JNC TN9440 2004-001

R & D 報告会資料

〔平成15年度　第4回～第9回〕

（業務報告）

2004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)
2004

Ⓦ

JNC TN9440 2004-001
2004年　4月

R＆D報告会資料

〔平成15年度 第4回～第9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15年10月から平成16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４回　Ｒ＆Ｄ報告会]　平成 15 年 10 月 17 日開催

1. 高強度フェライト/マルテンサイト鋼燃料ピンの照射挙動 ……1
照射ｾﾝﾀｰ　燃材部　FMS　副主研　田中　康介

2. X 線 CT データを用いた燃料ピンの曲がり測定及びその評価 ……11
照射ｾﾝﾀｰ　燃材部　FMS　副主研　勝山　幸三

[第５回　Ｒ＆Ｄ報告会]　平成 15 年 11 月 14 日開催

1. 3 次元免震技術の開発状況……19
技開部　構造 Gr　副主研　北村　誠司

2. 疲労設計における安全係数の検討
任意のﾍﾞｽﾄﾌｨｯﾄｶｰﾌﾞに対して必要となる設計係数の設定方法について……31
技開部　構造 Gr　副主研　川崎　信史

[第７回　Ｒ＆Ｄ報告会] 平成 15 年 12 月 12 日開催

1. 多検出器法を用いた中性子線量計のための計数管の開発 ……43
安管部　放管課　副主研　橋本　周

2. デコミ評価システム（DECMAN）の概要と評価結果……57
照射ｾﾝﾀｰ　環境課　副主研　近藤　等士

[第８回　Ｒ＆Ｄ報告会] 平成 16 年 1 月 16 日開催

1. 「常陽」照射後試験データの解析　－炉心燃料と MA サンプル－ ……69
ｼｽﾃﾑ部　中性子 Gr　副主研　横山　賢治

2. 9Cr-マルテンサイト系 ODS 鋼被覆管のナノ・メソスコピック組織制御……81
ｼｽﾃﾑ部　核燃料 Gr　副主研　大塚　智史

3. ガス冷却高速炉燃料用 TiN 被覆に関する検討
－蒸着・強度・高温特性に関する検討－……91
ｼｽﾃﾑ部　炉燃 Gr　副主研　永沼　正行

[第９回　Ｒ＆Ｄ報告会] 平成 16 年 3 月 17 日開催

1. BFS-2 臨界実験解析及び BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果
(JNC-IPPE 共同研究の成果) ……103
ｼｽﾃﾑ部　中性子 Gr　研究主幹　庄野　彰

JNC TN9440 2004-001

第４回　Ｒ＆Ｄ報告会

〔平成 15 年 10 月 17 日〕

高強度フェライト/マルテンサイト鋼 燃料ピンの照射挙動

照射施設運転管理センター
燃料材料試験部
照射燃料集合体試験室

田中康介

背景

- 高速炉における経済性向上方策の一つ
  - ⇒燃料の長寿命化(高燃焼度化)
    - ⇒高性能(高温強度, 耐スエリング性)材料の開発が必要
- 炉心材料開発
  - ■オーステナイト鋼
    - ◆優れた高温強度
    - ◆豊富な実績
  - → 高燃焼度(高照射量) →
  - ■フェライト/マルテンサイト鋼
    - ◆優れた耐スエリング性
    - 高温強度が低い

固溶強化・析出強化 → 高強度フェライト/マルテンサイト鋼(PNC-FMS)

酸化物分散強化 → ODS鋼

炉心材料への適用性と研究目的

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- ODS鋼
  - 優れた高温強度
    - ◆実用高速炉被覆管材料として注目
- PNC-FMS
  - オーステナイト鋼やODS鋼に比べて高温強度が相対的に劣る
    - ◆ラッパ管(使用温度:低)
      実用高速炉材料として期待 ------ 照射に伴う衝撃特性の劣化(DBTTの上昇等)が課題
    - ◆被覆管(使用温度:高)
      実用高速炉が高温指向である限り被覆管材料としての可能性は低い
      ⇒従来の製鋼技術・製管技術が適用可能(高い経済性)
      ⇒炉心設計条件との整合を図ることにより，被覆管への適用が可能
      ⇒被覆管の適用性評価には燃料ピンとしての照射挙動の把握が必要
      ⇒ FMS-1照射試験(「常陽」におけるPNC-FMSの燃料ピン照射)

R&D報告会(2003.10.17)

FMS-1照射試験の概要

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- 日米長寿命燃料開発共同研究の一環として実施
  - 照射炉:「常陽」MK-Ⅱ炉心(「常陽」ではじめてのフェライト/マルテンサイト燃料ピン照射)
  - 計画時目標燃焼度:160GWd/t以上(ペレットピーク)
  - 中間検査による健全性確認(B型特燃を利用した継続照射)
- 燃料・材料
  - 被覆管材料:PNC-FMS(1FK)，HT-9M
  - 炉心燃料:(U,Pu)O_2中実ペレット
- 主な評価・試験項目
  - 被覆管表面性状及び寸法変化確認 ・・・外観検査，ピン寸法測定 等
  - 機械強度健全性確認 ・・・急加バースト試験，引張試験，硬さ試験 等
  - FCMI及びFCCI評価 ・・・組織観察，機器分析 等
  - ミクロ組織変化把握 ・・・TEM観察

R&D報告会(2003.10.17)

本報告の内容

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- 中間検査として実施した照射後試験結果
  - PFB080(B8)→PFB090(B9)継続照射，最高燃焼度：約72GWd/t
- 試験対象ピン
  - PNC-FMS：1本，HT-9M：2本
- 非破壊試験
  - 外観検査
  - 燃料ピン寸法測定
- 断面金相試験
  - 光学顕微鏡観察
  - 走査型電子顕微鏡（SEM）観察
  - X線マイクロアナライザ（EPMA）分析

PNC-FMS燃料ピン

- 挙動確認
  - 表面性状
  - 寸法安定性
  - FCCI
- 挙動比較
  - HT-9M鋼
  - オーステナイト鋼

R&D報告会(2003.10.17)

燃料仕様

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- 被覆管材料の化学組成

鋼種	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	W	N	Nb	V
PNC-FMS(1FK)	0.11	0.02	0.49	0.003	0.003	0.01	11.05	0.48	1.94	0.047	0.050	0.20
HT-9M	0.21	0.37	0.73	-	-	-	10.48	1.52	-	0.022	0.20	0.21

※PNC-FMSのNi量仕様値：0.2～0.6

- 燃料ピン仕様

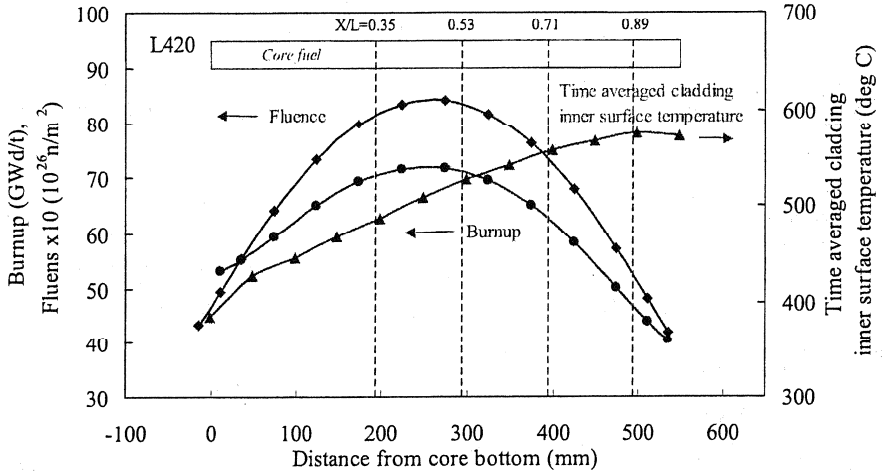
鋼種	PIE ID	被覆管		ペレット					スミア	ギャップ
	B9	外径(mm)	肉厚(mm)	形状	Pu富化度(w/o)	O/M比	外径(mm)	密度(%TD)	密度(%TD)	幅(mm)
PNC-FMS (1FK)	L405	6.86	0.56	中実	28.77	1.97	5.51	93	86	0.23
	L407	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
	L420	↑	↑	↑	↑	↑	5.58	90	85	0.16
	L422	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
HT-9M	L404	↑	↑	↑	↑	↑	5.51	93	86	0.23
	L406	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
	L419	↑	↑	↑	↑	↑	5.58	90	85	0.16
	L421	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑

R&D報告会(2003.10.17)

照射条件と試料採取位置

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- L420(PNC-FMS)



- L404, L421(HT-9M)はL420とほぼ同条件(断面金相試料数:12)

R&D報告会(2003.10.17)

燃料ピンの表面性状

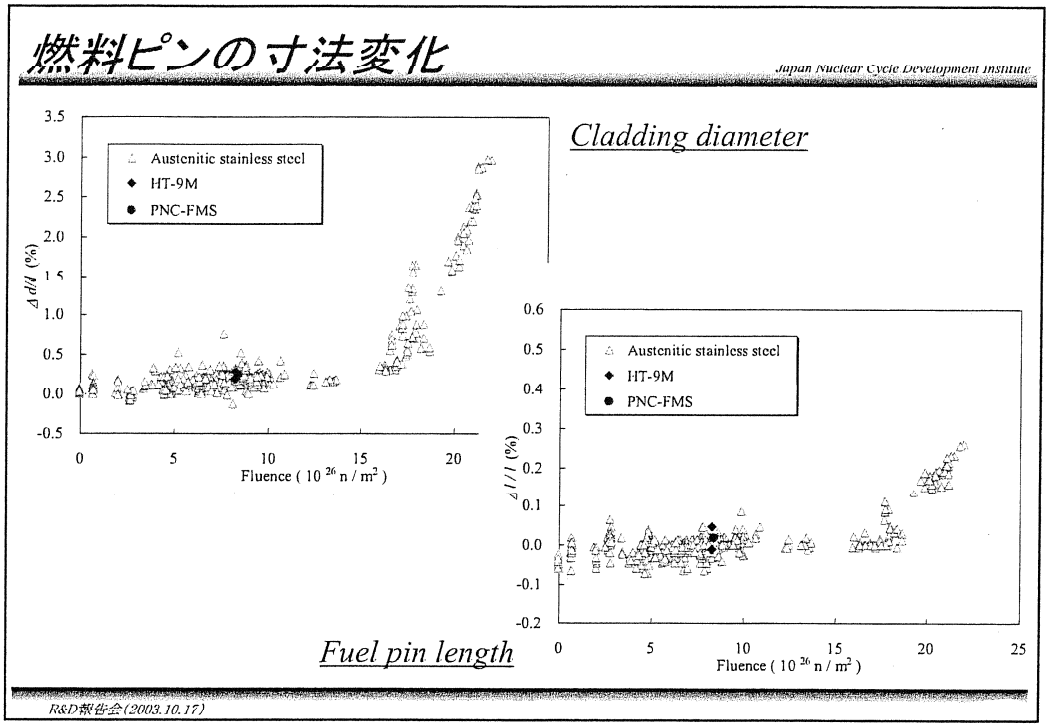
Japan Nuclear Cycle Development Institute

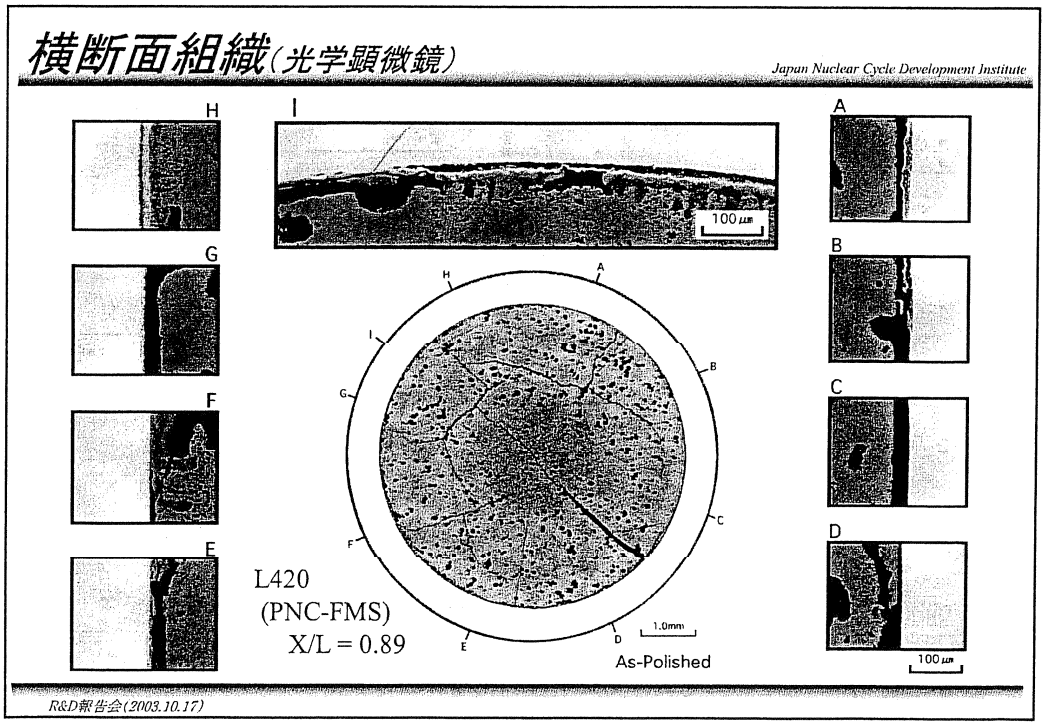
- 外観観察結果

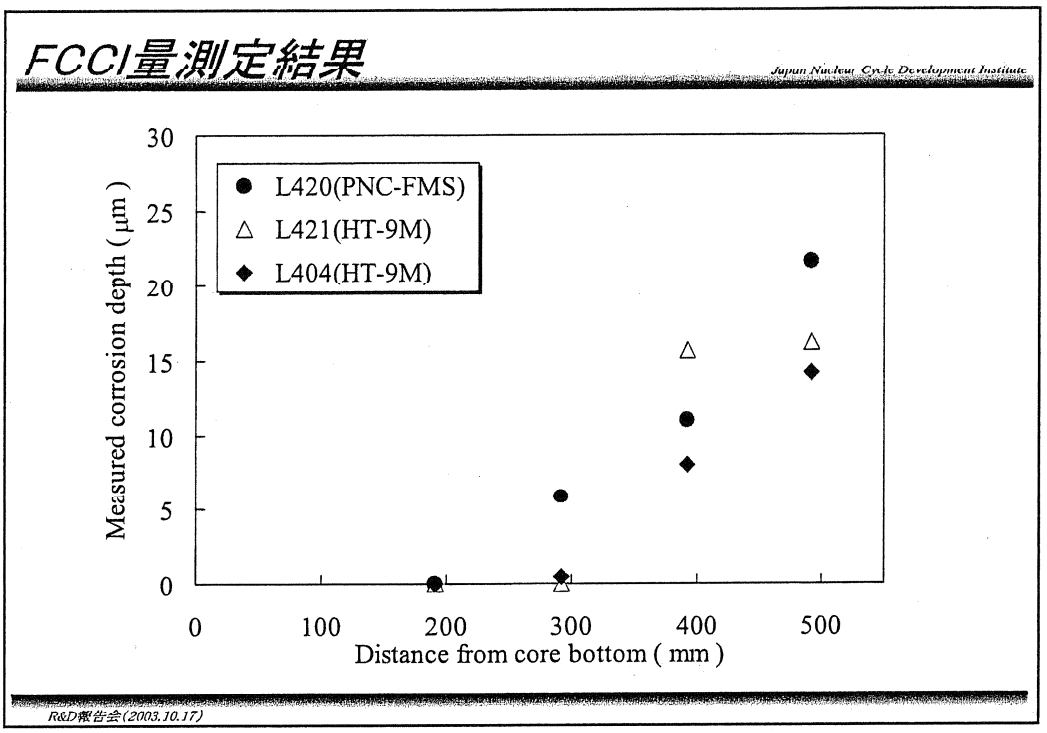
	ピンNo.	L404	L420	L421
	被覆管鋼種	HT-9M	PNC-FMS(1FK)	HT-9M
	最大照射量(×10^{26}n/m^2,E>0.1MeV)	8.30	8.42	8.32
	燃料ペレット密度/ギャップ幅	93%T.D./0.23mm	90%T.D./0.16mm	90%T.D./0.16mm
外観検査	Na洗浄状態	良	粒状白色付着物	良
	傷	無	無	無
	付着物	粒状茶色付着物	無	無
	変色	茶変色	黒変色	黒変色
	腐食	無	無	無
	接触跡	無	無	無

