○背景 高速炉サイクル実用化戦略調査研究のナトリウム冷却炉蒸気発生器では、①高い熱伝導率、②低い熱膨張率、③高温強度などに優れている12Cr鋼伝熱管の採用を検討 ⇒伝熱管破損時のナトリウム-水反応に伴う腐食損耗(ウエステージ)データは無い ※(現状は9Cr鋼の0.8倍として評価検討)⇒妥当性確認、評価精度

○研究内容と年度計画の一覧

研究内容	向上を目的に得る				
	13年度	14	15	16	17
イ)ナトリウム-水反応試験 (ナトリウム-水反応現象機構の解明)	● 解析コード開発のための試験実施 ●				
ロ)蒸気発生器水リーク試験 (SG水リーク時の総合的な安全性実証)	● 試験準備、試験、後処理 ●				
ハ)ナトリウム-水反応評価手法の高度化 (解析コードの開発・整備)	● 破損伝播、反応ジェット解析コードの開発、改良、検証 ●				
	● 大リーク解析コードの開発、改良、検証 2/14 ●				

これまでの研究成果

■ナトリウム-水反応試験(SWAT-1R)

- 水リーク率をパラメータとした試験 ⇒ 反応シートの広がり、金相検査
- 小リーク率での12Cr鋼伝熱管のウェステージ試験
⇒ 暫定ウェステージ相関式の導出(本報)

■蒸気発生器水リーク試験(SWAT-3R)

- 試験計画策定、機能試験準備 ⇒ ダンプタンクへのナトリウム充填など
- 水・蒸気系統機能確認試験
- ナトリウム系統機能確認試験
- 総合機能確認試験 ⇒ 第1回注水試験条件模擬を確認

■ナトリウム-水反応評価手法の高度化

- 水ブロー解析コードの開発・検証
⇒ 50MWSG、SWAT-1R、SWAT-3Rによる検証、妥当性確認
- 反応シート評価解析コードの開発・検証 ⇒ SWAT-1Rによる検証
- 高温ラプチャ評価コードの開発・検証 ⇒ SWAT-3、TRUST-2による検証
- 機構論的多次元解析コードの開発 ⇒ SWAT-1R検証、SWAT-3R事前解析

3/14

今後の課題

■ナトリウム-水反応試験(SWAT-1R)

- 水リーク率、カバーガス圧力をパラメータとした試験を継続
⇒ データ拡充
- 微小リーク率での12Cr鋼伝熱管のウェステージ試験
⇒ ウェステージ相関式の導出

■蒸気発生器水リーク試験(SWAT-3R)

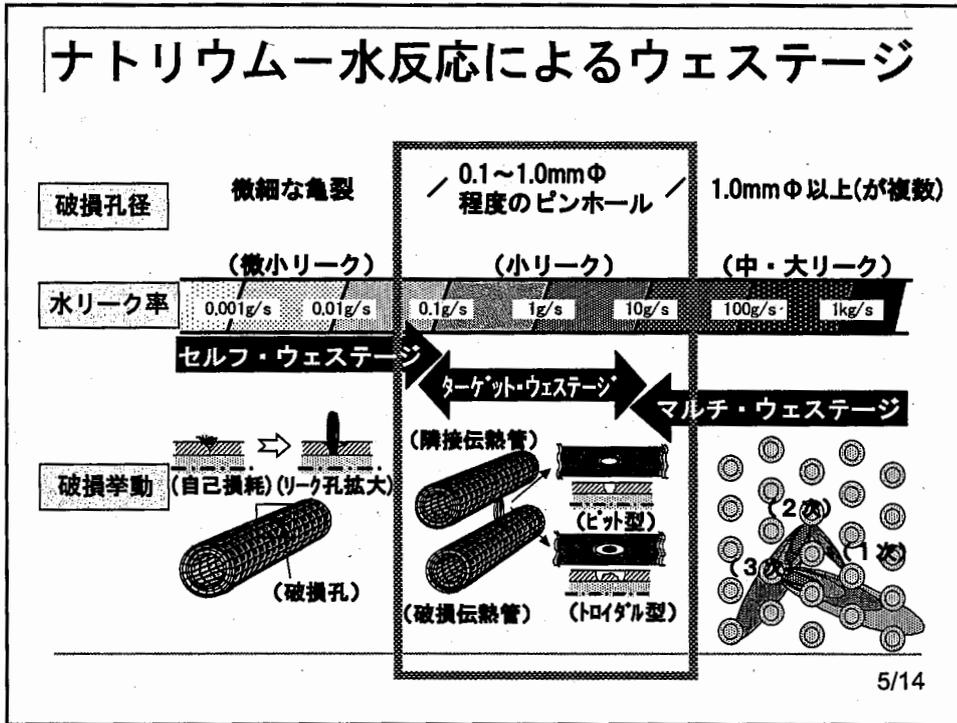
- 定格運転条件を模擬した第1回注水試験

■ナトリウム-水反応評価手法の高度化

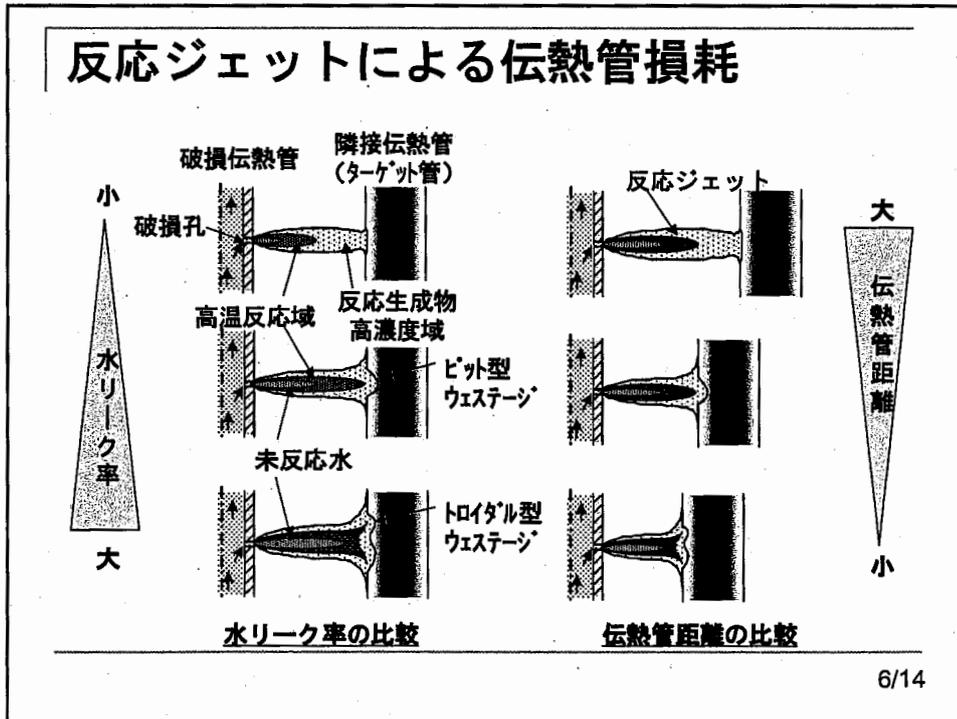
- 高温ラプチャを考慮した破損伝播解析コードの完成
- 大リーク解析コードの改良
⇒ 反応界面の不安定挙動解明、未反応水モデルの開発
- 機構論的多次元解析コードの検証
⇒ SWAT-3R注水試験による検証

4/14

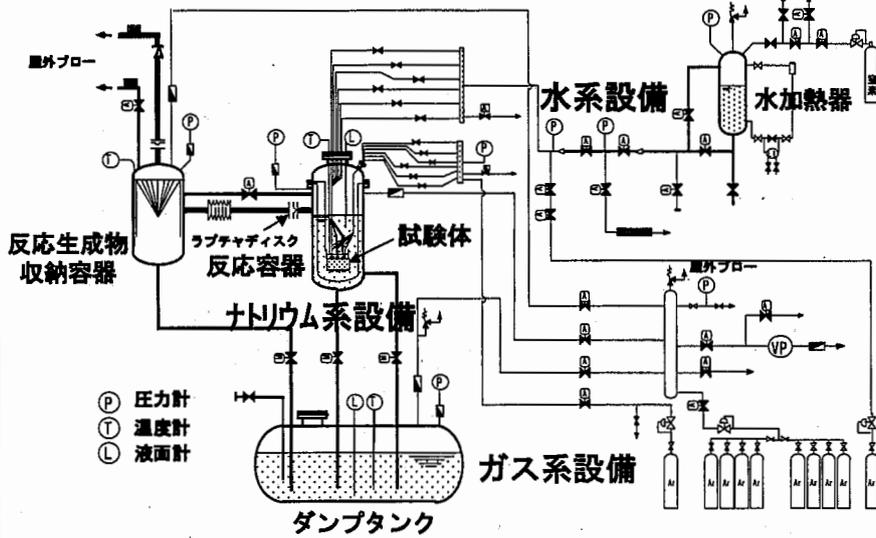
ナトリウム-水反応によるウェステージ



反応ジェットによる伝熱管損耗

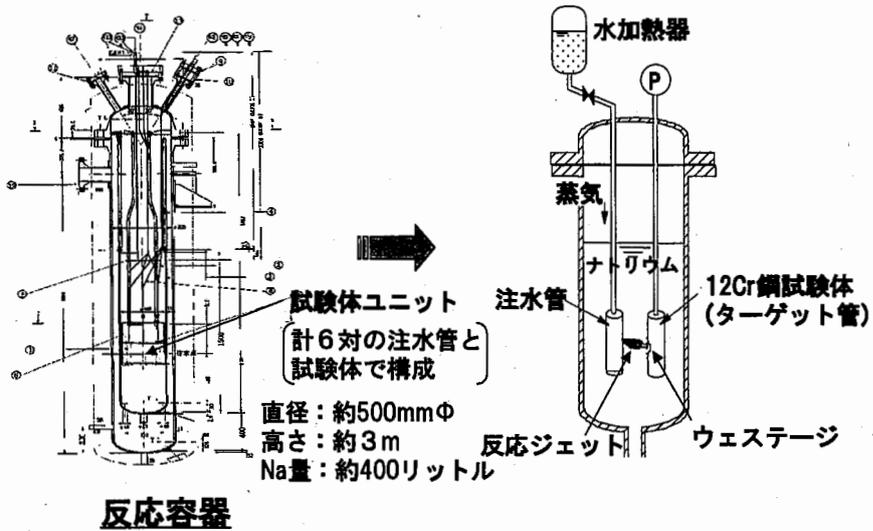


ナトリウム-水反応試験装置(SWAT-1R)



7/14

反応容器と内部構造物



反応容器

8/14

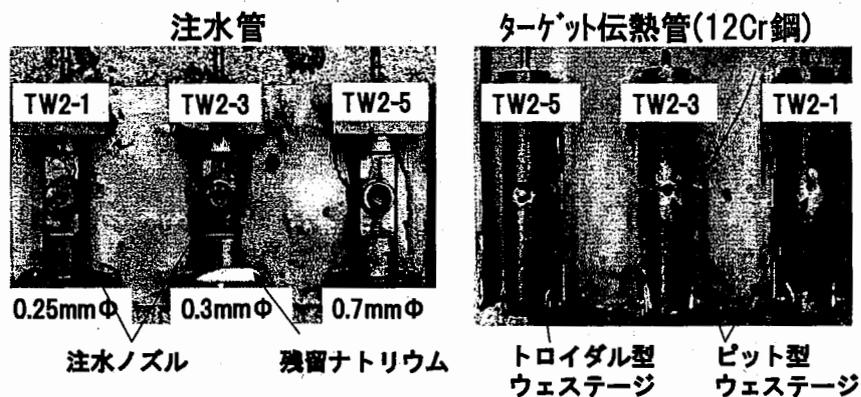
試験条件

○伝熱管材質	12Cr鋼
○伝熱管寸法	31.8 mmφ × 3.3mmt(公称)
○注水ノズル孔径(水リーク率) (パラメータ)	0.25~1.2mmφ (約1.0~10 g/sec)
○伝熱管距離 (固定)	16.2mm
○ナトリウム温度 (固定)	480°C
○注水圧力	12.9MPa
○カバーガス圧力	0.02~0.05MPa
○注水時間	ターゲット管破損まで*

*: 予想時間の約1.5倍でも破損しなかった場合はそこで停止

9/14

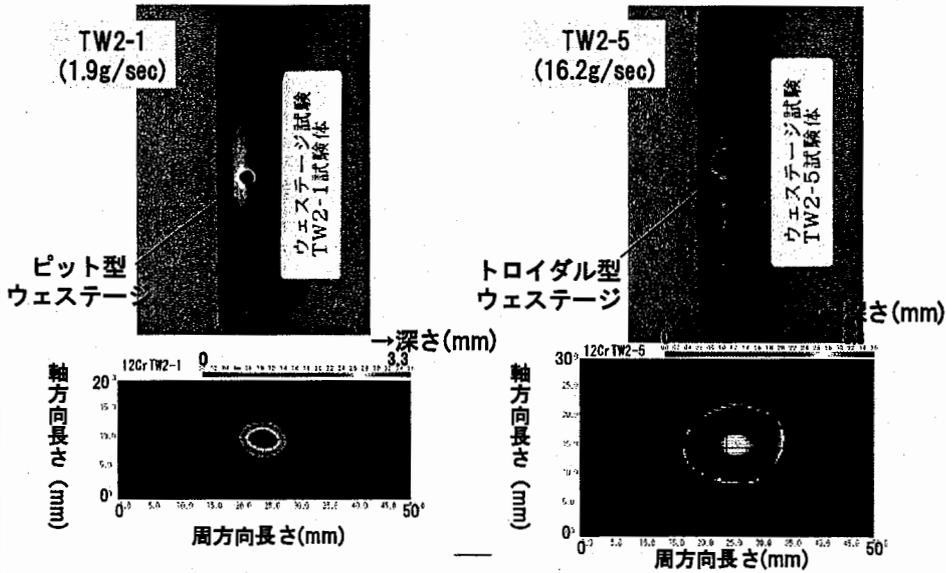
試験結果(1)



