

R & D 報告会 資料

〔平成14年度 第6回～第8回〕

(業務報告)

2003年4月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

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

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

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

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

R & D 報告会 資料

〔平成 14 年度 第 6 回～第 8 回〕
(業務報告)

開発調整室*

要 旨

大洗工学センターにおける R & D 報告会は、海外出張における成果および R & D の成果を報告し、それに対する討議を行い、今後実施していく大洗工学センターにおける R & D への反映を図ること並びに発表者の発表能力の向上を目的として、毎月第 2 金曜日に実施されている。

本資料は、R & D 報告会において報告された資料を事務局が取りまとめたものであり、詳細報告については R & D 担当課室・Gr より海外出張報告書あるいは成果報告書として発行される予定である。本報告書は平成 14 年 10 月から平成 15 年 3 月にかけて報告された成果をまとめたものである。

* 編集事務局

目 次

[第6回 R&D報告会] 平成14年10月11日開催

1. 超臨界圧 CO₂ 冷却高速炉 (GT-GCFRs) の炉心熱設計及び
崩壊熱除去システムに関する研究1
技開部 流体 Gr. 副主研 岡野 靖
2. MIT 原子力安全セミナー (パート1 & 2)15
技開部 熱化学 Gr. 副主研 大野 修司
3. システム化規格の開発 -基本概念と開発計画-21
技開部 構造 Gr. 研究主幹 浅山 泰
4. 熱化学水素製造方法の低温化に関する研究33
技開部 材料研 副主研 中桐 俊男
5. 高サイクル熱疲労試験装置の性能評価と試験計画43
技開部 開発 Gr. 副主研 長谷部慎一
6. 高温環境複雑人工物の損傷検出技術の開発
-オーステナイト系ステンレス鋼の磁気特性変化と金属組織変化-51
本社 社内公募室 副主研 永江 勇二
7. 報告会議事内容 (Q & A)61

[第7回 R&D報告会] 平成15年1月17日開催

1. 再結晶組織を有する 12Cr フェライト系 ODS 鋼被覆管の2段階軟化熱処理技術開発 ..67
システム部 核燃料 Gr. 成田 健
2. 次世代炉定数の開発と実機核特性解析への適用75
システム部 中性子 Gr. 副主研 羽様 平
3. 報告会議事内容 (Q & A)85

[第8回 R&D報告会] 平成15年2月14日開催

1. BN-600 炉心を模擬した BFS-2 臨界実験の解析結果87
システム部 中性子 Gr. 研究主幹 庄野 彰
2. 報告会議事内容 (Q & A)101

第 6 回 R & D 報告会

〔平成 14 年 10 月 11 日〕

長期海外出張報告

超臨界圧CO₂冷却高速炉(GT-GCFRs)の炉心 熱設計及び崩壊熱除去システムに関する研究

出張先 : 米国MIT原子力工学科

出張期間: 2001/9/1 ~ 2002/8/31

流体グループ

岡野 靖

長期出張概要

- 出張先・期間:
米国MIT原子力工学科,
2001/9－2002/8の1年間.
- 所属・肩書:
The Center for Advanced Nuclear Energy Systems (CANES),
Visiting Engineer (客員研究員).
- 出張経緯:
JNC在外研究員制度に基づく長期海外出張.

- 出張目的・経緯:

超臨界圧CO₂冷却高速炉(MFGR-GT*)プロジェクトへ参加
原子炉熱設計及び崩壊熱除去システム設計を担当

米国Generation-IVの一環、MITが推進

共同研究機関: INEEL (+ANL)

INEELと3カ年の共同研究計画

報告者渡米と同時にプロジェクト発起

* Modular Fast Gas Reactor with Supercritical CO₂ coolant & Gas Turbine Brayton Cycle

- プロジェクトメンバー・体制:

Leader: Michael J. Driscoll (Professor Emeritus),
Neil E. Todreas (Professor),

Neutronics: Pavel Hejzlar (Program Director),

Thermal-hydraulics & Post - shutdown cooling:
Yasushi Okano (Visiting Engineer),

Thermodynamics: Vasek Dostal (Graduate Student),

Neutronics: Kun Yu (Graduate Student),

Others: Walter Y. Kato (Affiliated Researcher),
One R.A. & Four Graduate Students.

研究発表

- MIT Report: MIT-ANP-TR-088
“Thermal Hydraulics and Shutdown Cooling of Supercritical CO₂ GT-GCFRs”
- ANS Annual Meeting
“Thermal-hydraulics and Post-shutdown Cooling of a CO₂-Cooled, Gas Turbine Fast Reactor”
- INERI Project Audit Meeting
“Thermal-hydraulic Design of MFGR-GT”, MIT, Dec. 4-6 (2001)
- MIT Nuclear Engineering Department Open Seminar
“Supercritical CO₂ Modular Gas Turbine Fast Reactor”, MIT, March 3 (2002).
- 研究紹介 日本原子力学会誌
Vol.44, No.6, p.485 (2002)
- Engineering Sheets
23 Sheets in one year, 1 handout / 2weeks

Thermal-hydraulics and Post-shutdown Cooling of a CO₂-Cooled, Gas Turbine Fast Reactor

Yasushi Okano, P. Hejzlar, N. E. Todreas &
M. J. Driscoll

Nuclear Engineering Department, MIT

Contents

1. Introduction
Description & Characteristics of MFGR-GT
2. Objectives
3. Steady-state thermal Design
4. Decay heat removal under LOCA
5. CO₂ vs. He in Natural Convection Cooling
6. Conclusions & Future Work

Characteristics of MFGR-GT

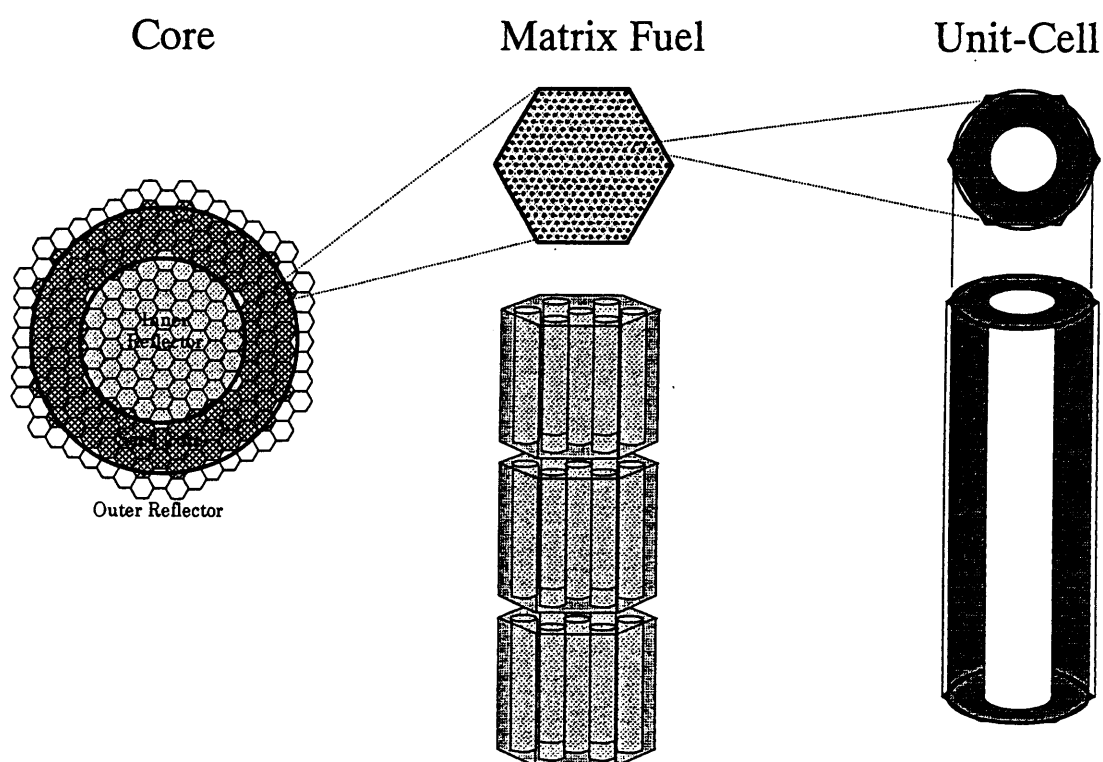
	MFGR-GT	Previously designed GCFRs*	
		GBR-4	AGR-base
Thermal Power (MWth)	600	3,430	1,750
Thermal Efficiency (%)	~45 (Brayton)	35 (Rankine)	36 (Rankine)
Coolant / Pressure (bar)	CO ₂ / 190 (Supercritical)	He / 90	CO ₂ / 41
Outlet Temperature (C/[K])	550 [823]	560 [833]	525 [798]
Density (kg/m ³)	120 ~ 150	5 ~ 8	25 ~ 45
Fuel Fissile	U(Pu)Zr / U(Pu)O ₂	MOX	MOX
Assembly	Matrix / Pin bundle	Pin bundle	Pin bundle
Safety System	Passive Basis	Full-Active	Full-Active
Specific Power (kW/kgHM)	~4 **	~80	~43

- Moderate temperature range / High coolant density
- Large heat capacity of Matrix & Reflector
- Based on Passive Safety System

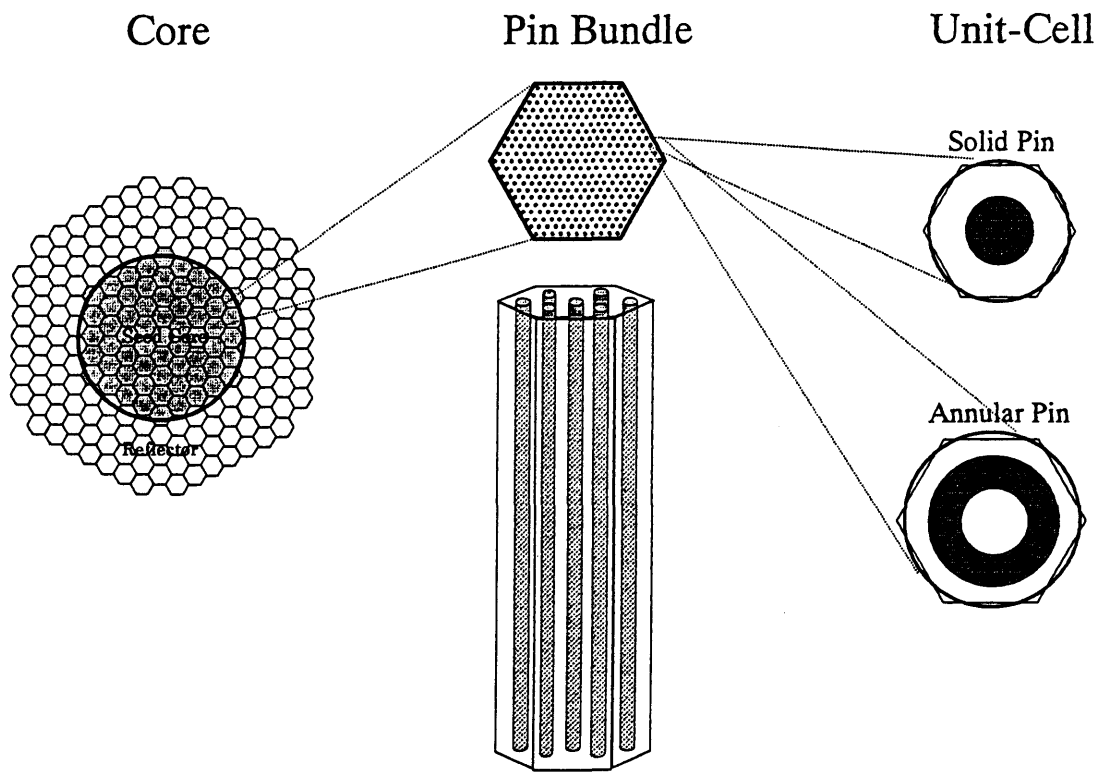
* Reference : C. P. Gratton, Nucl. Energy, 20, 4, pp.287-295 (1981)

** Starting Point (2001 ANS Annual, Wisconsin) for Iterative Up-rating.

Matrix Fuel Core



Pin Fuel Core



Objectives

- Identify steady-state design envelope
Within reasonable design constraints,
To maximize Specific Power for Fuel Cycle Economy.
- Evaluate post-shutdown decay heat removal
By Natural Convection (Passive basis system),
Based on quasi steady-state model.

Steady-state Thermal Design

- Assumed Parameters

Core Height & Diameter	3 m & 3 m
Core Pressure	19 MPa
Core Inlet/Outlet Temperature	681 K / 823 K
Axial / Radial Peaking Factors	1.33 / 1.5

- Variable Parameters

Thermal-hydraulic Diameter	0.5 – 3.0 cm
Coolant Volume Fraction in Core	< 25 % (Matrix) ca. 50 % (Pin)
Thermal Power	> 600 MWth

Constraints

- Pressure Drop in coolant channel

Set by effect on Thermodynamic efficiency of Power Cycle,

$$\Delta P / P < 1.5 \% \Rightarrow \Delta P < 0.283 \text{ MPa}$$

- Peak Temperature at steady-state condition

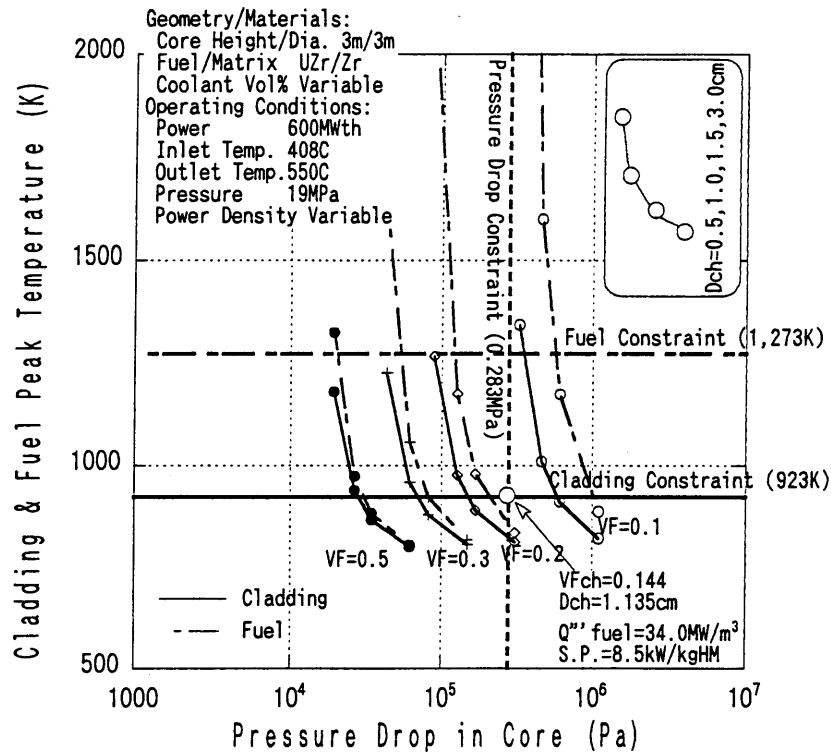
Limit of Cladding/Fuel/Reflector Material

In this study, preliminary limits as,

$$T_{\text{cladding}} < 923 \text{ K (for PE16 limit at 948 K)}$$

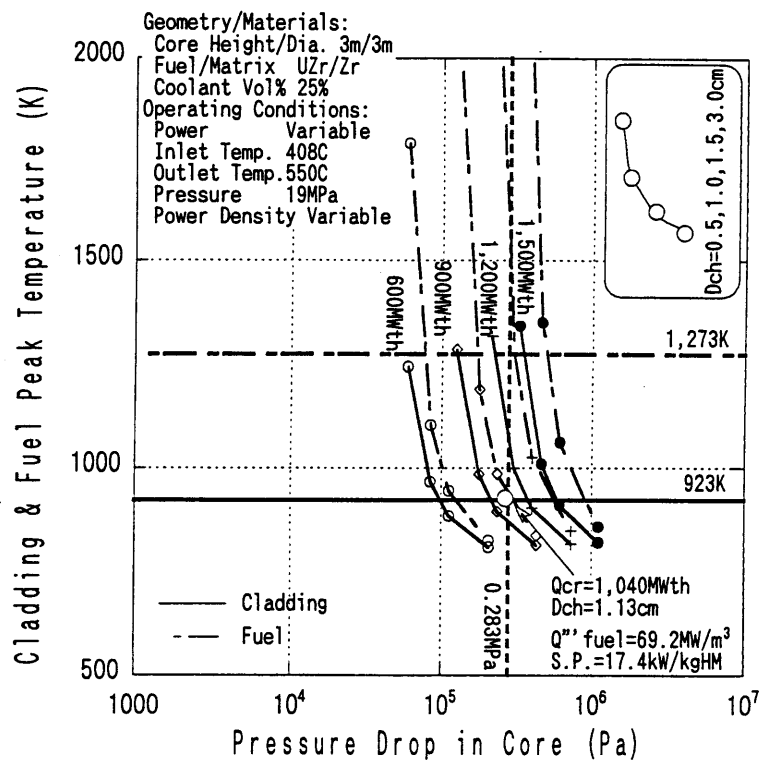
$$T_{\text{fuel}} < 1,273 \text{ K (Matrix, for UPuZr melts at 1,603 K)} \\ 2,573 \text{ K (Pin, for UO}_2 \text{ S.S. condition)}$$

Thermal Design Envelope (600MWth core)



* Margin as affected by Coolant Vol. Fraction (limit = 25%)

Thermal Design Envelope (Coolant Vol. 25% core)

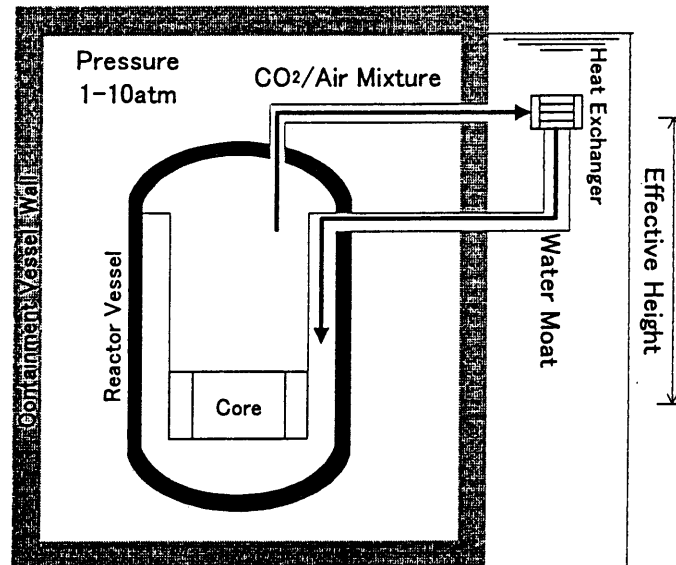


* Maximum Specific Power = 17.4 kW/kgHM

Decay Heat Removal under LOCA

- Closed Natural Circulation Loop System

Simplified Unit-cell, quasi-steady-state model is used,
Taking accounts of Heat transfer change with Flow regime,
With Specified boundary conditions.



- Assumed Parameters

Core Height & Diameter	3 m & 3 m
Axial / Radial Peaking Factor	1.33 / 1.5
Thermal-hydraulic Dia. (Matrix/Pin)	1.13 / 1.00 (cm)
Coolant Volume Fraction (Matrix/Pin)	25 / 50 (%)
Lower Plenum Temperature	573 K (300 °C)

- Variable Parameters

System Reference Pressure	1 – 10 atm
Decay Heat Power Ratio* (Matrix/Pin)	2 / 3 (%)
Coolant Medium	CO ₂ / He / Air

* at the time of cladding temp. reaching the constraint under adiabatic presupposition.

Constraints

- Peak Temperature in Post-shutdown condition

Limit of Cladding/Fuel/Reflector Material

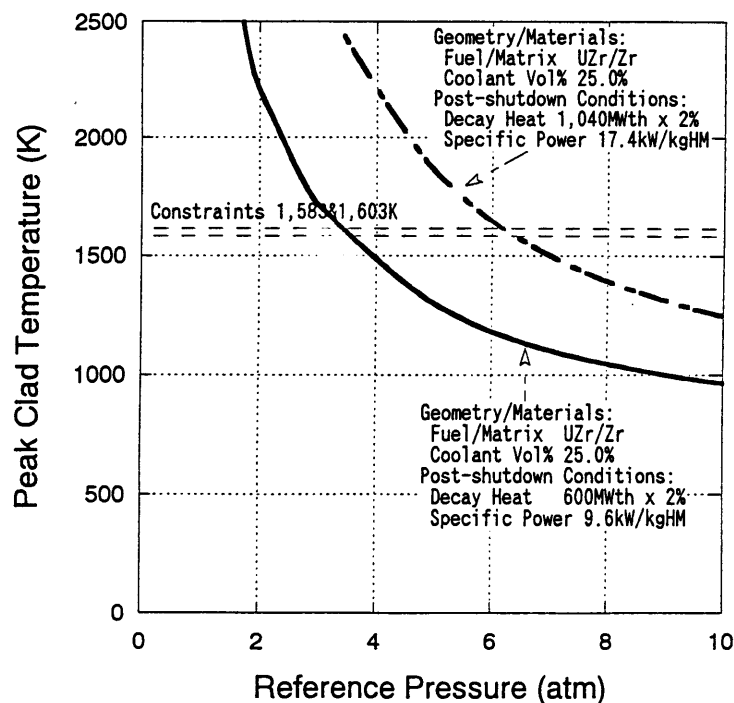
In this study, preliminary limits as,

$$T_{\text{cladding}} < 1,583 \text{ K (for PE16 melting point)}$$

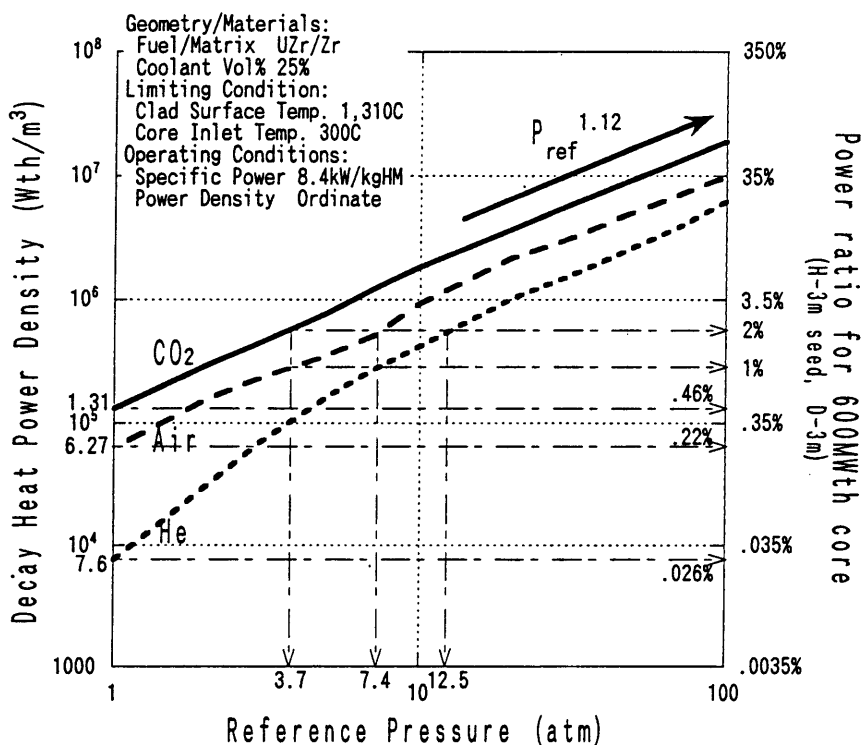
$$T_{\text{fuel}} < 1,603 \text{ K (Matrix, for UPuZr melting point)}$$

$$3,073 \text{ K (Pin, for UO}_2 \text{ melting point)}$$

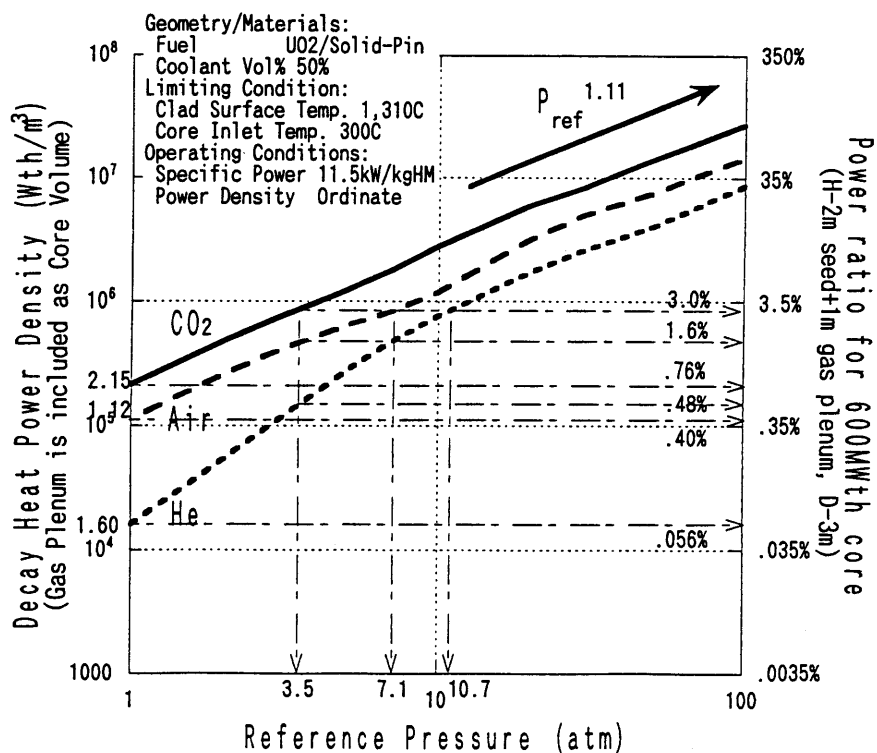
Peak Clad Temperature vs. CV Pressure



Removal Decay Heat Power Density Matrix Fuel Core



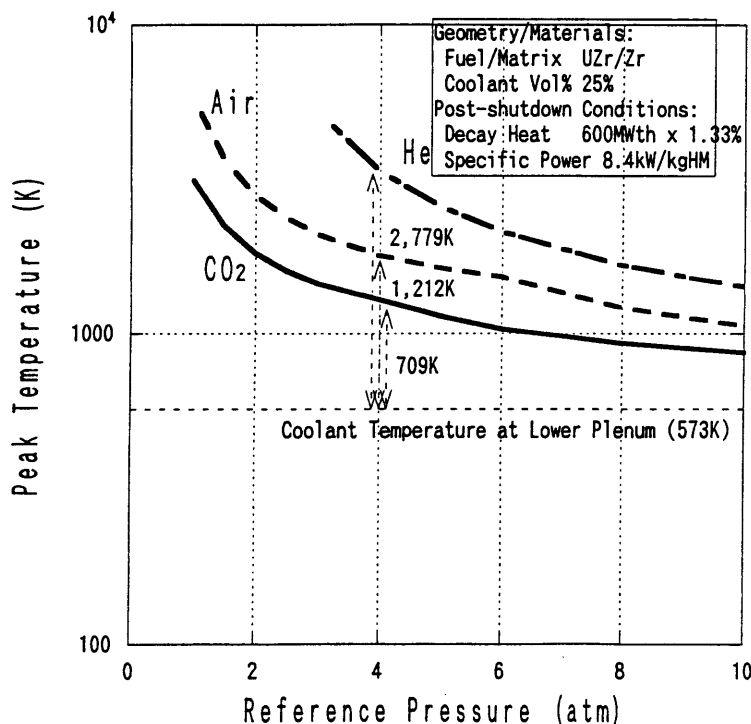
Removal Decay Heat Power Density Solid Pin Fuel Core



Best-to-Data Core Thermal Design

			Matrix Core	Pin Core
Geometry	Core Power (MWth)		600 / 1,040	600 / 1,270
	Core Size: H / D (m/m)		3 / 3	Seed 2 + Gas Plenum 1 / 3
	Coolant Volume Fraction		0.144 / 0.25	0.50 / 0.50
Operating Condition	Steady State	Cladding Surface Temperature (K)	923 / 923	923 / 923
		Fuel Peak Temperature (K)	1,117 / 1,057	1,323 / 1,590
		Pressure Drop in core (MPa)	0.283 / 0.283	0.0672 / 0.283
	Post-LOCA	Cladding Surface Temperature (K)	1,310 / 1,310	1,310 / 1,310
		Fuel Peak Temperature (K)	ca.1,315 / ca.1,320	ca.1,325 / ca.1,590
Performance Parameter	Steady State	Average Core Power Density (MWth/m ³)	28.3 / 49.0	42.4 / 89.8
		Specific Power (kW/kgHM)	8.4 / 17.4	11.5 / 24.4
	Post-LOCA	Required Containment Pressure (atm)	3.7 / 7.0	3.0 / 6.9
		Grace Period (min)	13 / 6.4	2.7 / 1.1

CO₂ vs. He in Natural Convection Cooling



•Under natural convection, Mass Flow Rate of coolant, Not Heat Transfer coefficient, is dominant for peak temperature.