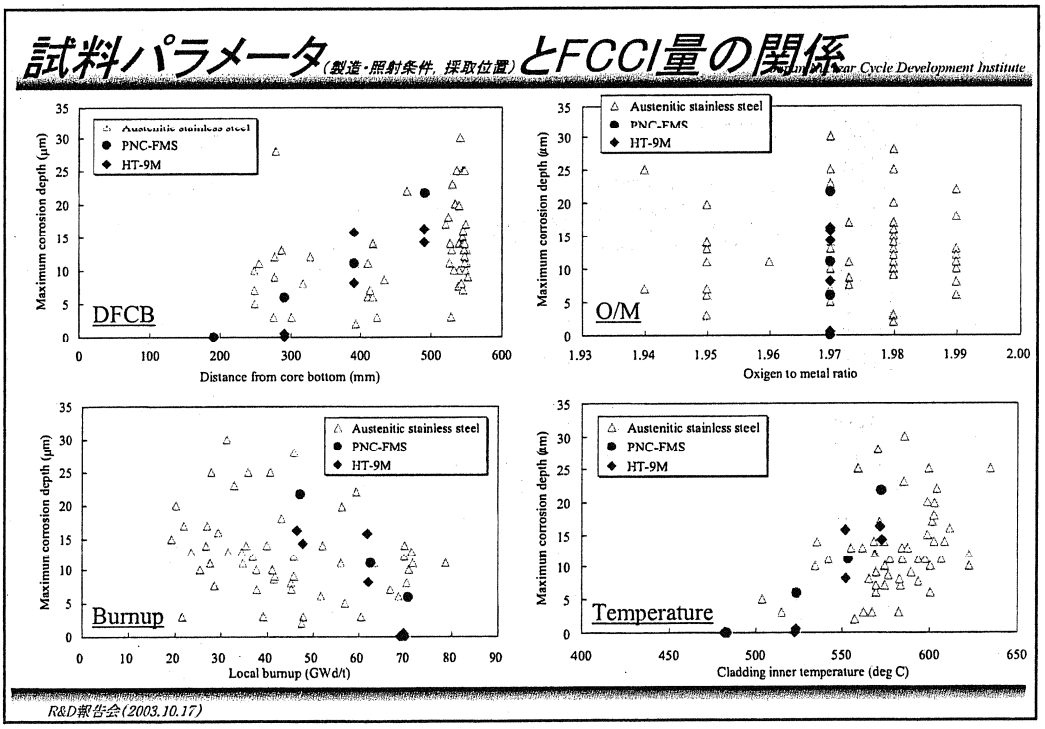
- PNC-FMS及びHT-9Mの表面性状
  付着物, 変色等の状態
  ⇒これまでに観察されているオーステナイト鋼と類似

R&D報告会(2003.10.17)


燃料ピンの寸法変化
Japan Nuclear Cycle Development Institute
Cladding diameter
Austenitic stainless steel
HT-9M
PNC-FMS
Δ d/d (%)
Fluence (10 26 n / m2)
Fuel pin length
Δ l / l (%)
R&D報告会(2003.10.17)


横断面組織(光学顕微鏡)
Japan Nuclear Cycle Development Institute
H
I
A
G
B
F
C
E
D
100 μm
1.0mm
L420
(PNC-FMS)
X/L = 0.89
As-Polished
R&D報告会(2003.10.17)


FCCI量測定結果
Japan Nuclear Cycle Development Institute
L420(PNC-FMS)
L421(HT-9M)
L404(HT-9M)
Measured corrosion depth (μm)
Distance from core bottom (mm)
R&D報告会(2003.10.17)


試料パラメータ(製造・照射条件, 採取位置)とFCCI量の関係
Japan Nuclear Cycle Development Institute
Austenitic stainless steel
PNC-FMS
HT-9M
Maximum corrosion depth (μm)
DFCB
Distance from core bottom (mm)
O/M
Oxigen to metal ratio
Burnup
Local burnup (GWd/t)
Temperature
Cladding inner temperature (deg C)
R&D報告会(2003.10.17)

FCCI評価式

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- HEDL式
  - 被覆管内面温度，燃焼度，O/M比をパラメータとした簡易経験式
  - 評価式の基本形： $D=\alpha\cdot\left(O/M-\beta\right)\cdot B\cdot(T-\gamma)$

    D：内面腐食深さ（μm），O/M：O/M比，B：局所燃焼度（at.%），
    T：寿命平均局所被覆管内面温度（K），α, β, γ：係数
  - EBR-Ⅱ，FFTF燃料のFCCIデータに基づく評価式（1986年）

$$D=0.507\cdot\left(O/M-1.935\right)\cdot B\cdot(T-705)$$

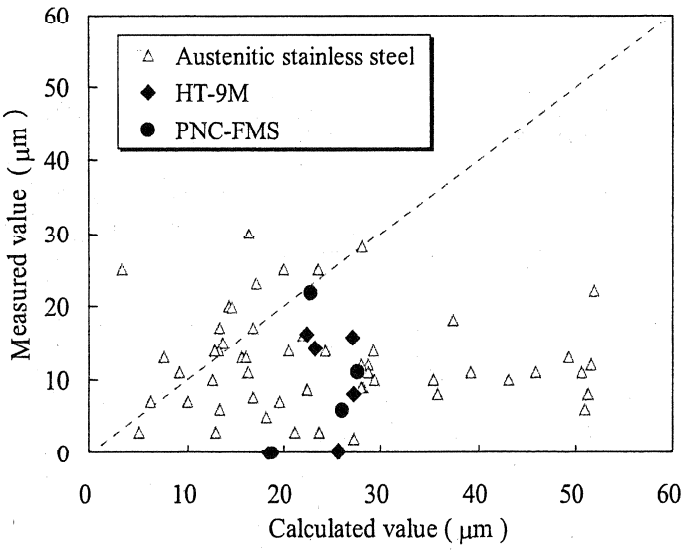
- 改良HEDL式（PNC：1993年）
  - 「常陽」MK-Ⅱ炉心燃料のFCCIデータを中心にHEDL式を改良

$$D=0.607\cdot\left(O/M-1.933\right)\cdot B\cdot(T-648)$$

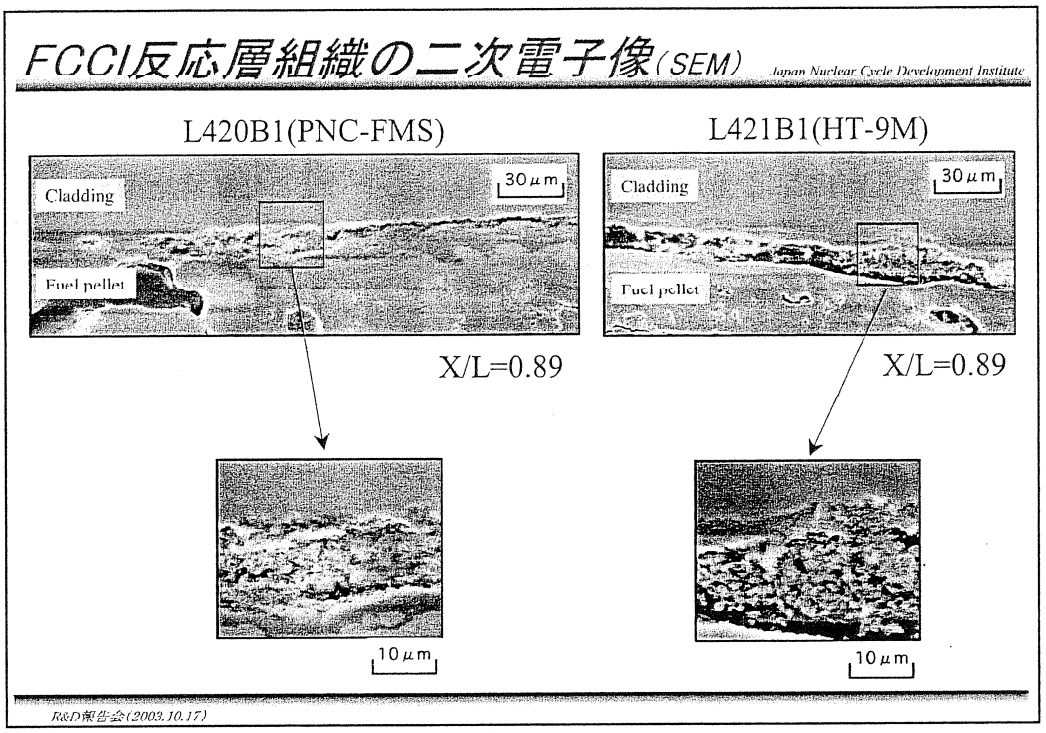
R&D報告会(2003.10.17)

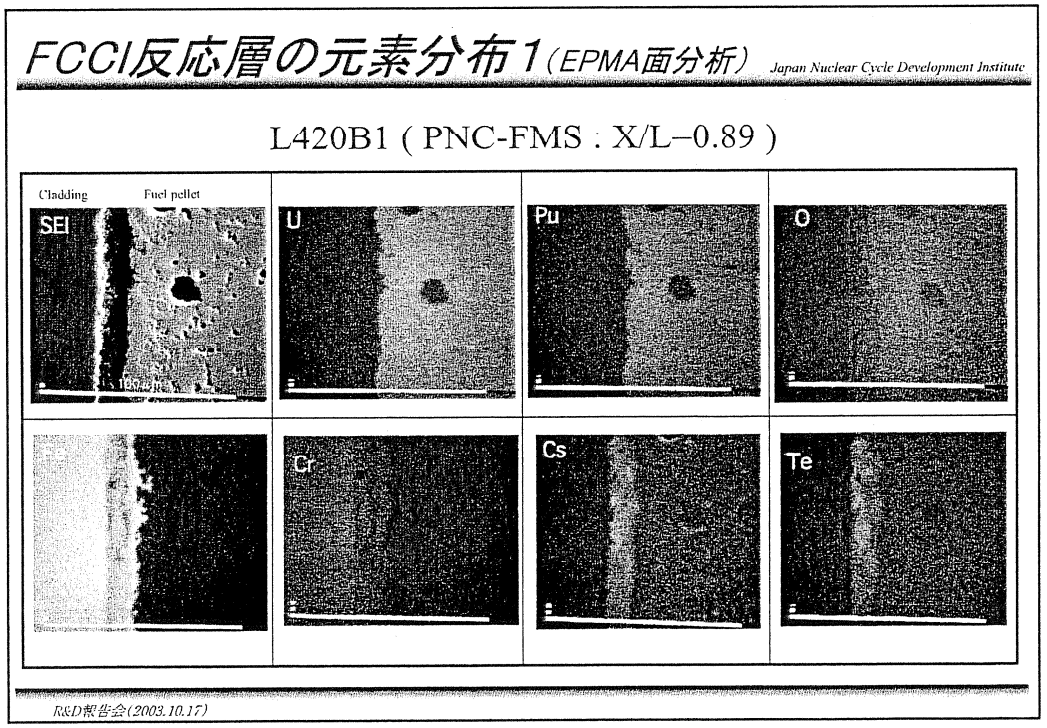
評価式による計算値と実測値の関係

Japan Nuclear Cycle Development Institute



R&D報告会(2003.10.17)

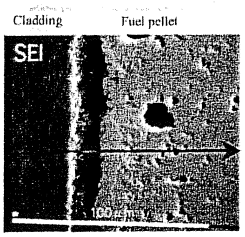

FCCI反応層組織の二次電子像(SEM)
Japan Nuclear Cycle Development Institute
L420B1(PNC-FMS)
L421B1(HT-9M)
Cladding
Fuel pellet
30μm
X/L=0.89
10μm
R&D報告会(2003.10.17)

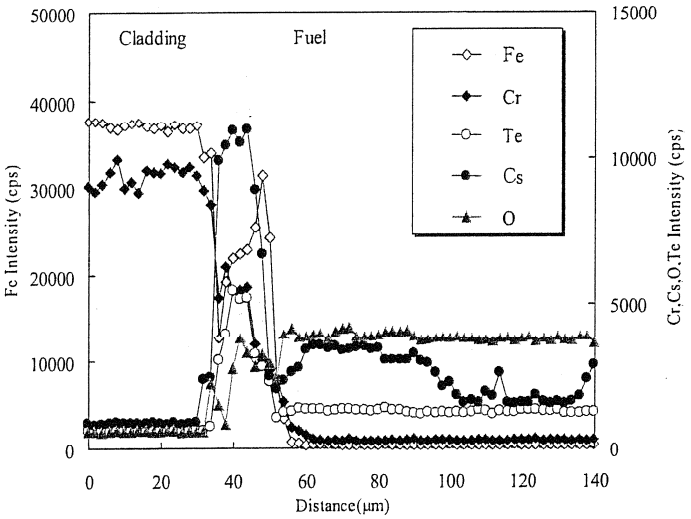

FCCI反応層の元素分布1(EPMA面分析)
Japan Nuclear Cycle Development Institute
L420B1 (PNC-FMS : X/L=0.89)
Cladding
Fuel pellet
SEI
U
Pu
O
Cr
Cs
Te
R&D報告会(2003.10.17)

FCCI反応層の元素分布2(EPMA線分析)

Japan Nuclear Cycle Development Institute

L420B1 (PNC-FMS : X/L=0.89)





FCCI反応層
⇒ $Cs_xCr[O(Te)]_y$
生成の可能性

R&D報告会(2003.10.17)

まとめ

Japan Nuclear Cycle Development Institute

「常陽」ではじめてのフェライト／マルテンサイト鋼の燃料ピン照射として実施しているFMS-1照射試験の一環として，最高燃焼度約72GWd/tまで照射した燃料ピンの中間検査を実施した。燃料ピンの表面性状，寸法安定性，FCCI挙動に関する照射後試験結果は以下のとおり。

- PNC-FMS被覆管の外表面性状はHT-9Mと類似していた。また，オーステナイト鋼の性状とも明確な差異は認められない。
- 燃料ピンの伸び及び被覆管外径データから，PNC-FMS被覆管が約$8.4\times10^{26}n/m^2$の範囲において良好な寸法安定性を示すことを実際の燃料ピン照射で確認した。
- FCCIによるPNC-FMS被覆管の減肉量はHT-9Mと同等であり，その反応層の形態も類似している。
- PNC-FMSのFCCI量はオーステナイト鋼と同等である。また，本燃料仕様及び照射条件下では，オーステナイト鋼のデータベースから得られたFCCI評価式をPNC-FMSに適用できる。

R&D報告会(2003.10.17)

課題・今後の予定

Japan Nuclear Cycle Development Institute

- FMS-1照射試験
  - 強度特性，ミクロ組織観察等の試験データを含めた中間検査結果に基づくPNC-FMSの健全性評価
  - FMS-1照射試験における継続照射計画の検討
- FCCI挙動評価
  - 類似組成の鋼種におけるFCCI挙動の調査
  - 本試験結果と炉外試験結果との詳細比較
  - FCCI挙動の化学熱力学的な考察
  - ODS鋼のFCCI挙動に対する予測評価への反映

R&D報告会(2003.10.17)

X線CTデータを用いた燃料ピンの曲がり測定及びその評価

照射施設運転管理センター
燃料材料試験部　FMS
勝山 幸三

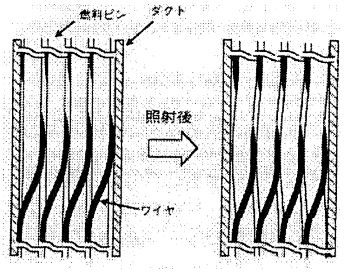
はじめに(1)

○背景
高速炉燃料集合体内の燃料ピン

・熱湾曲等(冷却材温度差)
・ワイヤとの相互作用
・BDI (Bundle Duct Interaction)

燃料集合体内で燃料ピン曲がりの発生

・ラッパ管(ダクト)があるため
測定不可能



BDIによるバンドル変形

X線CTの導入より非破壊で集合体の内部状況確認

集合体に装荷された状態での燃料ピン曲がり挙動の把握が可能

→Na流路変形挙動への反映
→燃料集合体内温度評価へ反映
→BDI(Bundle Duct Interaction)挙動の解明へ反映

はじめに(2)

○実施内容

「常陽」で照射した燃料集合体のX線CT試験を実施し、得られたCT断面像から燃料ピンの曲がり状況を測定した。

また、簡易コードによる燃料ピン曲がり解析を実施し、両者の結果を比較した。

○本報告の着目点

・X線CTを利用した燃料集合体内の燃料ピン曲がり測定手法の確立

・燃料集合体内での燃料ピン曲がり挙動の把握(外周ピン)

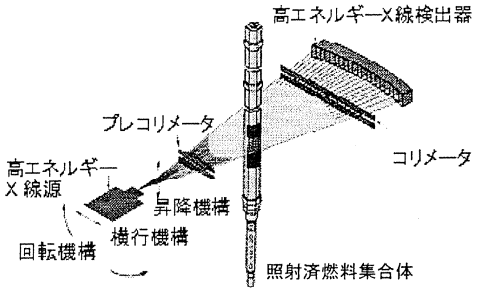
○供試料

・「常陽」で照射した炉心燃料集合体(PFD512)

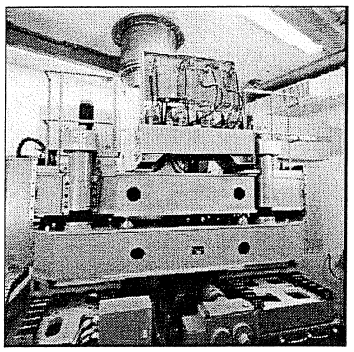
・最大燃焼度:74.2GWd/t

・最大高速中性子照射量:8.91×10^{22}n/cm^2(E≧0.1Mev)