注水実験後の試験体ユニット解体写真

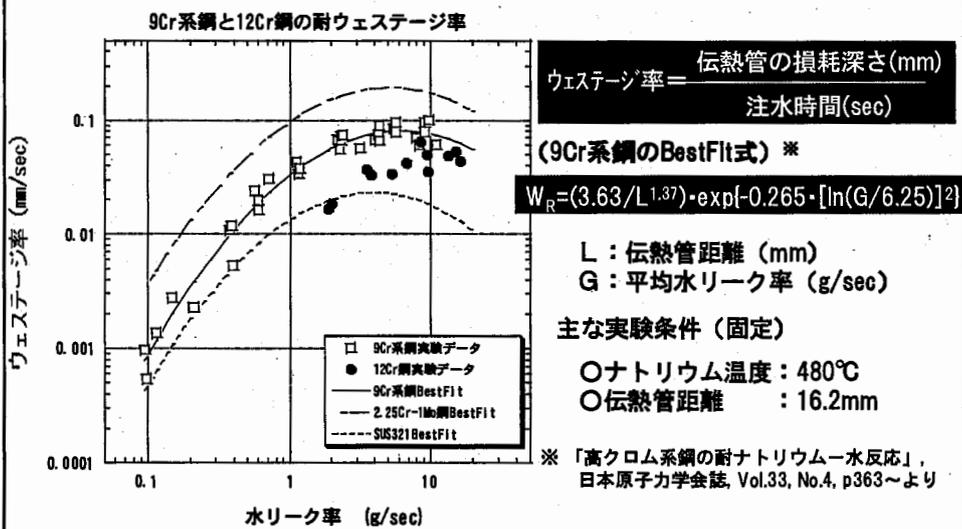
10/14

試験結果(2)

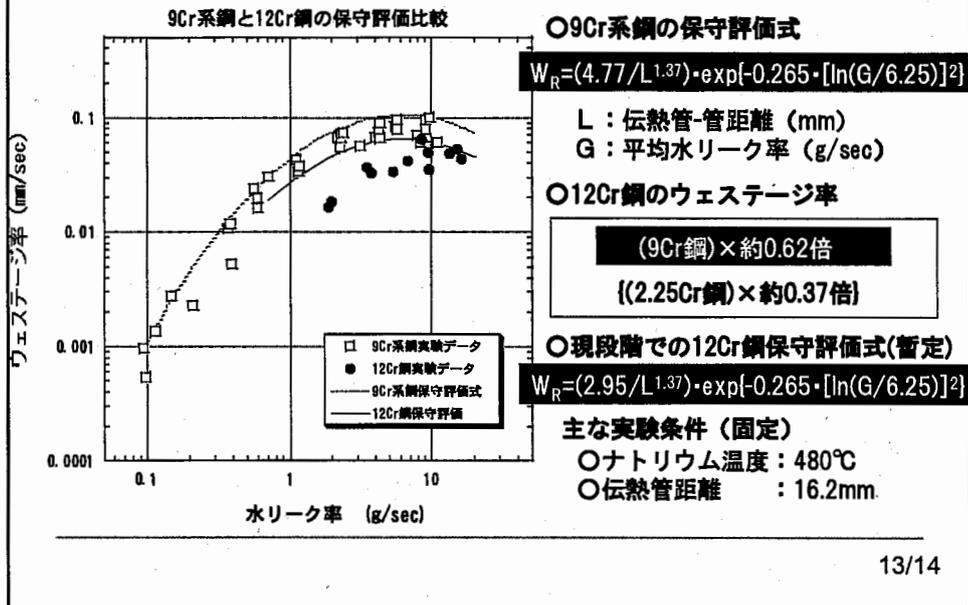


ターゲット伝熱管のウェステージ形態と形状・深さ測定 11/14

考察(1) : Best Fit式との比較(小リーク域)



考察(2)：保守評価式との比較(小リーク域)



まとめと課題

まとめ

12Cr鋼伝熱管のウェステージ率

○9Cr系鋼に対して：0.62倍

○2.25Cr-1Mo鋼に対して：0.37倍

これまでの評価(9Cr鋼ウェステージ率の0.8倍)は保守的

課題

水漏えい率が低い(2~3g/sec以下)領域で実験データを拡充し、12Cr鋼に対するウェステージ相関式を導出し、今後の安全評価に資する。

14/14

専門用語・略称

- ナトリウム(Na)-水反応：
ナトリウムと水の発熱を伴う化学反応であり、主な反応は以下の2つ。
$$2\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + \text{H}_2 \quad \text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + 0.5\text{H}_2$$
- ウェステージ：
Na-水反応によって生じる熱と腐食性の反応生成物が機械的・化学的作用により伝熱管壁に及ぼす損耗現象
- 高温ラプチャ：
Na-水反応によって生じる熱により伝熱管壁が高温化して材料強度が低下した場合、管内の水・蒸気圧の作用により破損する現象
- 12Cr鋼：
SUS410J3TBという種の鋼。化学成分として重量分率で約12%のクロムが含まれるため、12Cr鋼と呼ばれる。

炉心損傷時の事象推移に関する研究 ～ 高速炉の再臨界問題排除に向けた 炉心損傷事象推移評価 ～

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
 飛田 吉春



研究目的・内容と計画

◆ 研究目的

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

◆ 研究内容

- イ. 安全性試験データの総合評価
- ロ. 起因過程解析コードの開発・検証
- ハ. 炉心崩壊過程解析コードの開発・検証
- ニ. 大型炉安全評価への適用性検討

◆ 研究計画

CDA事象推移評価に関する研究	H13年度	H14年度	H15年度	H16年度	H17年度
イ. 安全性試験データの総合評価	●	CABRI-RAFT試験・分析	●	試験データの総合評価	●
ロ. 起因過程解析コードの開発・検証	●	SAS4Aの検証・整備	●	手法の標準化	●
ハ. 炉心崩壊過程解析コードの開発・検証	●	SIMMER-III, IVの検証・整備	●	手法の標準化	●
ニ. 大型炉安全評価への適用性検討	●	●	FS Phase2の候補プラント評価	●	●

これまでの研究成果と今後の課題

研究項目	主な研究成果	今後の課題
イ. 安全性試験データの総合評価	CABRI-FAST試験の総合評価を完了。 CABRI-RAFT全試験の分析・評価を実施。	CABRI-RAFT全試験の総合評価
ロ. 起因過程解析コードの開発・検証	CABRI試験評価を通して、破損後燃料移動モデルの検証、プレナムガス放出モデルの適用性を確認。	欧州各機関の成果を反映した最新バージョンの整備、CABRI-RAFT試験成果の反映。
ハ. 炉心崩壊過程解析コードの開発・検証	CABRI EFM1試験による燃料移動モデルの検証、各モデルの高度化と試験検証による信頼性向上。3次元版SIMMER-IVを開発。	CABRI-RAFT試験成果とEAGLE試験成果の反映。
ニ. 大型炉安全評価への適用性検討	実用化戦略調査研究における各候補プラントへSAS4A、SIMMER-IIIを適用。候補プラントの絞り込みに情報を提供。	実用化戦略調査研究における各候補プラントへの適用研究。SIMMER-IVによる実機の3次元解析
次期年次計画における課題	TREAT炉内試験による新型燃料の破損・破損後挙動の解明。 新型燃料用の炉心損傷事故評価手法の開発・整備。 炉心損傷事故解析システムの統合化。 実用化戦略調査研究における候補プラントの安全評価、設計への反映。	

3/18

本研究の目的と報告内容

◆ 目的：

実用化戦略調査研究における再臨界問題排除を目指したFBR設計の有効性を評価する

◆ 評価対象：

ナトリウム冷却MOX高内部転換型中型炉のULOF*事象
炉心損傷事故時の早期燃料流出促進方策を採用

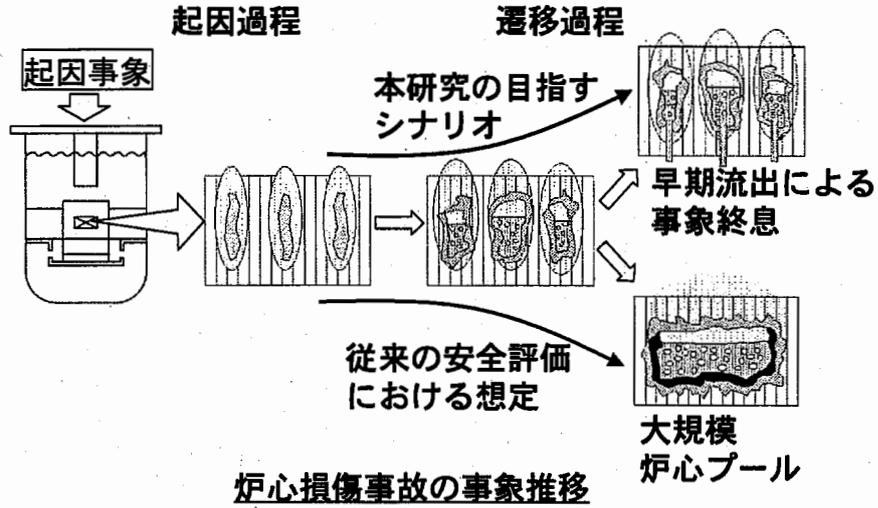
◆ 報告内容

- (1) 起因過程の最確事象推移
- (2) 最確事象推移からの初期炉心物質流出挙動
- (3) 起因過程における不確定性を考慮した全体的な事象推移スペクトル

* ULOF: 流量喪失事故時の炉停止失敗、Unprotected Loss of Flowの略

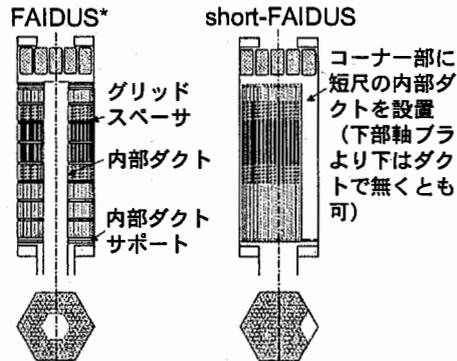
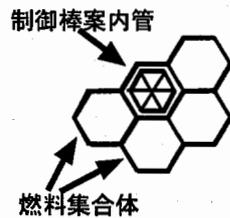
4/18

本研究の目指す早期流出シナリオ



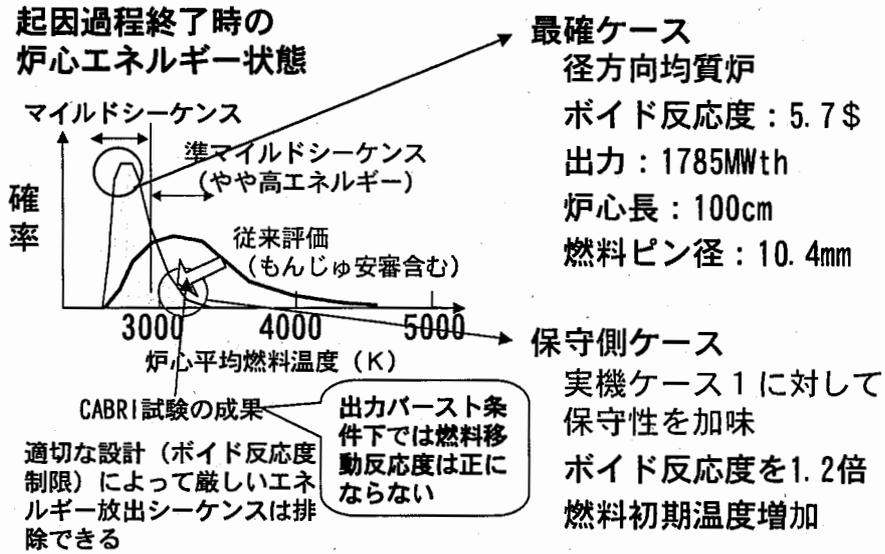
溶融燃料の早期流出経路

- ◆ 通常設計（原型炉等）の場合：炉心からの燃料流出パスとしては、隣接する制御棒案内管など熱的に弱い部分が考えられる。
- ◆ 実用化戦略調査研究では、設計の中で流出促進方策を採り入れ、より明確な形で再臨界問題の排除性を示そうとしている。

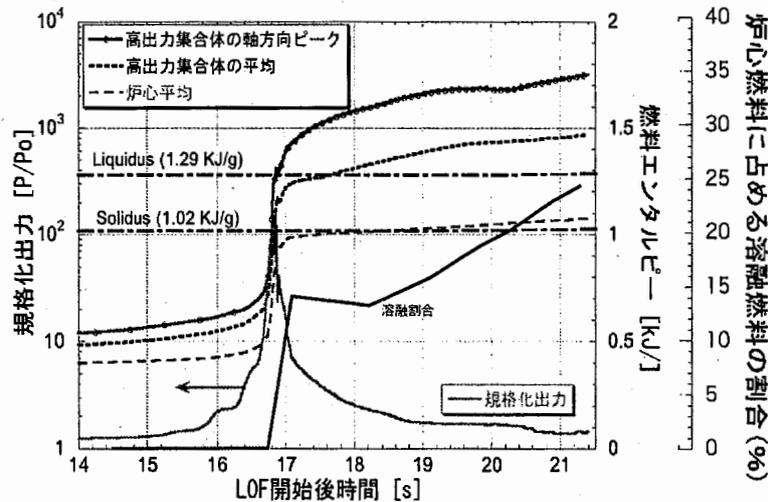


* FAIDUS: 燃料排出ダクト付き燃料集合体。Fuel sub-Assembly with Inner Duct Structureの略。

起因過程における発生エネルギーの範囲



起因過程の最確事象推移の解析結果



SAS4Aコードによる解析結果 出力と燃料エンタルピー及び熔融割合の履歴
 出力ピーク: 158Po 反応度ピーク: 0.969\$

起因過程の最確事象推移評価まとめ

- ◆ 起因過程の最確事象は緩慢に推移して終息する。
 - ❖ CABRI試験の知見：正に入るボイド反応度を、エンタルピーレベルに応じた燃料分散反応度が相殺する。
 - ❖ この知見をSAS4Aコードのモデル・解析条件に反映

- ◆ 燃料流出挙動解析のための境界条件を明らかにした。
 - ❖ 即発臨界に達することなく、ピーク出力が定格出力の100～200倍程度の出力過渡。炉心のエネルギーはsolidus以下。
 - ❖ 燃料分散が限定され、定格出力以上の出力を数秒間維持し、最終的な炉心の溶融割合は約24%程度。

9/18

燃料流出挙動の解析

- ◆ 解析の目的
 - ❖ 最確ケースにおけるshort-FAIDUSによる燃料流出挙動の確認
- ◆ 解析体系
 - ❖ 1集合体をSIMMER-IIIコードのr-z 2次元解析体系で解析。
 - ❖ 炉心内の各出力レベルを代表する数種類の集合体を対象とする。
- ◆ 解析手順
 - ① 定格運転状態から流量減少とSAS4A出力履歴を印加して集合体毎の燃料流出挙動を評価。
 - ② 各出力レベル集合体の燃料流出挙動から全炉心の燃料流出挙動を算出。
 - ③ 燃料流出に伴う反応度・出力低下を評価し、再度燃料流出挙動を評価。