•Mass Flow Rate increases with Buoyancy Force, namely Density Change across core.

•Density difference at the same T,P
 CO₂ : He : Air ~ 44 : 4 : 29

Conclusions

- Steady-state full-power thermal-hydraulic design of Supercritical CO₂-cooled MFGR-GT is acceptable at Specific Power of; 17.4 kw/kg for Matrix, and 24.4 kw/kg for Solid-pin fuel cores,
- 600 MWth cores satisfy criterion, if pressure in containment vessel is kept above 3.7 atm for Matrix & 3.0 atm for Solid-pin cores, as to High power cores ca. 7 atm is required.
- CO₂ is a better cooling medium than He, under natural convection conditions due to its high density, which enhances the possibility for passive safety in a fast reactor with economically viable power density cores.

Future Work

- Cladding/Fuel/Reflector material selection,
Neutronics, Materials (corrosion, radiation, creep, etc).
- Core Geometry & Temperature Optimization,
Lower core height for reducing ΔP at S.S & post-shutdown.
Lower core inlet temperature for reducing ΔP .
- Decay heat removal system design,
based on passive auxiliary cooling loops,
Cooling scheme during Refueling.
- Entire sequence of accident scenarios,
LOCA, LOFA, sensibility of heat exchanger efficiency.

平成14年度 第6回研究開発報告会

平成14年10月11日

海外出張報告 MIT原子力安全セミナー

要素技術開発部
熱化学安全試験グループ
大野 修司

出張の概要

＜目的＞MITが主催するセミナーの受講により、
米国を中心とした原子力全般の安全性と規制動
向に関する最新情報を取得する。

＜出張期間＞平成14年6月16日～6月30日

＜出張先＞マサチューセッツ工科大学(MIT),
Cambridge, MA, USA

＜セミナー名＞Nuclear Systems Safety
Course

セミナー概要

- 欧米(米国が中心)の原子力安全と規制動向に関する最新情報を2週間の講義で提供
- MIT Summer Seminarとして1966年に開始
- 主な対象は、政府機関関係者と原子力事業者
- 5件／日、1時間／件のOHPによる講義
- 講師は、大学教授、政府機関(NRC, DOE)、原子力事業者、産業界。(38名で49件の講義)

受講者

- 受講者数:計33名(一部は1週間のみの参加)
- 機関別:約2/3は原子力事業者、残りは規制側
- 国別:
 - 米国 9名
 - スエーデン 7名
 - カナダ 4名
 - フィンランド 3名
 - 日本、台湾、スペイン 各2名
 - フランス、ベルギー、イスラエル、韓国 各1名

Nuclear Systems Safety Course, Part 1

- 原子炉安全 (基本的考え方、設計例)
- 運転経験 (事故例、運転管理・教育の方法論と例)
- 規制関連 (動向、将来展望)
- Human Performance
(Human/Management Error の低減法)
- Advanced Design (設計例、国際協力状況)
- 設計基準 (燃料、材料、例: Davis-BesseのRPV腐食)
- CDA (BDBEの考え方、SA概要)
- Accident Management (考え方)

講義内容例(Part 1)

- 運転安全性・信頼性の向上方策
ref.[7][11][13][15][31][40]
 - エラーの体系的低減方策と定量評価
 - 運転安全の構成要素
(技術力、目標値、リーダーシップ、触媒)
- BE Analysisの活用 ref.[20]
 - 解析結果信頼性評価(CSAU手法)
 - 安全マージン増強と運転性・経済性向上
(出力上昇、運転サイクル延長、運転要求緩和)

Nuclear Systems Safety Course, Part 2

- 安全性と経済性（考え方、規制緩和、電力自由化）
 - リスク管理（方法論、PRA、規制との関係、動向）
 - 安全性に係わる技術（寿命延長、認可更新）
 - Advanced Reactor（背景、検討例、規制方針）
 - 廃棄物関連（廃炉、廃棄物処分、放射線防護）
-

講義内容例(Part 2)

- 規制の変遷・動向 ref.[30][36][37]
 - リスクを考慮した規制・意志決定
 - 規制緩和と運転合理化
 - Graded QA（機器の重要度分類法の変更）の試行
 - 試験・検査法の合理化、経費節減
 - 新型炉、将来炉 ref.[41]-[45]
 - ESBWR, S-PRISM, Gas-Cooled Reactors
 - GEN-IVプログラム
-

感想等

- 原子炉安全、運転性向上、規制動向、新型炉、バックエンド問題等の最新情報を概観できた。
 - 中堅職員から管理職まで受講意義ありと感じた。
(スウェーデン、韓国の例)
 - 米国の原子力事情、将来への模索状況が伺われた。(テロ影響、反対運動、認可延長、バックエンド)
 - 講義資料(CDあり)は参照・活用されたい。
-

First Week

NUCLEAR SYSTEMS SAFETY COURSE

Tentative of 5/1/02

Prof. Neil E. Todreas

MONDAY 6/17/02
Historical Perspective of Reactor Safety/Operating Experience/Regulatory Strategy

TUESDAY 6/18/02
Operating Experience/Regulatory Strategy

WEDNESDAY 6/19/02
Human Performance/Regulatory Strategy

THURSDAY 6/20/02
Advanced Designs/Design Basis

FRIDAY 6/21/02
Degraded Core/Accident Management

8:30-9:30	¹ Review of Reactor Safety I DR. STEPHEN HANAUER U.S. Dept. of Energy	⁶ BWR Transient Experience DR. BHARAT SHIRALKAR GE Nuclear Energy	¹¹ Human Error Reduction DR. CHONG CHIU Performance Improvement Intl	¹⁶ PWR Materials Issues PROF. RONALD BALLINGER MIT, Nuclear Engineering	²¹ Severe Accident Phenomena DR. ROBERT HENRY Fauske and Associates, Inc.
9:30-9:45	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK
9:45-10:45	² Review of Reactor Safety II DR. STEPHEN HANAUER U.S. Dept. of Energy	⁷ Safety in Utility Operations MS. CHERI COLLINS Farley Nuclear Plant	¹² Nuclear Regulation in the European Union MR. LARS HÖGBERG Swedish Ministry of Environment	¹⁷ International Safety Approaches PROF. ADOLF BIRKHOFFER Technische Universität München	²² Characteristics of the Accident Spectrum DR. ROBERT BUDNITZ Future Resources Associates
10:45-11:45	³ BWR Design Emphasizing Transients DR. BHARAT SHIRALKAR GE Nuclear Energy	⁸ Safety Issues in Advanced BWRs DR. BHARAT SHIRALKAR GE Nuclear Energy	¹³ Management Error Reduction DR. CHONG CHIU Performance Improvement Intl	¹⁸ BWR Materials Issues PROF. RONALD BALLINGER MIT, Nuclear Engineering	²³ Accident Management Strategies DR. ROBERT HENRY Fauske and Associates, Inc.
11:45-1:00	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH
1:00-2:00	⁴ Safety in Utilities Operations MR. IKE ZERINGUE Tennessee Valley Authority	⁹ Canada's Position in the Regulatory Spectrum MR. MICHAEL TAYLOR Canadian Nuclear Safety Commission	¹⁴ Current PWR Design Issues MR. BRUCE MONTY Westinghouse Electric Corp.	¹⁹ Fuel Design Considerations DR. TERRANCE RIECK Exelon	²⁴ Paradigm Shifts in Reactor Regulation MR. HAROLD DENTON Nuclear Safety Consultant
2:00-2:15	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK
2:15-3:15	⁵ Advanced Reactors Research Plan MR. ASHOK THADANI USNRC	¹⁰ U.S. Regulatory Perspective MR. JON JOHNSON USNRC	¹⁵ Training in the US Nuclear Industry MR. DANIEL ROY NAESCO, Seabrook Station	²⁰ Best Estimate LOCA Analyses MR. MITCH NISSLEY Westinghouse Electric Corp.	²⁵ Safety Issues in Advanced PWRs DR. REGIS MATZIE Westinghouse Nuclear Systems
3:15-4:15	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION

Second Week

NUCLEAR SYSTEMS SAFETY COURSE

Tentative of 5/30/02

Prof. Mujid S. Kazimi

MONDAY 6/24/02

TUESDAY 6/25/02

WEDNESDAY 6/26/02

THURSDAY 6/27/02

FRIDAY 6/28/02

Safety and Economy

Risk Management

Safety Engineering

Advanced Reactors

Waste Management

8:30-9:30	²⁶ Evolution of Risk Goals DR. ROBERT BUDNITZ Future Resources Associates	³¹ Planning for Reliability MR. WILLIAM BOHLKE Exelon Nuclear	³⁶ Graded Quality Assurance MR. GLEN SCHINZEL STP Nuclear Operating Co.	⁴¹ Commercial Challenges of Advanced Reactors MR. MICHAEL KANSLER Entergy Nuclear, Inc.	⁴⁶ Decommissioning PROF. ANDREW KADAK MIT, Nuclear Engineering
9:30-9:45	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK
9:45-10:45	²⁷ Effect of Deregulation on Safety PROF. VICKI BIER University of Wisconsin	³² Risk Management Theory and Practice MR. CLAUDE FRANTZEN Electricité de France	³⁷ Current Issues in Safety Systems MR. JACK STROSNIDER USNRC	⁴² Passive Safety in Advanced BWRs DR. ATAMBIR RAO GE Nuclear Energy	⁴⁷ Radioactive Waste Issues DR. DADE MOELLER Harvard University (retired)
10:45-11:45	²⁸ Defense-in-Depth DR. THOMAS KRESS ACRS	³³ Safety Margins DR. MARIO BONACA ACRS	³⁸ Control and Instrumentation MR. TED QUINN MDM Services Corp.	⁴³ Gas-cooled Reactors PROF. ANDREW KADAK MIT, Nuclear Engineering	⁴⁸ Yucca Mountain Repository Program DR. STEPHEN HANAUER U.S. Dept. of Energy
11:45-1:00	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH
1:00-2:00	²⁹ Safety in a Deregulated Market: the Utility View MR. HAROLD RAY Southern California Edison Co.	³⁴ Trends in Reactor Events MR. TIMOTHY LEAHY INEL	³⁹ Materials Aging Degradation MR. MICHAEL MAYFIELD USNRC	⁴⁴ Future Nuclear Energy Systems PROF. NEIL TODREAS MIT	⁴⁹ Radiation Protection Standards DR. DADE MOELLER Harvard University (retired)
2:00-2:15	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	COFFEE BREAK	2:00-3:00 PANEL DISCUSSION
2:15-3:15	³⁰ Regulations in Transition DR. RICHARD MESERVE Chairman, USNRC	³⁵ PRA Insights from East European Reactors DR. MARK PETRI Argonne National Lab.	⁴⁰ Lessons from INPO MR. PHIL McCULLOUGH INPO	⁴⁵ Regulations and New Reactors DR. THOMAS KRESS ACRS	Have a Safe Trip Back
3:15-4:15	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	PANEL DISCUSSION	

2002年10月11日 R&D報告会

システム化規格の開発

－基本概念と開発計画－

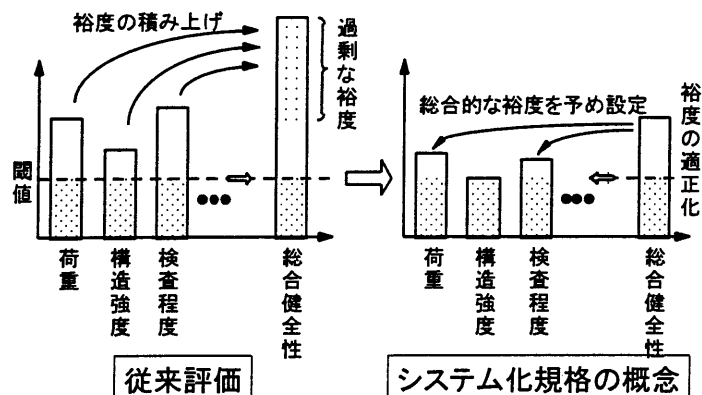
要素技術開発部
構造信頼性研究グループ
浅山 泰

報告内容

- 基本概念
- 背景と開発の動き
- 開発工程
- システム化規格のフレーム
- 裕度交換手法
- 予備的例題検討
- まとめ

基本概念(1)

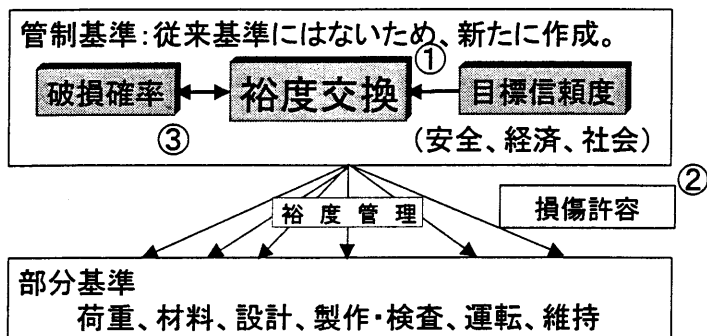
あらたな概念に基づく構造設計(構造健全性評価)基準



システム化規格開発の目的:信頼性を維持した上でコストミニマムの達成

基本概念(2)

定義:システム化規格とは、規格基準に含まれる幾つかの技術項目の間で余裕を相互交換可能にすることにより、余裕の重複を避け、過剰な余裕を適正な水準に合理的に設定することを目標とする、柔軟な規格基準体系をいう。



効果

- 新型炉の設計および維持に適用
- 目標信頼度に対応した設計を実現
- 多様な選択肢の採用によるライフサイクルコストのミニマム化を実現
- 設計の最適化(例えば板厚など)
- 維持の最適化(例えばISIなど)

背景と開発の動き(1)

- 背景
 - 信頼性・経済性向上の要求
 - 合理的な意思決定手法としてリスクベース技術が注目されている(ASME等)
 - 維持基準の必要性が認識されている
 - 確率論的評価の有用性が認識され始めてきた(建築等、LRFD)

背景と開発の動き(2)

- ・ システム化規格の開発

- ＜国内＞

- － 経済産業省 発電用新型炉技術確証試験 その1 設計手法高度化確証試験 (新型炉)
 - － 火力原子力発電技術協会:リスクベース検討会(軽水炉)

- ＜海外＞

- － 米国機械学会(ASME)

開発工程

- ・ 平成12年度:検討開始。
- ・ 平成14年度末:骨子(範囲を限定した最小構成の雛型)を提示する。さらに、平成15年度～17年度の開発課題を明らかにする。
- ・ 平成15～17年度:具体的検討を通じ設計への反映を図りながら、17年度末に規格のプロトタイプを提示する。

システム化規格のフレーム(1)

— 全般 —

項目	方針
1. 対象プラント	・新型炉(高速炉等)
2. 対象範囲	・技術規格を開発 (品質保証規格および認証・認定規格については、システム化規格独自に開発する必要は小さいと判断)
3. 評価対象	・構造健全性について開発
4. 適用対象	・新設プラントの設計時の成立性評価および運転開始後の健全性評価
5. 対象機器	・告示501号で対象となる機器すべて
6. 破損モード	・告示501号および高温構造設計方針等で対象となる破損モードすべて(現状対象でなくても追加の必要があるものは追加)
7. 機器区分	・システム化規格にふさわしい新たな機器区分の考え方を前提(システム化規格では定めない)
8. 運転状態区分	・基本的に現状を踏襲
9. 想定事象の選定	・基本的に現状を踏襲(評価用荷重の設定は別途検討)

システム化規格のフレーム(2)

— 構造健全性 —

項目	方針
1. 信頼度確保の原則	・システム化規格の根幹。言わば憲法。 ・破損防止の考え方を記述(破損モード、支配パラメータ、破損防止のためのクライテリア、クライテリアを満たすための選択肢等) ・裕度交換の条件、損傷許容の条件 ・運転経験を踏まえた実効的な内容
2. 信頼度／裕度の定義	・構造健全性は、確率論的評価を導入し、信頼度(次式)で管理 $M=1-P_f$ M:信頼度(=裕度)、 P_f :破損確率
3. 目標信頼度	・安全性、経済性、社会的受容性の観点から、専門家の意見を求めて設定(Givenと考える)。 ・リスク概念を導入。
4. 裕度交換の定義	・選択肢の異なる組み合わせで、等価な裕度を実現すること (真の裕度と評価上の裕度の扱いに注意が必要)
5. 裕度交換の範囲	・荷重条件～材料～構造設計～製作・検査(PSI)～運転～維持(ISI・保守)～廃炉
6. 設計成立の判断基準	$M(\text{設計値}) > M_0(\text{目標信頼度})$

システム化規格のフレーム(3)

—規格の構成—

項目	方針
1. 管制基準	信頼度確保の考え方に関する必要事項を規定 ・基本概念の定義 ・信頼度確保の原則 ・破損の定義 ・目標信頼度 ・裕度交換の手順(モンテカルロ法、信頼性指標法(β法)、設計係数法、マトリックス法)
2. 部分基準	信頼度確保のための技術的選択肢を規定 ・荷重条件 ・材料 ・構造設計 ・製作・検査(PSI) ・運転 ・維持(ISI・保守) ・廃炉

システム化規格のフレーム(4)

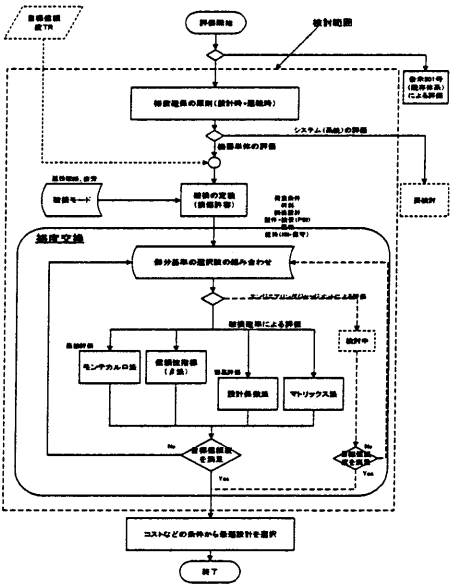
—規格の構成—

項目	方針
2. 部分基準(続)	下記の規格等に定められる詳細規定をもとに、最新の技術を反映し、選択肢を設定。 ・日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格

システム化規格による評価の流れ

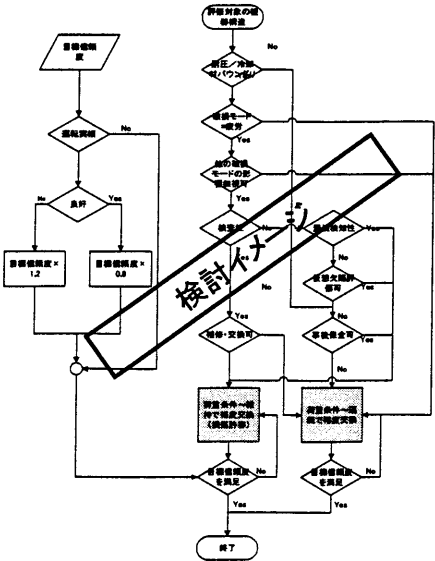
ミニプロトタイプにより 実現される設計の流れ

- 信頼度確保の原則に基づき、部分基準の選択肢を組み合わせることで裕度交換
- 信頼度の目標値を満足すれば設計成立
- 選択肢の最適な組み合わせを採用



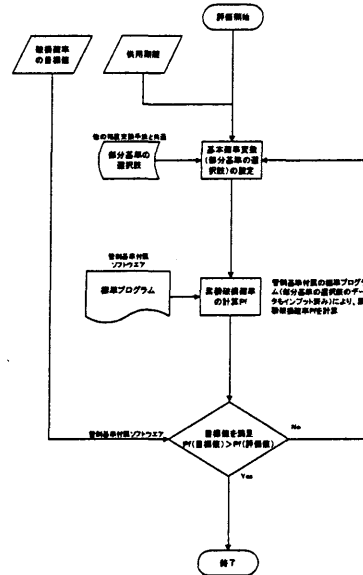
信頼度確保の原則

- 機器構造の信頼度の確保の原則を明記
 - いわば憲法。システム化規格の根幹と認識。
 - 裕度交換の考え方
 - 損傷許容の条件、等
 - 本年度、集中的に検討



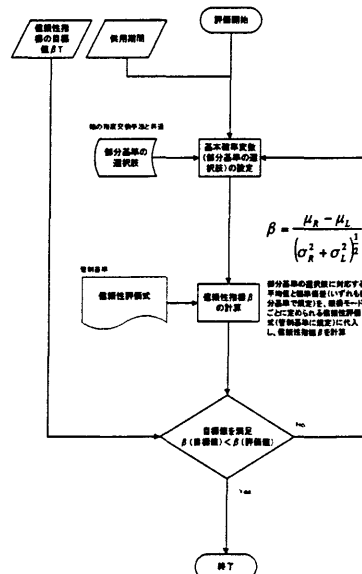
裕度交換の手法(1)

- モンテカルロ法(信頼度の算出法)
 - 代表的数値計算法として採用
 - 方法論上の課題は少ない
 - 個々の評価(き裂進展評価法等)は、工学的常識に基づき策定
 - この先の検討のために標準手法の策定作業中。



裕度交換の手法(2)

- 信頼性指標法(β法) (信頼度の算出法)
 - 数値計算によらず解析的に信頼性を評価する手法として採用
 - 信頼度算出が簡便、見通しが得やすい
 - 一般的な定式化には課題
 - 疲労について、基本的な場合から定式化検討中。



裕度交換の手法(3)

- 設計係数法(ポスト処理の方法)
 - 信頼度と対応する形で設計係数を設定。
 - 従来の基準と同様の形で使用可能、違和感が少ない。
 - 予め、ベースとなるモンテカルロ法などの計算を行っておく必要。
 - バウンディングの手法の検討が必要。
 - 疲労について設定検討中。

設計オプション		システム化規格における目標信頼度および設計係数		
検査	材料・製作等	高	中	普通
ISIなし	鍛造材	1.5	1	0.6
	溶接(表面仕上)	2	1.4	0.9
	溶接(仕上緩和)		2.9	2
	表面強化処理	1	0.6	
	...			
(1年)	鍛造材	-	-	-
	溶接(表面仕上)	1	0.4	0.2
	溶接(仕上緩和)		1.8	1
	表面強化処理	-	-	-
	...			
ISIあり(5年)	鍛造材	-	-	-
	溶接(表面仕上)	1.4	0.7	0.3
	溶接(仕上緩和)		2.4	1.4
	表面強化処理	-	-	-
	...			
ISIあり(10年)	鍛造材	-	-	-
	溶接(表面仕上)	1.6	0.8	0.4
	溶接(仕上緩和)		2.6	1.6
	表面強化処理	-	-	-
	...			