X線CT検査装置の概要



中央制御盤



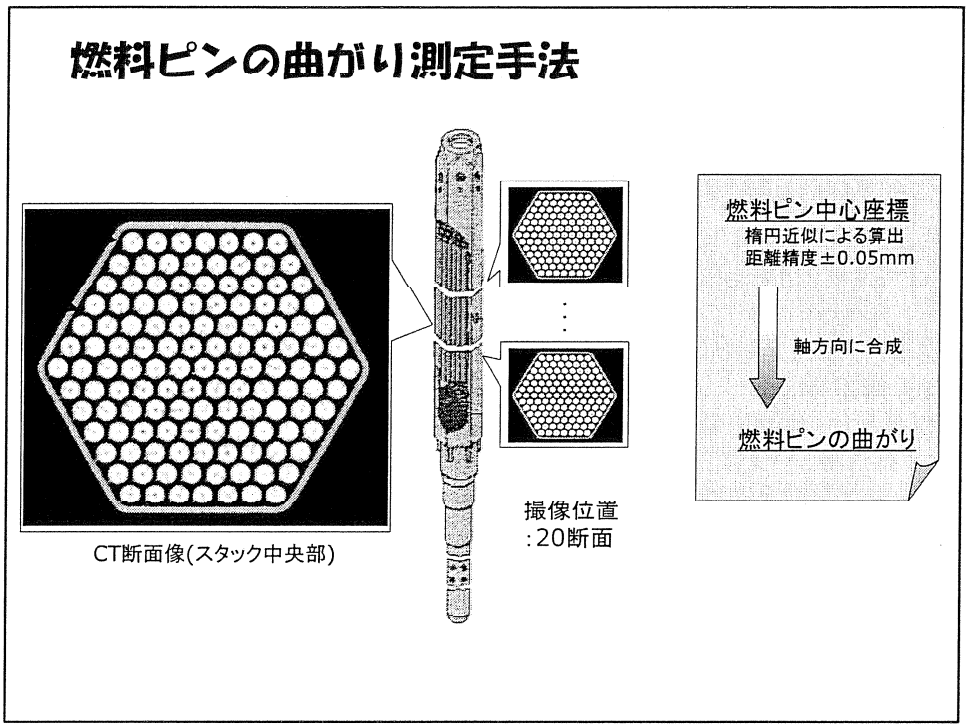
CTスキャナ

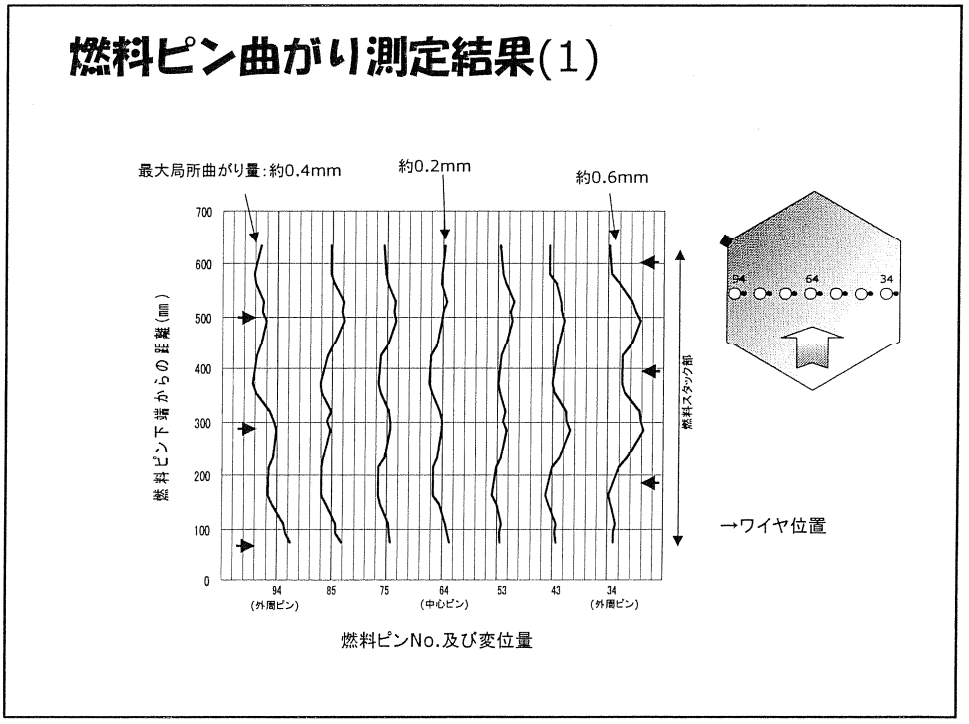
X線CT検査装置の特徴

・高エネルギー・高出力X線の採用

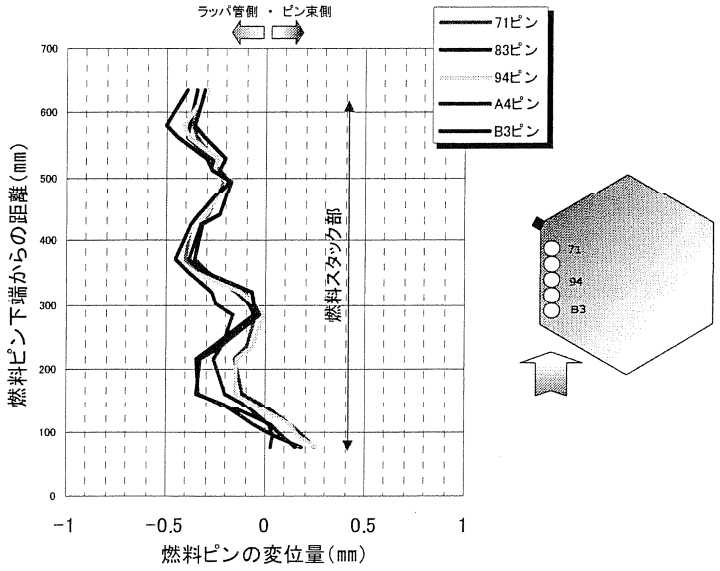
・パルス状X線と同期したX線検出システム

・画像の高性能化


燃料ピンの曲がり測定手法
CT断面像(スタック中央部)
撮像位置
:20断面
燃料ピン中心座標
楕円近似による算出
距離精度±0.05mm
軸方向に合成
燃料ピンの曲がり


燃料ピン曲がり測定結果(1)
最大局所曲がり量:約0.4mm
約0.2mm
約0.6mm
燃料ピン下端からの距離(mm)
700
600
500
400
300
200
100
0
94
(外周ピン)
85
75
64
(中心ピン)
53
43
34
(外周ピン)
燃料スタック部
94
64
34
→ワイヤ位置
燃料ピンNo.及び変位量

燃料ピン曲がり測定結果(2)



測定結果のまとめ

非破壊試験で取得したCT断面像から、「常陽」で照射した燃料集合体のラッパ管付きの状態における燃料ピンの曲がりを測定した。

1. 全ての燃料ピンでワイヤピッチに沿った曲がりが明確に認められた。
2. 集合体の外周に装荷された燃料ピンの曲がり傾向は、内部の燃料ピンと比較すると大きい。ラッパ管側への変位。

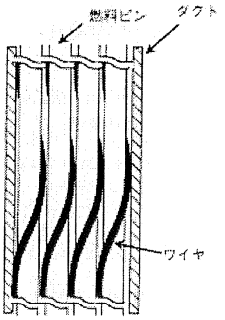
<u>集合体の外周に装荷された燃料ピンの曲がり解析</u>

外周燃料ピン曲がりの要因

(1)冷却材温度差に起因した曲がり
(熱湾曲、スエリング、照射クリープ等)

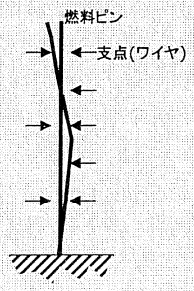
(2)ワイヤとの相互作用による曲がり
(ワイヤ張力の変化)

(3)BDIIによる曲がり
→本集合体ではスエリング発生が無いため影響なし



外周燃料ピンの曲がり解析(コードの概要)

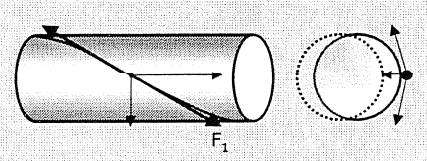
冷却材の温度差に起因した曲がり解析
(UNIBOWコード)



・一次元片持梁モデル
・熱膨張、スエリング、照射クリープ変形を考慮

・ピン湾曲に伴う温度変化は考慮しない。
・ラッパ管、ピン束側のクリアランスは一定。

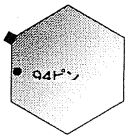
ワイヤとの相互作用による曲がり解析
(SPILEコード)

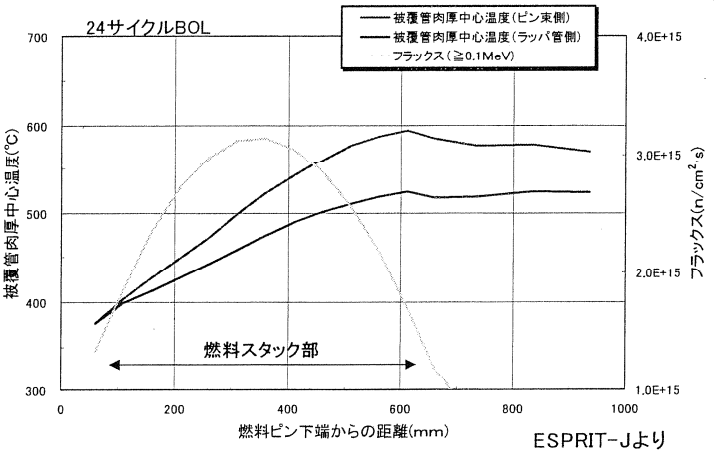


・一次元梁モデル
・照射によるワイヤ張力の変化
(熱膨張、スエリング、照射クリープ)

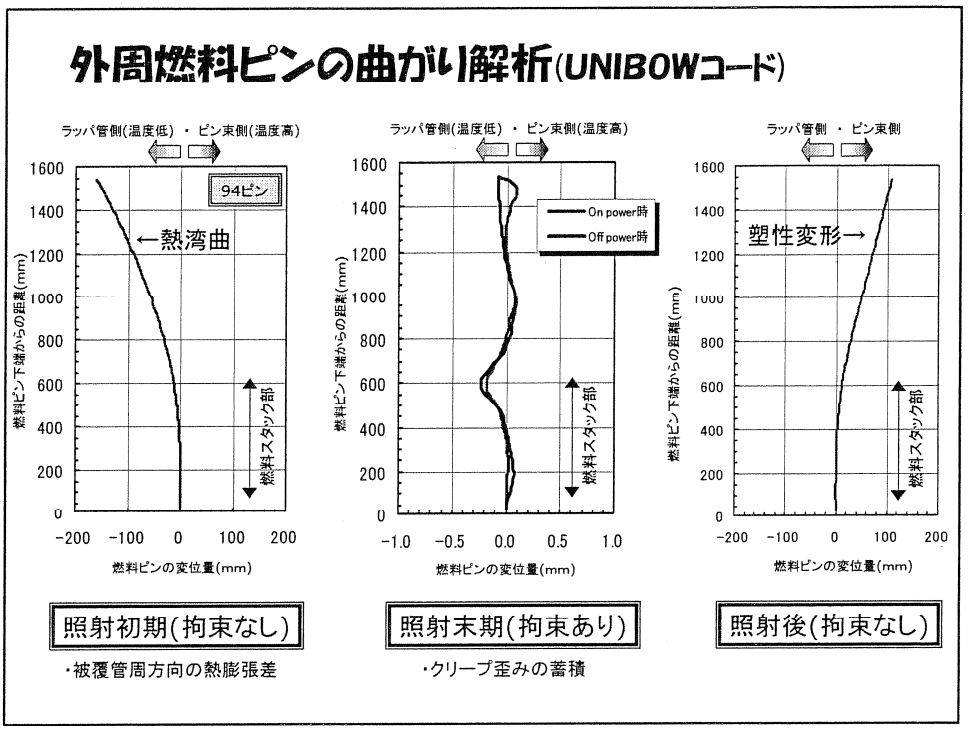
UNIBOWとSPILEの解析結果を合成→外周燃料ピンの曲がり再現

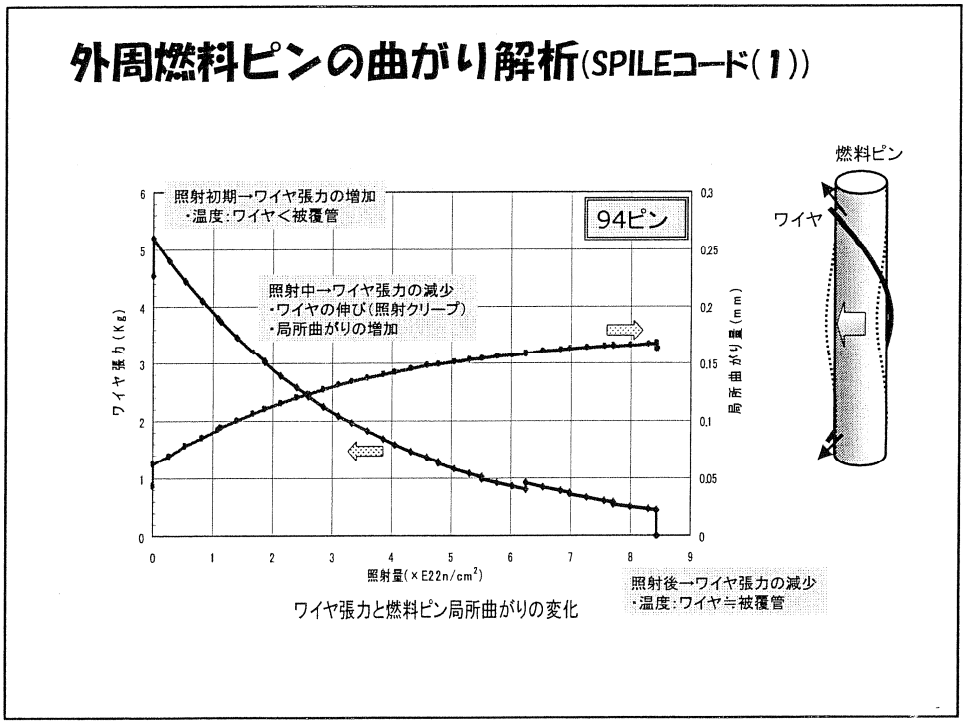
解析に用いた照射条件





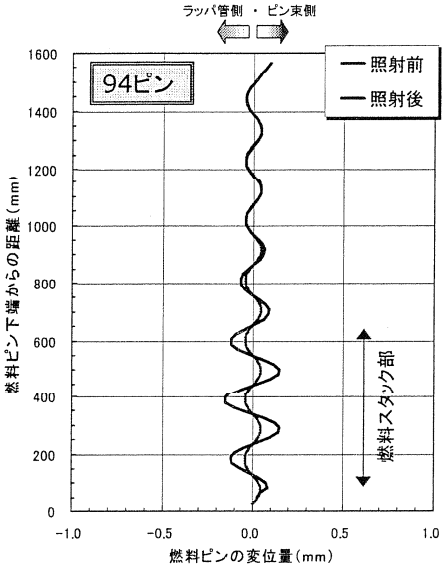
ESPRIT-Jより





ワイヤ張力と燃料ピン局所曲がりの変化

外周燃料ピンの曲がり解析(SPILEコード(2))

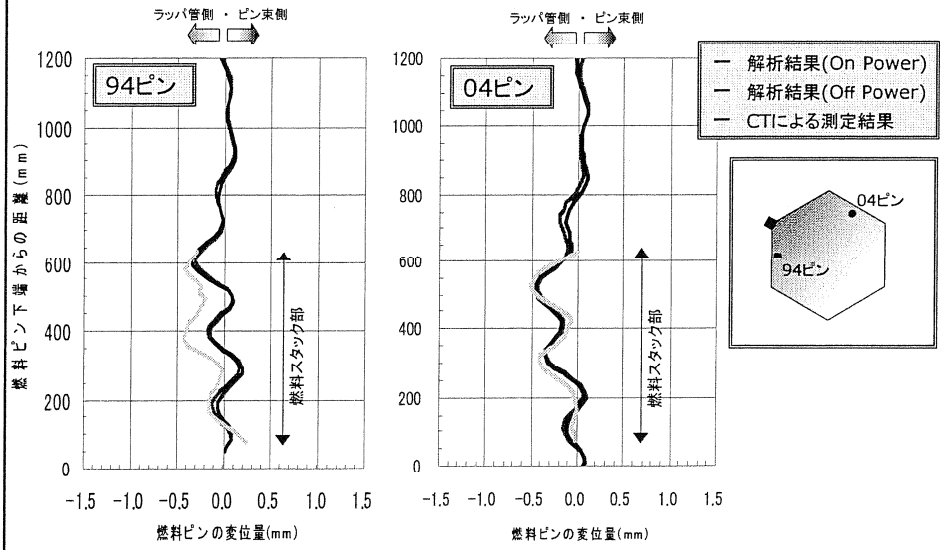


ワイヤとの相互作用による曲がり

照射前　均一に約0.04mm変位

照射後　燃料スタック部を中心
最大で約0.16mm変位

外周燃料ピンの曲がり解析(UNIBOWとSPILEの合成)



解析値とCT実測値:全体的な曲がり傾向 (ピーク位置,ラッパ管側への変位)はほぼ一致。

まとめ

燃料ピン曲がりの測定手法の確立

・非破壊試験で取得したCT断面像から、「常陽」で照射した燃料集合体のラッパ管付きの状態における燃料ピンの曲がりを測定する手法を確立した。
→ 高性能・高燃焼度燃料の開発に資するデータ取得が可能となった。

燃料集合体内での燃料ピン曲がり挙動の把握

・集合体の外周に装荷された燃料ピンの曲がり傾向は、内部の燃料ピンと比較すると大きく、ラッパ管側への変位が確認された。

簡易解析コードによる外周燃料ピン曲がりの再現

・燃料集合体内の燃料ピンの曲がり挙動を把握が可能（BDI未発生領域）
・実測の不可能なOn Power時の燃料ピン曲がり挙動の予測精度向上

今後の予定

・コードによる燃料ピン曲がり解析精度の向上 → 設計への反映
・炉心燃料集合体（PFD601）での再現性確認
・高燃焼度燃料集合体(PFC040：144GWD/t)での燃料ピンの曲がり測定及び解析

JNC TN9440 2004-001

第５回　Ｒ＆Ｄ報告会

〔平成 15 年 11 月 14 日〕

3次元免震技術の開発状況

要素技術開発部　構造信頼性研究Gr
北村　誠司

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

報告内容

3次元免震技術開発の概要
- 3次元免震技術開発のねらい
- 開発の方針
  - 装置開発用入力地震動（METI）
  - 3次元免震方式（JNC, METI）
  - 免震装置の開発目標（電共研）
- 各種炉型への適用性、経済性評価（電共研、本日報告省略）