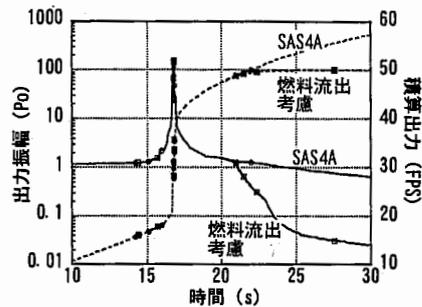
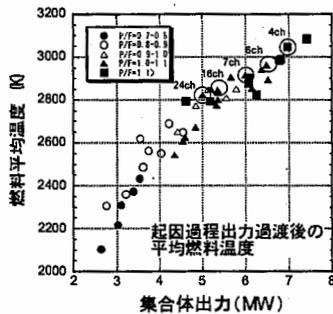


10/18

燃料流出挙動解析条件

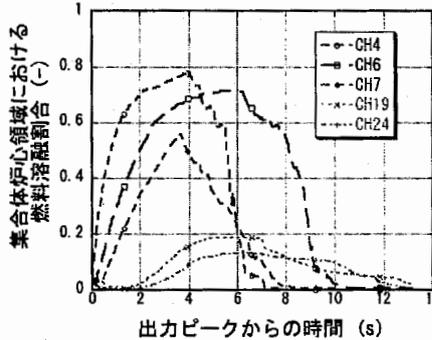
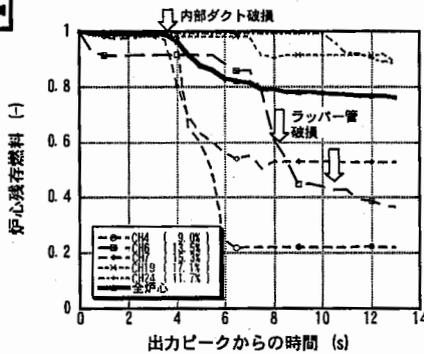
◆ 解析チャンネルの選定

- ❖ 起因過程の出力ピーク後の燃料のエネルギー状態は出力流量比に関係なくほぼ集合体の出力レベルで整理できる。



解析で使用了出力と積分出力の履歴

燃料流出挙動の評価結果



◆ 燃料流出挙動

- ❖ 流出開始：起因過程出力ピーク後約4 s
- ❖ 集合体壁面の破損が始まる約8 s以前に炉心全量の約20 %
- ❖ 最終的には約24 %が流出する。

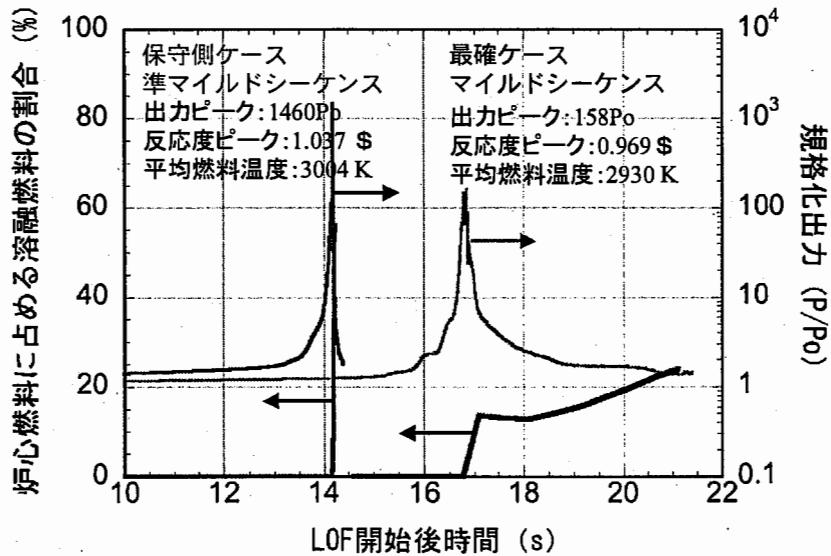
◆ 炉心の残存燃料は固化した燃料粒子と崩壊したペレット

燃料流出挙動評価のまとめ

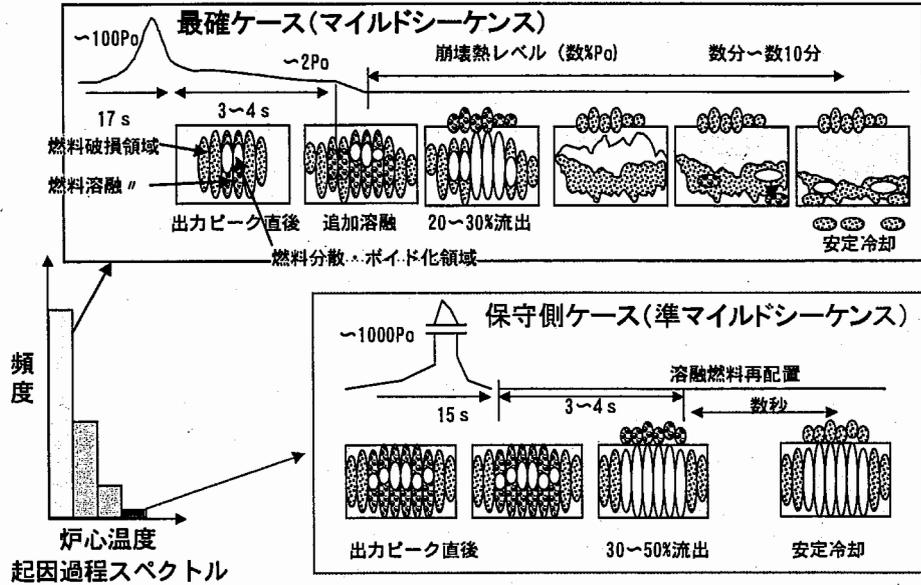
- ◆ 最確ケース（マイルドシーケンス）においても厳しい再臨界を防ぐに十分な燃料が流出。
 - ❖ 流出量は全炉心インベントリの約24%
 - ❖ 全炉心の溶融割合と流出割合が一致：Short-FAIDUSは溶融した燃料のほぼ全てを炉心外へ流出する能力がある。

- ◆ 流出後の事象進展
 - ❖ 炉出力は崩壊熱レベルまで低下。
 - ❖ 炉心に残存した燃料は全量が固化。
 - ❖ 以後の事象進展は緩慢な事故後物質移行過程へ推移。

起因過程における不確定性の範囲

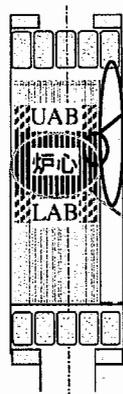


事象スペクトル全体のイメージ



15/18

解析的予測を実験的に裏付けるポイント



- ① 流出開始条件
流出パス内のナトリウム沸騰
構造壁破損メカニズム
- ② 流出パス内冷却材のポイド化
初期流出挙動
FCI*等による冷却材ポイド拡大
- ③ 流出に必要なエンタルピー
流出駆動力 (核分裂生成ガス、Na蒸気)
流出過程での固化

◆ EAGLEプロジェクト

- ❖ これらの流出過程の重要事象の実験的な解明
- ❖ 深い未臨界度を達成して崩壊熱レベルに至るシナリオの妥当性

*FCI: 燃料冷却材熱的相互作用 Fuel Coolant Interaction の略

16/18

成果のまとめ

- ◆ 溶融燃料の早期流出促進を図った設計例を対象として、燃料流出挙動解析を実施し、ULOF* 事象推移のスペクトルを把握した。
- ◆ これにより、解析予測ベースでの「再臨界問題排除の概略見通し」を得て、今後の実験的裏付けによって「再臨界問題排除」を達成する道筋を示した。

* ULOF: 流量喪失事故時の炉停止失敗、Unprotected Loss of Flowの略

17/18

今後の課題

- ◆ EAGLE炉内外試験で得られる燃料流出過程における重要現象に関わる実験的知見を評価手法へ反映する。
- ◆ EAGLE試験の知見を反映した手法を実機の評価へ適用し、再臨界排除の成立性を確認する。

18/18

炉心損傷時の事象推移評価に関する研究
用語集

(U)LOF	(Unprotected) Loss of Flow の略。炉心の冷却材流量が失われる起因事象。“Unprotected”がつく場合は、同時に炉出力低下に失敗する。
SAS4Aコード	起因過程の事象推移を解析する計算コード
SIMMER-IIIコード	遷移過程の事象推移を解析する計算コード
ボイド反応度	炉心内に気泡が発生することによる反応度の変化量
炉心プール	炉心損傷事故時に、炉心を構成する物質が溶融して形成するプール
再臨界問題	炉心損傷事故で再臨界によって大きなエネルギーが発生する問題
起因事象	原子炉の事故が始まるきっかけとなる出来事
起因過程	炉心損傷事故の初期の過程。通常、燃料の損傷拡大が集合体内までの過程。
遷移過程	炉心損傷事故の中期から後期にかけての過程。燃料の損傷が集合体規模を超えて全炉心まで拡大する過程を言う。
核加熱	核燃料が核分裂による発熱で加熱されること
CABRI-FAST	日独仏で共同実施した炉内試験。炉心損傷事故(CDA)の起因過程の緩慢な過出力条件に対応した燃料分散挙動及びランプ型過出力時の破損限界に係わるデータを、中空ペレット燃料を主体に確認した。
CABRI-RAFT	日独仏で共同実施した炉内試験。起因過程終状態の物質分布や、過出力条件下における少数燃料ピン破損時の冷却性など、従来データの不足していた領域に踏み込んだ試験を実施。
EAGLE計画	カザフスタン共和国、国立原子力研究センターのIGR炉を用いた炉内試験、及び電気加熱により融体を生成する試験施設を用いた炉外試験からなる試験研究プロジェクト。本プロジェクトの目的は、炉心損傷事故時に溶融燃料が速やかに炉心外に排出されることにより再臨界の問題ができるとの見通しを実験的に得ることにある。
FAIDUS集合体	Fuel sub-Assembly with Inner DUct Structureの略、集合体内の一部の燃料ピンを削除して内部ダクトを設置し、燃料排出経路とする設計概念。
ソリダス、リキダス	固体が溶融を開始する状態をソリダス(solidus)、完全に溶融した状態をリキダス(liquidus)とする。
エンタルピー	熱エネルギーに機械的仕事を加えた物理量。

平成16年度 安全研究成果発表会

平成16年11月19日

サイクル機構 大洗工学センター

「常陽」に関する安全研究

～「常陽」を用いたATWS模擬試験の実施計画に関する研究～

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

高松 操

1/21

背景と目的

<背景>

将来の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を定める際に必要な判断材料として、高速増殖炉におけるシビアアクシデントとしての大規模な炉心損傷の発生を防止し、また、その発生を想定した場合の影響を適切に評価できる技術を持つことが必要である。

<目的>

「常陽」を用いたスクラム失敗事象（ATWS：Anticipated Transient Without Scram）の模擬試験を実施することにより、炉心及びプラントの核熱流動挙動に係る安全特性データを取得し、高速増殖炉の固有の安全性、あるいは受動的な安全特性を検証する。また、ATWS事象等で有効性が期待される自己作動型炉停止機構（SASS）について炉内試験を実施し、照射影響を把握するとともに、その機能を実証する。

2/21

研究内容と年度計画

【研究内容】

- イ. フィードバック反応度評価精度の向上に関する研究
- ロ. UTOP (Unprotected Transient Over Power) 模擬試験の実施計画に関する研究
- ハ. ULOF (Unprotected Loss of Flow) 模擬試験の実施計画に関する研究
- ニ. SASS (Self Actuated Shutdown System) の炉内特性に関する研究

【年度計画】

平成13年度	平成14年度	平成15年度	平成16年度	平成17年度
		MK-III性能試験	1 2 2'	3
	性能試験予測解析	性能試験の実施等	動特性解析コードの検証・整備	
	UTOP・ULOF模擬試験時のプラント条件・構造健全性評価		UTOP・ULOF模擬試験計画の策定	
			UTOP予備試験の実施	
	SASS炉内試験準備		SASS炉内試験	

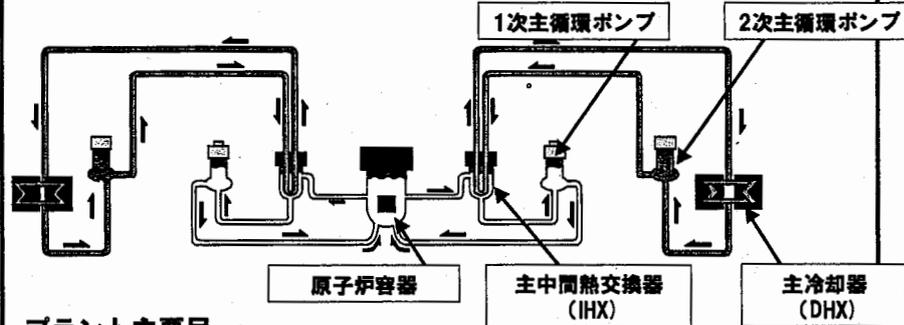
3/21

これまでの研究成果と今後の課題

研究項目	主な研究成果	今後の課題
(イ) (ロ) (ハ)	<ul style="list-style-type: none"> ● MK-III炉心用にプラント動特性解析コードを整備するとともに、性能試験予測解析を実施 (H13、14) ● MK-III性能試験を実施し、プラントデータを取得 (H15) ● MK-II炉心における試験データに基づき、炉心湾曲反応度解析システムを整備 (H13、14) 	<ul style="list-style-type: none"> ● フィードバック反応度の評価精度向上 ● 実測値に基づく動特性解析コードの整備 ● ATWS模擬試験計画の策定
(ニ)	<ul style="list-style-type: none"> ● SASS単体照射試験装置、要素照射試験装置の製作 (H13~15) ● SASS単体照射試験装置の据付 (H15、16) ● SASS単体照射試験の開始 (H16) 	<ul style="list-style-type: none"> ● SASS炉内試験の継続実施