部分基準の選択肢

- 部分基準の選択肢を設定
- 13年度成果をベースとして、以下を参考に、典型的な選択肢を少数設定。
 - 日本機械学会 発電用設備規格 設計・建設規格
 - 同 溶接規格
 - 同 維持規格
 - ...
- 設定作業中

予備的例題検討(1)

- 目的: 代表的な数値計算手法であるモンテカルロ法による破損確率評価の実用性を検討
- 例題:
 - 構造: FBR原子炉容器高応力部(直径: 約9660mm、板厚30mm)
 - 破損モード: 疲労(クリープは無視)
- 計算条件:

	方法	備考
①材料・荷重条件	ステンレス鋼(316FR)鍛造材、板材溶接構造 温度: 550℃、ひずみ範囲: 0.4%	荷重条件は確定値
②き裂発生	疲労試験(材料試験)の寿命をベースに評価 外面の軸方向き裂1個を仮定	き裂発生確率
③き裂進展	疲労により発生したき裂の進展を考慮 Paris則、Raju-Newmanの平板解を仮定	き裂進展確率
④ISI	検査で発見されたき裂は補修されると仮定 精度・頻度をパラメータ(PNLモデル)	検査の効果を考慮したき裂進展確率
⑤破損確率	②および④から、き裂深さが板厚の1/4に至る確率を評価	左記を、破損確率と定義

予備的例題検討(2)

- 材料特性: 代表的なものを確率変数とした

材料特性			平均値		標準偏差	
き裂発生	疲労寿命		回帰式	試験	0.9	試験
	発生き裂	深さ	1	仮定	1	仮定
	(半楕円き裂)	アスペクト比	0.5	仮定	0.5	仮定
き裂進展	Paris則の係数		6.3×10^{-5}	文献	-	
	Paris則の指数		1.4	文献	0.4	仮定

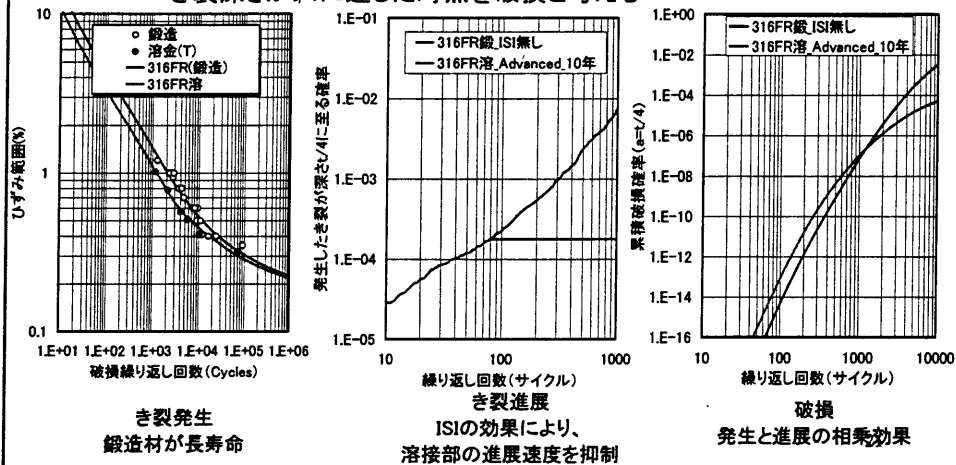
* 寸法効果は、今後検討し考慮

- モンテカルロ試行回数: 20000回
- 結果:
 - モンテカルロ法は実用可能(計算負荷は現実的なレベル)
- 検討事項:
 - 材料特性などの確率変数設定の高度化・標準化
 - 評価法の高度化・標準化(ベンチマーク)
 - 他の破損モードへの適用性

予備的例題検討(3)

• 破損確率算出の例:

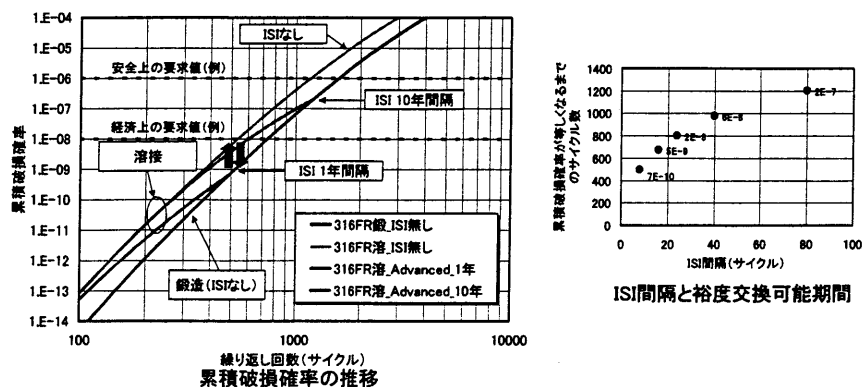
- 鍛造材+ISIなし(黒)／溶接継手+ISIあり(赤)
- き裂深さが $t/4$ に達した時点破損と考える



予備的例題検討(4)

• 裕度交換の試算結果の例:

- 溶接継手の累積破損確率は鍛造材より高い
- ISIを導入することにより、溶接継手の累積破損確率が低減
- これにより、「鍛造材+ISIなし⇔溶接継手+ISI」の裕度交換が可能
- 裕度交換の条件は、ISIの精度・間隔に依存



まとめ

- 新たな構造設計基準体系であるシステム化規格の開発を実施している。
- 今後、具体的な例題検討を行い、設計への反映を図る。
- 平成14年度末に、雛型を提示するとともに、15年度～17年度の開発課題をまとめる。
- 平成17年度末にプロトタイプを提示する。

熱化学水素製造方法の低温化 に関する研究



要素技術開発部
新材料研究グループ
中桐俊男

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

報告内容

1. 背景

2. 熱化学水素製造法の低温化研究の現状

- ・ 熱化学法、IS法について
- ・ 低温化原理（ハイブリッド化）について
- ・ SO₃電解実験（低温化原理確認実験）結果

3. まとめ. 今後の予定

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

1. 背景

・多目的小型FBRプラントの実用性向上

→ FBR適用水素製造技術実現

・水素エネルギー利用の進展

- CO₂を排出しないクリーンなエネルギー
- 燃料電池による高いエネルギー効率(熱+電気で60%〜)
- 自動車、家庭用エネルギー源としての利用



水素製造技術に関する調査を実施 (H14)

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

水素製造技術に関する調査結果

主な水素製造方法

方法	熱利用効率	特徴
メタン水蒸気改質法	70〜80%	・実用技術 ・CO₂発生 ・低温化は実証段階
電気分解	28〜32% (FBR発電効率40%)	・実用性高 ・発電効率向上が必要
熱化学法	〜50%	・高温が必要 ・材料腐食の問題



熱化学法の低温化によるFBRプラントへの適用可能性

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

2. 「熱化学水素製造法」低温化研究の現状

○熱化学法 (Thermochemical Cycles) :

複数の化学反応を組み合わせ、反応物質を循環させながら水を熱的に分解する方法。

- 高い熱効率 (～50%)
- CO₂フリー
- 2,000～3,000を超えるサイクルの提案

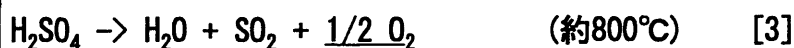
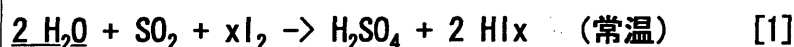
○代表的な熱化学サイクル :

- IS (iodine-sulfur) プロセス : GA社、HTTR
- UT (University of Tokyo)-3 プロセス

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

IS (iodine-sulfur) プロセス



- ・ 熱利用効率47% (General Atomics社)
- ・ HTTR (JAERI) で高温ガス炉への適用研究実施中。
- ・ 高温を必要とするのは H₂SO₄分解反応のみ。

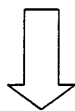
平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

ISプロセスの低温化原理

SO₃分解反応に電気分解を適用（ハイブリッド化）

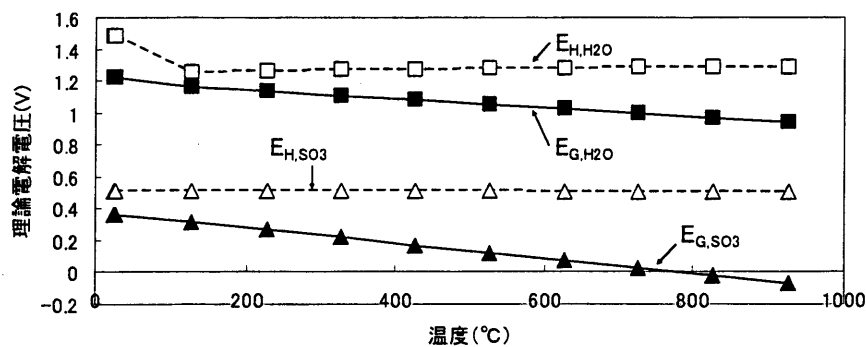
- 酸素透過性固体電解質（安定化ジルコニア等）を使用。
- 水の電気分解（1.2V以上）に比べ、低い電解電圧（0.2V）。



- プロセス全体の低温化（～500℃）
- 熱の有効利用による低消費電力化
- プロセス簡素化

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会



$$E_H = \Delta H / n \cdot F$$

ΔH: エンタルピー変化
n : 反応に関与する電子数(=2)
F : ファラデー定数

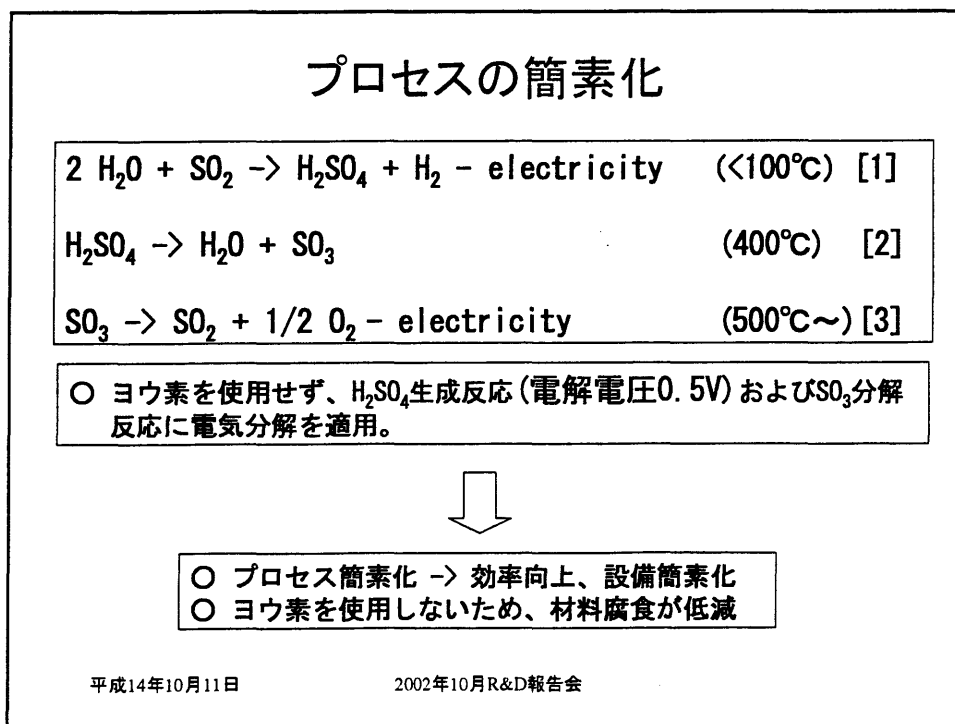
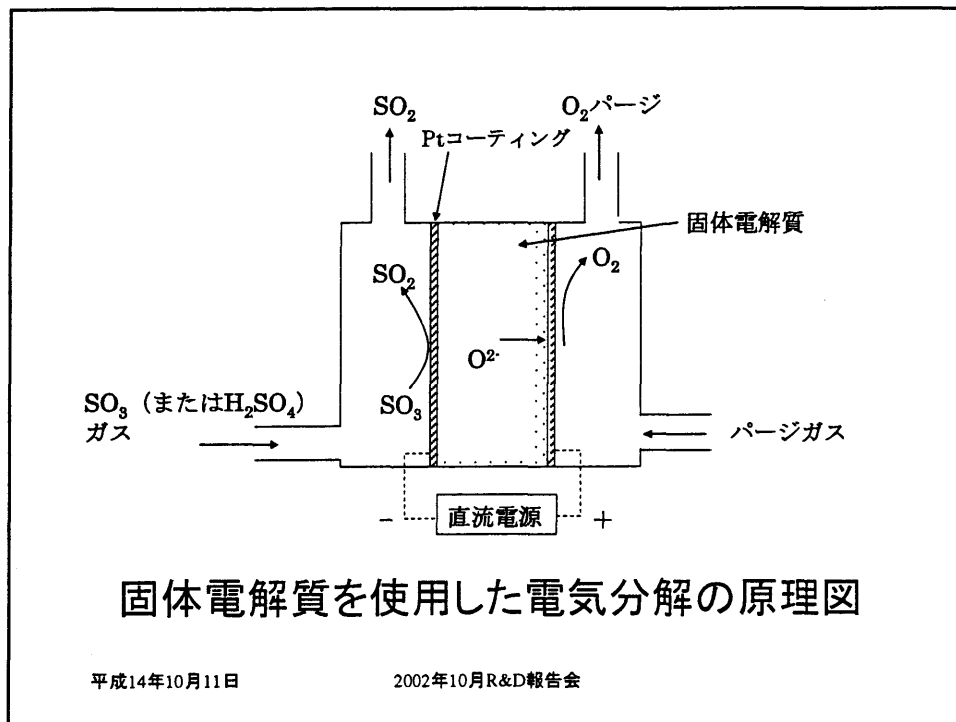
$$E_G = \Delta G / n \cdot F$$

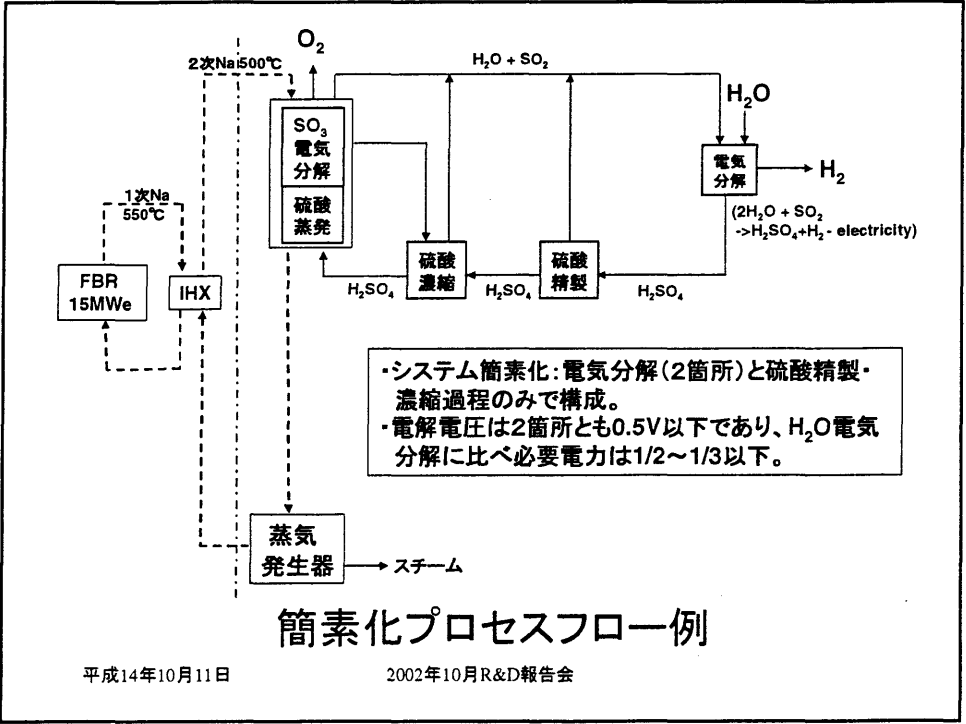
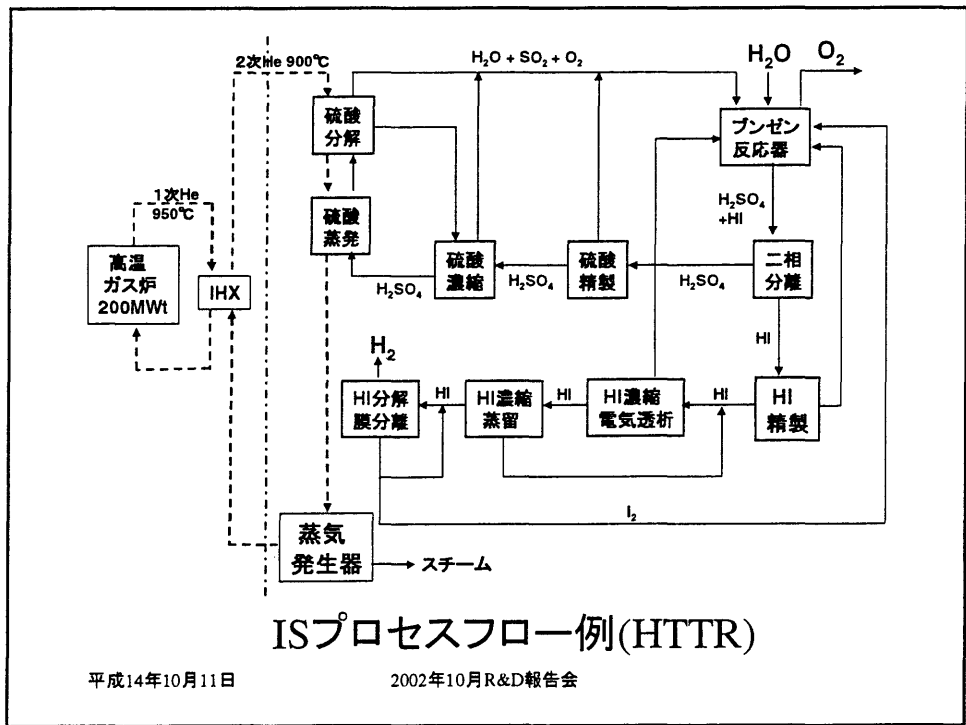
ΔG: ギブスエネルギー変化

H₂OとSO₃の理論電解電圧

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会





SO₃ 電解実験

(目的)

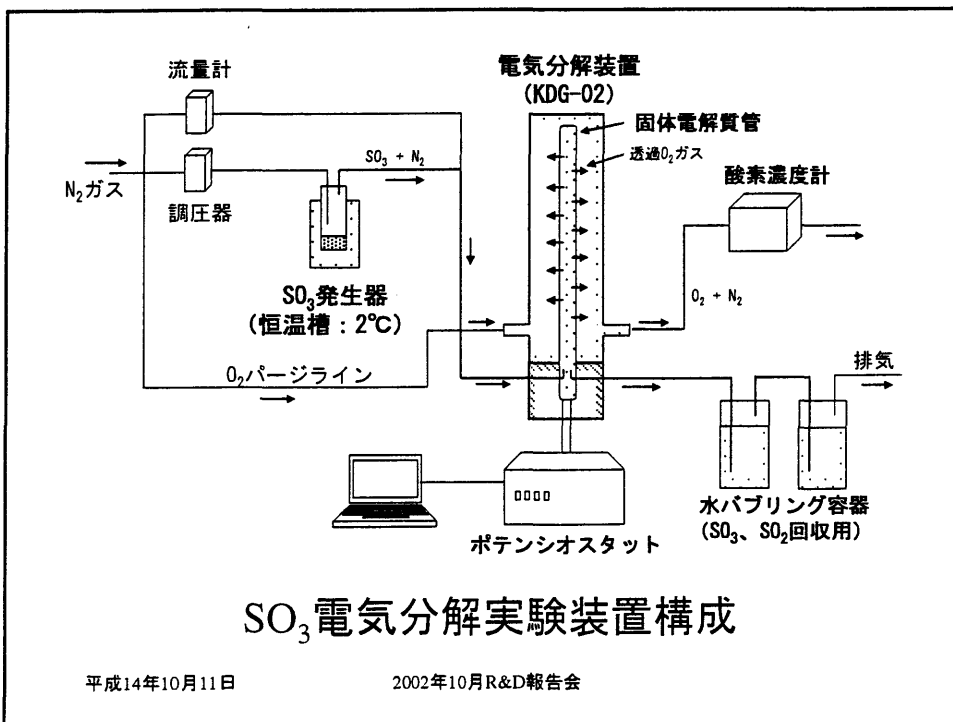
- ・ 酸素透過性固体電解質 (YSZ等) により、SO₃の電気分解が低い印加電圧で可能なことを確認する。
- ・ SO₃ (H₂SO₄) の電解効率を測定し、水素製造プロセス全体の効率評価に反映する。

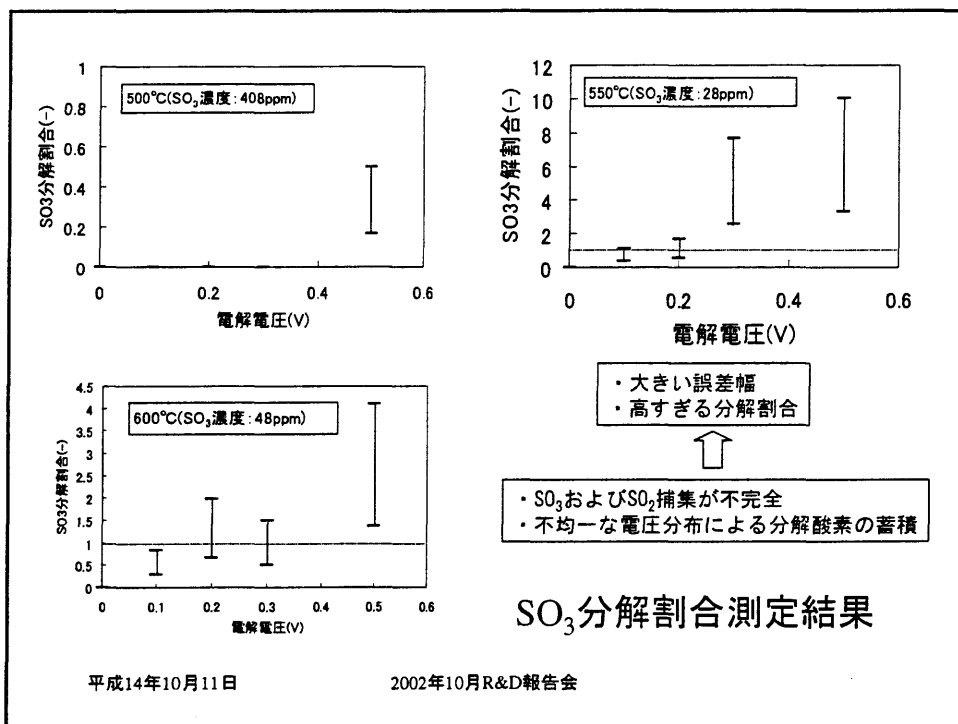
(実験装置・実験条件等)

- ・ 酸素透過性固体電解質 (YSZ等) を使用した水の電気分解装置をSO₃用に改造。
- ・ 実験温度は500℃～600℃、電解電圧は0～0.5V。
- ・ 分解により生成するO₂ガス量、固体電解質を流れる電流量からSO₃分解割合を評価。

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会





SO₃電解実験結果・考察

- ・ イットリア安定化ジルコニア (YSZ) を使用した場合、550°C以上では電解電圧が0.2V以上でSO₃の分解割合が高まることを確認した。また、500°Cでは0.5Vを印加しても分解割合が約1/2 以下であった。

500°Cで高い分解割合を得るためには、スカンジウム安定化ジルコニア等の低温で酸素等価性の高い材料の使用も考えられる。

- ・ 分解後のSO₃、SO₂捕集方法および固体電解質内の不均一な電圧分布について検討し、分解割合を定量的に測定する必要がある。

- ・ 実際のプロセスに近い高SO₃濃度条件 (~50%) でのデータを取得する必要がある。

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

3. まとめ・今後の予定

- ・ CO_2 フリーで無尽蔵の水を原料とする熱化学水素製造法（IS法）をハイブリッド化することでFBRに適用可能な低温化が可能であり、低消費電力の水素製造方法を開発できる可能性があることがわかった。
- ・ SO_3 の電解割合を正確に測定する手法を確立し、実プロセスに近い高 SO_3 濃度条件でのデータを取得するとともに、高性能の酸素透過性固体電解質（Sc安定化ジルコニア等）についても調査・検討を行う必要がある。
- ・ 低電圧での電気分解可能性を実験的に確認した後、プロセスの効率評価を実施する。

平成14年10月11日

2002年10月R&D報告会

平成14年度 第6回研究開発報告会

高サイクル熱疲労試験装置の 性能評価と試験計画

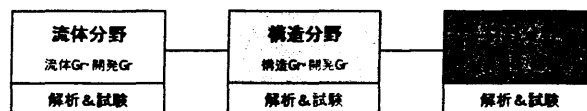
平成14年10月11日

新技術開発試験グループ

長谷部 慎一

背景・目的

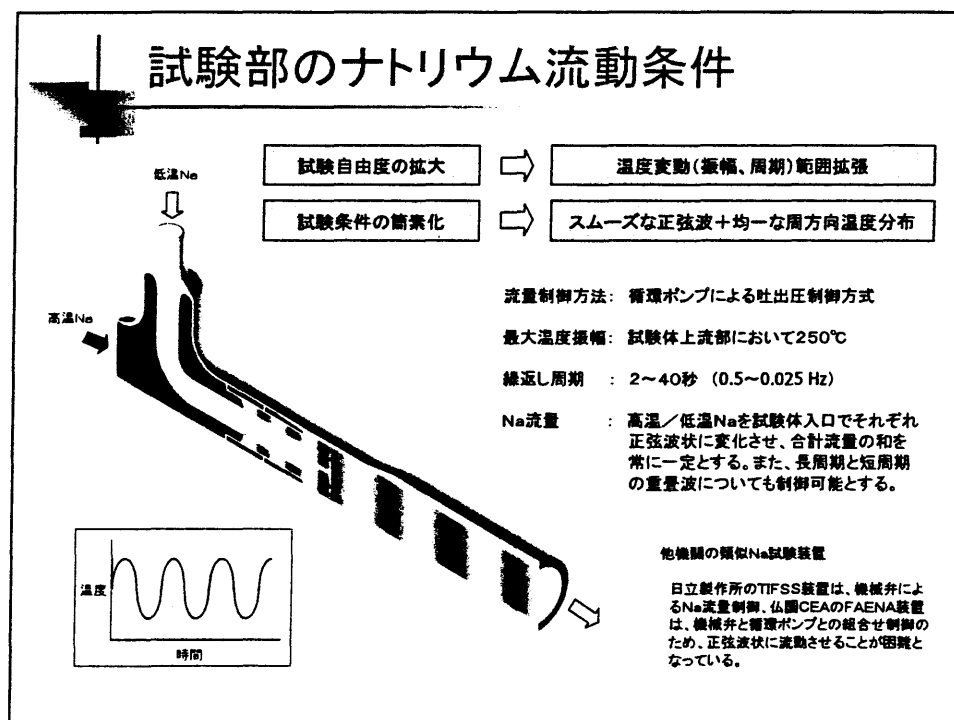
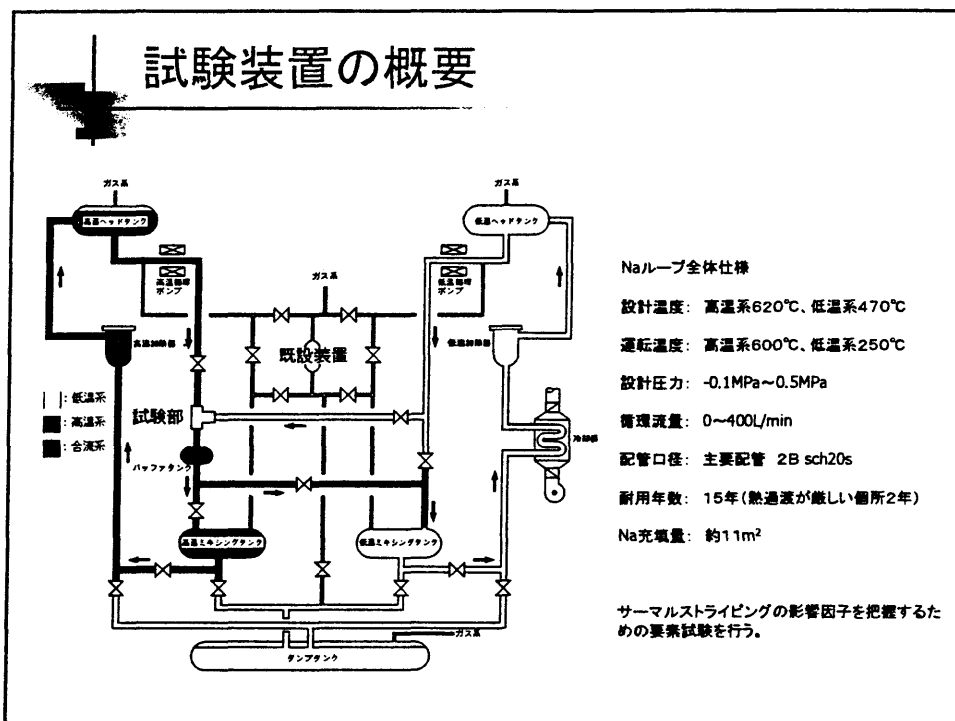
背景： 現行の評価法は、過大な安全裕度を有していることから、サーマルストライピング現象のメカニズムに基づいた適正かつ合理的な評価手法を開発する必要がある。