3次元免震装置の開発状況

機器上下免震方式（JNC, METI）	設計の具体化、確認
建屋3次元免震方式（METI）	免震要素の開発

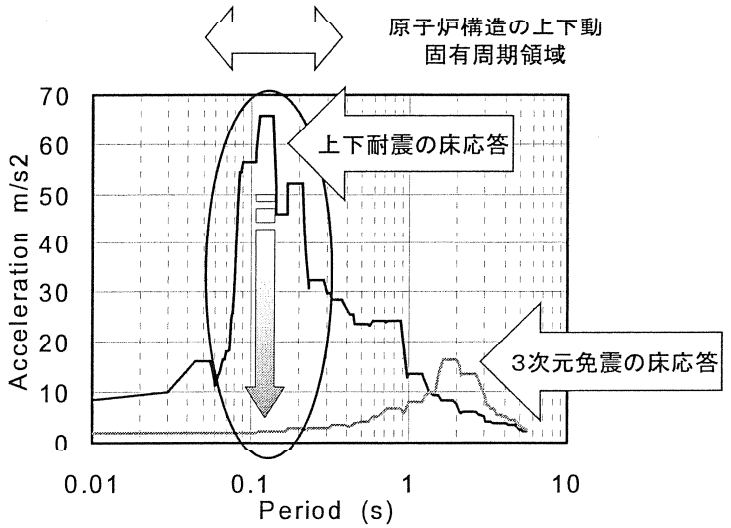
第5回研究開発報告会　2003年11月14日

3次元免震技術開発のねらい

- FBR機器の構造設計：
  - 熱荷重(薄肉，柔構造) と 地震荷重(剛構造)
    免震による地震荷重の緩和が有効
- 地震に対する設計の動向：
  - 地震荷重　　入力地震荷重を引き上げる動き
  - 水平地震荷重　水平免震建屋の採用により緩和できる
- 3次元免震による上下動地震荷重の緩和：
  - 炉心の安全(反応度投入，浮上り)
    原子炉構造健全性(炉容器の座屈)等 → プラント成立性 安全性、経済性 の向上
    上下動に対する構造対応が不要
  - プラント設計の標準化、設計自由度の拡大

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

上下免震の導入による応答低減効果

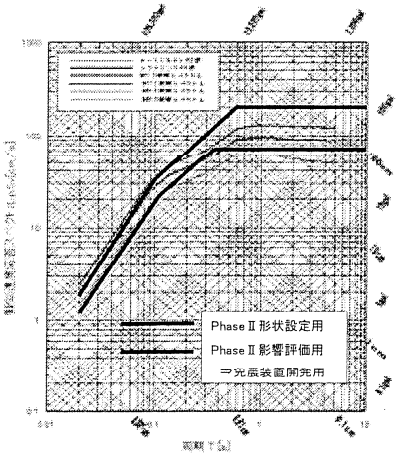


第5回研究開発報告会　2003年11月14日

開発の方針 (1)大きな入力地震動

・3次元免震装置開発用
　短周期域:既往サイトの地震動を包絡
　長周期域:工学的判断　速度一定
　水平 200cm/s　上下 120cm/s
・免震装置の性能、機能に余裕を確保

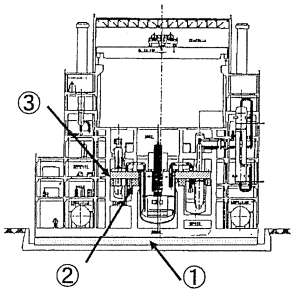
(参考) PhaseⅡ設計における地震条件
・設計用 (形状設定)
　実証炉レファレンスS2波 (70cm/s)
　水平：免震　上下：耐震
・影響評価用 (設備へのインパクト)
　実証炉ケーススタディS2波 (200cm/s)
　水平：免震　上下：地震動確定後、上下免震

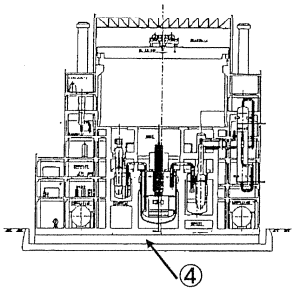


水平方向入力地震動

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

開発の方針 (2) 2つの免震方式





：①水平免震装置⇒積層ゴム
：②上下免震装置⇒皿ばね
：③コモンデッキ

：④３次元免震装置⇒開発

機器上下免震
(免震効果:限定　開発見通し:大)

建屋3次元免震
(技術的難易度:大　開発効果:大)

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

開発の方針 （3）長周期の実現

Na中型炉の成立範囲の例

免震方法	建屋水平＋機器上下免震				建屋全体3次元免震		
上下免震	減衰定数hv(%)				減衰定数hv(%)		
周期	2	10	20	40	10	20	40
非免震	0.49	-	-	-	-	-	-
	0.53	-	-	-	-	-	-
	0.60	-	-	-	-	-	-
	0.91						
	1.80	-	-	-	-	-	-
0.33秒		1.05	1.37	1.41	1.10	1.26	1.35
		2.27	2.92	2.84	2.36	2.63	2.73
		2.49	3.21	3.11	2.75	2.90	2.99
		0.90	0.96	0.96	1.01	1.07	0.97
		5.19	6.41	6.66	2.05	2.31	2.76
0.67秒		0.97	1.44	1.62	0.93	1.29	1.42
		2.74	4.01	4.32	2.61	3.54	3.78
		3.01	4.35	4.64	2.87	3.89	4.30
		0.94	1.03	1.04	0.83	0.91	0.80
		1.25	2.07	2.13	1.94	2.34	3.03
1秒		1.16	1.36	1.95	1.08	1.34	1.48
		4.10	5.36	6.46	3.70	4.47	4.99
		4.46	6.01	6.84	3.97	4.85	5.67
		1.03	1.07	1.11	0.96	0.96	0.97
		0.82	1.18	1.97	1.72	2.06	2.73
1.5秒		1.50	2.07	2.21	1.20	1.56	1.53
		5.85	7.93	8.16	4.49	5.81	5.85
		6.51	8.70	8.76	4.90	6.46	6.84
		1.09	1.13	1.13	1.03	1.06	0.99
		0.52	0.81	1.24	1.18	1.44	1.95
2秒		1.68	2.32	2.00	1.16	1.40	1.95
		8.77	11.9	9.92	5.76	6.83	9.66
		9.75	13.4	10.5	6.28	7.40	11.3
		1.13	1.16	1.15	1.14	1.12	1.20
		0.43	0.66	0.91	0.79	1.06	1.53

濃い網掛け：全項目の裕度が1.00以上
薄い網がけ：全項目の裕度が0.8以上

機器上下免震
　上下周期　：1秒程度
　上下減衰率：20%以上
　　⇒皿ばね＋減衰開発で達成可能
建屋全体３次元免震
　上下周期　：1秒以上
　上下減衰率：20%程度
　　⇒免震要素の開発から着手

裕度：制限値/発生値　評価項目　上より
炉心支持板中心の上下応答加速度
炉心支持板中心の上下応答変位
炉心支持板の面外変形
原子炉容器の座屈
コモンデッキまたは建屋の上下応答変位

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

機器上下免震システムの概要

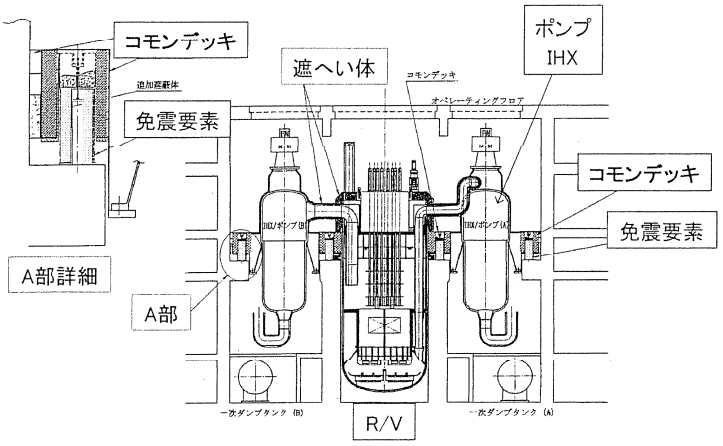
1）システム概念
　免震対象　：　原子炉容器、1次系機器
　免震要素（ばね）：　皿ばね（免震周期：1秒前後）
　減衰要素　：　鋼棒　（減衰比：20～40%）

2）システムの構成
　コモンデッキ方式
　減衰要素は、免震要素に組み込む
　水平方向荷重の支持

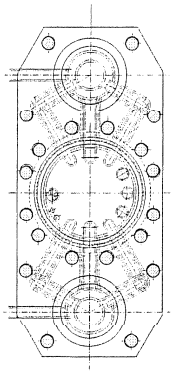
3）プラント適用性
　機器配置に影響を及ぼすことを留意

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

ナトリウム冷却炉への適用



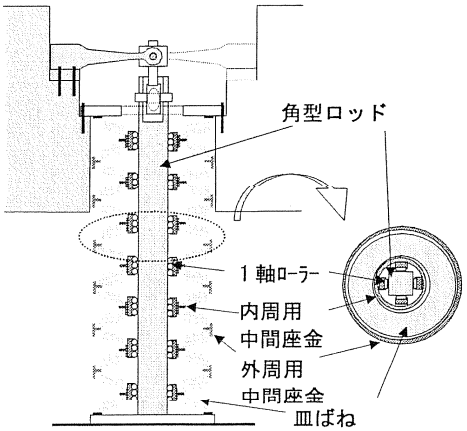
プラント立面図



コモンデッキ平面図

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

機器上下免震要素の設計例



皿ばねの仕様

材料	SUP10
外径　mm	φ1000
板厚　mm	27
並列数×直列数	5×14
組立荷重　tonf	275
セット数	28
供用時高さ　m	2.2

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

機器上下免震システムの開発課題と状況

1）皿ばね単体

製作性（実大）	確認済み（切削加工）
力学特性（実大、縮小）	上下方向静的荷重について確認済み
リラクセーション	クリープ試験実施中
摩擦（実大）	測定済み
（材料、長期安定性）	温度加速試験準備中

2）減衰装置の力学特性（実大）　確認済み

3）水平荷重支持構造　検討中

（水平方向地震荷重と熱膨張荷重）

4）免震システム（皿ばね＋減衰+水平荷重支持）

作動性、応答特性	H17までに試験実施予定

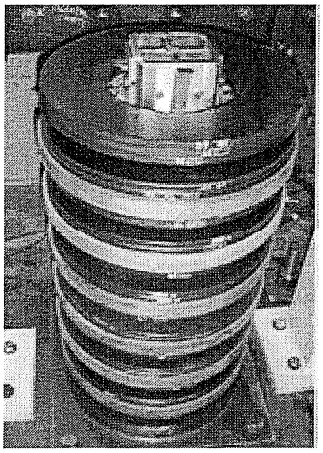
5）プラント適用性

配置の検討	概略確認済み
免震特性	概略確認済み
施工性	概略確認済み

6）技術指針（案）　作成中

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

皿ばねの力学特性試験

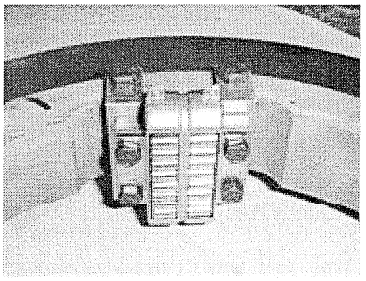


3並列14直列の皿ばね集合体

（中間座金入り）

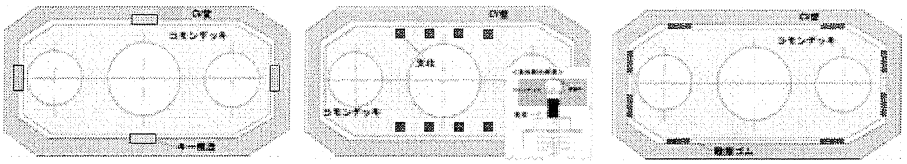
試験の着眼点

- 中間座金の影響
- ガイドローラーの影響
  （接触による摩擦の影響）
- 動的荷重に対する作動性



第5回研究開発報告会　2003年11月14日

水平荷重支持構造の候補



キー方式	支柱方式	積層ゴム方式
・キーのサイズ：750×1500 ・キーとCV壁にローラーを設け上下振動への影響を低減 ・キーのスライドにより熱膨張を逃がす	・支柱のサイズ：750角 ・支柱とコモンデッキにローラーを設け上下振動への影響を低減 ・支柱の曲げ変形により熱膨張を吸収	・積層ゴム：700φ　3mm×30層 ・積層ゴムのせん断変形により上下変位を吸収 ・積層ゴムの軸変形とCV壁の面外変形により熱膨張を吸収
・高い水平剛性が実現できる	・製作が容易（安価）	・水平保持効果が期待できる ・安価
・施工性（隙間）がやや難	・支柱を配置するスペースの確保	・ゴムの経年変化＝交換が必要

第5回研究開発報告会　2003年11月14日

建屋3次元免震装置の開発状況

有望概念の抽出　⇒　免震要素の選定

H12.10　1次募集に9案が提案され、審査の結果、6案を採用

（H13.11 2次募集に3案が提案されたが、採用なし）

H13上期　6案につき、フィージビリティ試験を実施

H13.11　6案から3案に絞り込み、開発試験を開始

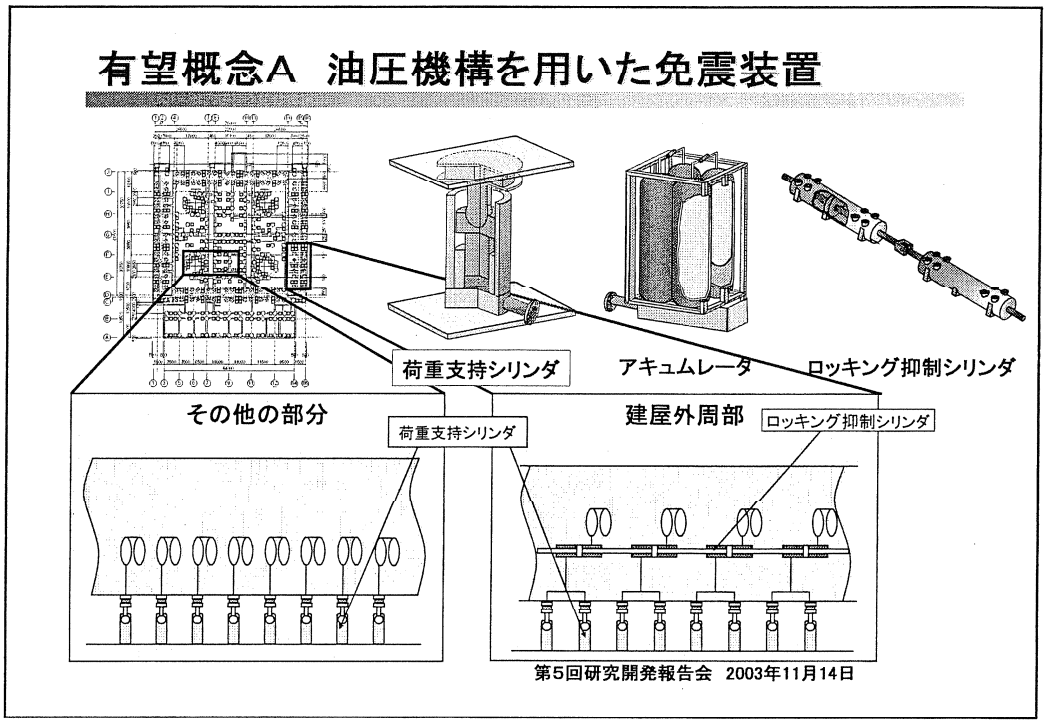
H15.6　ロッキング抑制に油圧機構を用いることを決定

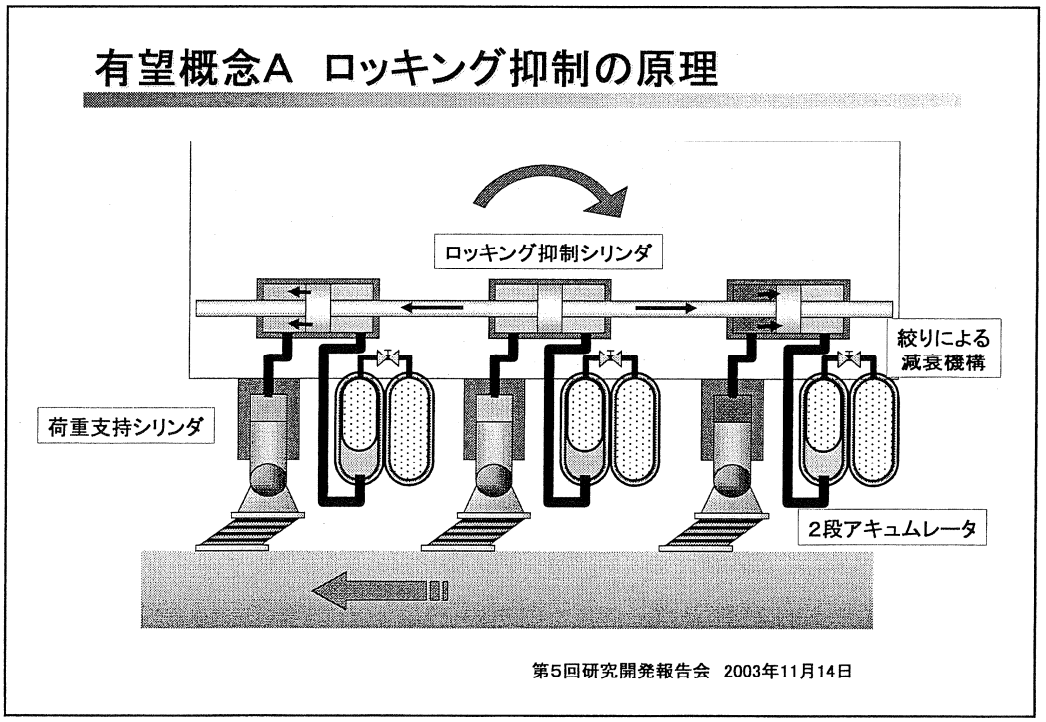
H15.9　3次元免震要素を選定

水平：鉛入り積層ゴム

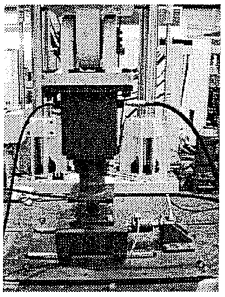
上下：ローリングシール型空気ばね

第5回研究開発報告会　2003年11月14日


有望概念A 油圧機構を用いた免震装置
荷重支持シリンダ
アキュムレータ
ロッキング抑制シリンダ
その他の部分
建屋外周部
荷重支持シリンダ
ロッキング抑制シリンダ
第5回研究開発報告会 2003年11月14日