4/21

「常陽」プラントの概要



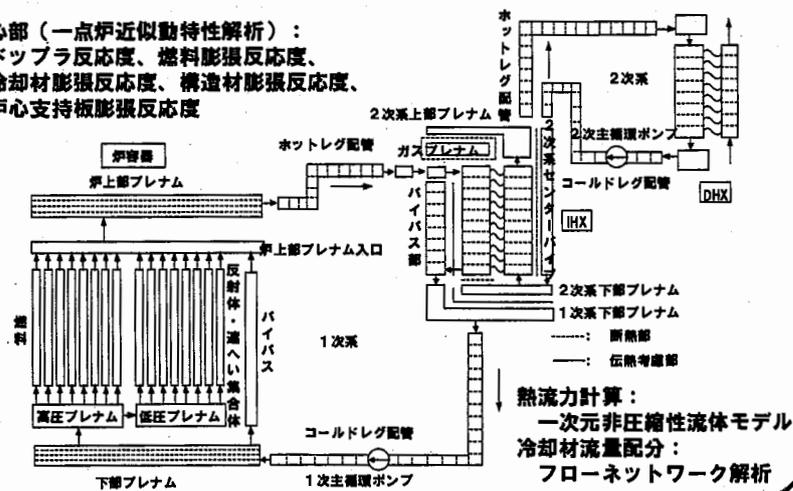
プラント主要目

- 型式 : ナトリウム冷却型高速炉
- 熱出力 : 140MWt (MK-III) (参考: ATWS試験実績を有する海外炉)
EBR-II : 62.5MWt
Rapsodie : 40MWt
- 主冷却系: 2ループ
- 除熱方法: 空気冷却

5/21

「常陽」動特性解析コード Mimir-N2

炉心部 (一点炉近似動特性解析):
 ドップラ反応度、燃料膨張反応度、
 冷却材膨張反応度、構造材膨張反応度、
 炉心支持板膨張反応度

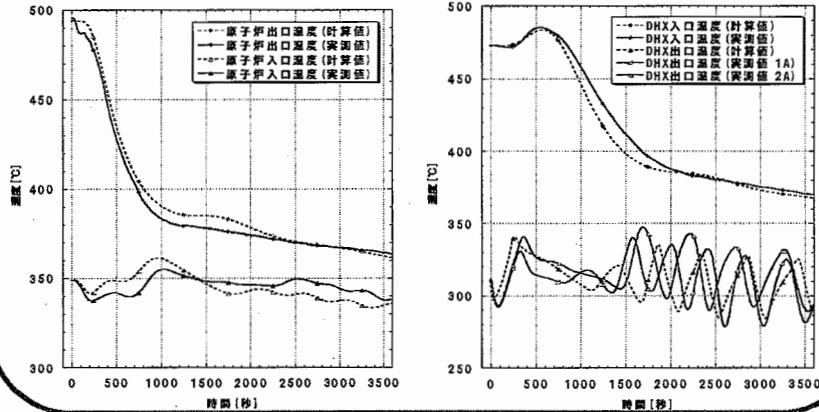


6/21

Mimir-N2の検証結果 (1/2)

性能試験時に実施した手動スクラム試験の実測値と計算値を比較することにより、Mimir-N2冷却系モデルの妥当性を確認する。

比較結果 (一例: 140MWtでの手動スクラム試験)

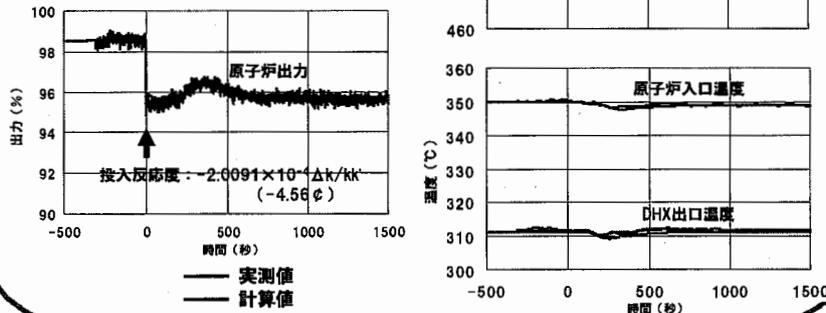


7/21

Mimir-N2の検証結果 (2/2)

性能試験時に実施した制御棒小引抜・挿入応答試験の実測値と計算値を比較することにより、Mimir-N2炉心部モデル (反応度係数) の妥当性を確認する。

比較結果 (一例: 約140MWtでの制御棒小引抜・挿入応答試験)



8/21

UTOP事象解析結果

計算条件：炉心構成 MK-III性能試験炉心
 初期出力 50、100%
 反応度投入量 10、20、30、50、70、80、90、100¢（初期出力50%）
 5、10、20、30、50、70、100¢（初期出力100%）
 反応度投入率 5¢/s
 温度制御モード AUTO

計算結果 黒字：熱的制限値以下、青字：熱設計基準値以下、赤字：熱設計基準値以上

初期出力	項目	投入反応度量 (¢)									熱的制限値	熱設計基準値
		5	10	20	30	50	70	80	90	100		
50%	燃料最高温度 (°C)	-	1474	1620	1765	2048	2312	2434	2551	2664	2530	2650
	被覆管最高温度 (°C)	-	522	537	553	585	618	635	652	669	675	830
	冷却材最高温度 (°C)	-	511	526	542	574	606	623	639	656	-	910
100%	燃料最高温度 (°C)	2454	2513	2628	2737	2954	3123	-	-	3398	2530	2650
	被覆管最高温度 (°C)	615	623	640	657	695	735	-	-	796	675	830
	冷却材最高温度 (°C)	602	611	628	645	681	721	-	-	782	-	910

以下の反応度を投入するUTOP模擬試験（熱的制限値を満足する範囲で実施）が可能
 初期出力50%：80¢（原子炉出力（最大）：101%（約141MWt））
 初期出力100%：10¢（原子炉出力（最大）：109%（約153MWt））

9/21

プラント動特性解析に係る課題

- プラント構造健全性確認
 - 試験時のプラント各部の熱過渡が構造健全性の観点から、問題ないことを確認する。
- 反応度係数の燃焼依存性評価
 - 出力係数が燃焼に伴って変化
 - MK-III炉心が平衡に至るまでの各サイクル炉心の反応度特性データの分析が必要

10/21

SASS炉内試験の概要

単体照射試験

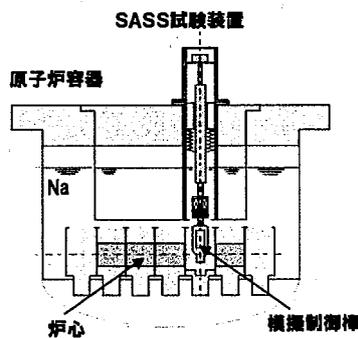
スケールモデルを使用し、高温、高中性子束、ナトリウム中の環境下で、SASSの機能確認・システムの信頼性を実証する。

要素照射試験

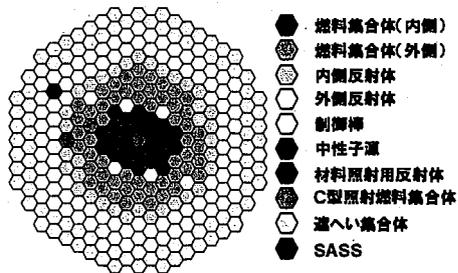
オンライン測定により、高温、高中性子束の環境下での電磁石材料の磁気特性の変化を把握する。また、照射後試験により、電磁石材料の健全性を確認する。

11/21

SASS試験装置の概要 (1/3)



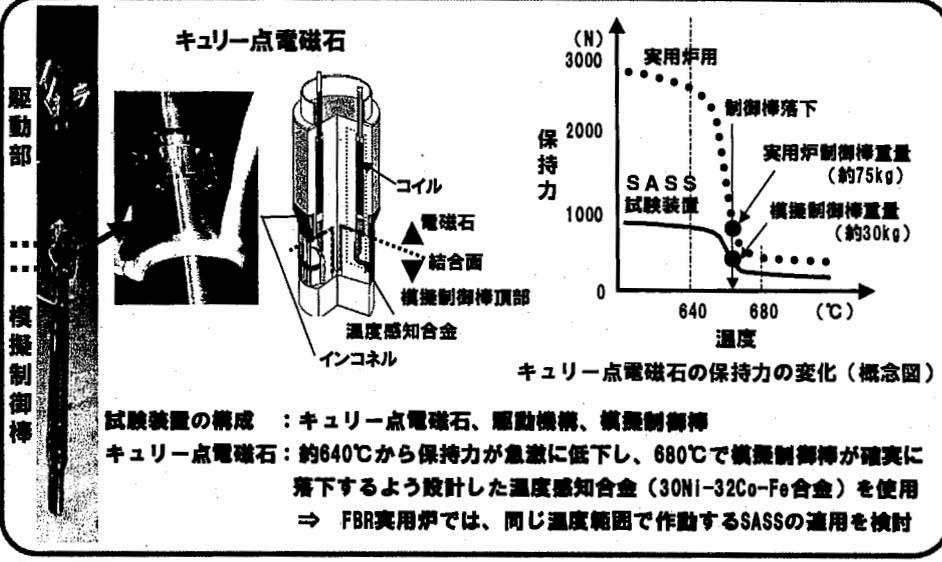
SASS試験装置の挿付位置



温度 約250～約520℃
 中性子束 $10^{11} \sim 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$
 (γ線束 $10^{11} \sim 10^{12} \text{ } \gamma/\text{cm}^2/\text{s}$)
 雰囲気 ナトリウム中

12/21

SASS試験装置の概要 (2/3)



SASS試験装置の概要 (3/3)

-
- スリット
芯スレ防止ピン
インコネル
電磁石の面
模擬制御棒
結合面
分節型制御棒
- 温度感知合金の温度均一化を図るため、冷却材を導入するスリットを設置
 - 自己融着を防止するため、インコネルにより、結合面に約100μmのギャップを確保
 - 周囲に設置したインコネルを障壁とし、遊離不純物の混入を防止
 - 結合面の芯スレを防止するため、芯スレ防止ピンを設置
 - 制御棒の挿入性向上のため、分節型制御棒を採用
 - 天然ボロン (^{10}B 含有率19.9%) を1.2%添加したステンレス鋼製のダミーピンを模擬制御棒に装着し、落下に伴う正の反応度投入を防止
 - 電磁石電流、電磁石温度及び荷重の変化をオンラインで測定可能

SASS単体照射試験の概要

FBR実用炉における使用条件を考慮し、

$5 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$: 温度感知合金 FBR実用炉48ヶ月連続運転に相当)

$6 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$: 電磁軟鉄 FBR実用炉60年使用に相当)

以上の中性子照射を実施

保持安定性の実証

- 原子炉通常運転時に横撾制御棒を安定して保持できることの実証
- キュリー点電磁石の保持力の経時変化の確認
- 横撾制御棒の保持に必要な最低電磁石電流（ドロップアウト電流）の経時変化の確認

切り離し特性の確認

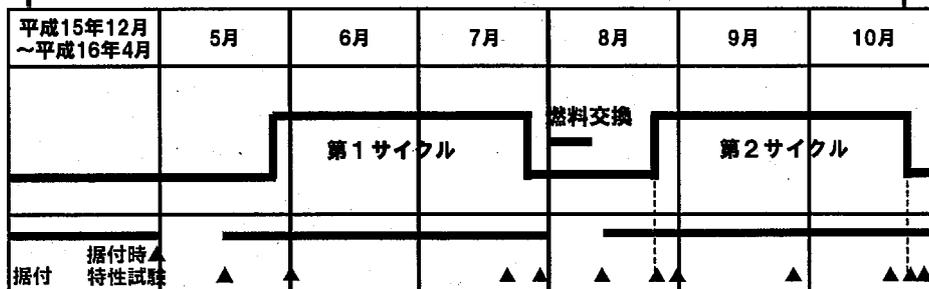
- 電磁石電源の遮断から横撾制御棒が切り離れるまでの時間（デラッチ時間）の経時変化の確認

再結合性の確認

- 切り離した横撾制御棒を再結合する等の駆動システムの機能の確認

以上のデータを蓄積・評価し、SASSの機能確認・システムの信頼性実証を行う。 15/21

SASS単体照射試験スケジュール



1. 保持安定性確認試験
第1サイクル、第2サイクルを通じて実施（下記2.の試験時を除く）
2. 保持力特性試験、デラッチ特性試験、ドロップアウト電流特性試験：
 - ① 電磁石温度約250℃（原子炉停止中：1次系流量（約440t/h、約2700t/h） ▲
 - ② 電磁石温度約350℃（第2サイクルの系統昇温前、系統降温後） ▲
 - ③ 電磁石温度約520℃（原子炉定格出力運転中） ▲

16/21

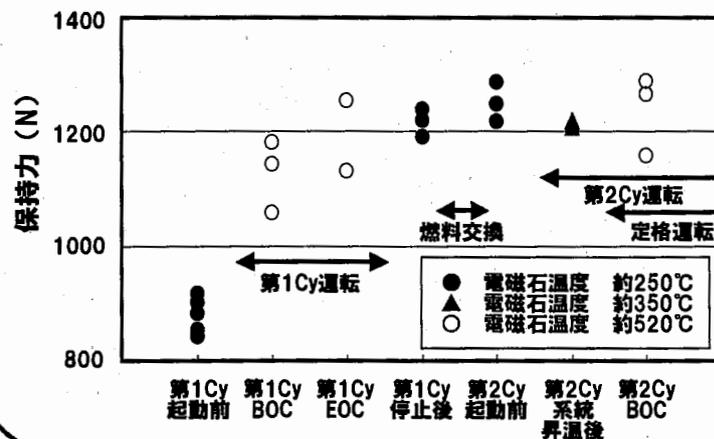
SASS単体照射試験結果（1/2）

- ① 平成15年12月から平成16年4月にSASS試験装置の据付作業を完了し、5月より、SASS単体照射試験を開始した。
- ② 第1サイクル（定格運転日数：60日）における照射試験を終了し、以下を確認した。
 - 模擬制御棒の計画外の落下はなく、保持安定性に問題はなかった。ただし、保持力、デラッチ時間、ドロップアウト電流については、試験初期に特性の変化があった。
 - 原子炉運転中においても、落下させた模擬制御棒を再結合することができ、問題なく上下駆動できた。

17/21

SASS単体照射試験結果（2/2）

測定結果（一例）：保持力特性試験



18/21

SASS炉内試験に係る課題

- 保持力が増加した原因の究明

→ 保持力が増加した原因として、温度もしくは中性子照射による磁気特性の変化が考えられる。しかし、①炉外試験において、電磁石温度の上昇に伴って、保持力が減少している、②中性子照射による弾き出し損傷等により、結晶構造が乱された場合、磁気特性は劣化すると考えられ、かつ、それらの現象が有意に起こる照射量より早く発生していることを考慮すると、この事象を説明できない。