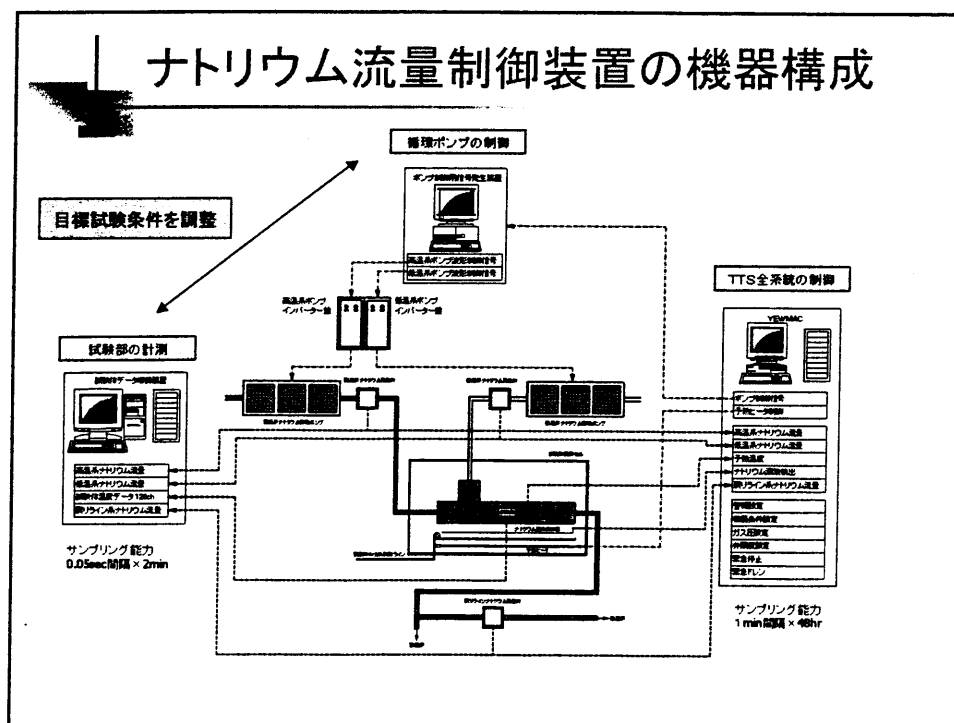
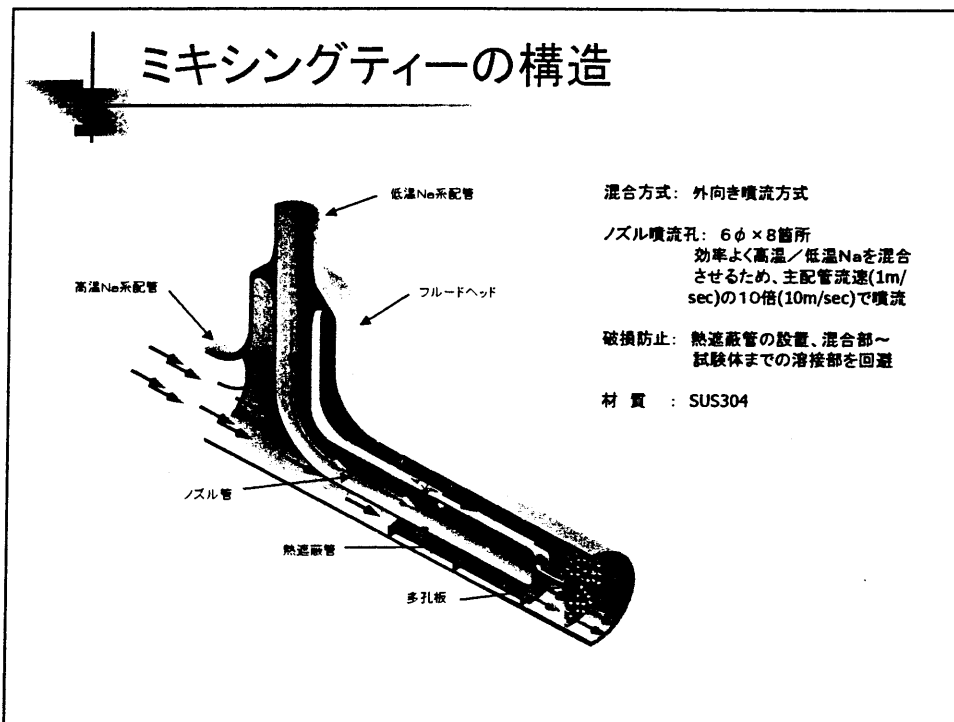


目的： サーマルストライピングによる温度ゆらぎがステンレス鋼のき裂発生と進展挙動に及ぼす影響を解明する。

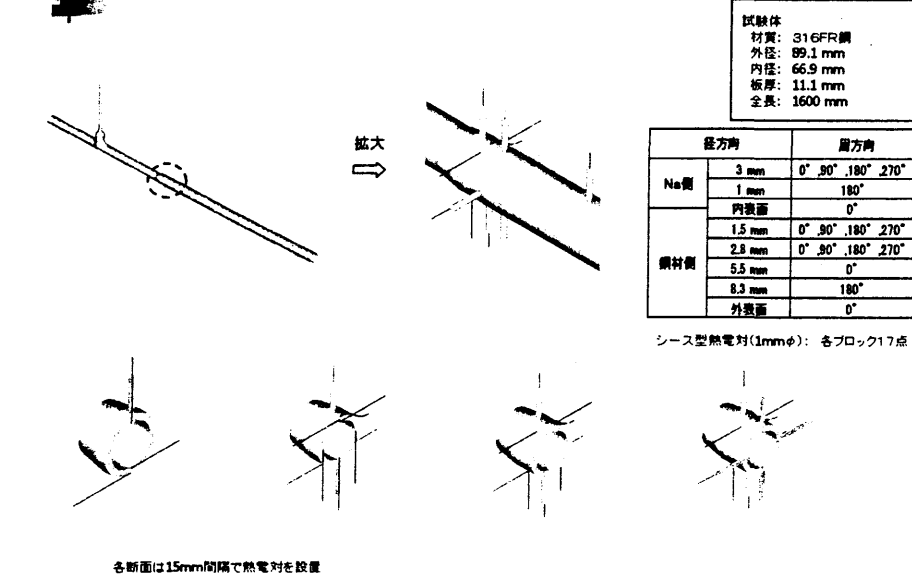


構造物熱過渡強度試験施設(TTS)を改造し、高サイクル熱疲労試験装置を平成13年9月に完成した。

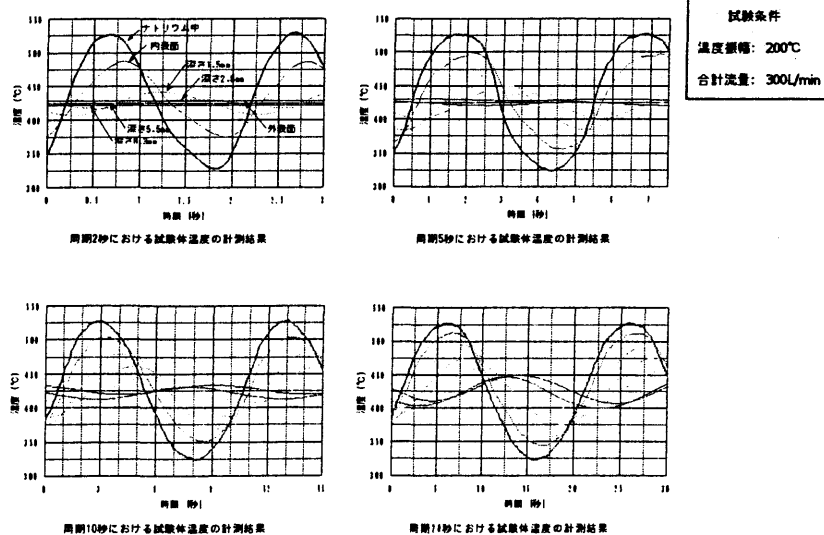


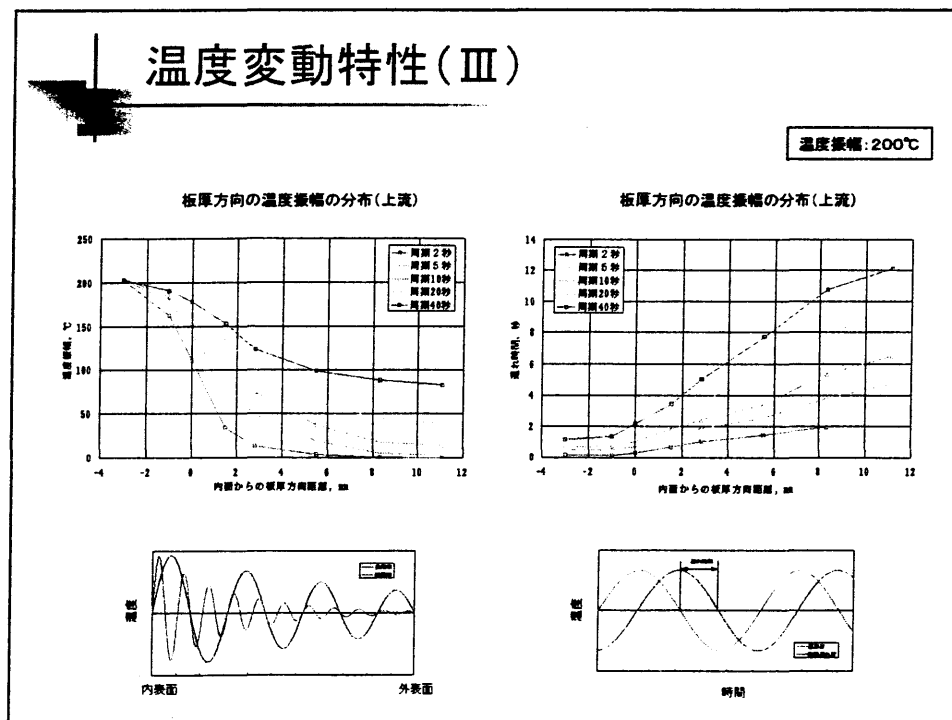
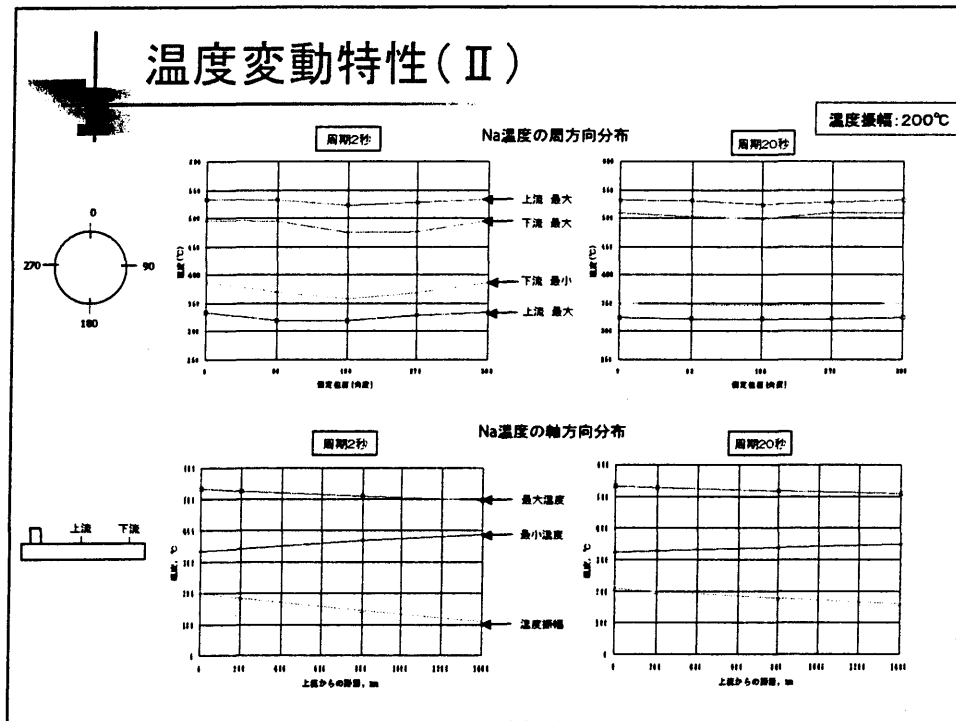


温度計測試験体の熱電対取付け位置



温度変動特性(I)



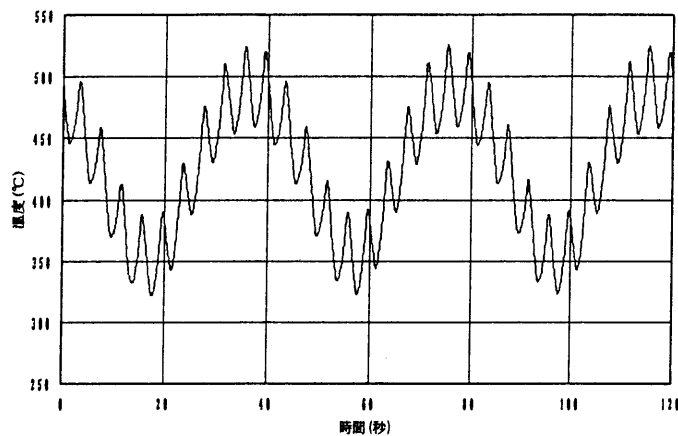


温度変動特性(Ⅳ)

重畳波のナトリウム温度履歴

温度振幅: 200℃

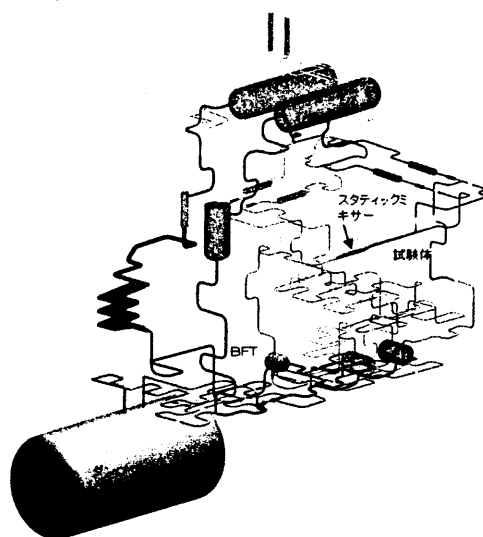
(長周期: 高温Na 40秒, 短周期: 低温Na 4秒)



試験性能評価

- ・ナトリウム流量制御装置と噴流混合方式により、任意の温度変動を試験体に与えることが可能となった。
- ・ナトリウムから試験体への熱伝達特性(径・軸方向の温度分布、減衰挙動、位相遅れ)を明らかにし、熱応力解析に必要なデータを取得した。
- ・短周期と長周期の重畳波についても制御可能であることを確認した。

ナトリウム温度変動の緩和対策



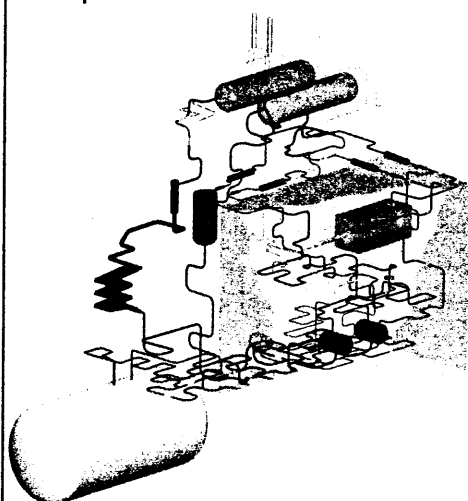
スタティックミキサー

- ・目的: 試験体下流側の配管とバッファタンクの損傷を軽減 → 耐用年数2年を確保
- ・効果: 周期20秒以下の短周期側で効果大
- ・口径: 6B sch10s
- ・容量: 0.03m³
- ・寸法: 170mm φ × 1600mm L

バッファタンク

- ・目的: 温度変動を完全に吸収して、高温/低温主循環系にNaを戻す
- ・効果: 周期50秒 (ΔT=250℃) まで緩和能力有り
- ・型式: 横置円筒密閉型(二重円筒胴)
- ・容量: 0.23m³
- ・寸法: 670mm φ × 950mm L

安全対策



Na漏洩の拡大防止

- ・テストセル
- ・観察セル(窒息消火)
- ・防液堤→連通管→Na受容器

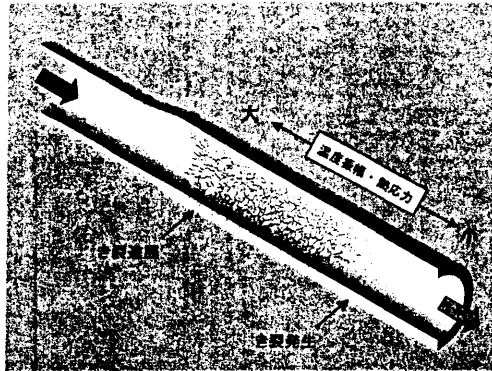
Na漏洩の早期発見

- ・漏洩検出器
- ・煙感知器
- ・監視カメラ

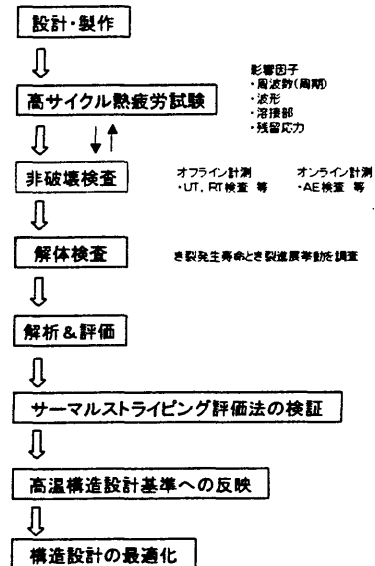
遠隔停止機構

- ・自動ドレン(漏洩検出器2本作動)

試験研究の流れ



試験体におけるき裂発生状況のイメージ



試験計画

調整試験（平成14年度）

- ・試験精度の向上およびループ健全性、安定性の確認を行う。
- ・試験条件：材料316FR、SUS304鋼、温度振幅250～200℃、周期2～40秒

周波数応答性確認試験（平成15～16年度上期）

- ・周期によって熱過渡荷重にピークがあるとしているサーマルスライピング評価法を検証する。
- ・試験条件：材料SUS304鋼、温度振幅200℃、周期2～40秒、期間60日、試験数4回

ランダム荷重下試験（平成16年下期）

- ・短周期と長周期を重量させて、ランダム荷重に対する強度評価法の適用性を確認する。
- ・試験条件：材料SUS304鋼、その他は未定

溶接部強度試験（平成17年上期）

- ・溶接部の不連続性(形状、材質)、残留応力などが疲労強度に与える影響を明確にする。
- ・試験条件：材料SUS304、316FR鋼、その他は未定

研究開発報告会
2002年10月11日

高温環境複雑人工物の損傷検出技術の開発
ーオーステナイト系ステンレス鋼の
磁気特性変化と金属組織変化ー

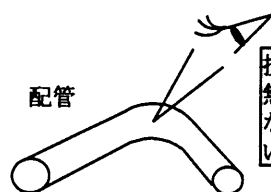
社内公募型研究推進室
永江勇二

研究の背景・目的

経済性の向上を目的に60年を超える長寿命プラントの設計が検討されており、材料の正確な劣化進行検知への期待が大きい。さらに、これまでの非破壊検出技術は微細な部分の検出性能を向上させることに傾注されてきており、巨大で複雑なプラントの不特定部位で進行する損傷の監視には不向きである。



き裂やキャビティ形成の前段階を含んだ劣化進行を比較的広範囲に短時間に捕らえ、評価することが望まれる。



これまでの検出技術のイメージ

損傷が有るのかな？
無いのかな？
なかなか判断できない!!

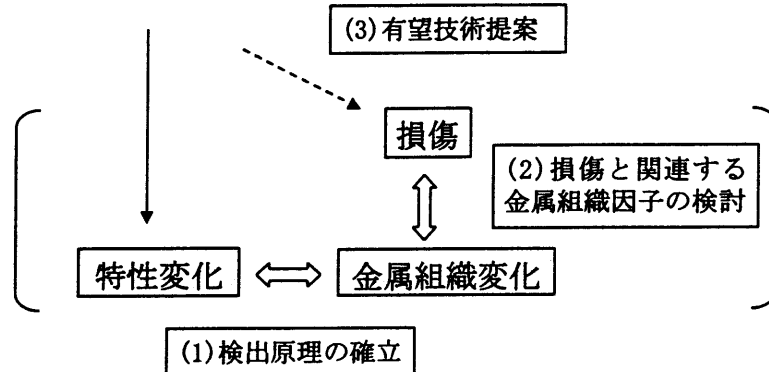


広範囲検出技術のイメージ

損傷が有るか
無いかすぐに
わかるぞ!!

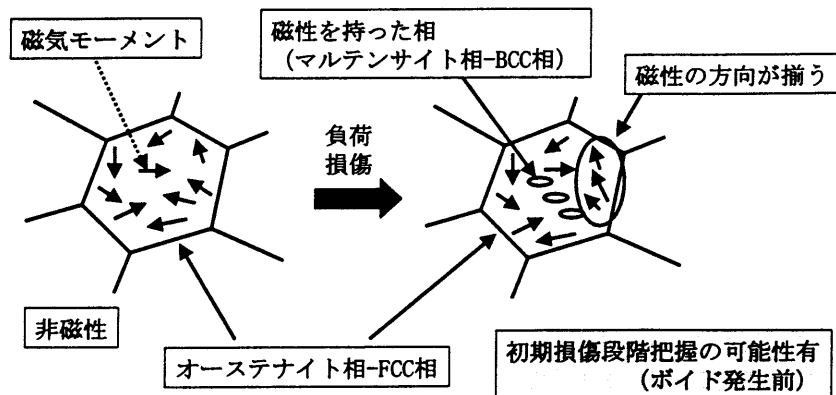
研究概要

広範囲非破壊検出技術



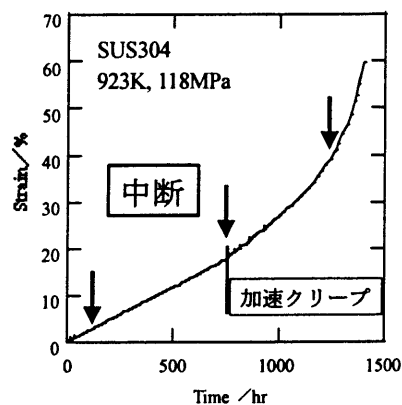
「特性変化」として磁気に着目

- ・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



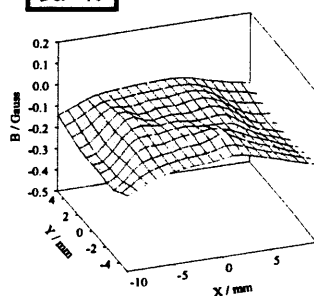
試験

- 材料：JIS SUS304
- 漏えい磁束密度測定：
フラックスゲートセンサ
- 組織観察：
磁気力顕微鏡(MFM)
エネルギー分散型X線分光(EDX)
電子後方散乱回折装置(EBSP)
- 試験：クリープ試験
923K, 118MPa, 大気中
中断させて磁束密度測定
試験：熱時効試験
923K
100h(二次クリープ開始時間相当)
700h(三次クリープ開始時間相当)
1591h(破断時間相当)

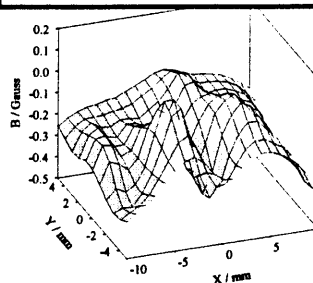


漏えい磁束密度分布 —着磁後の測定結果—

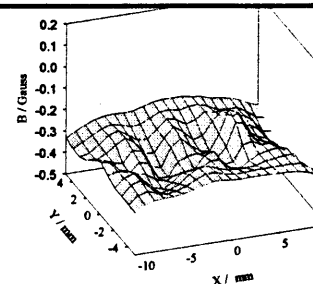
受入材



二次クリープ開始時 (100時間)



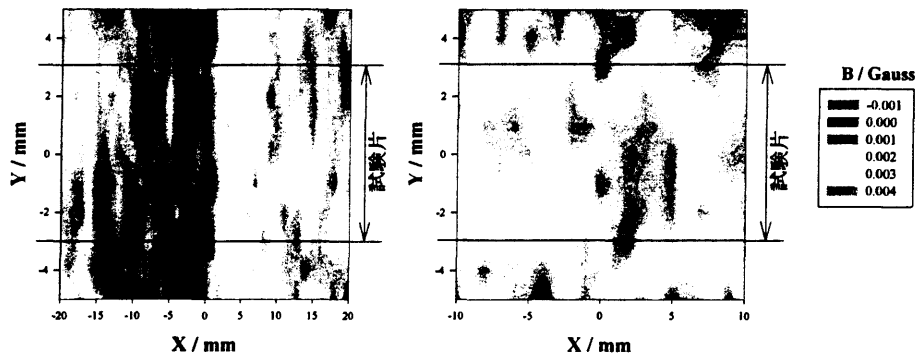
三次クリープ開始時 (700時間)



自然漏えい磁束密度分布(熱時効とクリープ)

三次クリープ域での中断 (1269時間)