有望概念A ロッキング抑制の原理
ロッキング抑制シリンダ
絞りによる
減衰機構
荷重支持シリンダ
2段アキュムレータ
第5回研究開発報告会 2003年11月14日

有望概念A 油圧機構を用いた免震装置



フィージビリティ試験:

- 長期信頼性の確認
  - 温度促進劣化シールの性能確認
  - 構成要素の長期浸漬試験
  - 長期非作動後の作動性確認試験
- 性能の実証
  - 絞りによる減衰性能確認試験
  - 振動台試験によるロッキング抑制機能確認

水平免震: 鉛入り積層ゴム

上下免震: 油圧＋空気

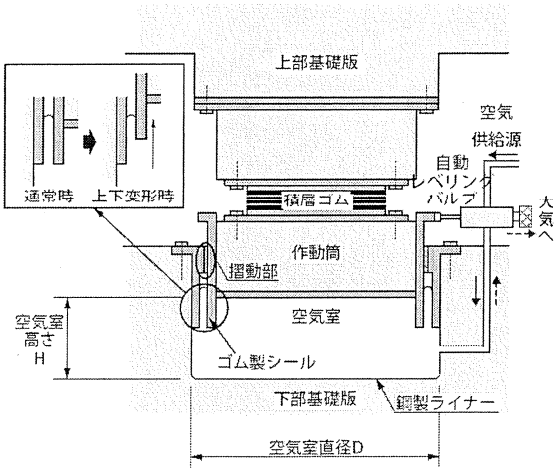
上下周期: 1.7-2.8秒(ガス容量、ストローク)

減衰機構: 2段アキュムレータの絞り

ﾛｯｷﾝｸﾞ: 油圧(連結管)

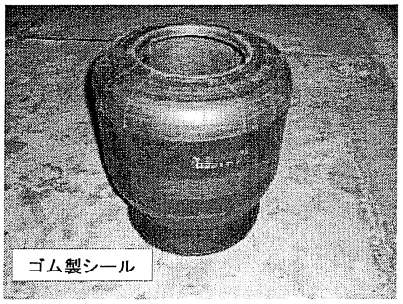
第5回研究開発報告会 2003年11月14日

有望概念B ローリングシール型空気ばね



第5回研究開発報告会 2003年11月14日

有望概念B ロ―リングシ―ル型空気ばね



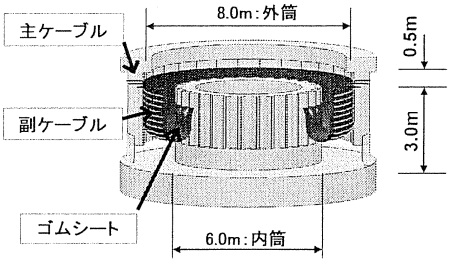
水平免震: 鉛入り積層ゴム
上下免震: 空気ばね
上下周期: 1.0-3.0秒(空気室高さ)
減衰機構: 空気室間の絞り
オイルダンパ

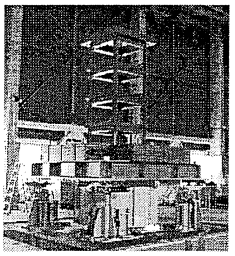
フィージビリティ試験:

- 空気ばね
  - ゴムの強度試験
  - 温度促進劣化ゴムの高圧時耐久試験
  - 動的荷重による大変形追従性の確認試験
- 減衰装置
  - 減衰性能確認試験
- その他の要素
  - 摺動部の大地震時の作動性確認試験

第5回研究開発報告会 2003年11月14日

有望概念C ケーブル補強型空気ばね





水平免震: 空気ばね
上下免震: 空気ばね
上下周期: 2.0-3.0秒(内外径)
減衰機構: 粘性流体ダンパー

フィージビリティ試験:

- 振動台試験
  - 空気ばね、ダンパーの性能
- 耐圧試験
  - 副ケーブル+補強繊維+ゴムシート
- ゴムシート
  - シートおよび端部からの空気透過量の確認
  - 破壊モードの確認試験

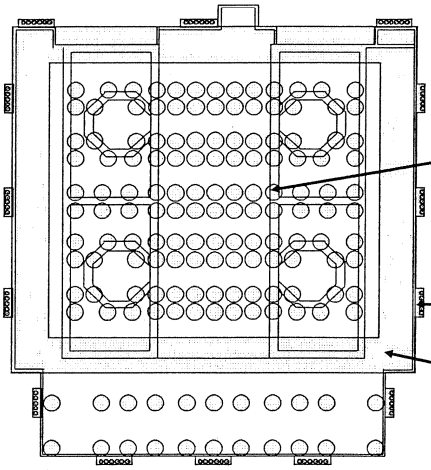
第5回研究開発報告会 2003年11月14日

有望概念の絞込み

項目		細分化項目	クライテリア	優劣を判断する材料
性能	周期	免震周期変更の柔軟性	—	変更可能周期
	減衰	必要な減衰性能の確保	Hv=20%以上、水平減衰条件満足	減衰装置図、上下方向減衰定数
	変形	十分な変形性能確保	1.5 S2時に余裕があり、急激な破損がないこと	S2時の応答及び限界変形量 1.5 S2時の応答結果
システム信頼性		共通原因による同時多数破損防止(支持能力、免震性能の確保)	常時機能維持の確認可能 同時多数破損防止対策	機能維持のモニター方法 独立性、多重性に配慮した設計 共通故障要因の工学的排除
		耐環境性	—	環境変化への対応策 (気象条件、自然災害、火災等)
		耐久性	—	耐久性のある材料・構造、適切な交換頻度
プラントへの適用性		配置性	メンテナンス可能	支持荷重、必要メンテナンススペース
		施工性(含:減衰装置)	建設工程上過度に クリティカルでない	施工工期・手順の明示
		機能一部故障に対処可能	健全装置で、S2地震時に機能維持可能	限界許容故障個数(率) (建屋自重、S2地震時機能維持)
保守・補修性		検査/点検性	検査/点検が出来ること	検査/点検の項目及び頻度
		補修性(含:コスト)	補修可能性、交換・補修コスト	補修手順/期間、維持費、交換・補修費用
装置コスト		製作費	コストパフォーマンス	装置の各要素の製作・建設費

第5回研究開発報告会 2003年11月14日

建屋3次元免震装置の構成案(Na中型炉)



今後、建屋重量配分・壁位置等を考慮し配置を検討

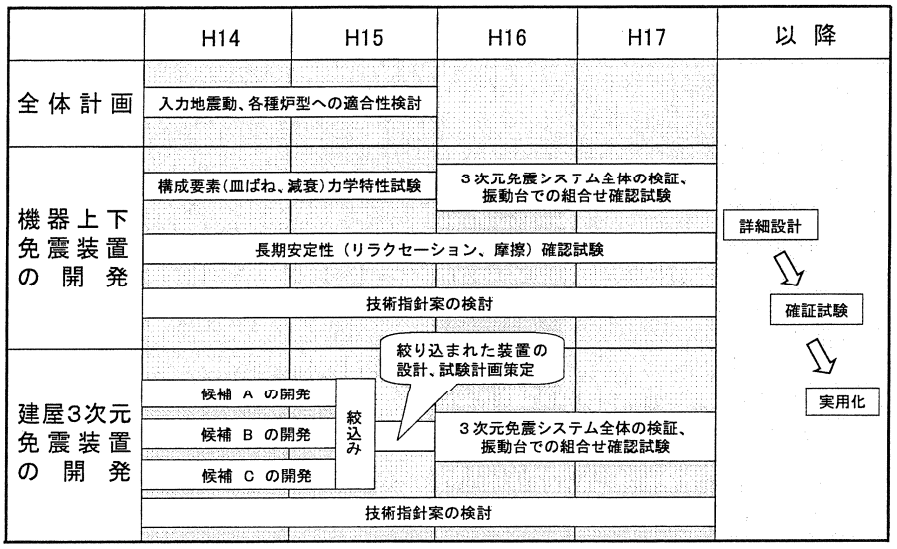
ローリングシール型
空気ばね：152基
負担重量：15万ton

オイルダンパー：76基

油圧機構を用いたロッキング防止装置：120基
負担重量：12万ton

第5回研究開発報告会 2003年11月14日

全体開発工程



第5回研究開発報告会 2003年11月14日

まとめ

開発の方針

- 機器上下免震、建屋3次元免震を並行して開発する。
- 要素の開発目標(免震振動数と減衰)を設定した。

免震構造の開発状況

- 機器上下免震
  免震要素の構造概念を具体化した。
  今後、免震システムとしての確認試験を行う。
- 建屋3次元免震
  上下免震要素として、ローリングシール空気ばねを選定した。
  ロッキング抑制機構として、油圧機構を選定した。
  今後、システム(組合せた体系)設計を行い、確認試験を行う。

第5回研究開発報告会 2003年11月14日

第5回R&D報告会

疲労設計における安全係数の検討

任意のベストフィットカーブに対して必要となる設計係数の設定方法について

（強度影響因子の個別定量化による合理的設計評価法の提案）

川崎　信史
要素技術開発部　構造信頼性研究Gr.

検討背景、研究の位置づけ

背景：

高速炉の物量削減以外のコストダウン　→　廉価な材料や施工法の採用

例）より製作コストの低い溶接施工法の採用

TIG溶接⇒初層TIG＋MIG溶接。 おおよそ6倍の溶接速度、機器コスト低下 (-6%)

廉価な材料や施工法導入への障害：

本来確保すべき安全率（設計係数）が明確でないことに起因する過度に高級な材料・施工法の選定

解決策：

実機プラントで本来確保すべき安全率（設計係数）の適正化と
それに基づく材料・施工法毎の設計係数の策定

本発表：

本来必要となる疲労設計係数を材料データに基づき検討する（316FR鋼母材）

検討のねらい

■ 現行疲労評価法の設計係数

類似鋼種に対し、使用条件に関わらず、同じ設計係数

ひずみ(応力)に対して2、あるいは繰返し数に対して20
(より保守的となる方を採用する。)

ex.
告示501号別図第2(オーステナイト系ステンレス鋼等)

■ 本提案

鋼種・使用条件を特定し、必要となる設計係数を使用する

疲労強度影響因子を特定、定量化する。

ex.
使用条件: 316FR, plate, ≦6.3×10^{-6}m(AA), Thermal fatigue

想定した共通強度影響因子

1) 応力カテゴリ(荷重モード:引張・圧縮、曲げ、ねじり)
2) 材料仕様
3) 製品
4) 温度
5) ひずみ速度
6) サイズ(構造物の大きさ)
7) 表面仕上げ(粗さ)

雰囲気, 平均応力効果　　→含めない (非共通因子)
応力のばらつきや不確定性 →含めない (応力推定の際に考慮している)

2-20: 現行の設計係数の根拠

ひずみに対して2、繰返し数に対して20

20の根拠と言われているもの:
ASME Sec.Ⅲ（1969年の解説）

- データのばらつき（最小-中央値）	2
-サイズ効果	2.5
-表面仕上げ, 雰囲気	4

雰囲気
=industrial air-condition/laboratory air-cond.

防止している破損状態:
疲労寿命（25%応力低下）をもって破断を防止。

決定的な根拠は存在しない。
ただし、寿命低下要因に着眼している点は共通。

関連基準（ASME Sec.Ⅲ）
Experimental method: Appendix Ⅱ-1520

ひずみ:
$Ks = Kss \times Ksl \times Ksf \times Kst \times Ksc$

繰返し数:
$Kn = Ks^{4.3}$; $2^{4.3} \fallingdotseq 20$

-データのばらつき: Kss
= factor for the statistical variation in test results
= 1.470-0.044 x number of replicate tests
$1.47^{4.3} \fallingdotseq 5$ (max.)

-サイズ効果: Ksl
= factor for the effect of size on fatigue life
= 1.5 – 0.5(LM/LP): Linear Model/Prototype
$1.5^{4.3} \fallingdotseq 6$ (max.)

-表面仕上げ: Ksf
= factor for the effect of surface finish
= 1.175 – 0.175(SFM/SFP)
$1.175^{4.3} \fallingdotseq 2$ (max.)

Kst = factor for the effect of test temperature
Ksc = factor for differences in design fatigue curves at various temperatures

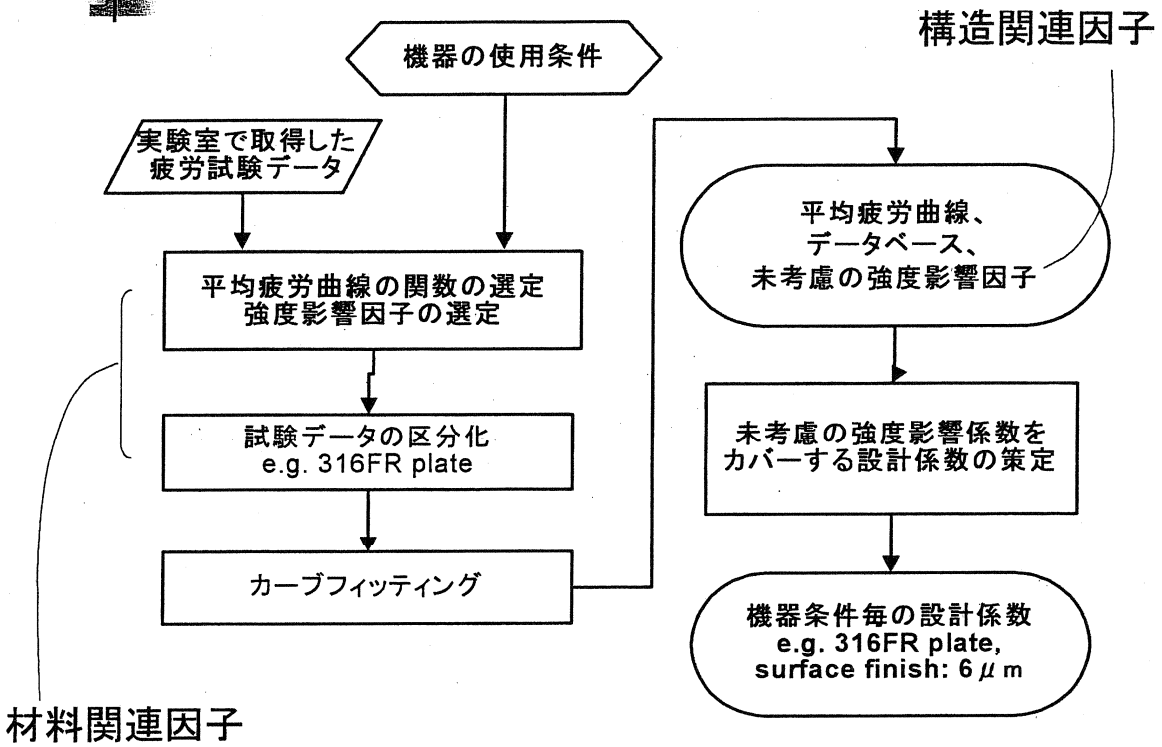
強度影響因子の比較（実機 - 実験室）

実機（特定された使用条件）	vs. 実験室（材料試験条件）
1) 熱疲労荷重,	-単軸引張圧縮荷重試験
2) 316FR,	-316FR,...,etc.
3) plate,forging,	-plate,forging
4) RT- 550C,	-RT, 100, ..., 500, 550, 600 C
5) 1 to 10^{-6}%/sec,	- 1, 10^{-1}, ... ,10^{-4}%/sec
6) 最大直径10m程度までの構造物,	- 直径8 or 10mmの中実丸棒標準試験片
7) 0.8 to 100μm(AA),	- 6μm (AA)未満

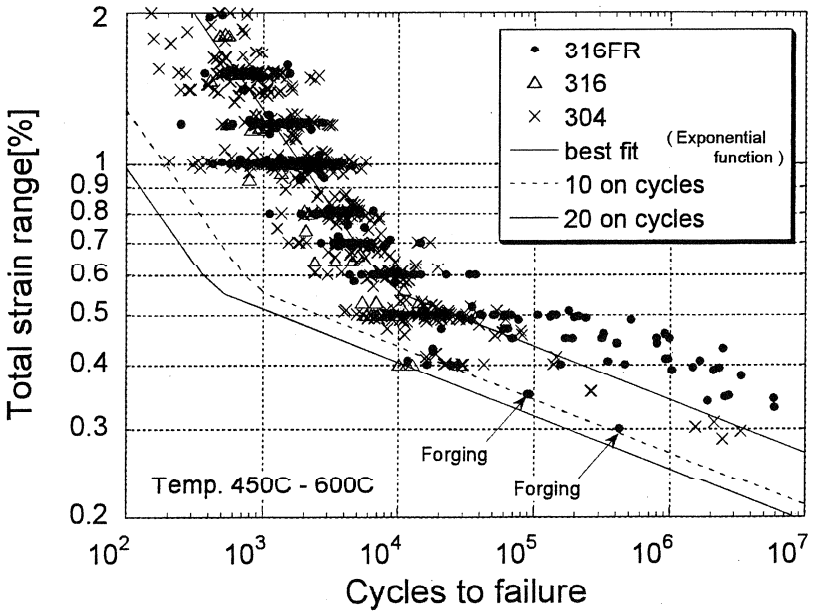
2),3),4),5) 材料に関連する因子 （これらを包含する形で、材料データは取得される）
→平均疲労曲線と材料試験結果のばらつき評価