要素照射試験で、電磁石材料の磁気特性への照射影響を把握するとともに、その原因調査を継続する。

19/21

成果のまとめ

- 性能試験データに基づく、「常陽」動特性解析コード“Mimir-N2”の検証を終了した。
- UTOP事象解析を実施し、「常陽」において、UTOP模擬試験の試験条件を明らかにした。
- SASS単体照射試験を実施し、その保持安定性を実証するとともに、保持力等の経時変化に係るデータを取得した。

20/21

今後の課題

- イ. フィードバック反応度評価精度の向上に関する研究
- ロ. UTOP模擬試験の実施計画に関する研究
- ハ. ULOF模擬試験の実施計画に関する研究

- プラント構造健全性解析の実施
- 反応度係数の燃焼依存性の評価
- ATWS模擬試験計画の策定

ニ. SASSの炉内特性に関する研究

- 電磁石材料の磁気特性への照射影響の把握
(要素照射試験・PIEの実施)
- 保持力増加の原因調査

21/21

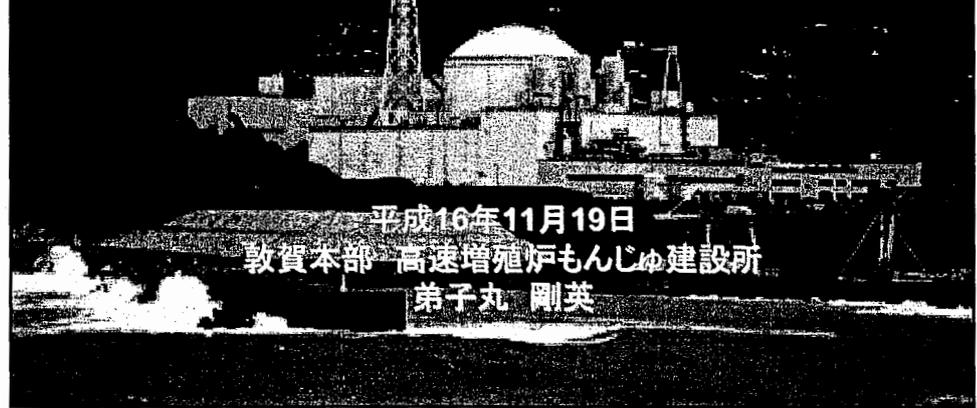
用語集

- ・ Mimir-N2 : 「常陽」用に開発整備したプラント動特性解析コード
- ・ ATWS事象 : 異常な過渡変化時のスクラム失敗事象。ULOF、UTOPがこれに含まれる。
- ・ UTOP事象 : 過渡過出力時スクラム失敗事象
- ・ ULOF事象 : 流量低下時スクラム失敗事象
- ・ SASS : キュリー点電磁石で制御棒を吊り下げる新型の原子炉停止装置。原電とサイクル機構の共同研究として研究開発を進めてきた。キュリー点電磁石は高温になると磁束密度が急速に低下するため、ATWS事象時の冷却材温度の上昇に対して、制御棒が自然に炉心内に落下するので、異常検知や運転員の操作に期待することなく、原子炉を確実に停止することが可能となる。



平成16年度 安全研究成果発表会
 平成16年11月19日
 サイクル機構 大洗工学センター

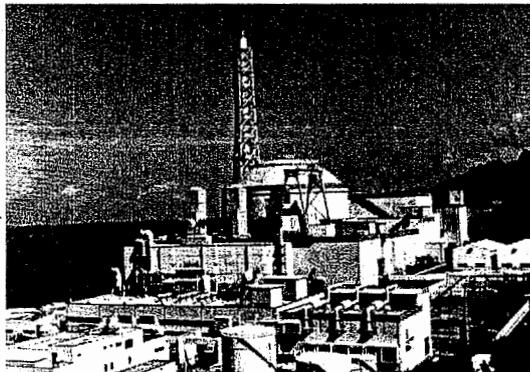
「もんじゅ」における安全研究の現況



平成16年11月19日
 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所
 弟子丸 剛英

「もんじゅ」の経緯

電気出力 280MWe, 熱出力714MWt
 ナトリウム冷却 MOX 燃料炉心



- 1983年5月 原子炉設置許可
- 1985年10月 建設工事開始
- 1991年5月 機器据付完了、試運転開始
- 1994年4月 初臨界
- 1995年8月 初送電
- 1995年10月 40%出力到達
- 1995年12月 ナトリウム漏えい事故
↓
安全性総点検
- 2002年12月 改造工事に係る原子炉設置 変更許可

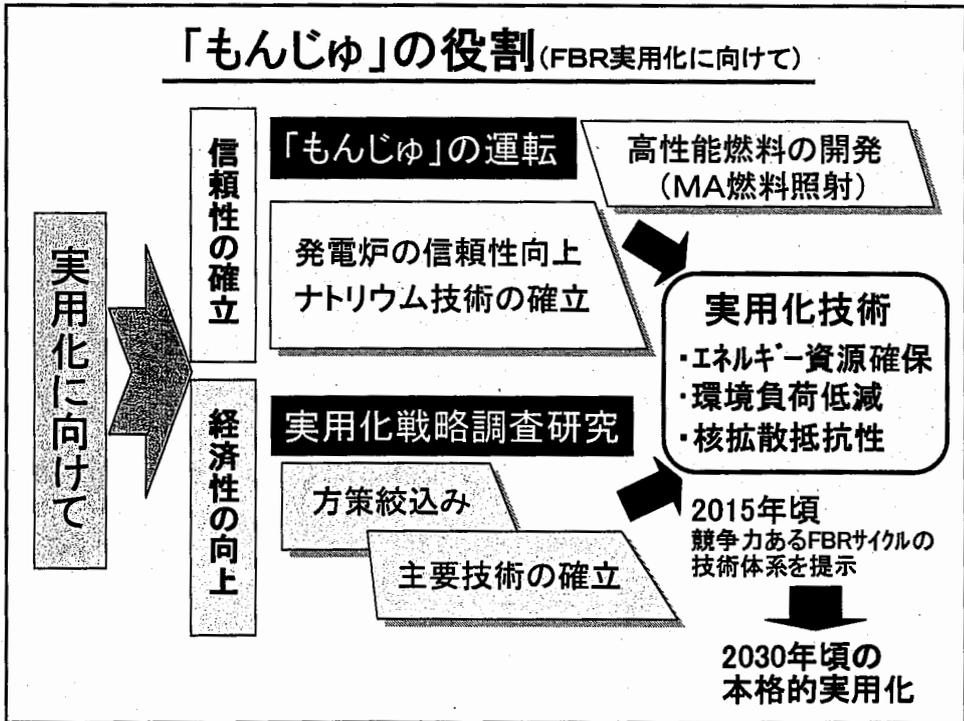
今後できるだけ早期に地元了解を得て
 改造工事に着手

運転再開を目指す

「もんじゅ」の現況



「もんじゅ」の役割 (FBR実用化に向けて)



「もんじゅ」を用いた技術開発

●高速中性子炉心

- ・各種反応度、出力分布特性
- ・増殖性能
- ・プルトニウムの炉心管理

●実環境下での総合システムの特徴

- ・水・蒸気系を含む過渡特性
- ・発電効率・所内負担率
- ・原子炉周りの放射線・しゃへい
- ・格納系の漏えい率
- ・燃料取扱い

●プラントの運転・保守技術

- ・トラブル不具合と補修
- ・検査装置
- ・異常診断
- ・廃棄物被ばく低減
- ・運転・保守の体系化

設計裕度評価 ➡ 設計手法の高度化

運転・保守経験の蓄積 ➡ 発電プラントとしての信頼性実証

「もんじゅ」を用いた技術開発

新技術の基準化、標準化

○蒸気発生器等ナトリウム機器の運転性、保守性の実証 ➡ 運転保守履歴データの蓄積

➡ 最適なFBR機器保守技術の確立

➡ 高速炉機器信頼性データベース

○燃料破損、蒸気発生器水漏えい後の措置方法の確立

○放射性腐食生成物の挙動評価と被ばく低減対策

↓
発電プラントにおけるナトリウム取扱技術の確立

「もんじゅ」における安全研究

「もんじゅ」を用いた技術開発は、安全性、信頼性、経済性向上の多面的な成果があるが、安全性向上面からの成果が期待できる開発を、安全研究として取り組んできている。

特に、運転再開に向けて、設備改善、運用手順改善、技術レベル向上を着実に進めている。

設備改善 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討

「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究

運用手順改善

冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討

「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討

工程FMEA手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討

技術レベル向上

「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開

社内研究5-2 「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係わる検討

目的

(もんじゅ技術課)

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

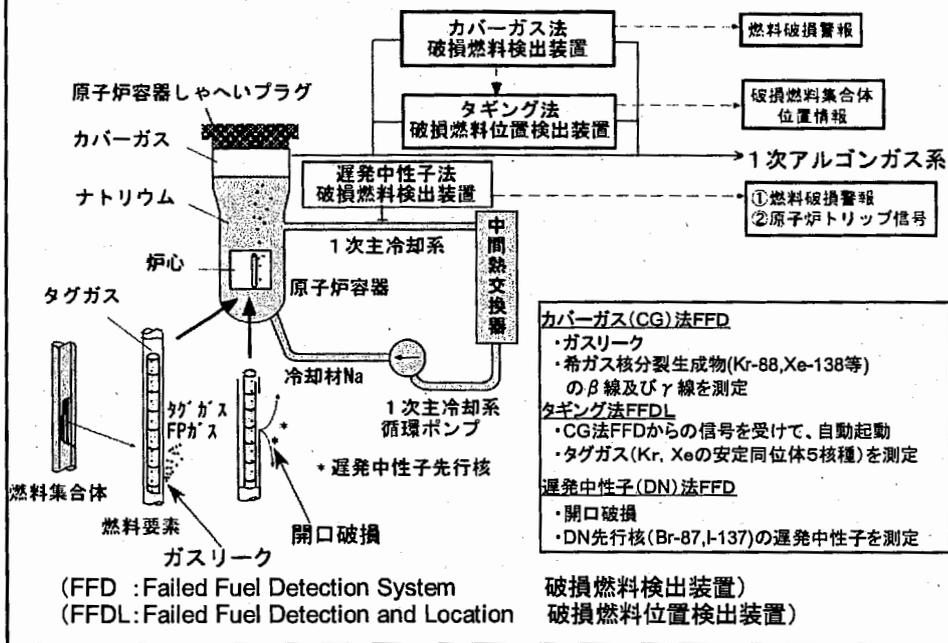
内容

- イ. 「常陽」における燃料破損模擬試験等を基に、「もんじゅ」における燃料破損時の核分裂生成物やタグガスの1次主冷却材中への放出割合及びカバーガス空間への希ガスFP等の移行割合などを評価
- ロ. イ. の評価結果等を基に、「もんじゅ」で採用している破損燃料検出装置(遅発中性子法, カバーガス法及びタギング法)の燃料破損の検出能力や破損燃料の位置同定能力を評価。破損燃料検出装置構成の信頼性を把握し、破損燃料検出装置の最適な運用方法などについて検討

平成15年度までの実績

- イ. 平成2年に「常陽」で実施されたFPソース試験での知見を反映した、希ガスのカバーガスへの移行定数の一般式を求めるため、各国のFBRの希ガスのカバーガスへの移行定数及びプラントデータの収集

破損燃料検出装置の概要



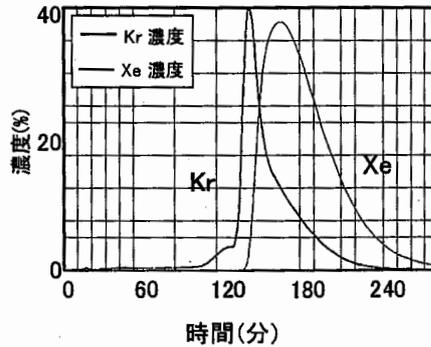
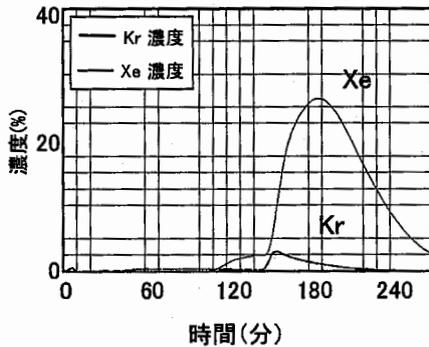
15年度までの実績

ロ. 「もんじゅ」の性能試験(45%出力)時の遅発中性子法破損燃料検出装置(DN法FFD)のバックグラウンド測定結果から、定格出力運転時のバックグラウンド計数率を予測。

小型の活性炭吸着塔と質量分析計を用いた活性炭の吸脱着特性の測定結果を反映し、実機タギング法FFDLのタグガス回収装置と同一形状のモックアップ試験装置を用いた試験を実施。活性炭の吸着温度を若干上げることで、KrとXe(特にKr)の濃縮率が大幅に向上するので、運転方法を改善することで破損燃料同定能力の信頼性が向上できる見通しを得た。

現状

改良案



社内研究5-6 「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究

(国際技術センター)
(システム技術開発部)

目的

「もんじゅ」の安定な運転を確保するために、これまでの性能試験で報告された運転制御に関して改善が望まれる項目を明確にする。また、予定されている設備改善の内容を動特性解析コードに反映し、解析コードを用いて運転操作と制御の安定性の評価を行う。

内容

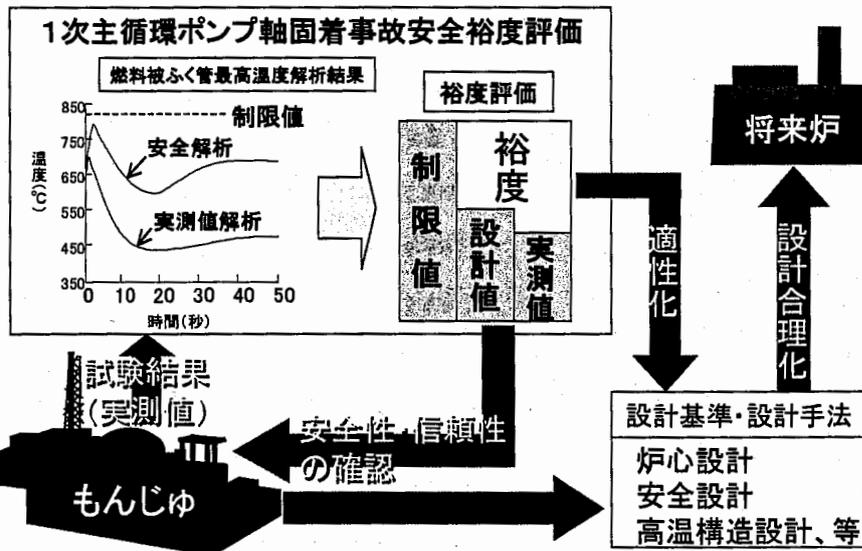
「もんじゅ」のプラント動特性解析コードを用い、過去の性能試験の再現解析による解析コードのチューニングと解析関連機能の整備、及び「もんじゅ」改造工事に伴うプラント系統/機器の特性変化の取込みを行う。また、制御の応答性に関する予測解析や感度解析を実施し、「もんじゅ」運転再開後の性能試験計画の作成に資して、安定運転を確保する。