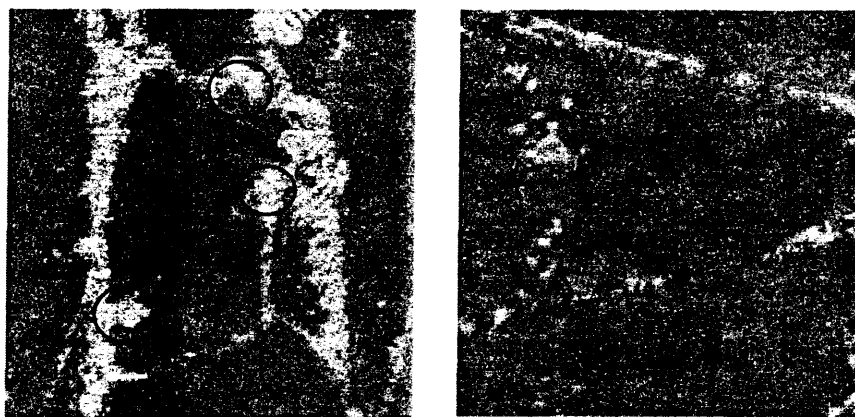
1591 時間熱時効材



磁気力顕微鏡(MFM)観察結果

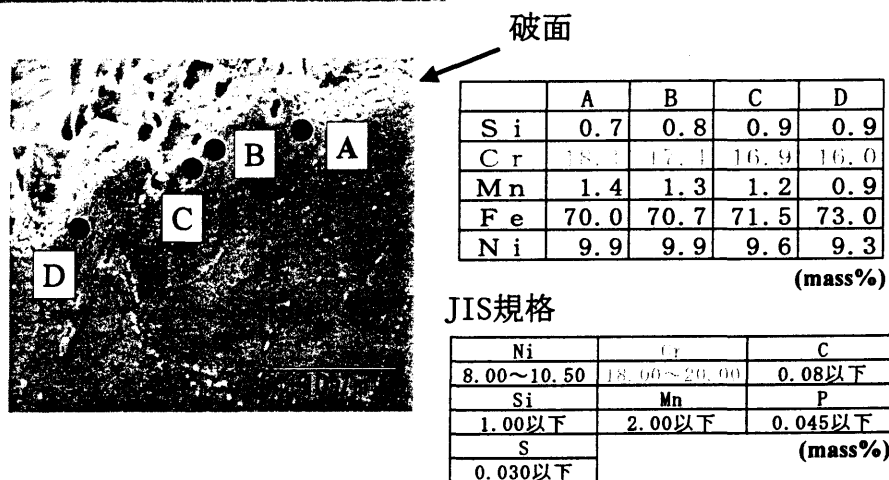
クリープ破断材

熱時効材

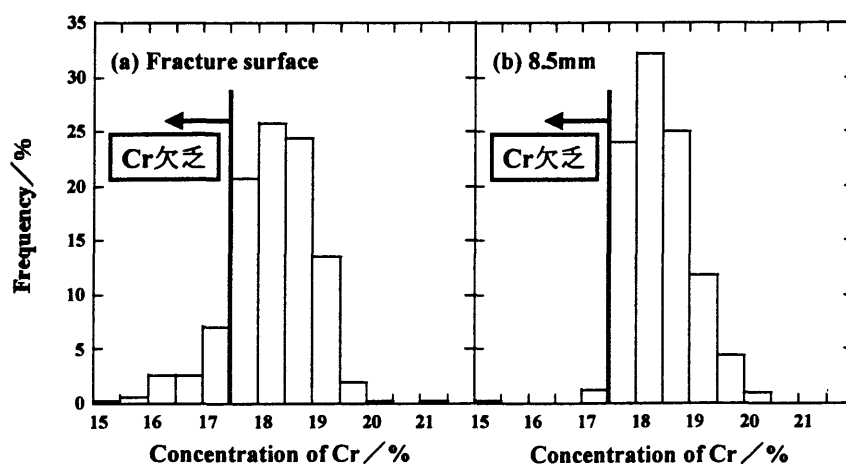


10 μ m

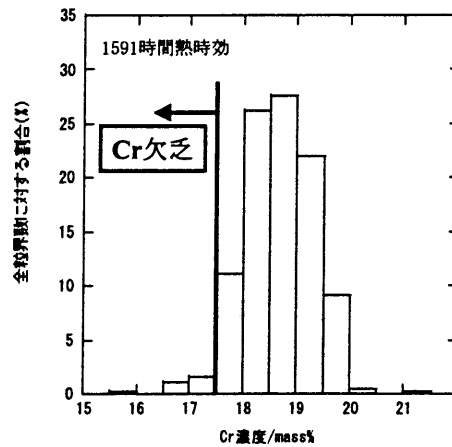
Cr濃度測定結果の一例



Cr濃度調査結果(クリープ破断材)



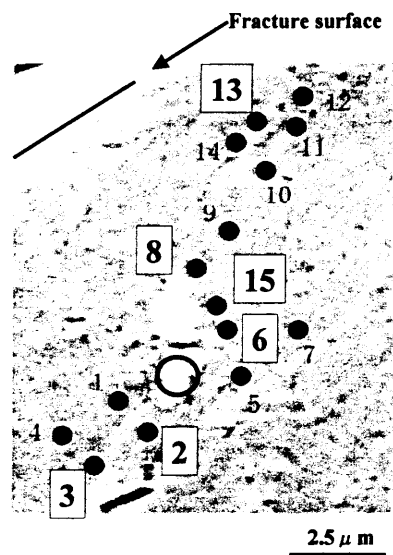
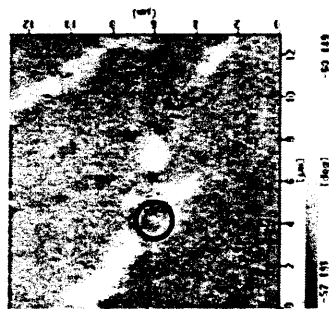
Cr濃度調査結果一例(熱時効材)



MFM観察及びCr濃度測定結果 (クリープ破断材)

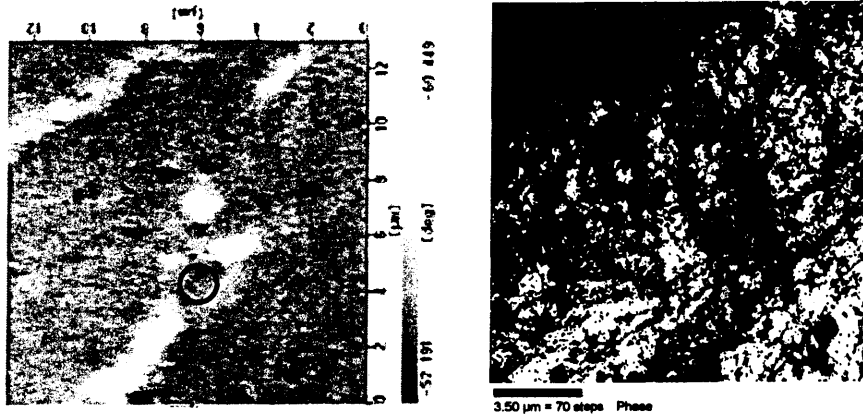
Number	1	2	3	4	5
Cr	19.66	16.64	16.25	19.23	18.09
Number	6	7	8	9	10
Cr	16.57	18.05	17.12	19.19	19.2
Number	11	12	13	14	15
Cr	17.99	18.03	17.07	18.55	16.82

mass%



電子後方散乱回折装置(EBSP)による結晶構造測定 (クリープ破断材)

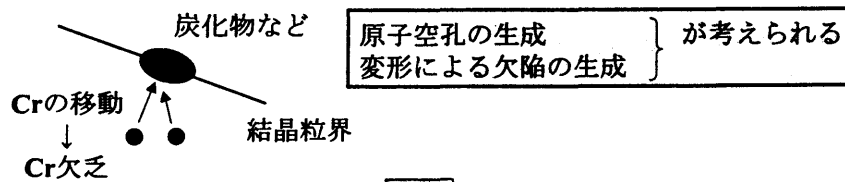
Red : BCC phase
Green : FCC phase



BCC相生成条件(1)

—分子動力学計算による把握（予備的検討）—

高温環境



多数の原子空孔が有る場合と無い場合における
BCC相生成状況について予備的検討を行った。

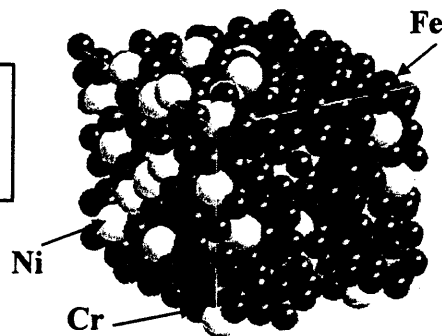
BCC相生成条件(2)

—分子動力学計算による把握（予備的検討）—

計算

923K・10ps保持→0 Kまで冷却 BCC相の有無
原子数:800個前後（原子空孔の量によって変化）
Cr濃度:約14mass%

同程度のCr濃度でも
欠陥有り→BCC相生成
欠陥無し→FCCのみ



金属組織変化と磁気特性変化（まとめ）

(1) 磁気特性変化 ⇔ Cr欠乏及びそれに伴うBCC相の生成

(2) 磁気特性変化に対する損傷と熱時効の違い

Crの移動 損傷材：負荷集中により局所的に加速
熱時効：緩慢、均質

破断面からの距離の違いによるCr欠乏状況

破断面からの距離は、クリープ損傷過程の経時変化と対応していると考えられる。キャビティやき裂は破断面に近づくにつれ多くなる。



破断面ではCr欠乏領域が広がっており磁性変化が大きい。従って、Cr欠乏及びBCC相生成による磁性変化はキャビティやき裂発生といった損傷と関連していると予想される。

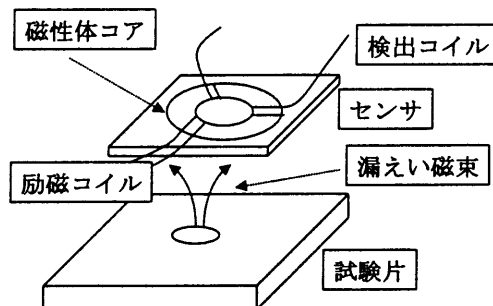
広範囲非破壊検出について

(3)

高温環境に材料が晒されることにより、Cr欠乏及びそれに伴うBCC相が生成し磁場が発生する。磁束変化を広範囲に瞬時に把握できる素子開発が必要となる。

これまでの素子開発
小型化(mmオーダー)

↓
多少の大型化？



まとめ

- (1) SUS304鋼は非磁性材料であるが、クリープ損傷進行により、漏えい磁束密度分布に局所的な激しい変動が現れる。
- (2) Cr量分析結果から、漏えい磁束密度に急激な変化が認められた破断部近傍にCrが欠乏している領域が広く存在することを示した。また、Crが欠乏している地点ではBCC相が存在することを示した。
- (3) 磁性変化と深く係わりがあると推定される局所のCr欠乏部は、熱時効による緩慢なCrの移動ではなく、負荷や変形が加わることによる炭化物等への構造が変わる程(例えばBCC相の生成)のCr供給の加速から形成されるものと推定される。

今後の予定

- ・ 広範囲検出手法の検討
- ・ 損傷に関連する金属組織とその金属組織と磁気特性
キャビティやき裂量と磁性相の量との関係
磁性相量と磁気特性
- ・ BCC相の生成条件
Cr欠乏以外の金属組織因子（例えば欠陥量など）
温度、負荷の影響

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕長期海外出張報告

超臨界圧 CO₂ 冷却高速炉 (GT-GCFRs) の炉心熱設計及び崩壊熱除去系に関する研究

部課室：技開部 流体 Gr.

報告者：岡野 靖

質問、意見、要望等 (発言者)	回答、対応策等
Q1) MFGR—GT の比出力が低く燃料サイクルコストが高い要因は？ (山下) Q2) CO₂ と He の性能評価は、システム全体として比較すべき。(此村)	A1) 崩壊熱除去システムとして、強制循環ではなく自然循環による受動的システムを用いており、その結果定格運転時の出力密度が低いため。一方過去の炉系は LOCA 時に全て強制循環冷却方式を採っており、安全システムに高い信頼性を要する。 A2) その通りである。(現況 CO₂ と He の両概念で競争している理由はそこにある。) ただし自然対流による冷却は He にはほとんど期待できず、CO₂ が優れている。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕 海外出張報告

部課室：技開部 熱化学 Gr

MIT 原子力安全セミナー（パート 1 & 2）

報告者：大野 修司

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 運転安全の実現の条件とされた「触媒」とはどのようなものなのか。（山下副所長） Q2) Davis-Besse プラントの材料腐食の件を特に紹介したのはなぜか。何が問題なのか。（和田部長）	A1) 外部機関等によるプラントの監査とか助言活動など、運転安全の確立を「促進させるもの」または「動機付けとなり得るもの」と解釈した。 A2) 私自身が本件を知らず、講義で強く印象に残ったから例として挙げた。本件について現在問題となっているのは、腐食の原因究明がまだ完了していないこと及び実プラントで激しい腐食が進行していたのに気づくのが遅れたこと、の2点である。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕システム化規格の開発－基本概念と開発計画－

部課室：技開部 構造 Gr

報告者：浅山 泰

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 例題検討は非常に分かりやすいが、例題の趣旨が基本概念とすこしずれているのではないか？（山下副所長）	A1) システム化規格の基本概念は、予め定めた目標信頼度を、多様な選択肢の組み合わせで実現することであり、例題もその趣旨に合っていると考える。ただし、現状では、目標信頼度がダミーである、選択肢の数が少ないなど、プリミティブなものであるなので、今後、実践的な例題を設定してゆく。
C1) システム化規格の基本概念は大変興味深く、燃料設計にも応用可能と思う（山下副所長）。	A2) 拝承。
C2) システム化規格については、一度技術会議あるいはそれに代わる場で、きちんと議論したほうが良い（山下副所長）。	A3) どのような場が適切かも含めて、場を設ける方向で検討する。（和田部長）
Q2) 現状の裕度が過剰であるというが、それなりの理由があって現状の裕度になっているのではないか（此村GL）。	A4) 現状の裕度は、必要と考えて確保している部分と、さまざまな不確定性により、結果的に大きくなっている部分から成ると考えられる。システム化規格では、ベストエスティメイトの考え方と破損確率評価の考え方を極力取り入れることによって、後者を減らしてゆく。
Q3) 確率論で評価する場合、物理現象との対応が不明確になるのではないか？（此村GL）	A5) ご指摘のような側面はある。システム化規格では、破損確率の評価値が同じであれば、どんな裕度交換でも許されるとは考えていない。まず、設計上の基本的な考え方を「裕度交換の原則」としてまとめ、その原則に照らして許される範囲で裕度交換を行うことを考えている。
Q4) システム化規格のひととおりの姿が見えるのはいつ頃か。それを見せる上で、現状ネックになっているのは何か？（和田部長）	A6) 平成14年度末に雛型を示すことを目標としている。最もネックとなっているのは、実践的な例題の設定である。例えば、過去のプラントの設計で苦労した点が、システム化規格の概念を採用すればこんなに楽になる、という具体的な例を示したいと考えているが、現在この点で苦労している。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕熱化学水素製造法の低温化に関する研究

部課室：技開部材料研 Gr

報告者：中桐俊男

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 実験は 500℃以上で実施しているが、500℃以下では SO₃ の電気分解は不可能か？ (FBR サイクル Gr 平尾 GL)	A1) 現在実験で使用している固体電解質 (YSZ) は 450℃以上で酸素透過性が確認されているものである。他の材料 (スカンジウム安定化ジルコニア等) のより低温で高い酸素等価性を持つ材料を用いればより低い温度での電気分解も可能であると考ええる。今後はそのような材料の調査も行う予定である。
Q2) 実験での電気分解用固体電解質の加熱方法は？プラントにこの方法を組み込む場合にはどのような形で組み込むのか（熱の供給方法）？ (山下研究主席)	A2) 実験ではヒータにより加熱している。プラントへの組み込み方法、位置等については未検討である。
Q3) 現状は大気圧で実験を行っているとのことだが、反応効率を向上させるために加圧することは考えていないか？（熱流体 Gr 岡野副主研）	A3) 現状では考えていない。加圧すると硫酸の沸点上昇等が起こり、硫酸分解が起こりにくくなることが考えられる。（その後の調査により、原研の IS プロセスでは 4MPa 程度まで加圧することを考えているとの情報あり）。
Q4) 早期にプラントへの適用検討を行うためには、現状で得られたデータ以外にどのようなデータが必要か？また、いつ頃そのデータが整いそうか？（FBR システム Gr 此村 GL）	A4) 現状の SO₃ 電気分解実験結果は誤差幅が非常に大きく、SO₃ 分解割合が定量的に評価できる状態にならない。このため、今年度の実験では SO₃ の分解割合の測定誤差を小さくすることを主眼に実施する。また、できれば来年度にかけて、分解速度に関するデータも取得して、水素製造効率評価に反映したい。これらのデータが揃えばプラントへの適用検討が可能であると考えられる。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕高サイクル熱疲労試験装置の性能評価と試験計画

部課室：技開部 開発 Gr

報告者：長谷部 慎一

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 重畳波どのように発生させるのか。(此村 GL)	A1) 高温 Na を 40 秒周期で、低温 Na を 4 秒周期で流しながら発生させている。ただし、流量を正確に制御しているわけではなく、参考として示した。
Q2) き裂検査において、時間依存性のあるき裂の進展状況をどのように検査しようとしているのか。(此村 GL)	A2) 時々試験を中断して検査する予定である。オンラインの計測では、現状で有効なものは見当たらないので、適用できるものを調査中である。
Q3) 一連の研究は、現行のサーマルストライピング評価法の安全裕度を合理化するための研究なのか。(山下研究主席)	A3) 現行評価法の改良に関わる検証データの取得を目的として試験を行っている。
Q4) スタティックミキサーの設置場所はどこか。(山下研究主席)	A4) 試験体の後ろ（下流側）に接続されており、試験体と一緒に交換する。損傷の可能性は考慮している。
Q5) 試験部とはどこまでを指すのか。(山下所付)	A5) 観察セルで覆われる範囲を試験部としている。損傷を受けやすいスタティックミキサーは試験毎に交換する。
Q6) この試験に対応する材料データの準備は進めているのか。(岩田室長)	A6) 材料試験ベースで高サイクル疲労試験が行なわれている。ただし、現在計画している TTS での試験は、いわば中サイクル領域の疲労試験である。
Q7) オンライン計測によるき裂監視により、貫通前に試験を中断する場合、止め時をどう考えているか。(和田部長)	A7) 当面の試験では、解析から得られた結果を元に試験期間を決める。ただし、試験途中で異常にき裂が進展する可能性を考慮して非破壊検査を実施する。解析側の見解では、曲げ応力主体なのでき裂は停留するとしている。
Q8) 重畳波の振幅比率はどのようなものと考えているのか。短周期主体の波形も考えているのか。比率の制御は可能か。(和田部長)	A8) 材料試験でのデータを元に試験開始前に試験条件を詰めながら決める。重畳波形は広い範囲の比率で制御が可能である。周期についてはある程度制約があるが、20 秒に 2 秒の波を乗せることも可能である。ベース波に比較的温度差の大きな短周期の重畳波をのせることも可能である。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕高温環境複雑人工物の損傷検出技術の開発

部課室：社内公募型研究推進室

－オーステナイト系ステンレス鋼の磁気特性変化と金属組織変化－

報告者：永江勇二

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) Cr 欠乏及び BCC 相が生成しき裂などの損傷が生成するのか、それともその逆なのか。（技開部、田辺次長） Q2) EDX よりも WDX を用いた方が Cr 量をより精度良く分析できるのではないか。 応力緩和の際に BCC 相は消滅しないのか。 EBSP は構造解析に用いられないのではないか。（技開部、星屋） Q3) 磁気特性変化と Cr 欠乏及びそれによる BCC 相生成は必要十分条件か。（構造 Gr、浅山研究主幹） Q4) 損傷の初期からも Cr 欠乏による BCC 相生成が見られるのか。（技開部、和田部長）	A1) 今の時点ではどちらともいえない。 A2) もちろんその通りであるが、EDX でも数%の違いは分かる。 消滅しないと考えられる。 EBSP は TEM のように電子線回折を用いて構造解析を行っているので、理論的には可能である。 A3) Cr 欠乏及びそれによる BCC 相生成は磁性の発生に関連していることは確かである。ただし、Cr 欠乏だけでは BCC 相の生成は不可能であり、Cr 欠乏や変形による欠陥の存在が BCC 相生成には不可欠であると考えている。今後、この点に着目して検討を進めていく。 A4) 損傷初期から BCC 相が見られているのは確認している。ただし、Cr 欠乏の状況などは観察していないので、今後行っていく。

第 7 回 R & D 報告会

〔平成 15 年 1 月 17 日〕



再結晶組織を有する12Crフェライト系ODS鋼 被覆管の二段軟化熱処理技術開発

平成15年1月17日

成田 健

システム技術開発部
核燃料工学グループ



報告内容

□背景と技術課題

□途中軟化熱処理試験

- ・途中軟化熱処理と再結晶組織の関連

□二段階軟化熱処理試験（特許申請済）

- ・二段階軟化熱処理の目的と効果

□再結晶組織を有する12Crフェライト系ODS鋼被覆管の強度特性

□まとめ

高速炉用ODSフェライト鋼被覆管の性能目標

■特長

スエリング抵抗性に優れたフェライト鋼に酸化物粒子をナノスケールで超微細分散して、700℃程度での高温強度の飛躍的な改善を図った材料であり、実用化段階の高速炉被覆管の最有力候補材

■性能目標値

○中性子照射量： $50 \times 10^{26} \text{n/m}^2$, $E > 0.1 \text{MeV}$
(約250dpa)

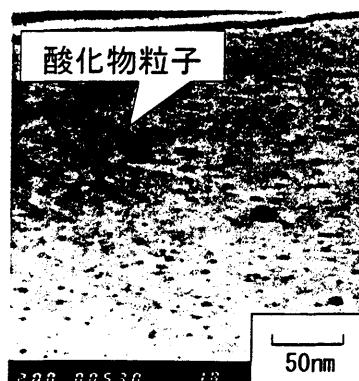
○内圧クリープ：700℃×10,000hrsで120MPa以上

破断強度 700℃×30,000hrsで108MPa以上

○周方向均一伸び：1%以上（全使用温度範囲）

○加工性：冷間圧延による製管が可能な硬さレベル
(目標：ビッカース硬度400Hv以下)

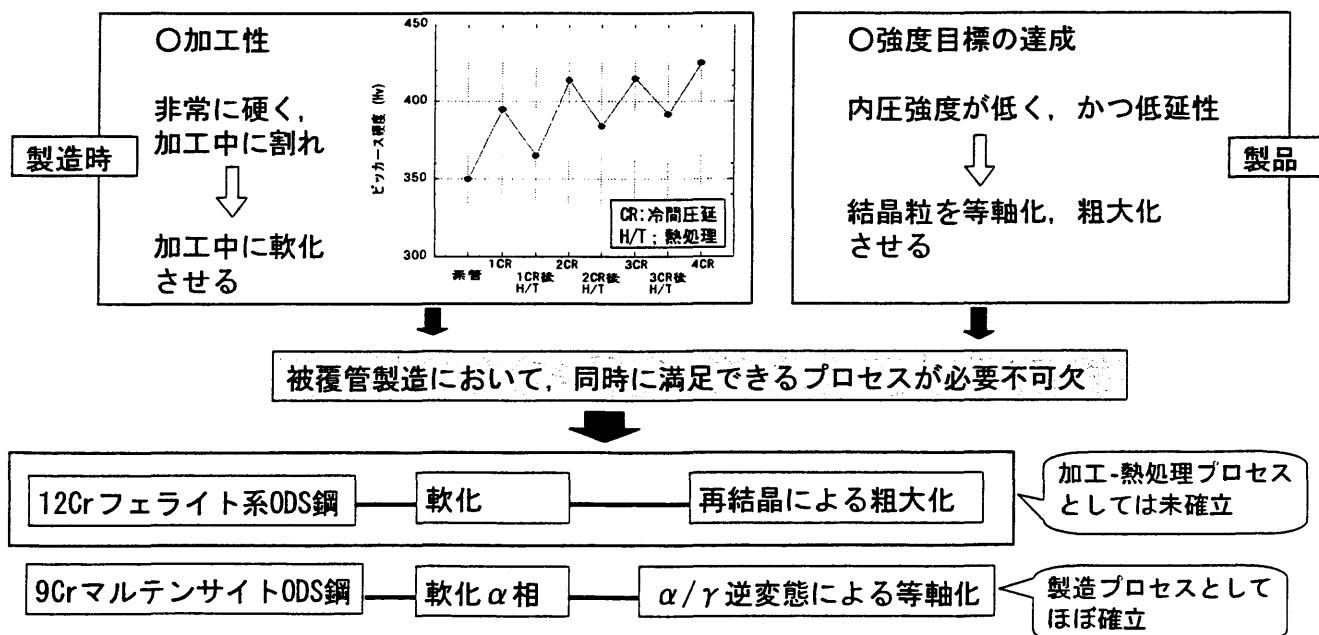
製造時
目標値



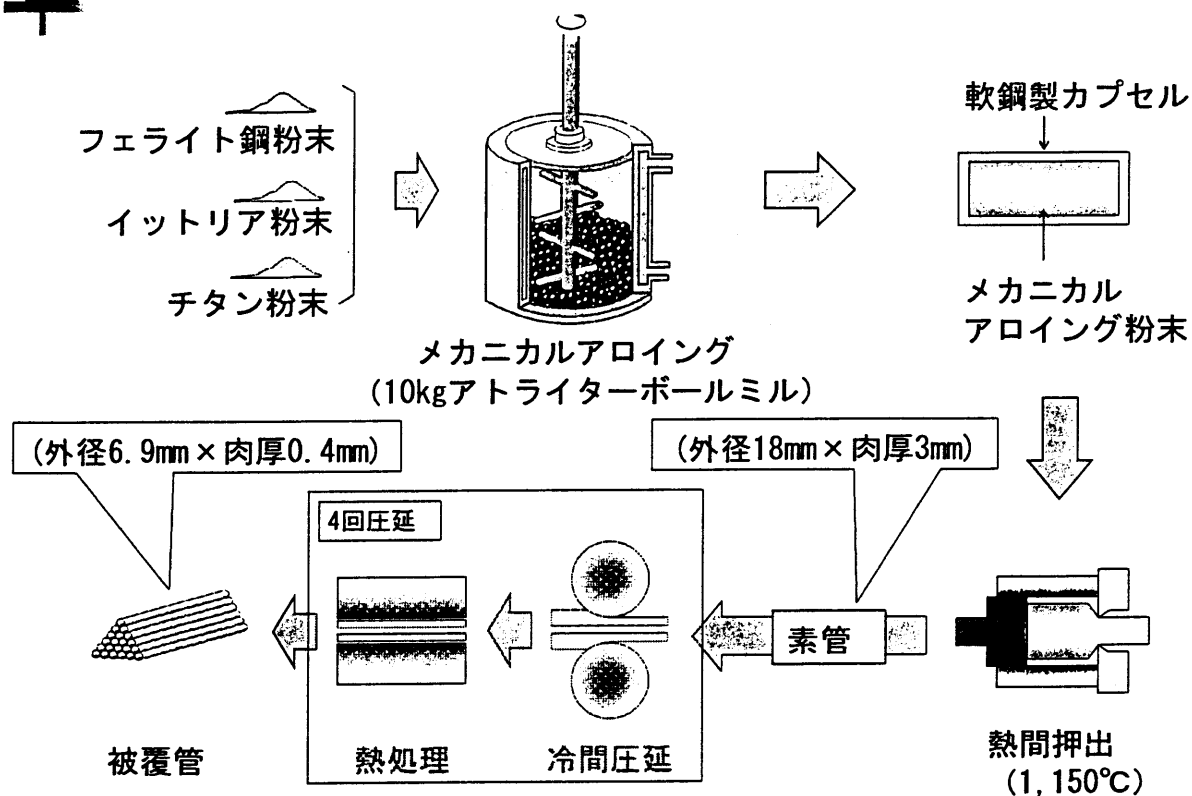
ODSフェライト鋼の電子顕微鏡写真

ODSフェライト鋼被覆管の従来技術課題

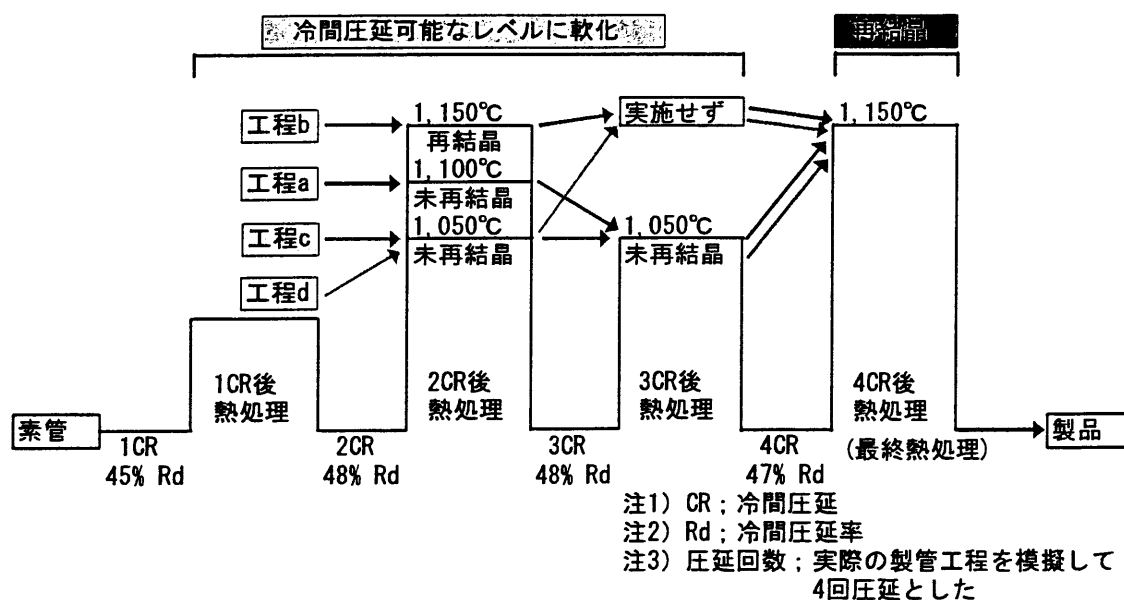
ODSフェライト鋼；実用化戦略調査研究Phase2において、2005年度までに実用規模製造の被覆管の製造 見通しを得るという目的で行っている。