1),6),7) 構造に関連する因子 （代表的な条件に関して、データは取得される）
→本影響のみを包含する係数を策定

設計係数の設定フロー



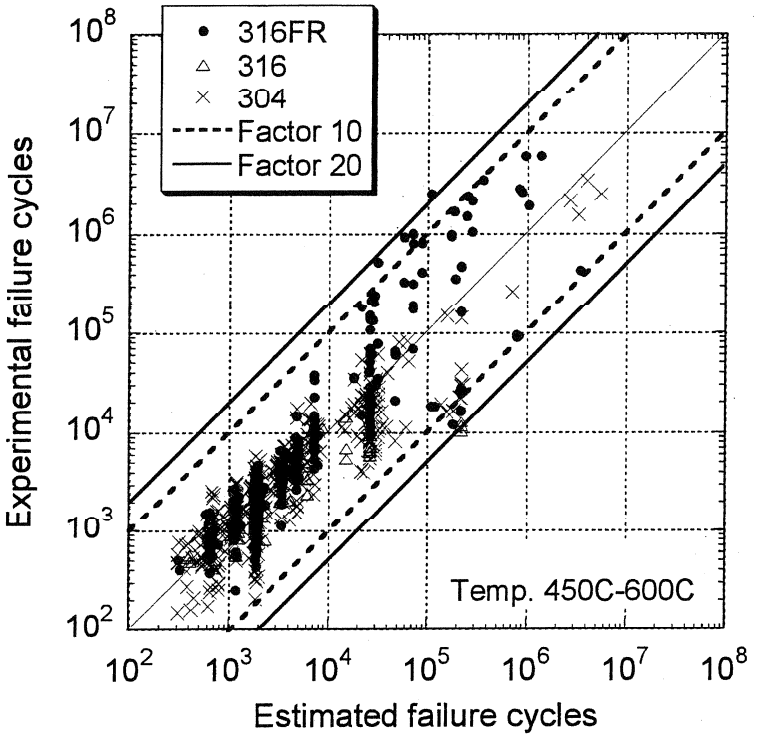
試評価(316FR): 疲労試験データ(全体)



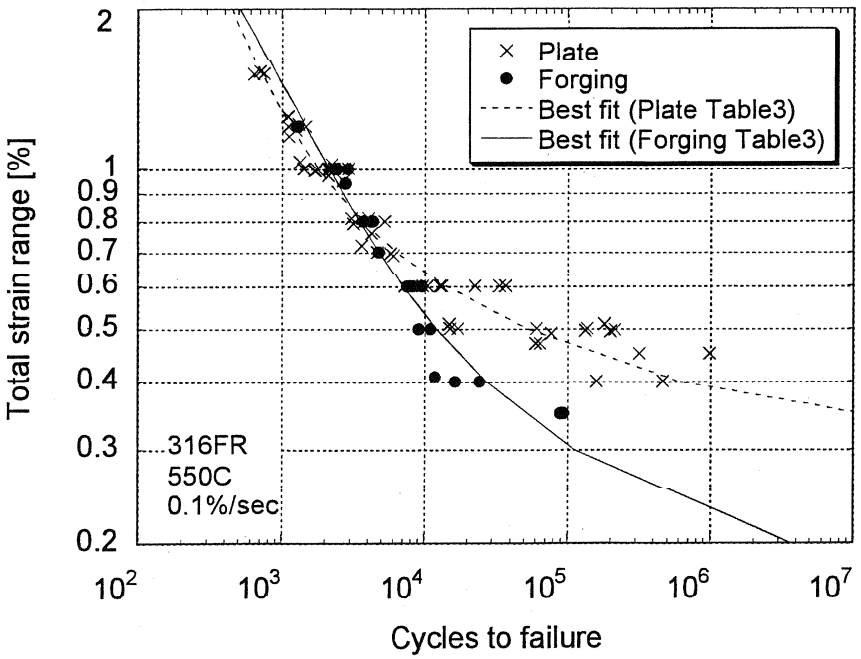
材料関連因子
を考慮しなかった
場合

疲労試験データ:1)単軸引張圧縮疲労試験、2)316FR,316,304、3)Plate、forging、
4)450-600C、5)1-10^{-4}%/sec、6)標準試験片、7)6μm未満
平均疲労曲線:全データに対し一括策定

疲労試験データ(ばらつき範囲)

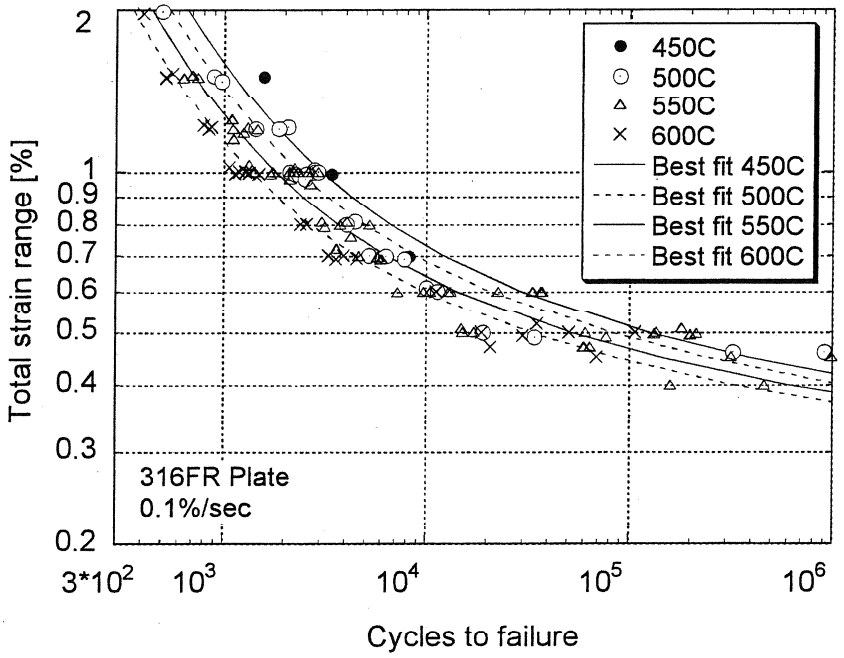


平均疲労曲線の選定(製品の影響)



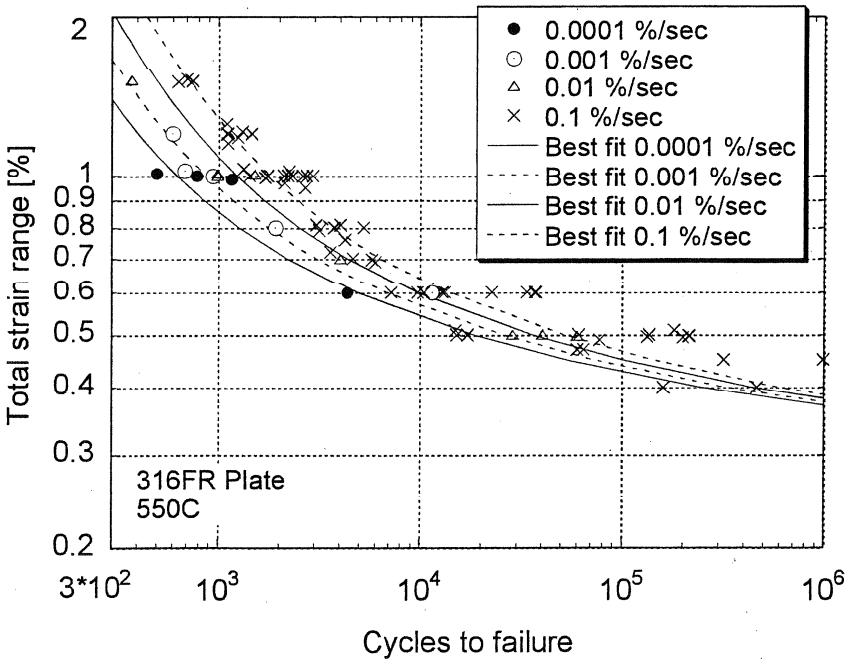
製品によるばらつき(データベースの区分化で対応)

平均疲労曲線の選定（温度の影響）



使用温度の効果（材料定数を温度の関数として考慮）

平均疲労曲線の選定（ひずみ速度の影響）



ひずみ速度の効果（材料定数をひずみ速度の関数として考慮）

平均疲労曲線

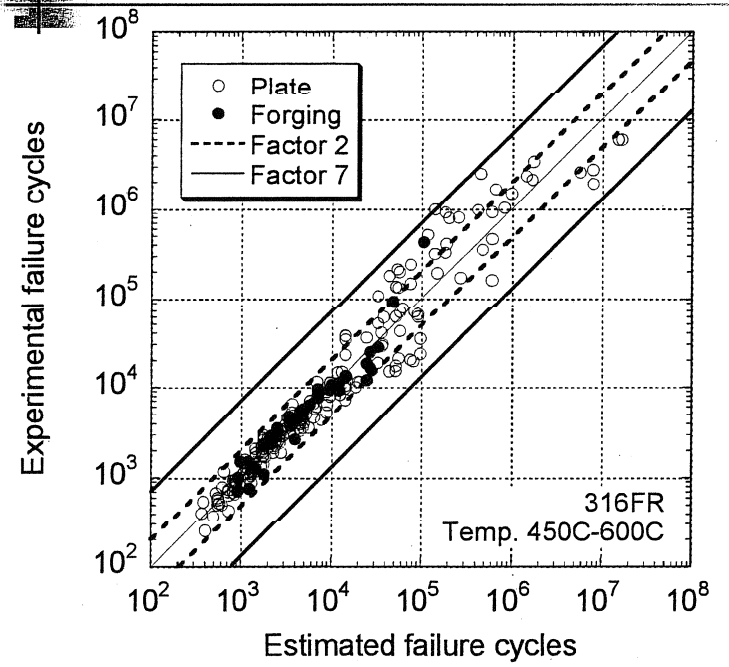
カーブフィッテイングの結果得られた平均疲労曲線(316FR)
＝材料関連因子が考慮可能な高精度な平均疲労曲線

$$(\log_{10}Nf)^{-1/2} = A_0 + A_1 \log_{10} \Delta\varepsilon_t + A_2 (\log_{10} \Delta\varepsilon_t)^2 + A_3 (\log_{10} \Delta\varepsilon_t)^4$$

T: Temperature [° C], $d\varepsilon_t/dt$: Strain rate [mm/mm/sec],
$\Delta\varepsilon_t$: Total strain range [mm/mm]
Nf: Failure cycle, $R = \log_{10}(d\varepsilon_t/dt)$, $425 \leqq T \leqq 650$

A_0	Plate $1.7234647 - 7.8357089\times10^{-8}\times T^2\times R$ Forging $1.8658903 - 5.9748335\times10^{-5}\times T\times R$
A_1	Plate $1.5002483 + 2.5843071\times10^{-8}\times T^2$ Forging 1.5441800
A_2	Plate 5.6905530×10^{-1} Forging $5.1385016\times10^{-1} + 4.1612022\times10^{-3}\times R - 1.4612192\times10^{-5}\times T$
A_3	Plate $-2.9581603\times10^{-2} + 5.6804201\times10^{-4}\times R$ Forging -1.8850731×10^{-2}

平均疲労曲線とデータのばらつき



材料関連因子を考慮しているため、データのばらつきが少ない。
本ばらつきを材料に関する設計係数として考慮

設計係数を策定する際には、データの分布から95%信頼下限値を計算し、設計係数とする。

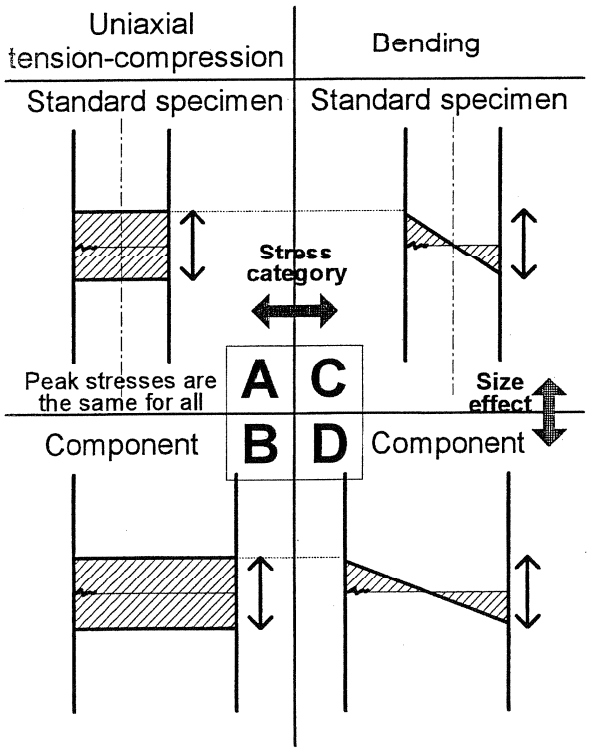
疲労試験データ:1)単軸引張圧縮疲労試験、2)316FR、3)Plate、forging、
4)450-600C、5)1-10^{-4}%/sec、6)標準試験片、7)6μm未満
ベストフィットカーブ:2)を限定3),4),5)を考慮

未考慮の強度影響係数

1) 応力カテゴリ(荷重モード)
2) 材料仕様
3) 製品
4) 温度
5) ひずみ速度
6) サイズ
7) 表面仕上げ

考慮済み

応力のカテゴリとサイズ効果 [1),6)]



実機条件
1) 熱過渡荷重(曲げ応力主体+膜応力)
6) 最大直径10m程度の構造物

実験室(材料データベース)
1) 単軸引張圧縮荷重試験(膜応力)
6) 直径8 or 10mmの中実丸棒標準試験片

Criterion	Fatigue lives
Crack initiation	Life(A) =Life(B)=Life(C)=Life(D)
Allowable crack depth $<a_{cr}$	Life(A) =Life(B)<Life(D)<Life(C)
Allowable crack ratio $<(a/t)_{cr}$	Life(A)<Life(B),Life(B)<Life(D) Life(A)<Life(C)

a: crack depth, t: thickness

単軸引張圧縮荷重試験結果に基づき熱過渡荷重を評価している場合、サイズ効果を考える必要はない。

表面仕上げ [7)]

表面仕上げが粗くなると寿命は低下する。
（この効果は定量的に規格化されている）

ASME Sec.Ⅲ Appendix Ⅱ-1520の規定

-Surface finish: Ksf
= factor for the effect of surface finish
= 1.175 – 0.175(SFM/SFP)　　SFD: database, SFP: components
$1.175^{4.3} \fallingdotseq 2$ (max.)

$Kn = Ks^{4.3}$: $2^{4.3} \fallingdotseq 20$,　　Ks = Ksl x Ksf x Kst x Kss x Ksc

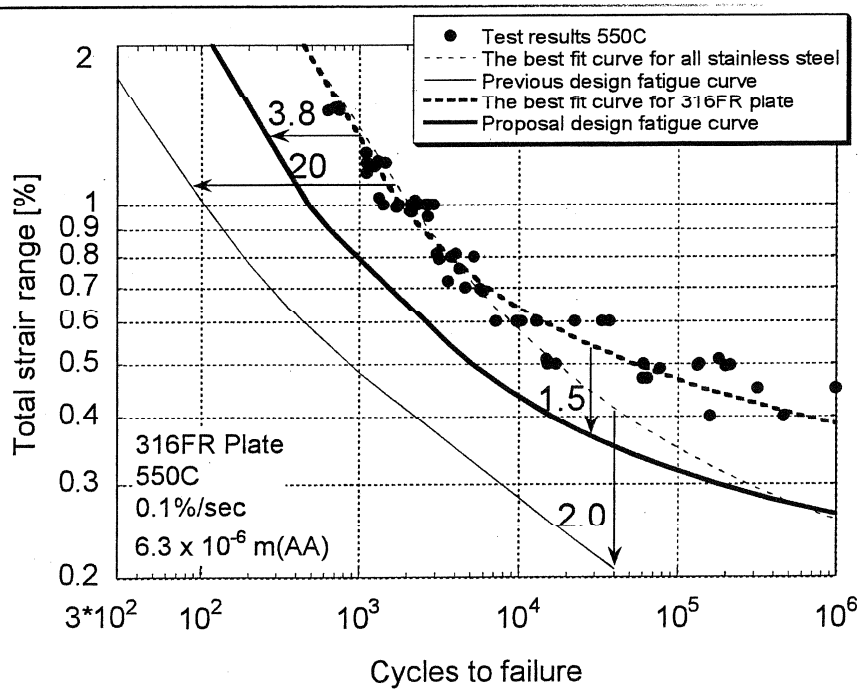
上記基準の適用結果

疲労試験データ 6.3 μm (▽▽▽)未満→0.8 μm (▽▽▽▽)と想定

表面仕上げ6.3 μm の機器　→ Kn = 繰返し数に対し1.8
表面仕上げ50 μmの機器　→ Kn = 繰返し数に対し2.0

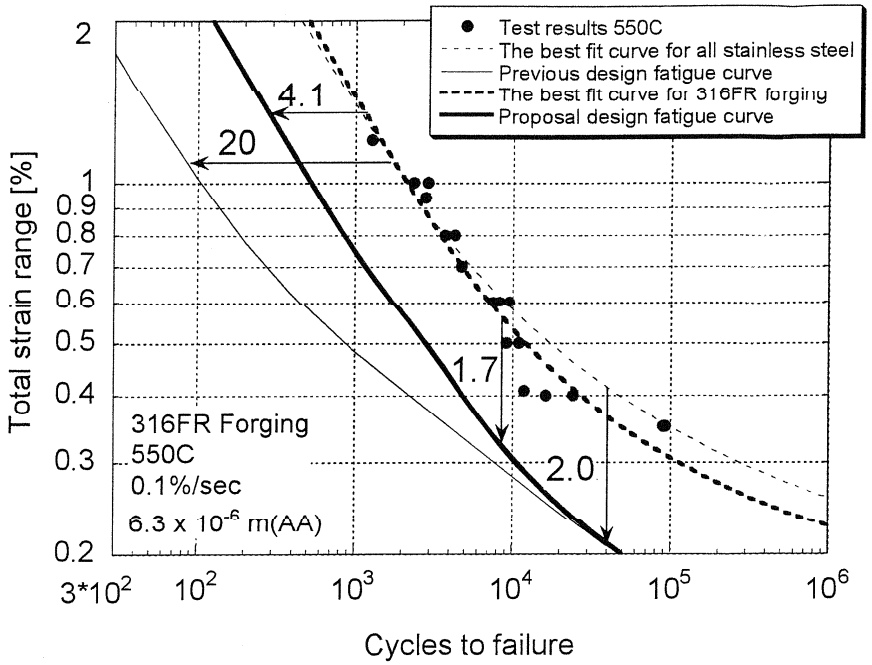
表面仕上げの効果は、構造に関する設計係数として考慮

新設計係数: 316FR Plate, 6.3μm



材料に関する設計係数×構造に関する設計係数
例:2.1×1.8＝3.8

新設計係数: 316FR Forging, 6.3μm



材料に関する設計係数×構造に関する設計係数
例:2.3×1.8=4.1

本策定方法のメリット

- **設計係数が考慮している強度影響因子が明確**
  →設計ミスを招きにくく、拡張性も高い

  拡張例
  - 溶接による強度低減係数
  - 運転実績の不足に対応する係数
  - 経年効果

- **設計係数が合理的**

  強度低減因子が少ない場合　　→設計係数は小さい

  平均疲労曲線が材料関連の強度影響因子を考慮できている
  →設計係数は小さい

結論

- 疲労強度影響因子を材料に関連する因子と構造に関連する因子に区分し、前者の影響を考慮可能な平均疲労曲線(+ばらつき幅)と、後者の影響のみを適正に包絡する設計係数を組み合わせた、新しい疲労評価法を提案した。