H15年度までの実績

プラント動特性解析コード(SuperCOPD)による性能試験の再現解析及び設計裕度の評価

「もんじゅ」の水蒸気系設備改善項目に対応した水・蒸気系の動特性解析コード(FANPSY)の改造を実施

プラント過渡データに基づく技術評価



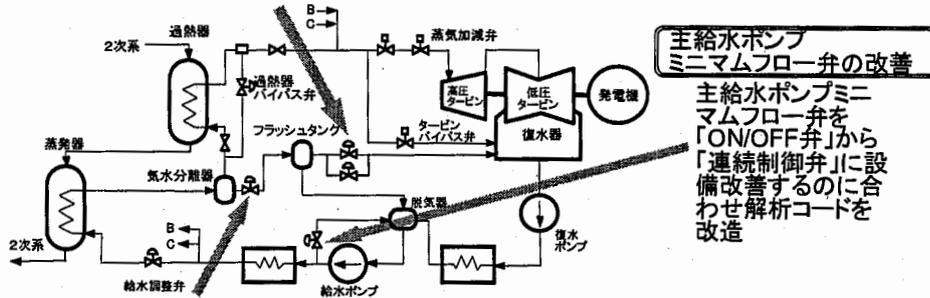
動特性解析コードの改造項目

「もんじゅ」水・蒸気系設備改善項目のうち解析に関係する9項目について
動特性解析コード(FANPSY)を改造

【改造例】

フラッシュタンク圧力調節弁振動騒音対策

フラッシュタンク圧力調節弁の2機並列化に対応し、解析コードを改造



主給水ポンプ ミニマムフロー弁の改善

主給水ポンプミニマムフロー弁を「ON/OFF弁」から「連続制御弁」に設備改善するのに合わせ解析コードを改造

気水分離器ドレン弁の容量増大

気水分離器ドレン弁の容量を増加する設備改善に対応し、解析コード上の弁特性の変更などを実施

社内研究5-8 冷却材ナトリウムの迅速分析手法の検討

目的 (もんじゅ安全管理課)

「もんじゅ」の冷却材ナトリウム中不純物分析及び各種設備点検等で回収されるナトリウム化合物の組成分析を迅速化し、プラント運転に対する情報の即応性を図り、「もんじゅ」の安定・安全運転に資する。

内容

- イ. 冷却材ナトリウム中不純物分析の迅速化
- ロ. ナトリウム化合物分析の迅速化
- ハ. ナトリウム漏えい検出器フィルタのバックグラウンド評価

平成15年度までの実績

- イ. 固体金属を直接分析する「グロー放電質量分析装置」を用いて金属ナトリウム中の多元素分析を直接行う手法の試験と特許出願
- ロ. 「ナトリウム-コンクリート反応実験」時に回収されたナトリウム化合物を試料として、存在する元素・化合物の定性分析を実施し、X線回折装置により1g以下と少量の試料で、試料中に存在する金属ナトリウム・酸化ナトリウム・水酸化ナトリウム等の元素・化合物の同定ができることを確認
- ハ. ナトリウム漏えい検出設備の原子炉容器廻り・1次主冷却系・炉外燃料貯蔵槽系のフィルタ回収・測定・データ収集を実施

グロー放電質量分析装置による元素分析

(1) 低融点金属の分析事例

製造メーカー・国内外ユーザについて調査

Naの事例は無いが、Ga;29.8°C, の事例有り

(2) Naを用いた分析試験(販売メーカーのデモ機借用)

① 市販Na...Naの脱着性・分析可否の調査

一連の分析操作が何ら支障無くできることを確認

B,O,K,Fe,Na(母材)の同時分析可能...ppm~%

② 高純度Na...低濃度領域の測定性、従来法との比較

(装置導入部へグローボックスを装着)

もんじゅ管理対象元素の同時分析可能...ppb~ppm

(18元素: H, Li, B, C, N, O, Mg, Al, Si, Cl, K, Ca, Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Mo)

約3時間で全ての安定データを取得可能

グロー放電質量分析装置による元素分析

測定データ(代表例)

高純度Naの測定データ

○グローボックス内酸素濃度: 8~10ppm

○試料室供給Ar中酸素濃度: <2ppm

○測定値: 微量元素イオン強度/Naイオン強度

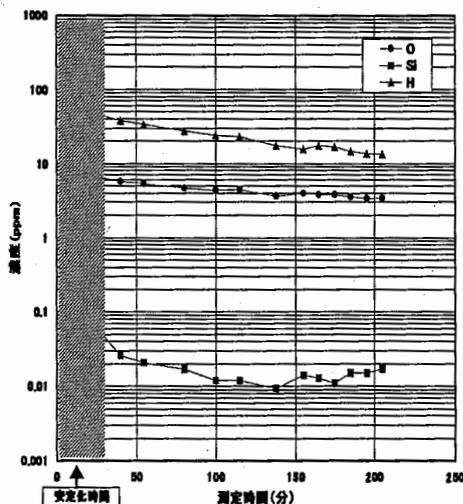
従来法分析値との比較

水素・炭素・窒素・カルウム以外の14元素についてはほぼ合致

→標準物質による校正が必要

(単位: ppm)

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



社内研究5-10 「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと
効果的教育訓練方法の検討

(もんじゅプラント第一課)

目的

事故時等に用いる運転手順書(異常時, 故障時運転手順書)について, 手順書体系を見直し, 事故発生後の対応手順についてより明確にするとともに, 運転員の訓練に適用して運転安全性の向上に資する。

内容

- イ. 事故時等運転手順書体系の見直し
- ロ. 事故時等運転手順書の検討・整備 とシミュレータを用いた検証
- ハ. 効果的教育訓練方法の検討

平成15年度までの実施内容

1. 事故時等運転手順書体系の見直し
 - (a)類似事象について運転手順書の統合を実施(循環ポンプの異常等)。
 - (b)ナトリウム漏えいは、漏えい箇所やプラント状態によって対応操作が異なる場合の手順を拡充。
 - (c)新規手順を追加して対応手順を強化(設計基準外事象, 地震, 火災, 復水器細管漏えい等)。
2. 事故時等運転手順書の検討・整備
 - (a)約9割の手順書の基本的検討を終了し, 順次改訂手続中。シミュレータで模擬可能な事象はこれを用いた確認を実施。ナトリウム漏えいに関しては, 改造工事の詳細を反映して詳細手順を検討中。
 - (b)レベル-1 PSAを勘案し, 設計基準外事象に徴候ベースで対応する緊急時運転手順(EOP)を「異常時運転手順書II」として新規に整備。

異常時運転手順書II (徴候ベース手順書) に係る枠組み

		設計基準事象対応	アクシデントマネジメント (AM) (設計基準外事象)	
		添出事象対応の充足	炉心損傷の防止 (I-X-1)	炉心損傷後の影響緩和 (I-X-2)
ソフト	運転組織 マニュアル	異常時運転手順書 (設計基準事象を対象に想定されるシナリオに従った操作を記載→事象ベース)	異常時運転手順書II (設計想定外の事象が発生した場合に、炉心損傷を防止するための対応手順を記載)	異常時運転手順書III 作成の要否はAMGと 合わせ検討中
	支援組織 ガイドライン		アクシデントマネジメントガイドライン (AMG) 検討中	
ハード	設備	既存設備	設備改善 (必要があれば)	

【 異常時運転手順書IIの構成 】

- ・全体フロー図
- ・手順書1「反応度制御」(ATWS対応)
- ・手順書2「炉心冷却」(PLOHS対応)
- ・手順書3「原子炉液位確保」(LORL対応)

アクシデントマネジメント (H14保安院報告書)

設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事象が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能又はそうした事象に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、若しくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置を言う。

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

(もんじゅプラント第二課)

目的

「もんじゅ」における主要な設備点検作業における作業安全性確保の信頼性向上を目的として、信頼性解析手法の一手法として多用されている工程FMEA手法*)を用いた作業工程解析を行い、その結果に基づいた作業安全対策の検討を行う。

*: Failure Mode and Effects Analysis;故障モード影響解析と呼ばれる解析手法

内容

- イ. 文献等により工程FMEA手法の調査を行い、評価手法を習得
 - ロ. 「もんじゅ」の代表的な設備点検作業を選定、同手法の適用を試行
 - ハ. 適用結果を分析・評価し、必要に応じて同手法適用に係る標準化
- 平成15年度までの実施内容

定常的な点検作業の代表例として「取水ロススクリーン設備点検作業」を分析・評価し、工程FMEA手法採用の有用性を確認。「もんじゅ」の設備点検作業に適用するに当たっての留意点、課題等の抽出及び検討。さらに、一連の検討の成果を踏まえ、「もんじゅ」の設備点検作業に本手法を採用する場合に準拠可能な実施方法としての確立。

FMEAワークシートの例

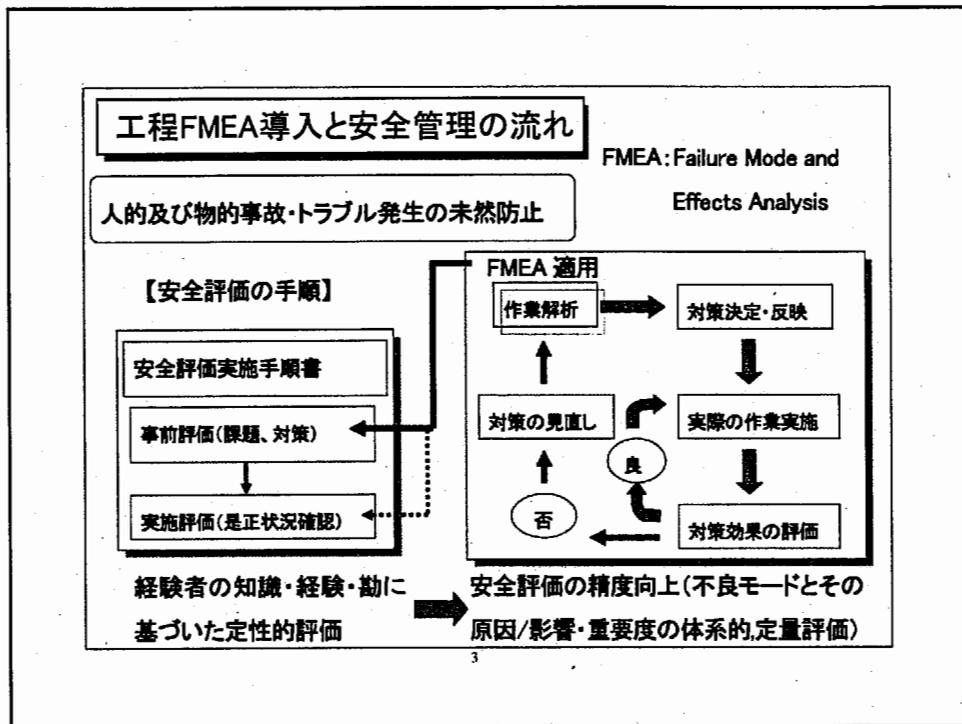
対象作業：取水ロススクリーン設備点検作業に関する安全性確保検討
検討対象：トラベリングスクリーン点検作業

プロセス 工程 作業 内容	単位工程	不良モード	不良モードの影響	不良モードの原因				不良モードの対策			
				作業者 (Man)	設備 (Machine)	材料 (Material)	作業方法 (Method)	発生 頻度	発生 場所	発生 時期	発生 状況
作業エリアの 設定	7付の確認	落下による負傷	点検不足 7付点検漏れ	誤作動	異常発生	点検器具不備	1	3	1	3	
											高所からの転落
	7付の確認	落下による負傷	点検不足 7付点検漏れ	誤作動	異常発生	点検器具不備	1	3	1	3	
											高所からの転落
	高圧火花発火	火災による負傷	作業位置不適	安全帯不着用 足先踏破不足	異常発生	異常発生	1	3	1	3	
											高所からの転落
	2 点検距離設定	距離設定	誤作動による負傷	誤作動による負傷	誤作動による負傷	誤作動による負傷	1	3	2	6	
											高所からの転落
	3 分 割 点 検	7付の点検	落下による負傷	点検不足 7付点検漏れ	誤作動	異常発生	点検器具不備	2	3	1	6
7付の点検	落下による負傷	点検不足 7付点検漏れ	誤作動	異常発生	異常発生	点検器具不備	1	3	1	3	
											高所からの転落
7付の点検	落下による負傷	点検不足 7付点検漏れ	誤作動	異常発生	異常発生	点検器具不備	1	3	1	3	
											高所からの転落

トラベリングスクリーン点検作業の不良モード抽出結果

●全38工程中に、365件の不良モード → 42種類に分類

●対策を要する(重要度高)不良モード → 17種類(108件)抽出



社内研究5-7 「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開

(国際技術センター)
実技訓練Gr

目的

「もんじゅ」の運転員及び保守員を対象に、運転シミュレータ訓練、ナトリウム取扱研修及びFBR特有機器設備を主体とした保守研修を実施し、「もんじゅ」の再起動とその後の安全・安定な運転を支援

内容

- イ. 運転訓練シミュレータによる教育訓練の実施
- ロ. ナトリウム取扱研修の実施
- ハ. 保守研修の実施
- ニ. 研修共通事項に係る検討(研修効果を高める手段、計算機インフラの整備等)

平成15年度までの実績

- イ. 各種研修の計画的な実施
- ロ. 仏国CEA/Cadaracheのナトリウム学校との情報交換及び講師を招聘しての特別研修を実施し、海外の経験情報を収集

**「もんじゅ」運転再開と安全安定運転に向けた
教育研修の枠組み**

技術分野	対象研修	伝承技術項目
ナトリウム取扱技術	ナトリウム取扱技術研修	ナトリウム知識・知見、消火訓練、配管漏洩対応、ループ運転技術
ナトリウム機器保守技術	保守研修	ナトリウムポンプ軸シール部分解、制御棒駆動機構、燃料交換技術
FBR運転技術	シミュレータ研修	通常運転操作、異常時対応操作技術
FBRプラントシステム技術	FBR基礎講座	FBR原理、炉心、燃料、構造、機器、システム計装、開発等
FBRプラントシステム設計	FBR応用講座	システム設計、炉心・燃料・遮蔽設計、構造評価、安全評価、計測制御、プラント運転・保守等
その他(海外情報等)	仏国特別ナトリウム講座	海外ナトリウム取扱経験等