ODSフェライト鋼被覆管の製造プロセス

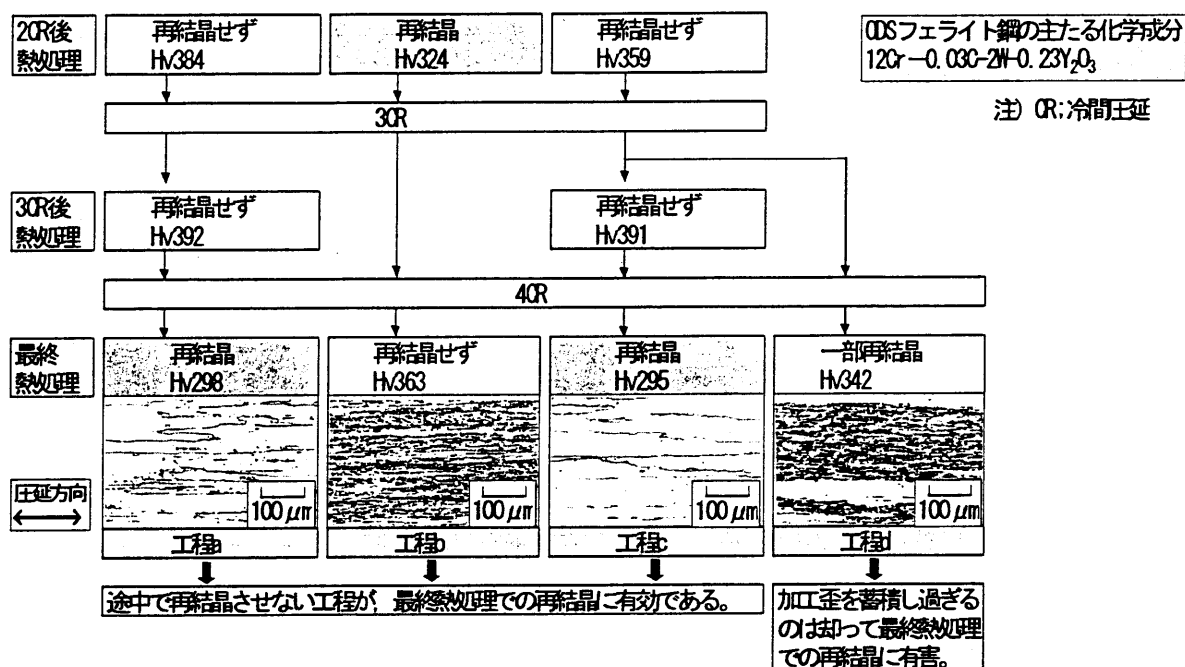


12Crフェライト系ODS鋼被覆管の 途中軟化熱処理試験フロー

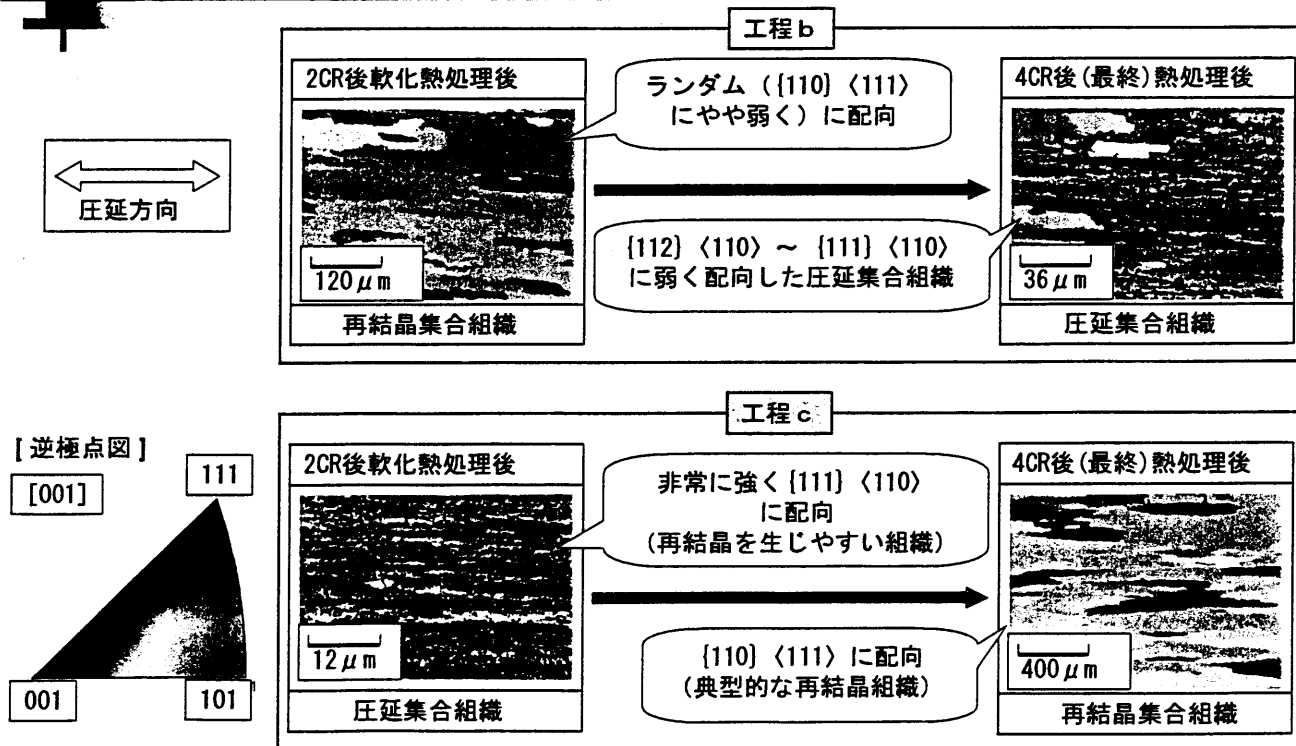


12Crフェライト系ODS鋼被覆管の途中軟化熱処理試験フロー

12Crフェライト系ODS鋼被覆管の途中軟化熱処理試験結果



EBSP法による12Crフェライト系ODS鋼被覆管 縦断面の結晶方位解析



1) 工程 b 及び c の圧延面と平行な結晶面

12Crフェライト系ODS鋼被覆管の二段軟化熱処理試験フロー

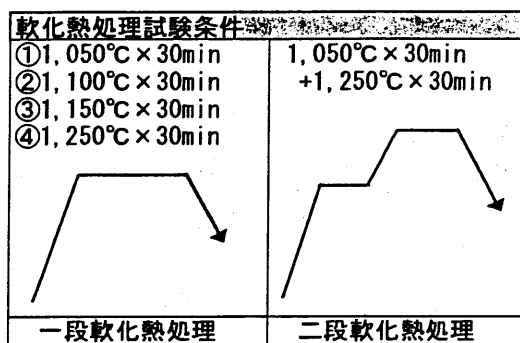
途中軟化熱処理プロセスにおいて、再結晶させないことが最終熱処理での再結晶に有効である。



この知見を、実際の製造プロセスに反映させる。

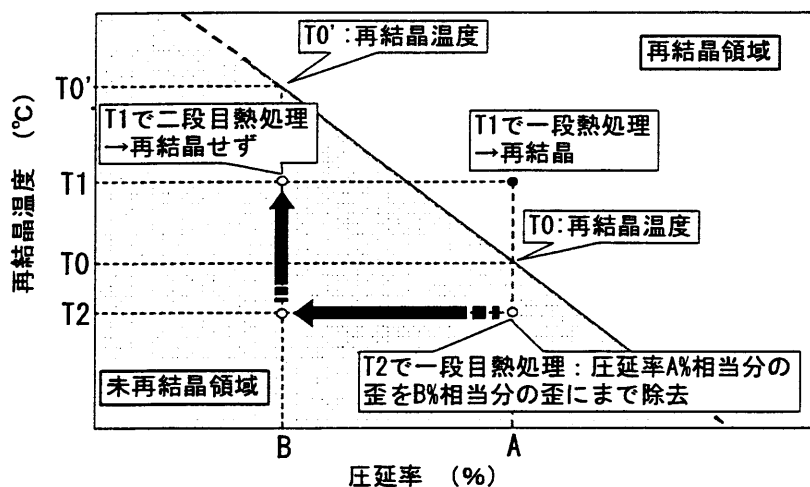


その後の冷間圧延が可能となる硬さに安定して軟化させ、かつ再結晶させない熱処理方法を検討する。



12Crフェライト系ODS鋼被覆管の二段軟化熱処理試験フロー

再結晶温度に及ぼす圧延率の影響（模式図）



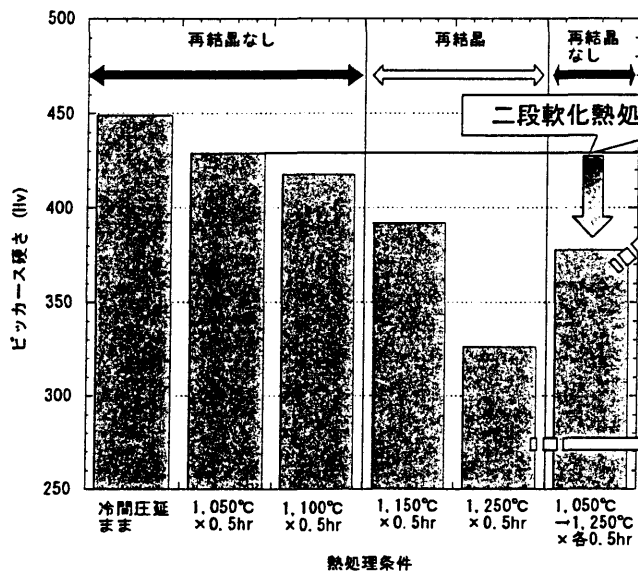
圧延率が低くなると、再結晶温度が高くなる。

12Crフェライト系ODS鋼被覆管の二段軟化熱処理試験結果

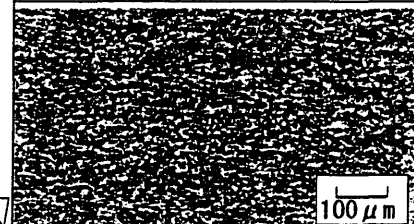
一段軟化熱処理；再結晶させないことと軟化を同時に満足させることが非常に困難



二段軟化熱処理；再結晶させないことと軟化を同時に満足させることが可能

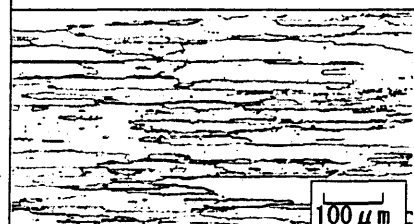


二段軟化熱処理；1,050°C→1,250°C



再結晶せず

一段軟化熱処理；1,250°C

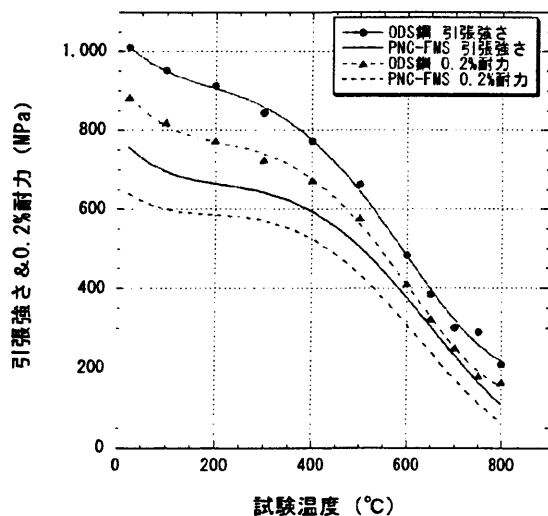


再結晶

12Crフェライト系ODS鋼被覆管の強度特性(1)

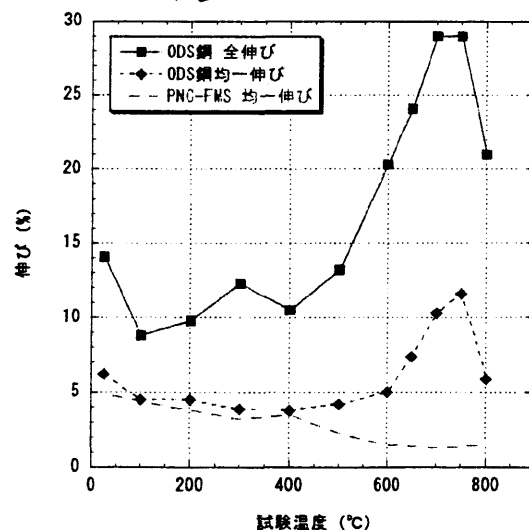
～リング引張試験結果～

PNC-FMSと比較して良好
(700°Cにおいては
約1.5倍の引張強さ)



a) 引張強さ

700°C程度でも十分な伸び
が得られている



b) 伸び

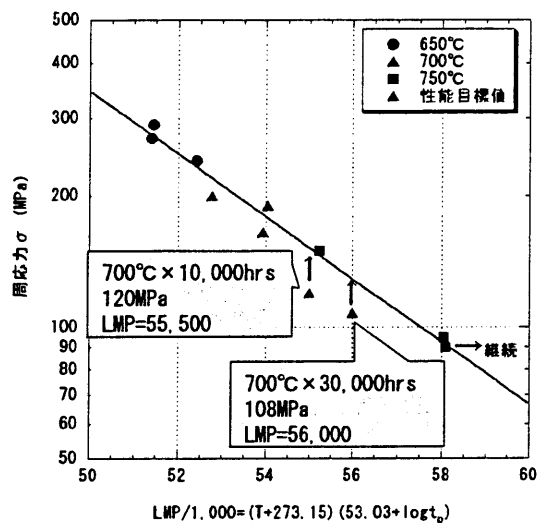
※4回圧延→再結晶組織品の試験結果

12Crフェライト系ODS鋼被覆管の強度特性(2)

～内圧クリープ破断試験結果～

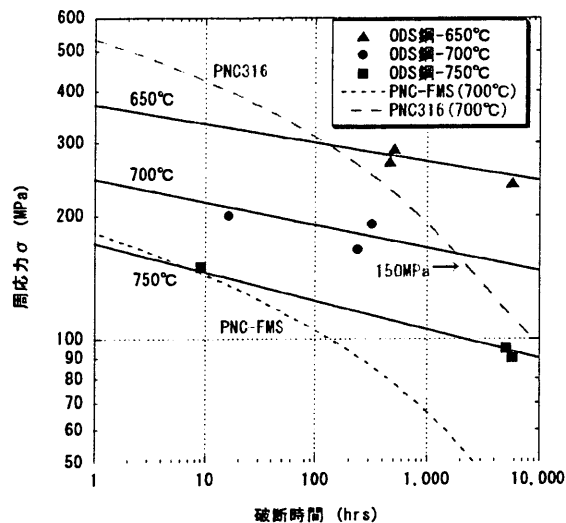
700℃×10,000hrs及び30,000hrsは、
取得データ範囲内

製造時の強度目標値を満足している



a) LMPによる評価

- ①PNC-FMSよりも良好である
②実際の使用環境（150MPa以下）において、
PNC316よりも良好である



b) 破断時間による評価

※4回圧延→再結晶組織品の試験結果

まとめ

□二段軟化熱処理技術開発

- ・12Crフェライト系ODS鋼被覆管の製造プロセスの途中軟化熱処理において、一段目熱処理で蓄積された加工歪を開放（回復）のみさせ、二段目熱処理で軟化させるという新しい二段軟化熱処理技術を開発した。（特許申請済）
- ・本熱処理方法は、熱処理後の特性（硬さ及び組織）の再現性が良好である。

□12Crフェライト系ODS鋼被覆管の実用規模製造技術開発

（実用化戦略調査研究）

- ・二段軟化熱処理技術の開発により、12Crフェライト系ODS鋼被覆管の量産用製造プロセス確立の見通しが得られ、また製造コスト低減等も期待できる。

	二段軟化熱処理
途中軟化熱処理において、再結晶させずに軟化させること	可能（再現性良好）
途中軟化熱処理毎の先行試験及び熱処理後の検査工程	省略可
製造歩留	飛躍的に向上
製造に要する期間	短縮
製造コスト	大幅にコストダウン

第8回R&D報告会
平成15年1月17日

次世代炉定数の開発と実機核特性解析への適用

システム技術開発部 中性子工学Gr
羽様 平



次世代炉定数開発の背景

◎実用化戦略研究(F/S)における多様な高速炉の検討
(重金属冷却、ガス冷却、金属燃料、窒化物燃料、LLFP核変換炉等)

●現在使用されている炉定数

・ ADJ2000R (JFS-3-J3.2Rを積分データを用いて調整したもの)

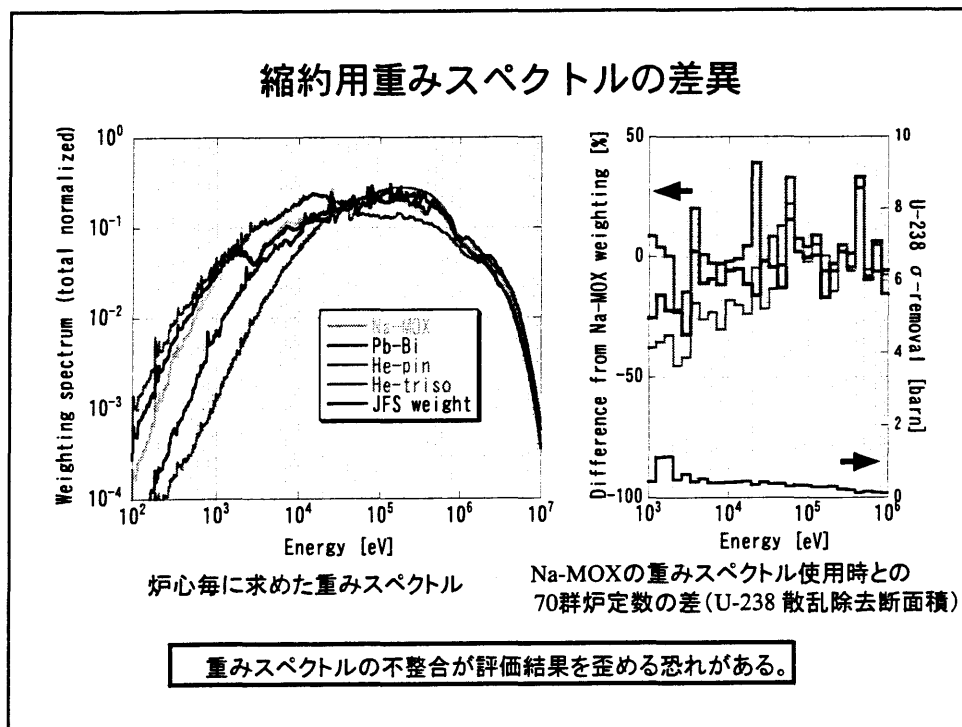
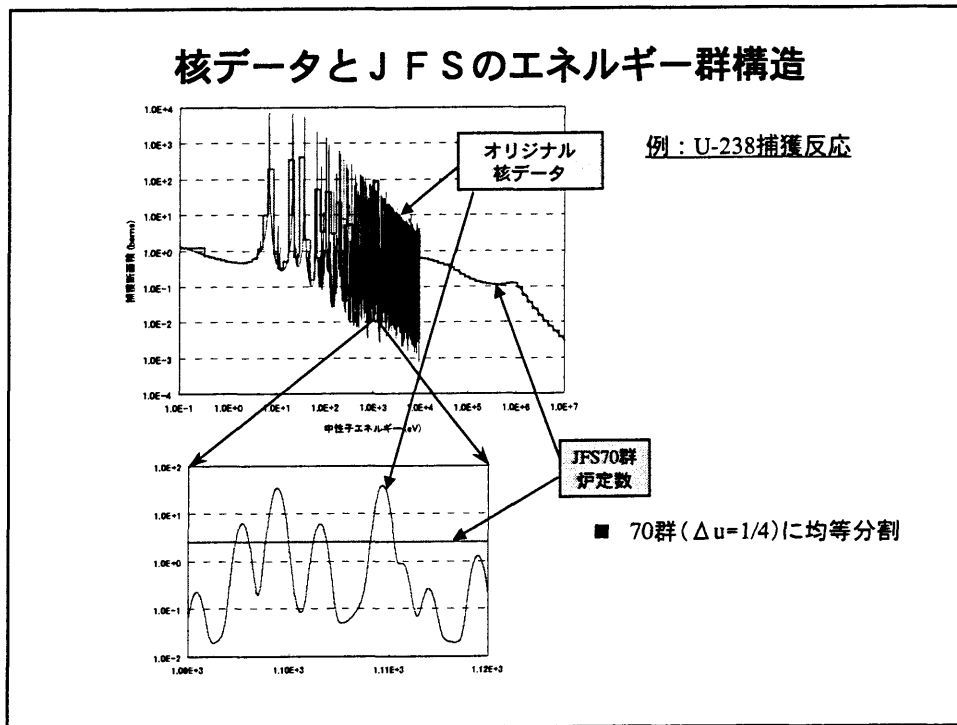
基本となる炉定数はJFS(JAERI FAST SET)

- ・ 1970年に原研で開発された70群断面積セット。現在 JFS-3-J3.2R
- ・ 中型Na冷却高速炉の炉心スペクトルで縮約
- ・ 共鳴の取り扱いに自己遮蔽因子を使用

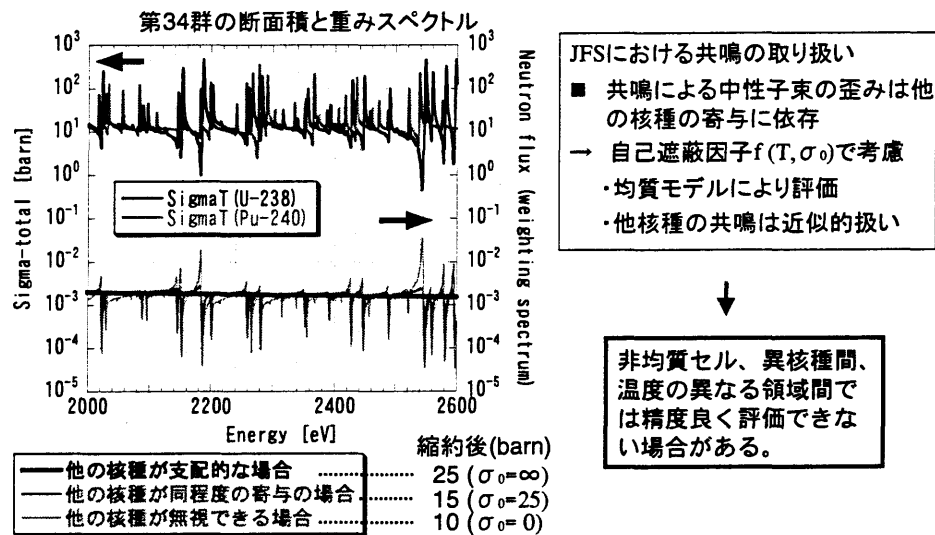
評価を歪める
可能性あり

F/Sの核特性評価の信頼性は大丈夫か？

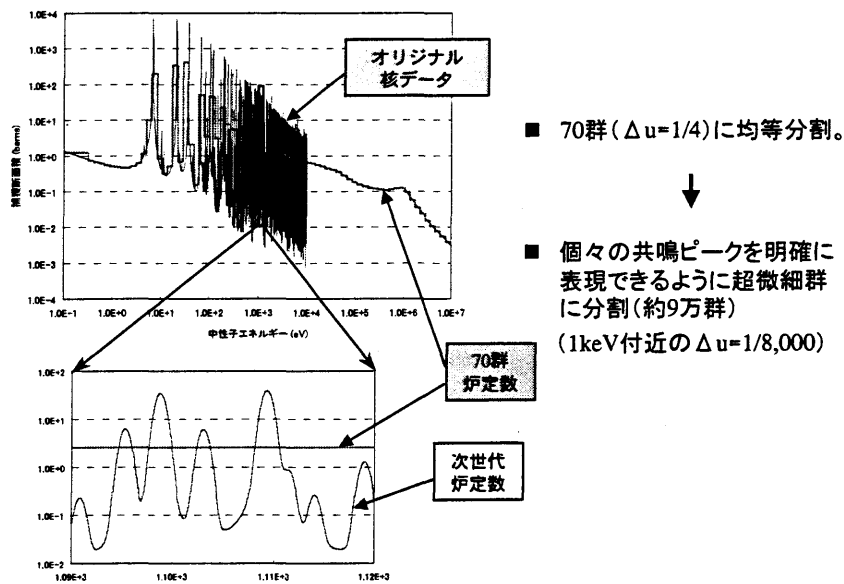
⇒ 核データをより直接的に扱える炉定数(開発中)を用い
JFSで得られた核特性の妥当性を評価