- 上記提案を316FR鋼の疲労試験データに適用したところ、必要となる設計係数は、現状の安全率と比較し、有意に低かった。安全率には適正化の余地があることが確認された。

- 本評価法は、他鋼種や溶接部にも拡張可能であり、廉価な材料や施工法の導入による高速炉の建設コスト低減に寄与するものと考えられる。

JNC TN9440 2004-001

第７回　Ｒ＆Ｄ報告会

〔平成 15 年 12 月 12 日〕

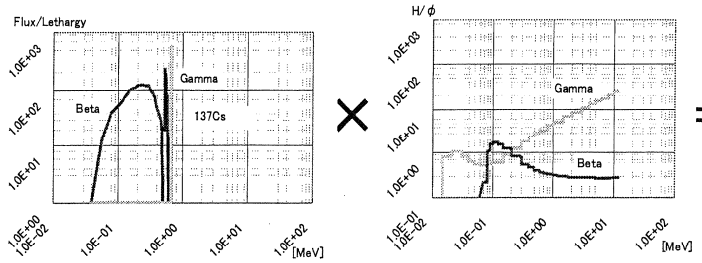
多検出器法を用いた中性子線量計のための計数管の開発

放射線管理課
橋本　周

12/Dec/2003 R&D Meeting,OEC,JNC

中性子線量評価の課題①

- 電離放射線による線量評価法



＝Dose

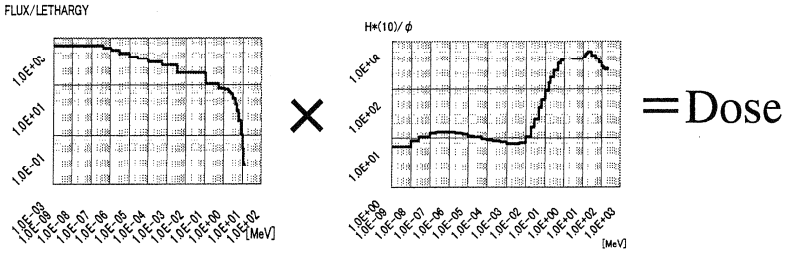
–電離放射線の場合：
- 線量に寄与するエネルギー領域が限定
- 線束から線量への換算係数ほぼ確定
- 電離量の直接測定可能

→　電離放射線線量評価手法として一般的

Development of Counting Tube for Neutron Dosimetry with Multi Detector Method　2/28

中性子線量評価の課題②

- 中性子線量評価法



=Dose

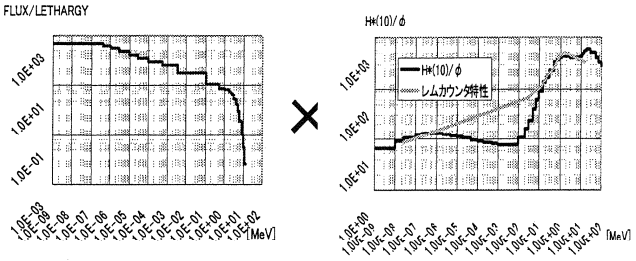
–中性子線の場合：
- 広いエネルギー領域と多様な反応で線束測定困難
- 線束から線量への換算が複雑
- 二次反応が広範囲で発生し、電離量の直接測定困難

中性子線量評価の課題③

- 現状の一般的な中性子線量評価手法：
  - 厚い減速材を使った測定器の使用
    - 広いエネルギー領域と多様な反応で線束測定困難
      →中性子を十分に減速させ熱中性子として測定
    - 線束から線量への換算が複雑
      →検出器特性で複雑な換算係数を模擬
    - 二次反応が広範囲で発生し、電離量の直接測定困難
      →大体積の検出器で対応

中性子線量評価の課題④

- レムカウンタによる中性子線量評価法



＝Dose

⇒中性子線量評価値を直接表示する

中性子線量評価の課題⑤

- 現状の中性子線量評価における対策：
  - 厚い
    - 広
      →
    - 線
      →
    - 二次反応が中間領域で発生し、電離量の直接測定困難
      →大体積の検出器で対応

現状の課題

中性子エネルギー情報が保存されない
中性子場の違いを反映できない

換算係数を十分に模擬できない
換算係数の変動に迅速な対応ができない

減速材で重くなる

多検出器法の適用①

- 現状の課題の要因は、検出器単体で広く中性子線量を測定しようとすることにある。この課題の解決のために、多検出器法を適用する。

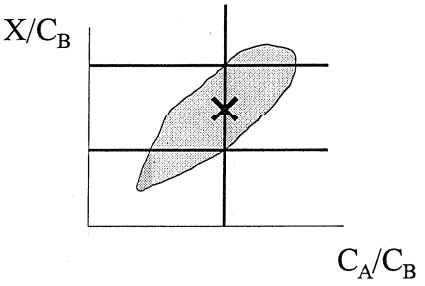
多検出器法
　複数の、応答特性の異なる測定器で対象を測定し、その出力の比から、目的量の評価を行う。

多検出器法の適用②

ある場における目的量Xの測定
　測定器Aの出力をC_A
　測定器Bの出力をC_B

C_A/C_Bと、X/C_Bで形成される座標空間を設定する。

C_A/C_Bに対して、X/C_Bのとり得る値の範囲は、特定の領域に限られる。この領域は座標中に、測定器Aと測定器Bの特性で決まる特有の空間(特性空間)を形成する。



C_AとC_Bが得られれば、X/C_Bのとり得る値の範囲が決定され、Xの範囲を決めることができる。また、代表値を決めることもできる。

12/Dec/2003 R&D Meeting,OEC,JNC

多検出器法の適用③

中性子線量率X

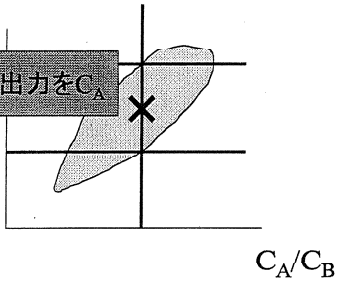
ある場における目的量Xの測定
測定器Aの出力をC_A
測定器Bの出力をC_B

C_A/C_Bと、X/C_Bで形
間を設定する。

中性子検出器Aの出力をC_A

中性子検出器Bの出力をC_B

C_A/C_Bに対して、X/C_Bのとり得る値の範囲は、特定の領域に限られる。この領域は座標中に、測定器Aと測定器Bの特性で決まる特有の空間(特性空間)を形成する。



中性子検出器Aの出力C_Aと中性子検出器Bの出力C_Bが得られれば、中性子線量率Xの取り得る範囲と代表値を決めることができる。

Development of Counting Tube for Neutron Dosimetry with Multi Detector Method 9/28

12/Dec/2003 R&D Meeting,OEC,JNC

多検出器法の適用④

- 現状の中性子線量測定の課題への対応

中性子エネルギー情報が保存されない
中性子場の違いを反映できない

C_A/C_Bでエネルギー情報や場の情報を保存

換算係数を十分に模擬できない
換算係数の変動に迅速な対応ができない

特性空間により目的値のとり得る範囲を表示
迅速な変動対応が可能

減速材で重くなる

任意の検出反応を適用できるため軽量化可能

Development of Counting Tube for Neutron Dosimetry with Multi Detector Method 10/28

多検出器法の適用⑤

- 複数検出器の考え方

エネルギー応答特性の異なる、複数の検出器が必要

→　複数回測定は条件の変動や煩雑化につながる

複数の応答特性を持つ単一の検出器が有効

複合型検出器の開発に着手！

計数管仕様の検討①

- 検出器の種類⇒比例計数管

自由度高、堅牢、コスト低、
エネルギー弁別性能あり、方向特性良

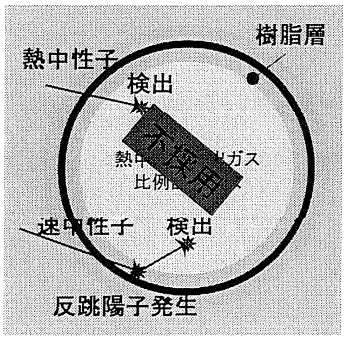
- 基本仕様

計数管内で二種類の反応を起こさせる
熱中性子と高速中性子を並行測定
ポスト処理で信号を弁別

熱中性子検出反応：吸収反応(^{3}He(n,p),^{10}B(n,p)など)
高速中性子検出反応：反跳反応(^{1}H(n,p),^{12}C(n,p)など)

計数管仕様の検討②

- 第一案:陽子ラジエータ型

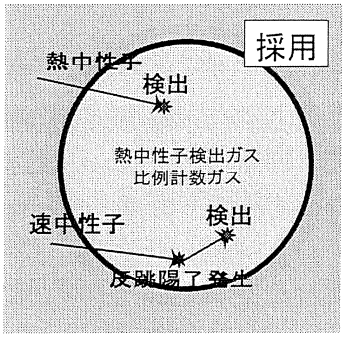


熱中性子:吸収反応で検出
速中性子:計数管内壁の樹脂層で
反跳陽子に変換し検出

反応量は大きいが、
樹脂層での自己吸収が大きく
計数率は低い

計数管仕様の検討③

- 第二案:混合ガス型



熱中性子:吸収反応で検出
速中性子:計数管内の低原子番号ガスで
反跳陽子に変換し検出

反応量は小さいが、
原理的に自己吸収がなく
計数率は高い

計数管仕様の検討④

- 計数管形状の検討

球形

利点:4π方向の感度均等

欠点:増幅率不均等による出力スペクトル変形

円筒形

利点:増幅率均等

欠点:軸方向/径方向の感度不均等

最終的には性能試験結果で判断

計数管仕様の検討⑤

- 検出ガスの組成(1)

ガス種類

熱中性子検出用:$^{10}BF_3$、^{3}He

^{3}Heを採用　BF_3は毒性が強く取り扱い困難

高速中性子検出用:$C_nH_{(2n+2)}$、He

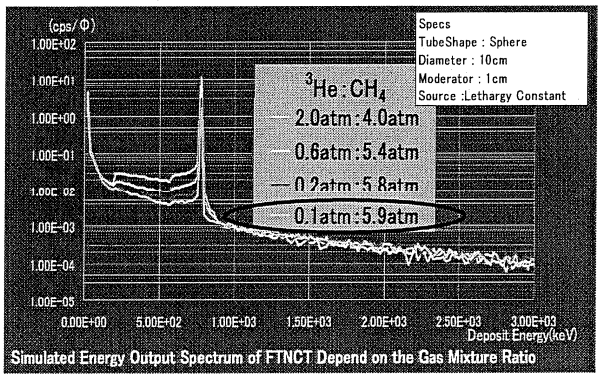
CH_4を採用　$C_nH_{(2n+2)}$のnが大きいと化学的に不安定
Heは出力の線形性に難

12/Dec/2003 R&D Meeting,OEC,JNC

計数管仕様の検討⑥

- 検出ガスの組成(2)

分圧 $^3He:CH_4$ 検出器出力をNRESP98で評価



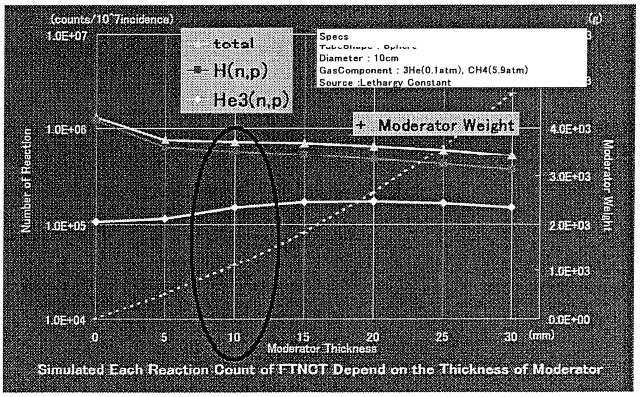
Simulated Energy Output Spectrum of FTNCT Depend on the Gas Mixture Ratio

12/Dec/2003 R&D Meeting,OEC,JNC

計数管仕様の検討⑦

- 減速材の厚さ

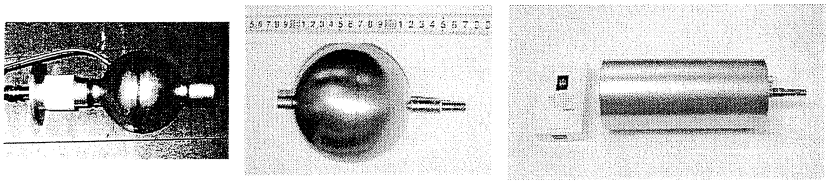
各反応の計数の比を決める NRESP98で評価

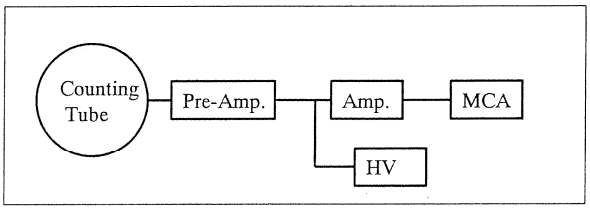


Simulated Each Reaction Count of FTNCT Depend on the Thickness of Moderator

試作器製作

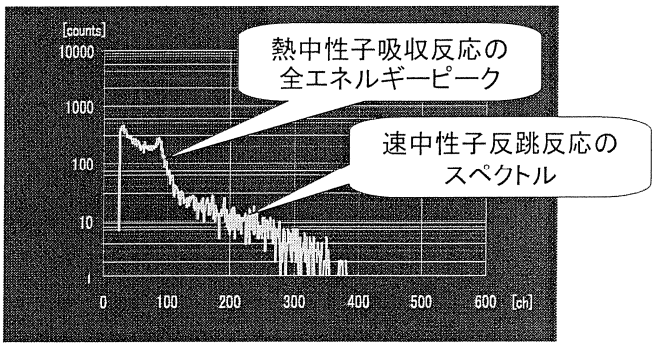
- これまでの作成例





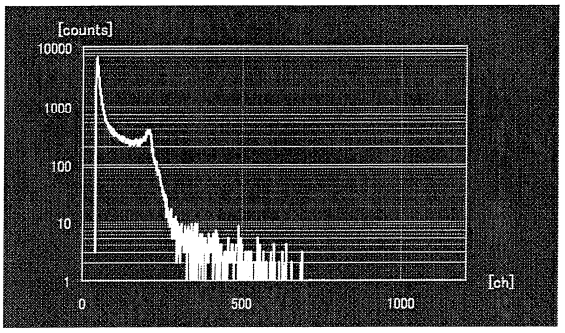
性能試験①

- 球形計数管の出力
  RI中性子場（^{241}Am-Be）



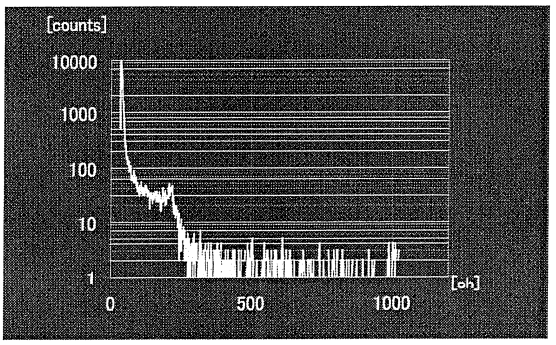
性能試験②

- 球形計数管の出力
  核分裂中性子場（MOX燃料貯蔵庫）



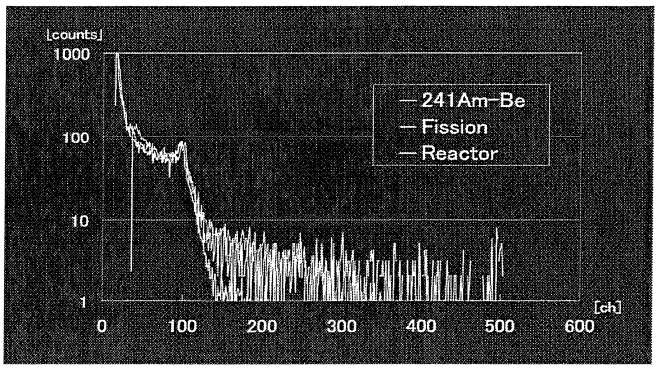
性能試験③

- 球形計数管の出力
  原子炉中性子場（近畿大学原子炉 (軽水減速熱中性子炉)）



性能試験④

- 球形計数管の出力比較



（熱中性子吸収ピークの位置、高さで規格化）

線量評価手法検討①

- それぞれの反応による計数を求める

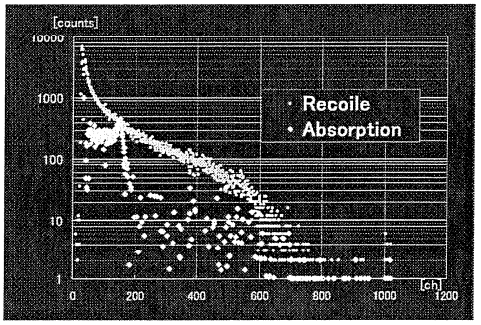
手順

熱中性子を除去し、速中性子による出力を得る

通常の出力から、先の手順で求めた速中性子成分を除去し、熱中性子成分を得る。

線量評価手法検討②

- ^{241}Am-Be中性子線の測定例



それぞれの反応によるスペクトルを分離し、
計数を得ることができた

線量評価手法検討③

- 特性空間の整備

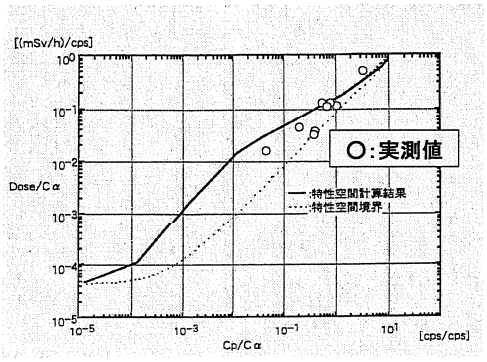
試験結果で補足しながら、計算により出力データを拡充
→その結果から特性空間を設定 現在実施中