FBR技術の継承

FBR基礎講座

対象者 初級技術者(≒一般職Ⅰ)
多岐に渡るFBR技術を12講座にカテゴリ分けしその基礎を学ぶ。

- > FBRの原理とプラント、燃料サイクルの特徴
- > 炉物理、炉心・燃料の基礎
- > FBR機器、FBRシステムと計装の基礎
- > FBRプラントの構造健全性
- > もんじゅ漏洩事故と対策
- > FBR安全性、FBR開発と国際協力、他

【主な学習カテゴリ】

FBR応用講座

対象者 中級技術者(一般職Ⅰ～主務)
FBR技術を4分割(13分野)にカテゴリ分けし、FBR設計の根拠やその特徴を学ぶ。

応用講座Ⅰ

- > FBRプラントシステムの設計、許認可、安全設計

応用講座Ⅱ

- > 炉心・燃料設計と特性、遮蔽設計と線源評価

応用講座Ⅲ

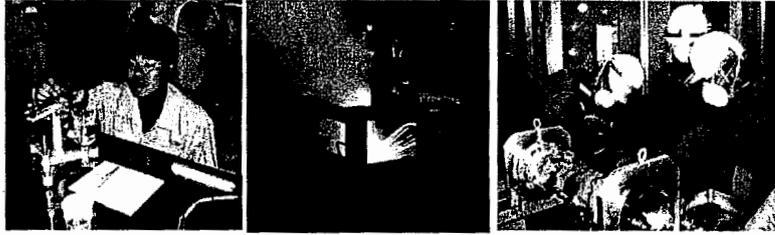
- > 構造材料・構造設計、冷却系機器設計

応用講座Ⅳ

- > FBRプラント計装、動特性・制御、プラントの運転・保守

【主な学習カテゴリ】

教育研修活動の様子



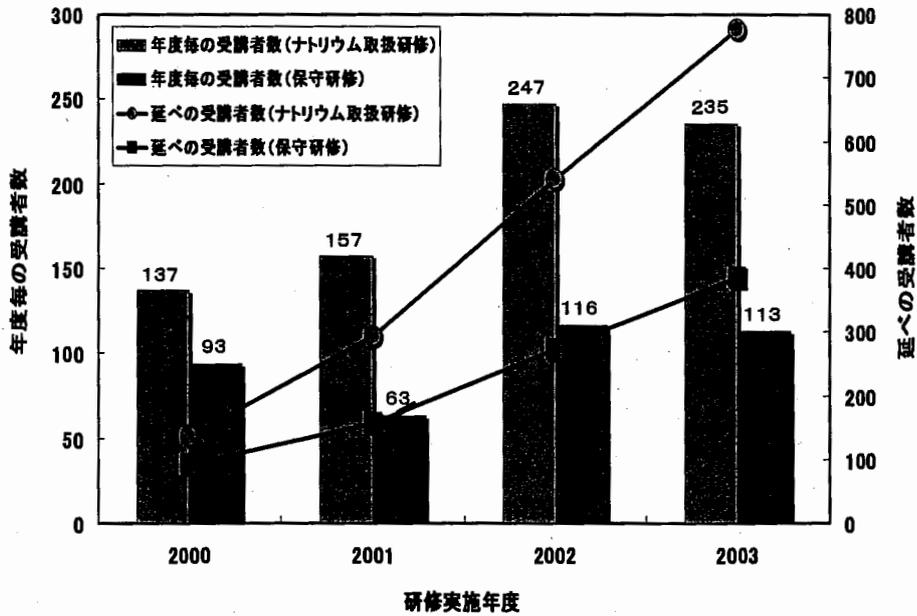
【ナトリウム取扱技術研修】



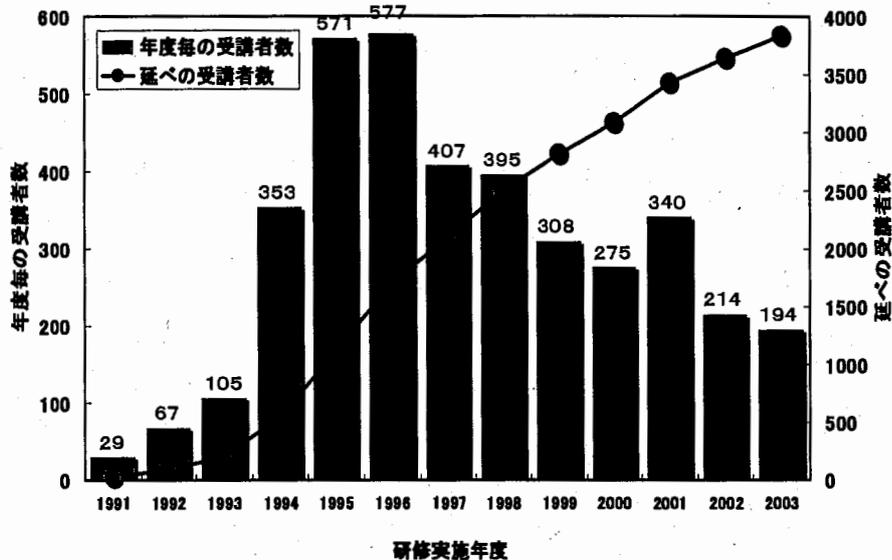
【保守技術研修】

【シミュレータ研修】

ナトリウム取扱研修及び保守研修の受講者数実績

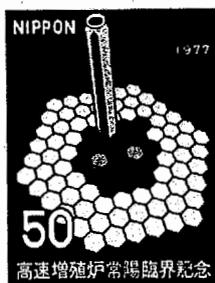


シミュレータ研修の受講者数実績



注)2001年度より体系の見直しに伴い、関連する机上教育の実績も含めている

「常陽」・「もんじゅ」から次世代へ



高速増殖炉常陽臨界記念



実験炉「常陽」

5万kWt→10万kWt→14万kWt

- 1970年 着工
- 1977年 初臨界(Mk-I)
- 1982年 照射用炉心(Mk-II)
- 2003年 高度化(Mk-III)

高速増殖炉原型炉「もんじゅ」 FBR



原型炉「もんじゅ」

28万kWe

- 1985年 着工
- 1994年 初臨界
- 1995年 初送電

豊かな
明日へ



用語解説

・MA燃料

使用済燃料中でウラン、プルトニウムに比べ存在量の少ないアクチノイド元素(マイナーアクチノイド: アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)及びネプツニウム(Np)等)を入れた燃料をMA燃料といい、将来は、高速増殖炉の燃料として燃やすことを計画している。

・タグガス

燃料集合体毎に特有の同位対比で封入されている希ガス(Kr^{78} 、 Kr^{80} 、 Kr^{82} 、 Xe^{126} 、 Xe^{129})であり、燃料破損によってナトリウム中に放出され、カバーガスへ移行する。カバーガス中のタグガスの同位対比を測定して、破損燃料集合体を同定する。

・FPソース試験

平成2年「常陽」で実施された、ウラン-ニッケル合金製のFPソースを用いた燃料破損模擬試験

・グロー放電質量分析装置

グロー放電質量分析装置は、金属や粉体等の固体試料を前処理無しに直接元素分析できる装置であり、試料の母材や試料に存在する極微量(\sim pptレベル)の不純物を同時多元素分析できる。原理は、真空状態で微量のアルゴンガスを導入しながら電圧を掛けてグロー放電を発生させ、この放電によって発生したアルゴンプラズマが試料表面に衝突することで、母材や微量不純物が原子状として叩き出され、その後イオン化される。イオン化された元素は二重収束型(磁場、電場)の質量分析部で各質量毎に分別され、検出器にて定性・定量される。

資料3

質疑応答集

平成16年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室： システム技術開発部

①高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究

核燃料工学Gr

照射済 ODS 鋼フェリト鋼被覆管の短時間強度評価と過渡時燃料挙動の一般化整理

発表者： 上羽智之

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>Q1:原研の NSRR のような軽水炉燃料の過渡試験と CABRI のような高速炉燃料を用いた過渡試験の違いはどこにあるか。(住田先生)</p>	<p>A1:軽水炉燃料では、短い過渡時間スケールでかつ、リム領域が1000℃以下の低い温度条件でも粒界分離を生じている点が、高速炉燃料と異なる。これは定常照射時の燃料温度の違いと外周領域の粒界ガス密度の違いによるものと推察される。 (補足説明: NSRR の試験では、軽水炉燃料棒から切り出した試験体(短尺燃料棒)を、水を満たしたカプセル中に置き、室温からパルス照射するRIA型試験を実施した。一方、CABRI の試験では、炉内にナトリウム試験ループを持ち、実機照射の長尺燃料をそのまま用いて、数分程度の定格運転状態を模擬した後、様々な時間スケールで過出力を印加した試験を実施した。)</p>	
<p>Q2:照射量増大を狙った ODS 鋼の今後の照射計画について教えて欲しい。(杉山先生)</p>	<p>A2:ロシア BOR60 の照射試験では 2008 年頃までに $15 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$ の照射データを取得する。「常陽」照射試験では、実用化レベルである $50 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$ の照射量を 2013 年頃に達成する計画である。</p>	
<p>Q3: ODS 鋼リング引張試験における「伸び」の定義は如何。また、PNC316 のような単軸試験片と比較する場合、試験片形状の違いが延性の評価に影響しないか。(JNC:渡士)</p>	<p>A3: ODS 鋼のリング引張試験片は、試験片の細長い平行部を標準長さとし、試験後の増加率を「伸び」と定義している。また、PNC316 は、ODS 鋼のように強度の異方性がないため、通常の単軸引張試験片の伸びの結果を、ODS 鋼と直接比較しても問題は無いと考えている。</p>	
<p>Q4:今後、ODS 鋼について実施する照射試験では、600℃以上の高温データは取得できるか。(座長)</p>	<p>A4:現在実施中の BOR60 照射試験で、高温データは取得できる。「常陽」で計画している照射試験でも、高温条件での照射強度データを取得できるようになっている。</p>	

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>Q5: ODS 鋼の引張試験温度は照射温度と一致させるのか。異常な過渡事象を想定すると、照射温度より高温で破損する場合の評価も重要になると考えられる。(座長)</p>	<p>A5: 強度データは設計評価に反映させることを考慮して、基本的には試験温度を照射温度に一致させて試験する。コメントの主旨の評価は、急速過熱バースト試験により実施することを計画している。(補足説明: 過渡時の健全性評価で用いる材料強度は、定常照射時の温度条件で照射環境効果を評価し、過渡温度条件での非照射材強度に、この環境効果を考慮している。)</p>	
<p>Q6: ODS 鋼照射試験の方法について教えてほしい。(材料照射試験なのか、燃料を含むのか) (三菱: 小山氏)</p>	<p>A6: BOR60 照射試験は燃料ピン照射である。「常陽」の照射試験は、材料照射試験と燃料ピン照射試験の両方を計画している。</p>	
<p>Q7: TREAT で計画している過渡試験で、候補としている照射済燃料ピンの照射条件について教えてほしい。(杉山先生)</p>	<p>A7: 優先的に実施したいのは、FFTF で照射した FMS 鋼被覆管による高燃焼度 MOX 燃料ピンである。この燃料ピンの照射量は $40 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$ に達している。(燃焼度は、23 万 MWd/t である。)</p>	
<p>Q8: そのような高燃焼度の過出力データが得られると、資料 2 の OHP 集 14/18 のマップに示されたスエリング顕在化温度のバンドに影響しないか。 (杉山先生)</p>	<p>A8: 資料 14/18 のマップには、10 万 MWd/t 程度の高燃焼度データが含まれる。低スミア密度燃料の過出力条件での破損限界は、燃焼度依存性が少ないことを考慮すると、更に高い燃焼度の燃料応答も今回のマップ上に示したバンドの延長上で説明可能と考えられる。</p>	
<p>Q9: ODS 鋼の実用化時期はいつ頃になるか。(菊地先生)</p>	<p>A9: ODS 鋼実用化の照射量レベルは、$50 \times 10^{26} \text{n/m}^2, E > 0.1 \text{MeV}$ である。「常陽」の ODS 鋼照射試験の照射量がこのレベルに達する時期を考慮すると、実用化は 2015 年頃になると考えられる。その頃、「もんじゅ」高度化炉心の被覆管材料に反映する計画である。</p>	

平成16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

②ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究

熱化学安全試験Gr

12Cr 鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性について

発表者： 栗原 成計

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>Q1:ターゲット部の温度測定は行っているのか。(戸田先生)</p>	<p>A1:ターゲット部の母材温度は測定していないが、ターゲット部からやや離れた反応部での温度測定は行っている。</p>	
<p>Q2:母材とジェットとの間で、水漏れ率の違いによる温度の違いはあるのか。(戸田先生)</p>	<p>A2:今回の試験では反応部での温度が、漏れ率の小さい場合(数 g/s)で 700~800℃、比較的漏れ率の大きい場合(十数 g/s)で 1000℃を超える。母材の温度はこれに相当する温度影響を受けているものと思われる。</p>	
<p>Q3:12Cr 鋼ではこの影響がないのか。(戸田先生)</p>	<p>A3:現在、評価中である。なお、当面、9Cr 鋼に対して温度影響に関するデータベースが整備されているので、12Cr 鋼の影響度合いについては、そのデータから類推していく。</p>	
<p>Q4:どの程度の漏れ率までデータを取得するのか、大きな漏れ率でのデータ取得の必要はないのか。(平川先生)</p>	<p>A4:小漏れ域ではウェステージ率が大きいのでいかに早期に検知するかが重要である。12Cr 鋼のウェステージ率も過去のクロモリ鋼から類推して小漏れ域が厳しくなる。まずは、漏れ率の小さいデータを拡充して相関式を導く。漏れ率の大きいところは過去のデータから判断して必要に応じてデータを取得する。</p>	
<p>Q5:鉄が少なくなるとウェステージ率が下がるという主張ではなく、ウェステージを下げようとするクロムが何らかの有効な働きをしているというメカニズムなのか。(JNC:渡士)</p>	<p>A5:これまでのクロモリ鋼と比較して、化学成分で大きく異なるクロムの含有率で比較した場合に、ウェステージ率が低くなる傾向があることは把握している。今後、データを拡充して、ウェステージのメカニズムを解明していく。</p>	
<p>C1:どういう材料が伝熱管としてふさわしいかを判断するためにも、ミクロの現象を解明する研究を望む。(JNC:渡士)</p>	<p>拝承</p>	
<p>Q6:2.25Cr のデータは過去のデータであるので、数ケースでも最近の実験技術で確認実験が必要ではないか。(菊地先生)</p>	<p>A6:今回実施した試験については、装置の規模、実験手法が過去のものとほとんど変わらないので、確認試験は不要と考える。</p>	