JFSにおける共鳴の取り扱い



次世代炉定数システムのエネルギー群構造



次世代炉定数作成システムの概要

○超微細群格子計算を合理的に実施

JFS構造の基本炉定数（詳細群）と超微細群炉定数を併用

●基本炉定数（全エネルギー範囲）

- ・従来のJFSと同等
- ・自己遮蔽因子を使用
- ・詳細エネルギー群（～1000群）

(1) 詳細群格子計算



- ① 詳細群中性子束分布 (41keV以上)
- ② 超微細群計算のための中性子源項



●超微細群炉定数 (41keV以下)

- ・主要核種の共鳴ピークを表現できる詳細度
- ・エネルギー群数（約9万群）
- ・散乱マトリックスなし
（エネルギー減少は力学計算で評価）

(2) 超微細群格子計算 （固定中性子源計算）



- ③ 41keV以下の超微細群中性子分布



(3) ①と③を用いてセル平均及び縮約



- ④ 詳細群セル平均断面積

臨界実験解析における次世代炉定数の適用効果 (要約)

○解析対象

JUPITER、FCA、BFS

○効果の例

臨界性： 0.1%以下 (JUPITER)、0.2% (BFS)

ボイド反応度： -5～-10% (JUPITER)、+10～+30% (BFS)

サンプルドブラー反応度： +10% (JUPITER)

○特徴

- ・ボイド反応度： Naの3keVの共鳴付近で効果が大きい

均質セルでは効果が半減

- ・ドブラー反応度： モデルの特殊性による効果(+7%)

実機核特性解析における次世代炉定数の適用効果

- ・対象炉心（H12年度のF/S検討対象より選択）
 - ①Na冷却大型MOX燃料炉心(1500MWe)（略称Na-MOX）
 - ②Pb-Bi冷却中型窒化物燃料炉心(400MWe)（略称Pb-Bi）
 - ③He冷却PIN型燃料炉心(1080MWe)（略称He-Pin）
 - ④He冷却被覆粒子型燃料炉心(1124MWe)（略称He-Triso）
- ・核特性（初装荷組成、格子計算（均質）、炉心計算（拡散））
臨界性、全炉心ボイド（減圧）反応度、全炉心ドップラー反応度
- ・着目する効果
 - ①重み最適化効果（当該炉心の重みスペクトルでJFSタイプの70G炉定数を作成し、オリジナルのJFSを用いた場合と比較）
 - ②超微細群効果（41keV以下を超微細群で扱う効果）
 - ③詳細群効果（41keV以上を詳細に扱う効果（炉心計算を含む））

次世代炉定数の適用効果①

重み最適化効果：JFS作成時の重みスペクトルを最適化する効果

次世代炉定数作成システムで対象炉心の代表セルで格子計算



9000群重みスペクトル



核データJENDL-3.2よりJFS相当の70群炉定数を作成

(JFSnew)

オリジナルのJFSを用いた場合と核特性を比較

次世代炉定数の適用効果②

超微細群効果：41keV以下を超微細群で扱うことの効果

- ・基本炉定数は、①の効果を評価する際に作成した重みを最適化した70群炉定数 JFSnew
- ・41keV以下を超微細群で扱う点異なる。

基本炉定数 70群
+
超微細群
(UF-70)



70群セル平均断面積



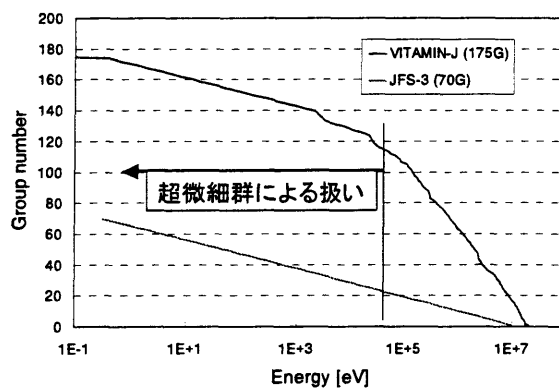
炉心計算

JFSnewを用いた場合
と核特性を比較

次世代炉定数の適用効果③

詳細群効果：41keV以上を詳細に扱うことの効果

- ・基本炉定数群構造に遮蔽解析用炉定数VITAMIN-J-175Gを採用
- ・群の平均レサジー幅 (10keV以上) = 0.05 (JFSの1/5)
≒ Feの平均弾性散乱レサジー増加幅 (0.035)



基本炉定数 175群
+
超微細群



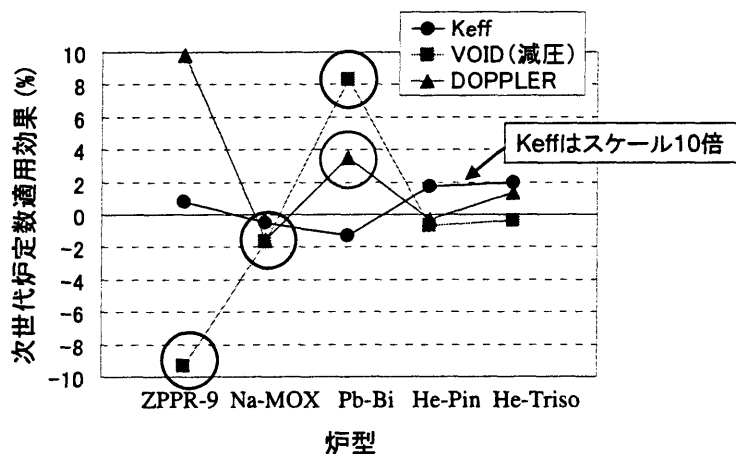
175群セル平均断面積



炉心計算

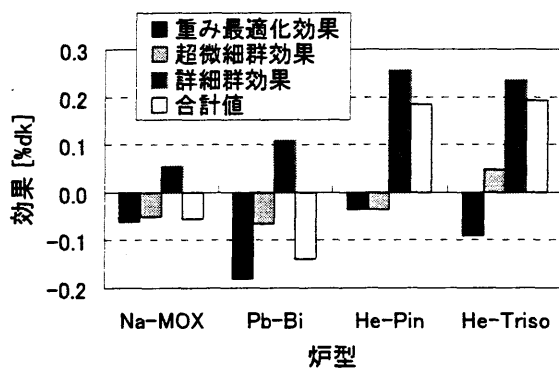
UF-70を用いた場合
と核特性を比較

次世代炉定数の適用効果（まとめ）



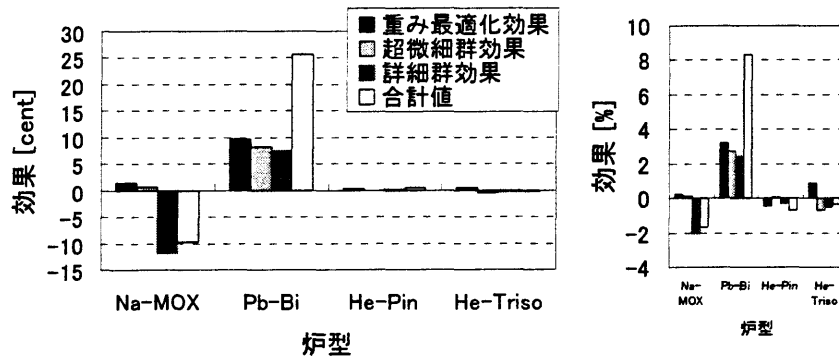
臨界性、ドップラー反応度 ——— 予想の範囲内
 ボイド反応度 ——— Na冷却炉間で差、Pb-Biで効果大

次世代炉定数適用効果の詳細（Keff）



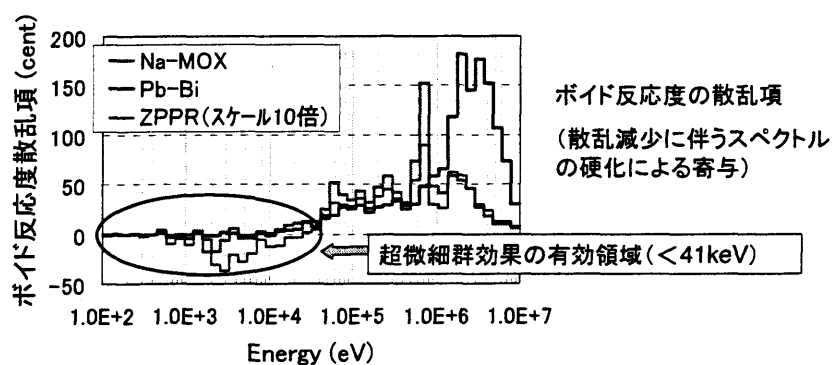
・効果は±0.2%dk以内
 Pb-Bi：重み最適化効果，He冷却：詳細群効果

次世代炉定数適用効果の詳細（ボイド（減圧）反応度）



・ Pb-Biでは各効果の積算により+8%の効果がある。

冷却材ボイド反応度超微細群効果の詳細

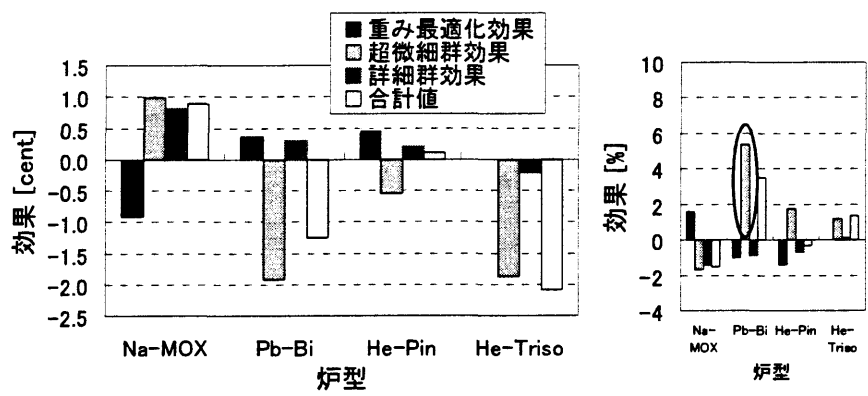


超微細群効果——低エネルギー側のインポートランスが増加

→ ボイド反応度を負側に増大させる効果

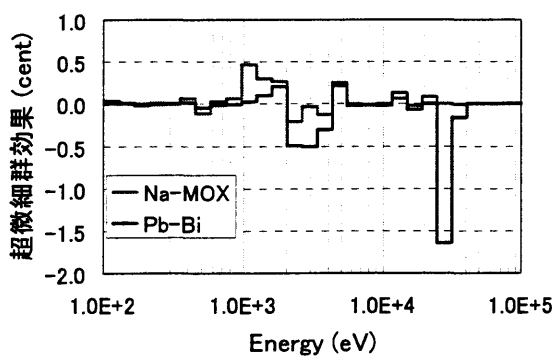
41keV以下での寄与の大きさが超微細群効果の差異に現れている。

次世代炉定数適用効果の詳細（ドップラー反応度）



・ 効果は最大で5% (Pb-Biの超微細群効果)

ドップラー反応度超微細群効果の詳細



ドップラー反応度の生成項
($\nu \Sigma f$ の増加による寄与)
に対する超微細群効果

超微細群効果 — 共鳴の取り扱い改善により実効断面積が低下
→ ドップラー効果を小さくする効果

Pb,Bi の存在と硬いスペクトルが超微細群効果の差異に現れている。

まとめ

開発中の次世代炉定数作成システムを用いて、JFS炉定数で評価された核特性の妥当性を検討した。

- 実機解析では次世代炉定数の適用効果は小さく(反応度で10%以内)、現状の炉定数(JFS)による評価結果でも信頼できる。
- Pb-Bi炉は他の炉型に比べて効果が大きく、非均質モデルでの検討が望ましい。

今後の予定

★ 次世代炉定数システムの完成

- ・基本的なシステムは完成しており、現在縮約機能などを付加している。
- ・システム完成と並行して、次世代炉定数の最適(推奨)仕様を決定する。
- ・H15年度末公開予定。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕再結晶組織を有する 12Cr フェライト系
ODS 鋼被覆管の二段軟化熱処理技術開発

部課室：システム部 核燃料工学 Gr
報告者：成田 健

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 被覆管の内径を変えても製造性は変わらないか。(山下主席)	A1) 50%程度の Reduction でパススケジュールを組めば、素管および仕上がり寸法に関わらず製造可能である。製造プロセスには問題はない。
Q2) 9Cr マルテンサイト系 ODS 鋼と比較して強度、製造性等はどうなのか？今後どのように進めていくのか。(永井主幹)	A2) ①強度特性 短時間強度；9Cr マルテンサイト系の方が良い。 クリープ強度；12Cr フェライト系の方が良い。 ②製造性 γ/α 変態を使うため、9Cr マルテンサイト系の方が良好であり、再現性も良い。 ③耐食性 (FCCI) 12Cr フェライト系の方が良いと思われる。 ④今後の進め方 9Cr マルテンサイト系が本命だが、腐食があるかも知れず、当面両鋼種並行して進め、照射試験により絞り込む計画である。
Q3) 12Cr フェライト系は組織的に準安定であり、250dpa で照射した場合、 α プライム相が出て照射脆化や耐食性に影響が出るのでは？(伊藤副センター長)	A3) 照射試験にて確認していく計画である。
Q4) BOR60 も二段軟化熱処理品か。(可児部長)	A4) 二段軟化熱処理品である。

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕次世代炉定数の開発と実機核特性解析への適用 部課室：システム部中性子 Gr
報告者：羽様 平

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) 次世代炉定数を用いた場合、計算時間はどのようになるか。（可児部長）	A1) 10 秒が 1 分となる程度で、十分実用的に使用可能なレベルである。ただし、炉心計算まで詳細群で評価する場合には 10 倍近い計算時間を要する。
Q2) 統合炉定数を使用するメリットはあるのか。（山下次長）	A2) JFS と比べると積分実験情報が反映されている分、信頼性が向上しているものと考えている。
Q3) 統合炉定数の方が信頼できるという保証はあるか。（山下次長）	A3) 実証できていないため断言できないが、信頼性を確保すべく不確定要素の削減につとめている。今後、実機での検証に期待したい。

第8回 R & D報告会

〔平成15年2月14日〕

H14年度第9回研究開発報告会
2003. 2. 14 at OEC-JNC

BN-600炉心を模擬したBFS-2臨界実験の 解析結果

— JNC-IPPE共同研究の成果 —

システム技術開発部 中性子工学Gr.

庄野 彰 (BFS 特別チーム)

発表内容

- ※ JNC-IPPE共研の背景
- ※ BFS-2臨界実験の内容
- ※ BN-600ハイブリッド炉心の模擬性
- ※ 臨界実験解析結果 (JNCとIPPEの結果の比較)
- ※ BN-600ハイブリッド炉心の解析精度評価 (暫定)
- ※ まとめ

背景：露解体Pu処分協力とBFS臨界実験

◎ 露解体Pu処分：高速炉（BN-600）オプション

現行 UO_2 炉心 → 解体プルトニウムをMOX燃料（バイパック燃料）に加工して装荷し、使用済み燃料化する

- ・ハイブリッド炉心(約1/4をMOX燃料に) 処分量 約0.3 t/年
- ・フルMOX炉心(全燃料をMOX燃料に) 処分量 約1.3 t/年
- ・処分量 約20 t；2010年以降10年間寿命延伸した場合

◎ BFS-2臨界実験

BN-600炉心条件を模擬した臨界実験データの取得

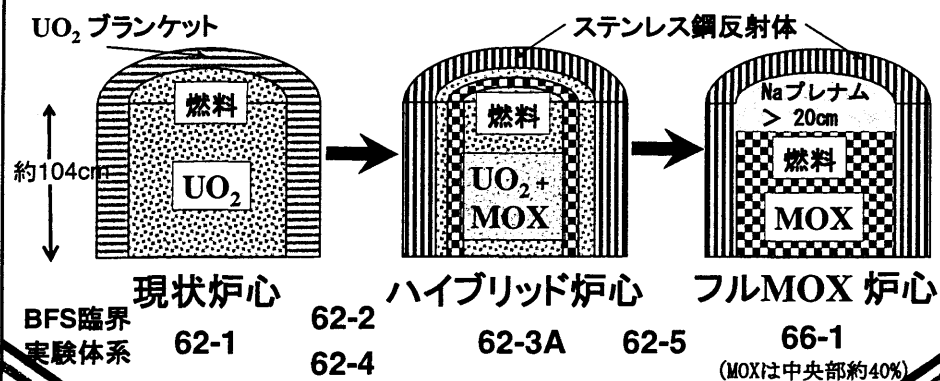
露物理エネルギー研究所(IPPE)との共同研究（1999～2002）

炉心変更に伴う核特性変化の評価精度の検証

BN-600のハイブリッド炉心・フルMOX炉心の特徴 及び BFS臨界実験体系との関係

特徴

- # 現状の UO_2 燃料領域にMOX 燃料を装荷
- # 径方向ブランケットをステンレス鋼反射体に置換



BFS臨界実験体系と現状 (2003年2月時点)

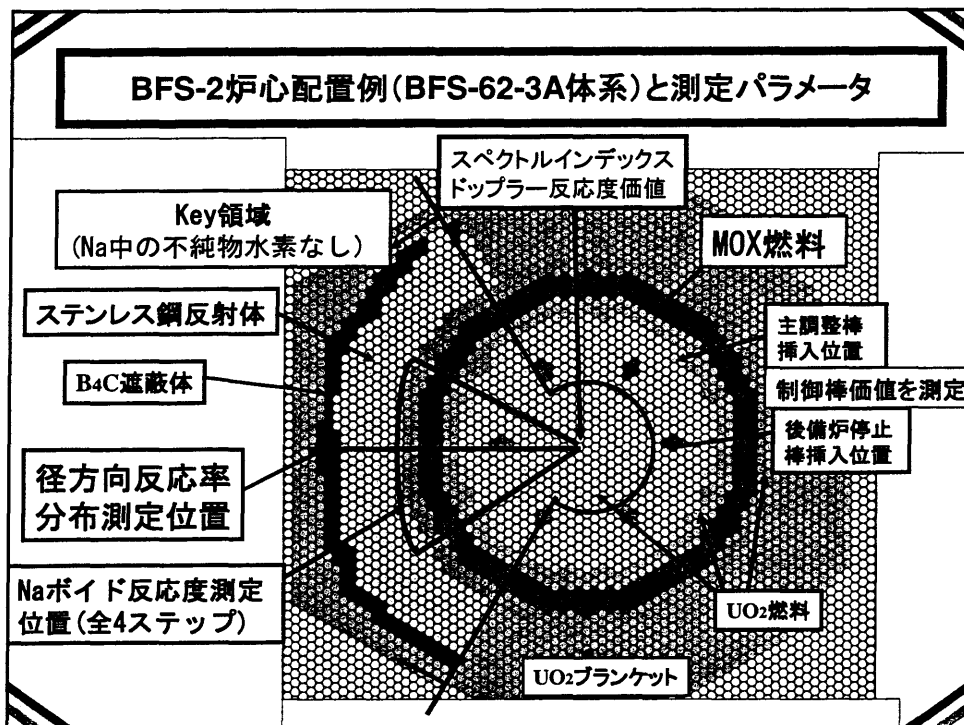
	体系ID.	燃料領域の 模擬対象	周辺領域の 模擬対象	主目的	計 画	測 定	解 析	報 告
I	62-1	UO ₂	UO ₂ ブランケット	現行BN-600の 特性評価	◎	◎	◎	○
II	62-2		SUS反射体	ブランケット/反射体 置換効果	◎	◎	◎	○
III	62-3A	UO ₂ + MOX	SUS反射体	ハイブリッド炉心の 特性評価	◎	◎	◎	○
IV	62-4		UO ₂ ブランケット	反射体/ブランケット 置換効果	◎	◎	◎	○
V	62-5	MOX(中央部) + UO ₂	UO ₂ ブランケット	MOX炉の 炉物理パラメータ評価	◎	◎	○	
	66-1	MOX(中央部) +UO ₂ +Na ²³ レナム	UO ₂ ブランケット	フルMOX炉心の 特性評価	◎	◎	△	

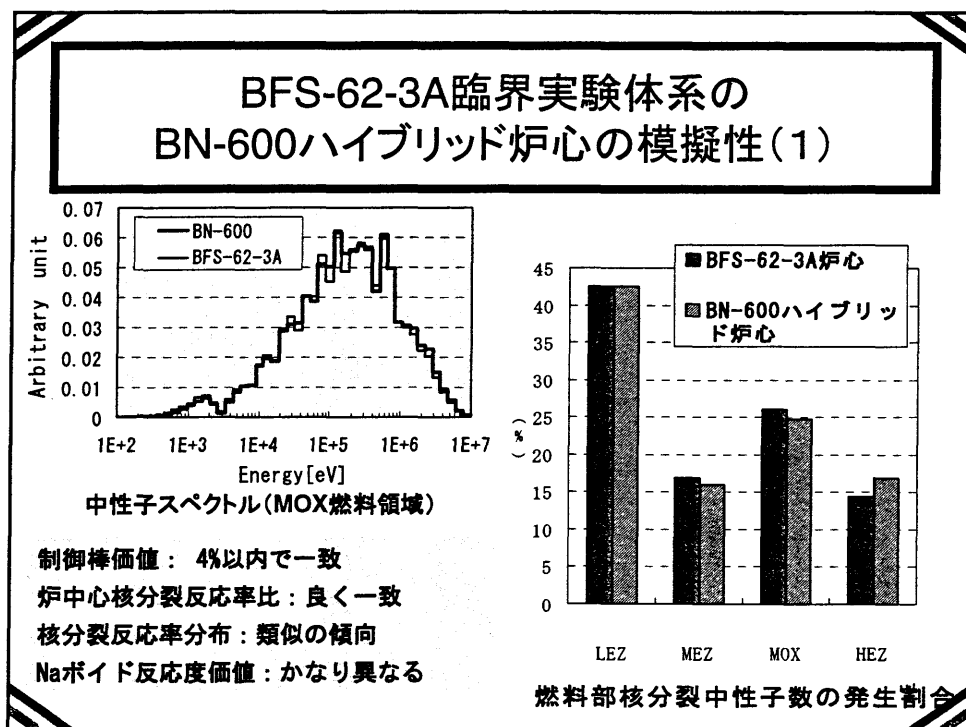
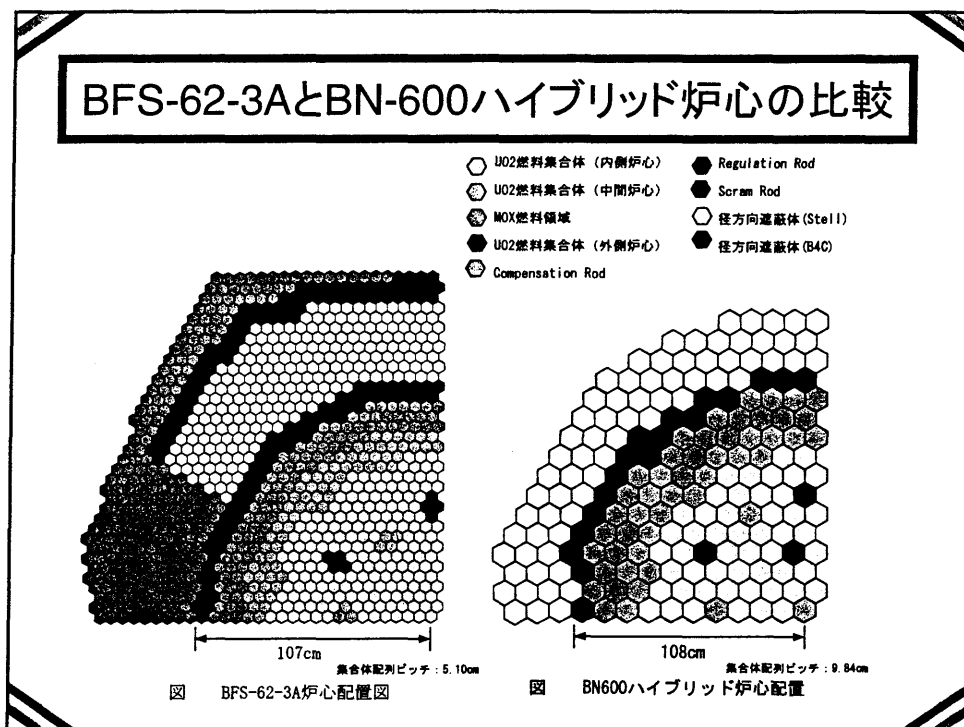
◎: 終了、○実施中、△準備中