平成16年度安全研究成果発表会Q & A

[発表課題名]

部課室： 要素技術開発部

③高燃焼炉心内の熱流動現象の評価に関する研究
クロスフローによる混合現象とその解析評価

新技術開発試験Gr

発表者： 上出 英樹

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>Q1:ワイヤーのあるサブチャンネルで見られるピーク温度について、解析結果は実験結果を過小評価している。解析手法をチューニングする必要はないのか。(杉山先生)</p>	<p>A1:ここで適用した解析手法はサブチャンネル解析であり、サブチャンネル内の平均温度を評価しているため、ピーク値と差があるだけでチューニングの必要はない。通常の燃料集合体では全ての燃料ピンが発熱しており、サブチャンネル内の温度分布に大きなピークは生じない。しかし、本試験では便宜的に1本のピンのみを加熱しているため特にピーク位置ではサブチャンネル内の温度勾配が大きくなっていると考えられる。平均値を扱う解析との差が生じやすい体系となっていることがひとつの原因と考える。ここでは、クロスフローによる温度の空間分布や加熱ピン位置によるクロスフローの強さの影響を物理的に再現できていることを明らかにした。一方でサブチャンネル変形を含めサブチャンネル内を詳細に解析する局所詳細解析手法として有限要素法にもとづく解析コードを開発しており、これを組み合わせることにより、詳細に評価することができる。</p>	
<p>Q2:集合体モデル内の流速、温度差はどの程度か。混合対流条件での浮力の影響にも関心がある。(菊地先生)</p>	<p>A2:実機の集合体内流速は5から6m/sであり、本試験ではその半分程度に設定した。入口からの温度上昇はピーク位置で40から50℃程度で、熱電対により正確に温度が測定できる温度差としている。本発表で示したケースにはないが、より低流速で浮力が効き易い条件での試験も実施しており、試験データベースとして整理してある。結果としては試験条件範囲では浮力による温度分布への影響が顕著なものはなかった。</p>	
<p>Q3:閉塞物の背後など流れが停滞する位置の方が温度上昇は大きくなるのではないか。閉塞物の配置がここだけでいいのか。他の位置についても検討しなくていいのか。(戸田先生)</p>	<p>A3:ここで示した実験ケースにはないが、閉塞物と接するピンを加熱したケースでは、閉塞物の背後で温度上昇を示す結果が得られている。ここでは閉塞物の周囲にできるクロスフローを研究対象としており、加熱ピンと閉塞物の相対位置をパラメータとすることで、閉塞物の背後を含めクロスフローの特性の異なる様々な位置での混合特性を、温度を指標として入手し実験データベースにまとめた。</p>	

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>Q4: 閉塞部で温度上昇することで照射変形の温度依存性を介してより変形が進み冷却が大きく阻害されるようなことはあるのか(JNC: 渡士)</p> <p>Q5: どんな燃焼度までを考えて変形を評価しようとしているのか。(杉山先生)</p> <p>C1: 局所閉塞は ASFRE コードでよく評価できるようになった。その上で変形に伴うクロスフローについて検討していると理解した。(菊地先生)</p>	<p>A4: 集合体内の温度と燃料ピンの変形を相互作用を含めて解けるようサブチャンネルコード ASFRE と変形解析コード BAMBOO を連携させる手法を開発した。この手法を適用することで、今後ご指摘の現象等に関する検討を行っていく予定である。</p> <p>A5: フランスのフェニックス炉で高い燃焼度まで燃やした集合体に Pb-Bi のような低温で溶ける金属を入れて変形を保持した状態で固めて輪切りにすることで、変形をみた試験結果があるが、そこでは燃料ピン配置が偏るなど変形がみられている。その意味でこのような研究は重要と考えている。大洗の FMF では X 線 CT により破壊しないで集合体の内部を観察できる装置があり、「常陽」の燃料集合体を観察した結果が蓄積されている。その中にはスペーサーワイヤーの位置がピンによって異なるなど変形が観察された例もある。これらの結果から、燃焼度が 10 万 MWd/t といった程度から変形に留意していく必要があると考えられる。</p> <p>A6: その通りです。</p>	

平成16年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室:

要素技術開発部

④炉心損傷時の事象推移に関する研究

リスク評価研究Gr

高速炉の再臨界問題排除に向けた炉心損傷事象評価

発表者:

飛田 吉春

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>Q1: 上部プレナムへ移動した燃料を安定的に冷やせるということはどうに示すのか(平川先生)。</p>	<p>A1: 今回の評価では事象推移を安定冷却まで追っていないが、上部プレナムへ移動した燃料は FCI(燃料冷却材相互作用)により微粒化して炉心槽の上部などに沈殿する。炉心上部プレナムは炉心に比べて十分に広く、炉心インベントリの 1/4 程度の燃料が分散した場合はこれを十分に冷やすことが可能である。</p>	
<p>Q2: 上部プレナムへ移行した燃料は炉心へ戻ることはないのか?(平川先生)</p>	<p>A2: 別途全炉心と上部プレナムを模擬した体系で解析を行い、戻ることはないことを確認している。</p>	
<p>Q3: 今回の解析は2次元版の SIMMER-III による結果であるが、3次元版 SIMMER-IV を用いることでどのように合理的な解析が可能になるか?(座長)</p>	<p>A3: 非軸対称の形状を有する short-FAIDUS 等の評価精度を向上することが期待できるが、それ以上に実機評価に対する精度向上の効果が大きい。特に、従来の2次元版 SIMMER-III では不可能であった全炉心体系での制御棒案内管の現実的な模擬が可能となり、制御棒案内管を通した燃料流出の効果を取り入れられるようになる。</p>	
<p>Q4: 上部プレナムへ移行した燃料が安定的に冷却できることを示した実験はあるのか?(JNC:望月)</p>	<p>A4: 燃料の放出と固化・安定冷却までの一連の実験をそのまま模擬した実験は存在しないが、燃料と冷却材の接触による微粒化、微粒化した燃料(デブリ)の堆積したベッドのナトリウムによる冷却などの効果を分離して確認した実験が存在する。</p>	
<p>Q5: どの程度の燃料の燃焼度を想定した燃料組成を用いているのか?(杉山先生)</p>	<p>A5: 安全評価解析コードシステムには燃料組成を直接入力することはなく、ボイド反応度、ドップラー係数、FP ガス量などを通して燃焼度を想定している。今回の評価は EOEC 炉心のみを対象として実施した。安全審査などでは多種の燃焼状態における事象推移を評価するが、今回の解析で重要な点である溶融燃料の流出挙動に対しては、燃焼度の影響はそれほど大きくないと考えている。</p>	

平成16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

⑤「常陽」に関する安全研究

技術課

「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実施計画に関する研究

発表者:

高松 操

質問・意見・要望等	回 答	対 応 策
<p>Q1:今回、SASS の信頼性を確認できたとした根拠(時間、条件)はなにか?(佐藤先生)</p>	<p>A1:今回の照射試験では、中性子照射量を指標とし、模擬制御棒の保持安定性を実証することとしている。所期の中性子照射量において、計画外に落下することはなかったことから、保持安定性の信頼性を実証できたと考えている。</p>	
<p>Q2:一種の加速試験と考えるが、現実の照射時間との対応性はどうか?(佐藤先生)</p>	<p>A2:これまでの材料試験の実績より、加速照射にあっても、十分な信頼性はあると考えている。ちなみに、これまで炉外試験により、熱時効、熱過渡や地震等、照射影響を除く特性を把握しており、炉外と炉内の試験を通じて、SASS の信頼性を確認することができたと考えている。</p>	
<p>Q3:MK-Ⅲ炉心の出力係数の変化は、MK-Ⅱ炉心の経験から予測できたものか?(平川先生)</p>	<p>A3:MK-Ⅱ炉心において、出力係数の絶対値は燃焼に伴って減少している。ただし、MK-Ⅲ炉心では、MK-Ⅱ炉心と比較して、燃料集合体の装荷数が多いこと、出力分担を平坦化していることから、出力係数の変化量について、MK-Ⅱ炉心の経験をそのまま適用し、評価することは難しいと考えており、今後、MK-Ⅲ炉心が平衡に至るまでの各サイクルにおける反応度特性データの取得と分析が必要である。</p>	
<p>Q4:制御棒小引抜・挿入試験結果に基づく動特性解析コードの検証は、出力上昇側では実施していないのか?また、出力上昇時の構造変形等を考慮しているか?(三菱:小山氏)</p>	<p>A4:出力上昇側においても、実測値と計算値の比較を実施し、ほぼ一致することを確認している。また、動特性解析コードには、出力上昇時の炉心湾曲反応度を導入することを検討しており、現在、炉心湾曲反応度解析システムの整備を進めているところである。</p>	

平成16年度安全研究成果発表会Q&A

[発表課題名]

部課室:

敦賀本部

⑥「もんじゅ」における安全研究の現況

発表者:

弟子丸 剛英

質問・意見・要望等	回答	対応策
<p>Q1: FFDの性能はどうか。 (住田先生)</p>	<p>A1: DN法やカバーガス法についてはバックグラウンドを取っている段階。早期検出は可能。FFDLは、Krの収集効率が良くなかったが、改善する方法を見つけた。</p>	
<p>C1: FFDのうち特にDN法が気になっている。今はバックグラウンドが小さいかもしれないが、運転中においても十分なデータをとって欲しい。(住田先生)</p>	<p>拝承</p>	
<p>Q2: 工程FMEA法は、主に生産、製品についての信頼性向上法であるが、労働安全に適用するにあたって苦労したところは。(菊地先生)</p>	<p>A2: 一連の作業工程をどのように分割するか(分割しすぎると手間は多くなる)、重要度をどう評価するかであった。分割についてはよく作業を知っている者が行うことで対応した、重要度については作業リスクアセスメントでよく用いられる例を参考にした。</p>	
<p>Q3: 異常時対応手順書Ⅱについては、今後シミュレータ訓練も行うのか。(座長)</p>	<p>A3: 軽水炉での訓練状況の調査等を踏まえ、もんじゅでの訓練計画を作成し、実施していくが、机上訓練に、シミュレータ訓練を組み合わせる予定である。</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：④炉心損傷時の事象推移に関する研究

－高速炉の再臨界問題排除に向けた炉心損傷事象推移評価－

Q1) 溶融燃料の早期流出経路を設ける目的は、元々は溶融燃料を炉心下部より流出させ、再臨界を防止することにあつたと思います。しかし、今回のご説明のように燃料が炉心上部に排出されることにより臨界未満となるのだとすると、未臨界となったとしても、その未臨界度はあまり深くなく（資料2のOHP集8/18の図でもそのように見えますが）、定格出力に近い出力が維持され、一方ULOFという状況に変わりはないので、いずれは集合体壁の損傷が起こって炉心上部へ排出された燃料が落下することにならないのでしょうか。それを炉心上部に保持できるとすると、いったい何が炉心上部を支持しているのでしょうか。

A1) 上部へ排出された燃料のほとんどは冷却材との熱的相互作用によって冷却されると同時に微粒化し、上部プレナム内に分散し、最終的には上部プレナム内の底部、すなわち径方向ブランケット、径方向遮蔽体及び炉心槽の上部に堆積することになります。資料2のOHP集8/18ページの出力履歴は燃料の流出による反応度と出力の低下を考慮していない履歴であり、燃料の流出による出力低下を考慮した場合は資料2のOHP集11/18ページの青い実線（白ぬきの四角）で示した履歴のように出力ピーク後約10秒以内に崩壊熱レベルまで低下します。また、この際の反応度レベルは約-30\$程度と深い未臨界状態となっています。しかしながら、先生のご指摘のようにULOF状態であることから、いずれ長期的には炉心上部の燃料集合体が崩落すると予想されます。この場合でも、上部に排出されて炉心の外側の領域に堆積している燃料が全て炉心内に戻ることはなく、また一部戻ったとしても核的希釈材である上部軸ブランケットと同時に炉心領域に戻ることから急激な反応度増加に結びつくことはないと考えています。

資料5

参加者リスト

参加者リスト

区分	分類	組織名	人数
外部	大学関係	北海道大学	1
		東北大学	2
		東京海洋大学	1
		名古屋大学	1
		大阪大学	1
		広島大学	1
	メーカー	三菱重工業(株)	1
		(株)東芝	1
		(株)日立製作所	2
		日本核燃料開発(株)	1
		富士電機(株)	1
		新型炉技術開発(株)	1
		ニュークリア・デベロップメント(株)	1
	コンピュータソフト開発(株)	1	
	原研	東海研究所	9
	その他法人等	(独)原子力安全基盤機構	2
(財)電力中央研究所		1	
外部計		28	
内部	本社	理事	1
		経営企画本部	1
		安全推進本部	2
		FBRサイクル開発推進部	3
	東海	放射線安全部	1
	大洗	所幹部	4
		開発調整室	7
		実験炉部	5
		安全管理部	1
		システム技術開発部	16
		要素技術開発部	19
	敦賀本部	もんじゅ建設所	2
		国際技術センター	2
内部計		64	
総計		92	

資料6

安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革

安全研究成果発表会(動力炉分野)の沿革

第1回	昭和63年9月2日	大洗工学センター
第2回	平成元年11月27、28日	大洗工学センター
第3回	平成2年11月21日	大洗工学センター
第4回	平成3年9月19、20日	大洗工学センター
第5回	平成4年9月17、18日	大洗工学センター
第6回	平成5年10月21、22日	大洗工学センター
第7回	平成6年11月6、7日	大洗工学センター
第8回	平成7年11月9、10日	大洗工学センター
第9回	平成8年11月14、15日	テクノ大洗(大洗工学センター)
第10回	平成11年3月10日	テクノ大洗(大洗工学センター)
第11回	平成11年12月15日	テクノ大洗(大洗工学センター)
第12回	平成12年11月20日、21日	テクノ大洗(大洗工学センター)
第13回	平成14年1月24日、25日	Fセルボ※(大洗工学センター)
第14回	平成14年10月25日	Fセルボ※(大洗工学センター)
第15回	平成15年11月 7日	Fセルボ※(大洗工学センター)
第16回	平成16年11月19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