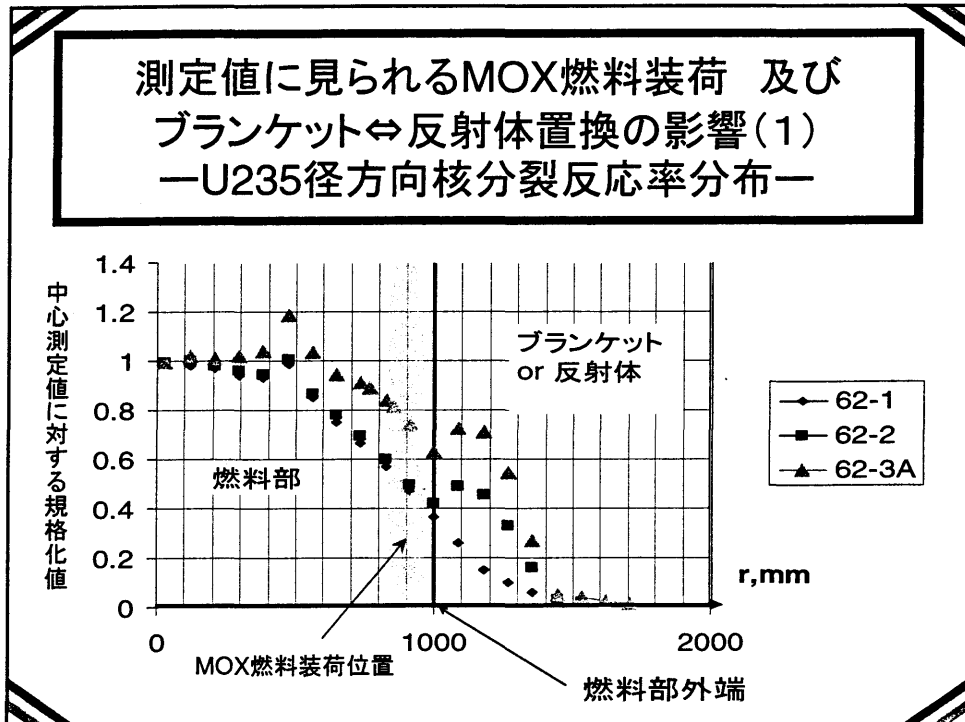
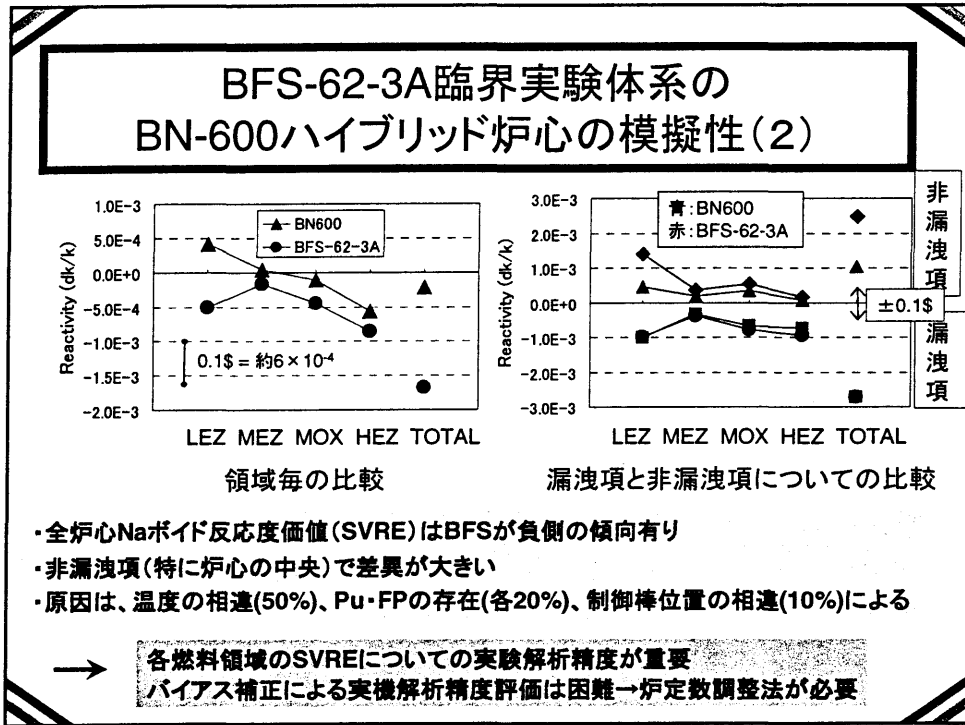
JNC が参画する意義・目的

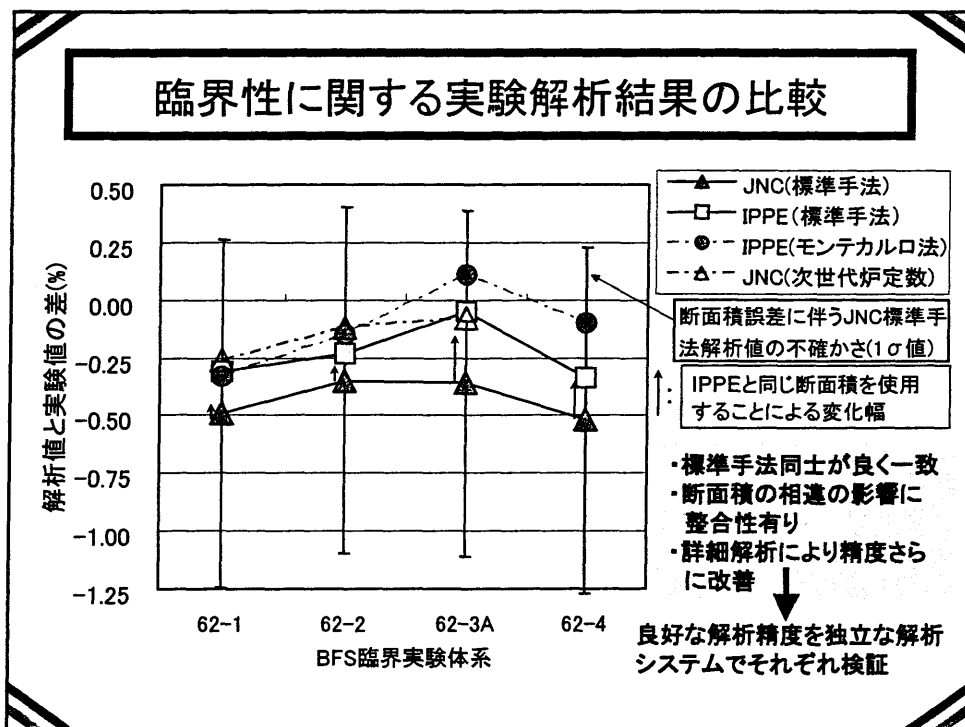
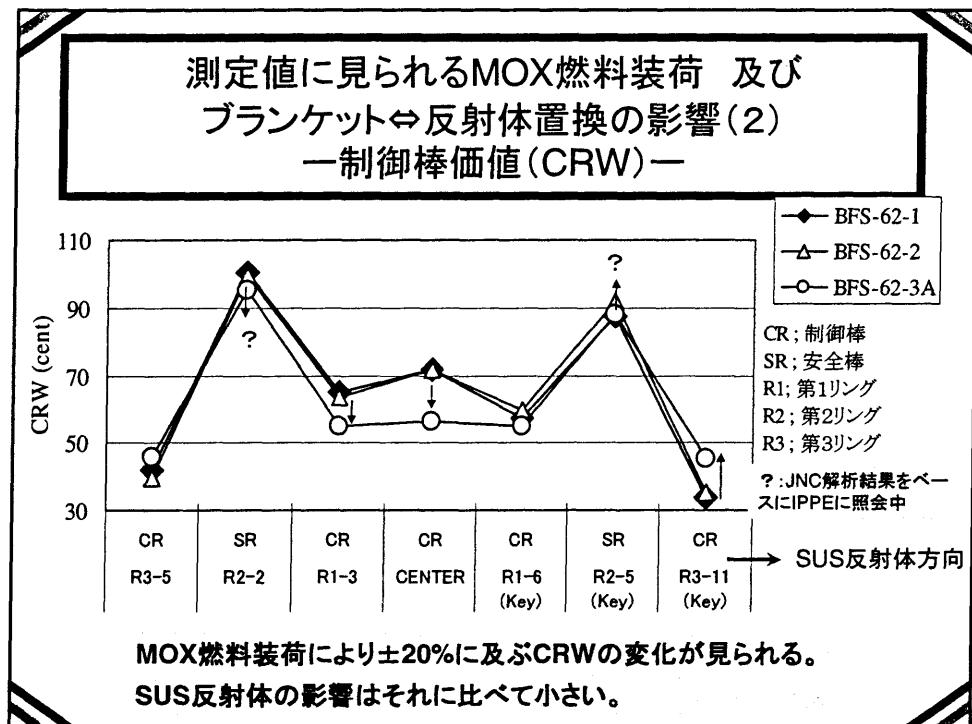
- 1) ロシアの解体プルトニウム処分に協力する
 - 一連のBFS-62 炉心の実験解析を行い、IPPE結果と比較
 - BN-600 ハイブリッド炉心及びフルMOX炉心のベンチマーク計算
(IAEAプロジェクトでもある)
 - BN-600 炉心の解析精度評価
 - 独立した二つの(JNC, IPPE)解析システムを用いることにより、
評価結果の信頼性を高める。
- 2) BFS-2 実験解析情報を高速炉開発に有効利用
 - BFS と他の臨界実験施設の実験解析結果間の整合性チェック
 - JNCの核設計評価データベースの拡充を図る
 - 統合炉定数の作成に反映する

両機関の核特性解析システム			
		JNC	IPPE
標準解析手法	核データ 炉定数(エネルギー群数)	JENDL-3.2 JFS-3-J3.2R(70 群) JENDL-3.3ベースの評価も開始	FOND-2 ABBN-93(299→28群)
	実効断面積計算時の 共鳴領域の取り扱い	F-因子法	サブグループ法
	拡散計算	CITATION-FBRコード (有限差分法)	TRIGEXコード (修正粗メッシュ法)
	輸送計算	TRITACコード(3次元)	TWODANTコード(2次元)
	感度係数・炉定数調整 計算	SAGEPコード・ABLEコード	INDEXコード・CORE50 コード
詳細検討用解析ツール		超詳細群定数の適用 (基本群数175、 共鳴領域～10万群)	3次元多群(299群) モンテカルロコード (MMK-KENO)
核データ及び解析手法が独立で、機能はほぼ類似			

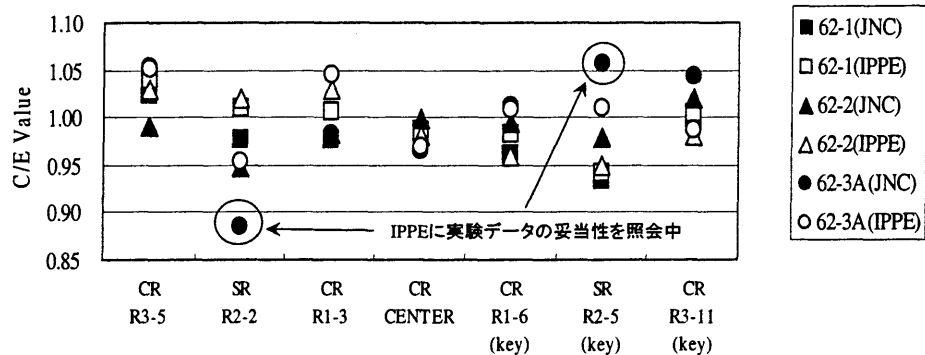






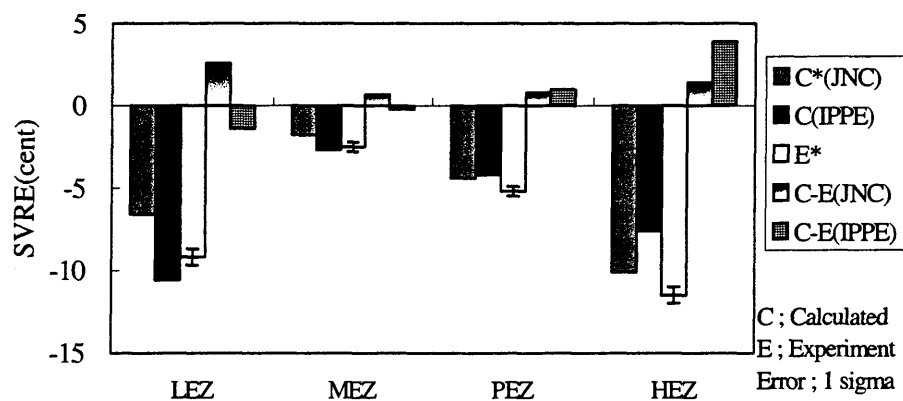


制御棒価値に関する実験解析結果の比較



実験値と解析値の差は概ね±6%以内。
実験誤差(約2%)と断面積起因誤差(4~6%)を考慮すれば良い一致と言える。

Naボイド反応度価値に関する実験解析結果 (BFS-62-3A体系 標準解析手法)

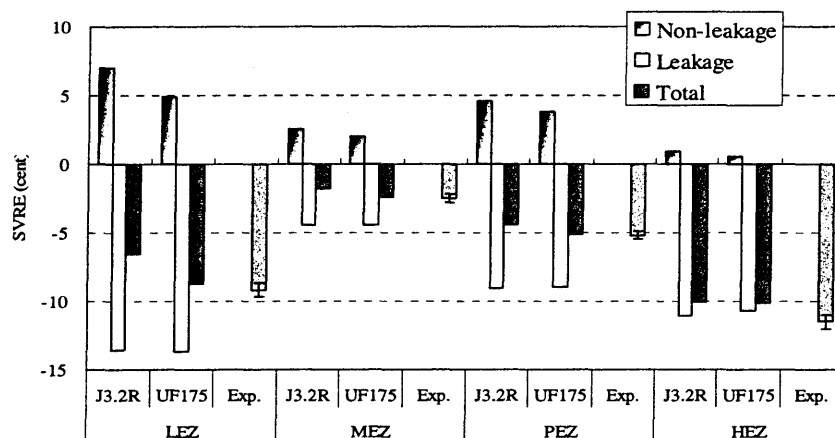


解析値と実験値の差はどの燃料領域においても±3%以内

→ 一致は良好と判断 (断面積起因誤差は±15~40%)

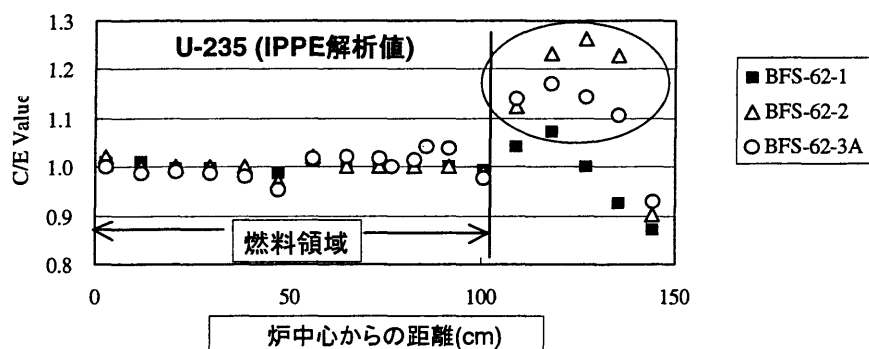
燃料領域毎の差はJNCとIPPEで異なる傾向が見られる

BFS-62-3A 体系のNaボイド反応度価値解析結果に及ぼす炉定数の影響 (JNC)



次世代炉定数(UF-175)により、非漏洩項が減少し、70群炉定数(JFS-3-J3.2R)に比べて実験値との一致度が向上した。

核分裂反応率分布に関する実験解析結果

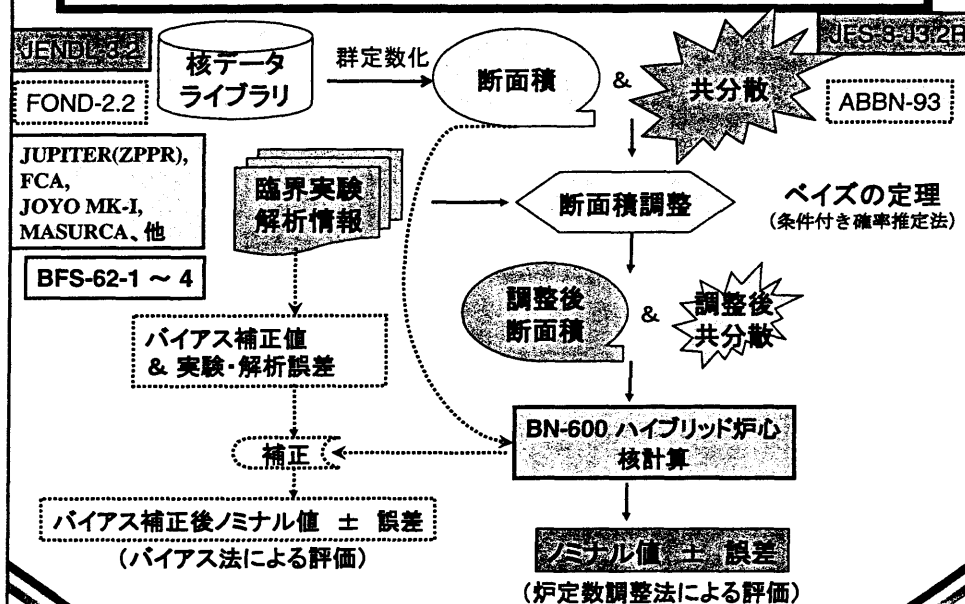


燃料領域；一致は良好 (実験誤差1~2%、断面積起因誤差5~8%)
 反射体領域；過大評価 (実験誤差3~4%、断面積起因誤差~9%)
 JNC の結果も同様の傾向 Pu-239 も同様の傾向
 軸方向分布も同様の傾向 U-238は大きな問題無し

JNCとIPPEの実験解析結果の比較による結論 (BN-600ハイブリッド炉心関係)

- JNC及びIPPEの解析システムは、いずれも下記パラメータに関する測定値に対して良く一致することが確認された。
 - 臨界性 ○ スペクトルインデックス
 - 制御棒価値 ○ Naボイド反応度価値(SVRE)
 - 核分裂反応率分布 (燃料領域 & UO₂ ブランケット領域)
- JNC次世代炉定数システムにより、SVREの解析精度が向上
- ステンレス鋼反射体領域における核分裂反応率分布について、解析値が過大評価する傾向が見られた。
 - (MASURCAやFCAでも確認されている状況と同様)
 - (連続エネルギーモンテカルロ法でも改善されず)
 - (JENDL-3.3適用による影響は小さい)

臨界実験解析結果に基づくBN-600ハイブリッド炉心の設計解析フロー



BN-600ハイブリッド炉心の解析精度評価結果

		調整前	調整後			備考
臨 界 性	JNC	± 0.86	BFS62を 使わず	—	BFS62も使 用	非均質効果は誤差に計上せず (設計者が非均質セル計算を 最確モデルで行うことを前提)
			± 0.21	—	± 0.14	
	IPPE	± 1.42	ZPPRだ け使用	BFS62だ け使用	ZPPR+BF S62を使用	現状の結論
			± 0.58 (-0.20)	± 0.40 (+0.20)	± 0.28 (+0.10)	± 0.6
制 御 棒 価 値	JNC	± 6.0	BFS62を 使わず	—	BFS62も使 用	
			± 2.0	—	± 1.0	
	IPPE	± 5.1	ZPPRだ け使用	BFS62だ け使用	ZPPR+BF S62を使用	現状の結論
			± 1.8 (+0.2)	± 1.7 (+1.4)	± 1.3 (+0.4)	± 7

(暫定評価値) [単位:%、IPPEの()内数値は「バイアス値」]

共通傾向: 炉定数調整法により、解析精度が改善。BFS-62データの有用性が確認できる
今後調査要: IPPEのバイアス値の意味、結論の導出プロセス、調整に用いた詳細情報等

BFS実験解析データによる
JNC核設計データベースの拡充

	keff	制御棒 価値	Naボイド 反応度	反応率 分布	反応率 比	その他	特徴
ZPPR-9, 10	7	17	13	42	28	18	中型MOX, 2領域均質炉
ZPPR-13A	5	-	-	-	-	2	中型MOX径方向非均質炉
ZPPR-17~ 19	7	18	1	26	18	-	大型MOX軸方向非均質炉 (一部濃縮Uも使用)
FCA	2	-	3	-	2	2	MOXと濃縮U、常陽MK-II模擬炉心
常陽MK-I	1	-	-	-	-	6	濃縮U+Pu, 小型炉、ブランケット付き (増殖用炉心)
MASURCA	-	-	-	-	-	2	高Pu富化度MOX、SUS反射体(Pu燃 焼炉)
BFS-58-1-I1	1	-	2	-	3	-	U無し燃料領域、軟スペクトル
Los Alamos	5	-	-	-	-	-	超小型炉(濃縮U, Pu, 反射体有無)
BFS-62-66 (内は48解析)	4 (2)	24 (11)	7 (4)	49 (数十)	8 (5)	- (15)	中型MOX、濃縮U、Pu量バラメー ジ、低Naボイド反応度

注: BFS以外は、既に統合炉定数ADJ2000Rに反映した数を記載した

ま と め

- BFS-2で、BN-600にMOX燃料を装荷した場合の核特性解析精度を評価するための臨界実験を完了。
- BN-600ハイブリッド炉心に関する臨界実験体系について、両機関の解析結果が良く一致することを確認した。(国際炉物理専門家会議PHYSOR2002にて共同論文を報告)
- 上記実験解析結果に基づくBN-600ハイブリッド炉心の解析精度評価を両機関で実施中。
- BFS-62及びBFS-66炉心の臨界実験・解析情報は、ロシア解体プルトニウム処分への協力はもとより、JNCの高速炉開発にも有効に活用できる。

補足説明資料

IPPEとの協力関係

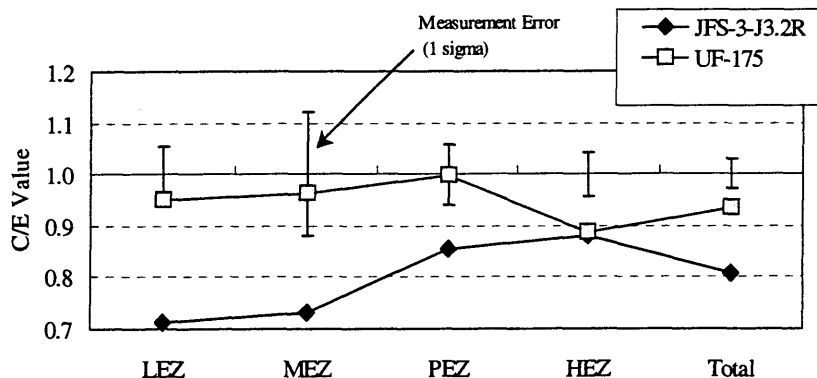
国際特別研究員

- ✓ BFS-2実験データベースシステム構築 ('00.1~'12)
(S. Bednyakov氏; PROMILLE)
- ✓ 日ロ核データの相違の影響評価 ('00.12~'01.12)
(G. Mantourov氏; JFS-3-J3.2 と ABBN-93)
- ✓ 厳密モデル解析&ベンチマークデータの作成
('01.12~'02.12, BFS-62-3A体系、M. Semenov氏)

他の臨界実験とその解析

- BFS-67 (FS公募研究、Np影響評価が可能な実験情報)
- BFS-58-1-I1 (ISTC-220、U無し炉心の特性評価)
- BFS-60 (ISTC-650、高Pu富化度炉心の特性評価)

次世代炉定数によるBFS-62-3A体系のNaボイド 反応度価値(SVRE)解析精度の改善(JNC)



共鳴領域の取扱を詳細化し、基本エネルギー群数を増加させた次世代炉定数(UF-175)の採用により、解析精度が改善した。

実施工程							
実施項目	年度	1999	2000	2001	2002	2003	2004
BFS-2臨界実験							
1. BFS-62-1体系		—					
2. BFS-62-2体系		—					
3. BFS-62-3A体系		—					
4. BFS-62-4体系			—				
5. BFS-62-5体系				—			
6. BFS-66-1体系					—		
核特性解析・評価							
7. 臨界実験解析		—					
8. BN-600ハイブリッド炉心の解析精度評価		—					
各種作業結果に関するIPPE報告書の提出		●	●	●	●	○	○
		実験報告書2冊 (受領済み)		実験・解析報告書各2冊 (受領済み)		最終報告書2冊 (作成中)	
JNC-IPPE共研会議		◎	◎	◎	◎	◎	◎(予定)
成果の公表(白抜きは予定を示す)							
原子力学会			▲ ▲	▲ ▲	▲ ▲	▲	
国際会議				★	★	☆	☆
研究論文				■	■	□	

臨界実験データ		
測定パラメータ	測定方法 (制御棒全引抜模擬状態が基準)	備考
臨界性	ペリオド法により、過剰反応度を測定	測定値: 10~20 ϵ 程度
スペクトルインデックス (核分裂反応率比)	炉中心。F49/F25, F28/F25。核分裂計数管(小型、セグメント型)をトランプースし、1セル平均値を測定。熱中性子場比較法。	
反応率分布	小型核分裂検出器(U235, Pu239, U238)計数率を、炉中心の値に規格化。	径方向分布はKey領域 軸方向は炉中心
Naボイド反応度値	燃料部及び上部軸ブランケット部のNaが存在する状態と、存在しない状態で、それぞれ過剰反応度を測定し、その差を求めた。	BFS-62-2と3Aでは、Key領域の中央60°方向の各燃料領域(LEZ, MEZ, PEZ, HEZ)毎に順次測定(総計-20~30 ϵ 程度) BFS-66-1では、炉の中央で測定
制御棒反応度値	基準状態(B ₄ C吸収体が炉心燃料部より上方に設置された状態)からB ₄ C吸収体を炉心に挿入し、その後の中性束応答から反応度を測定。	測定値: 40~100 ϵ 程度

ドブラー反応度値、C28/F25反応率比(増殖比index)、サンプル反応度値:BFS-62-5のみ

R&D 報告会 議事内容 (Q&A)

〔題目〕 BN-600 炉心を模擬した BFS-2 臨界実験の解析結果 --- JNC-IPPE 共同研究の成果 --

部課室：システム技術開発部 中性子工学 Gr.

報告者：庄野 彰

質問、意見、要望等（発言者）	回答、対応策等
Q1) ステンレス鋼反射体領域における核分裂反応率分布の過大評価傾向は、BN-600 ハイブリッド炉心の設計において重要な問題を引き起こすものではないと考えて良いか？ （山下研究主席）	A1) BN-600 ハイブリッド炉心では反射体領域に fissile 物質を装荷しないので、炉心設計上の重要な問題ではないと認識している。ただし、共研会議にオブザーバ参加した米国 ANL の研究者は、炉内使用済み燃料貯蔵位置における発熱量の誤差増大を懸念していた。実験データとしては、反射体領域の外側では計数率が小さく、測定誤差が大きいので、上記位置における解析精度を議論することは困難と思われる。
Q2) 反射体付き FBR 炉心の解析技術については、常陽 MK-II 炉心性能試験当時から大きな進展はないと理解して良いか？ （山下研究主席）	A2) そのとおりである。反射体領域における核分裂反応率分布の過大評価は、かなり以前より仏 MASURCA や日本の FCA でも観測されているが、未だに解決されていない問題である。核データに問題有りと思われるが、核データ側にどう伝えるかを今後検討していく。
Q3) 核分裂反応率分布の測定方法と解析方法の整合性が取れていないことが過大評価の原因として考えられないか？ （山下研究主席）	A3) BFS-2 では小型核分裂検出器が用いられたが、他の臨界実験施設では Foil 放射化法も用いられているので、測定方法に関わらず、共通の傾向が存在すると考えられる。