適用データ

RI（^{241}Am-Be、^{252}Cf、他）
原子炉（軽水炉、「常陽」、DCA、他）
核分裂（MOX燃料貯蔵庫、他）
単色（Thermal～14MeV）

線量評価手法検討④

- 特性空間の整備例
  初期の複合型計数管についての試算



今後の課題

- 線量評価結果の検証
- 特性空間の最適化による精度の向上
  目的量の取り得る幅を小さくする
  >仕様へのフィードバック
  >現実的な出力データによる特性空間の構築
- 処理の自動化
  計数管出力から反応数評価及び目的量評価まで
  >適切なエネルギースペクトル解析
  >特性空間処理の自動化

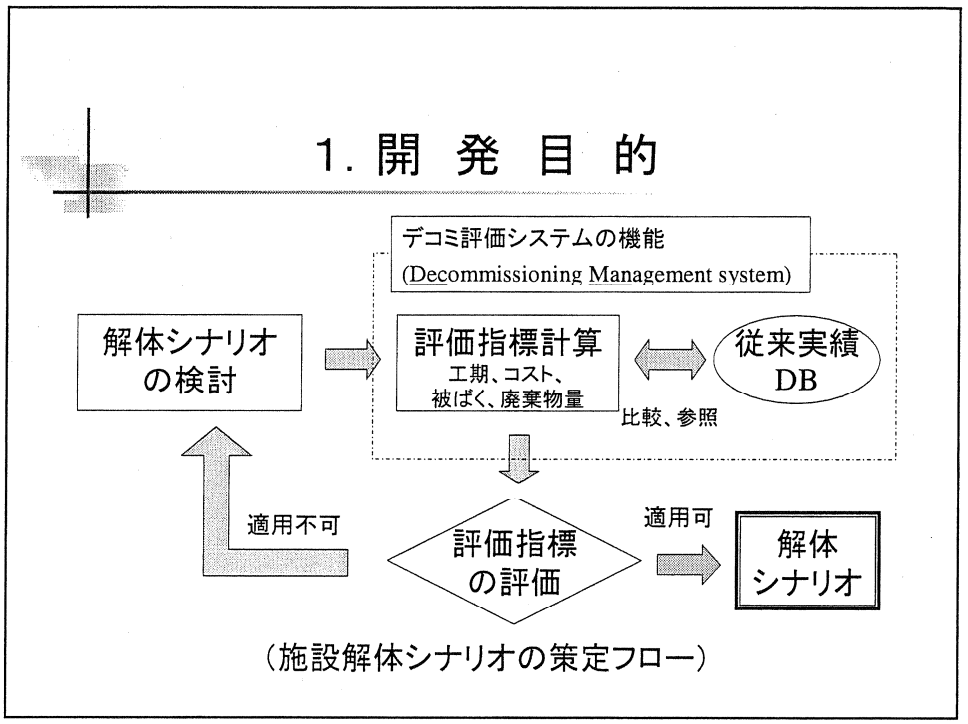
H15.12.12 R&D報告会

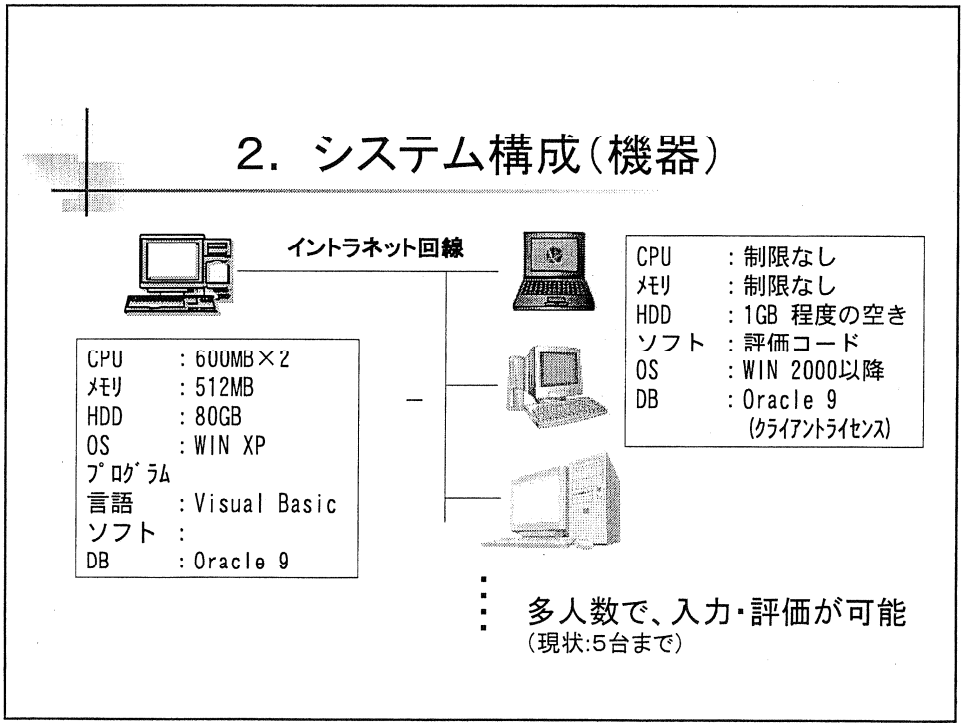
デコミ評価システム（DECMAN）の概要と評価結果

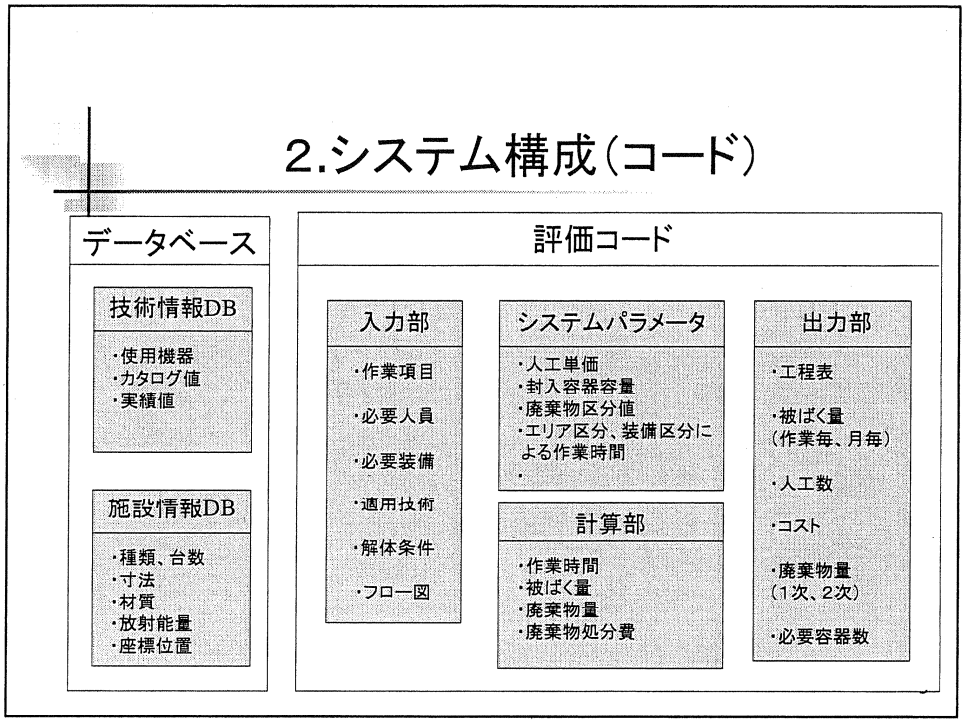
大洗工学センター
照射施設運転管理センター
環境保全課

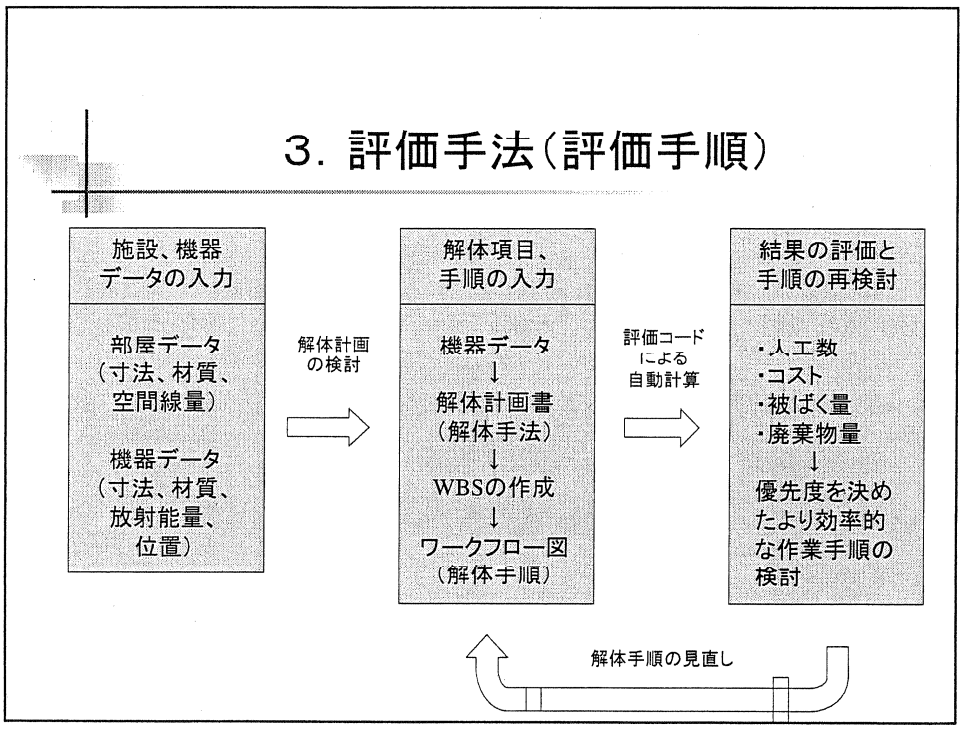
概　要

1. 開発目的
2. システム構成
3. 評価手法
4. DECMANの特徴
5. 解体実績情報の収集
6. 解体評価結果
7. まとめ
8. 今後の予定


1. 開 発 目 的
デコミ評価システムの機能
(Decommissioning Management system)
解体シナリオの検討
評価指標計算
工期、コスト、
被ばく、廃棄物量
従来実績DB
比較、参照
適用不可
評価指標の評価
適用可
解体シナリオ
(施設解体シナリオの策定フロー)


2. システム構成(機器)
イントラネット回線
CPU : 600MB×2
ﾒﾓﾘ : 512MB
HDD : 80GB
OS : WIN XP
ﾌﾟﾛｸﾞﾗﾑ言語 : Visual Basic
ソフト :
DB : Oracle 9
CPU : 制限なし
ﾒﾓﾘ : 制限なし
HDD : 1GB 程度の空き
ソフト : 評価コード
OS : WIN 2000以降
DB : Oracle 9
(ｸﾗｲｱﾝﾄﾗｲｾﾝｽ)
多人数で、入力・評価が可能
(現状:5台まで)

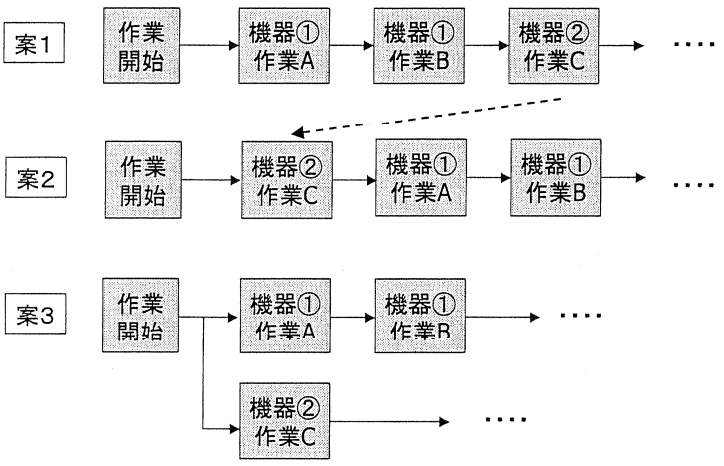

2.システム構成(コード)
データベース
技術情報DB
・使用機器
・カタログ値
・実績値
施設情報DB
・種類、台数
・寸法
・材質
・放射能量
・座標位置
評価コード
入力部
・作業項目
・必要人員
・必要装備
・適用技術
・解体条件
・フロー図
システムパラメータ
・人工単価
・封入容器容量
・廃棄物区分値
・エリア区分、装備区分による作業時間
・
計算部
・作業時間
・被ばく量
・廃棄物量
・廃棄物処分費
出力部
・工程表
・被ばく量
(作業毎、月毎)
・人工数
・コスト
・廃棄物量
(1次、2次)
・必要容器数


3. 評価手法(評価手順)
施設、機器
データの入力
部屋データ
(寸法、材質、
空間線量)
機器データ
(寸法、材質、
放射能量、
位置)
解体計画
の検討
解体項目、
手順の入力
機器データ
↓
解体計画書
(解体手法)
↓
WBSの作成
↓
ワークフロー図
(解体手順)
評価コード
による
自動計算
結果の評価と
手順の再検討
・人工数
・コスト
・被ばく量
・廃棄物量
↓
優先度を決め
たより効率的
な作業手順の
検討
解体手順の見直し

DBの項目例

技術DB	施設DB	機器DB	システムパラメータ
技術概要	部屋名称	機器名称	人工単価
切断能力	部屋寸法	機器寸法	資材費係数
除染能力	汚染履歴	設置台数	作業時間(エリア)
測定能力	壁材質	材質	作業時間(装備)
適用材質	管理区域区分	設置位置	廃棄物区分値
限界値	汚染核種	汚染核種	廃棄物収納量
適用実績	空間線量	表面線量	二次廃棄物発生量

解体手順の設定

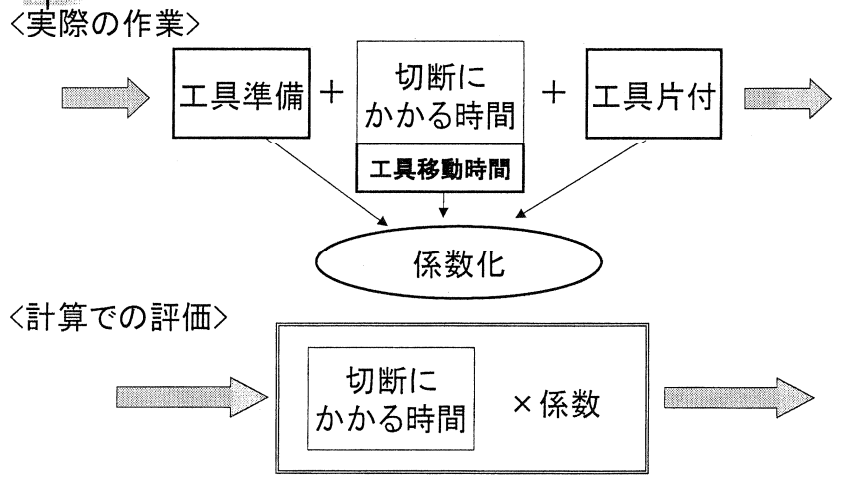


4. DECMANの特徴①

・作業量計算における工具能力値の導入

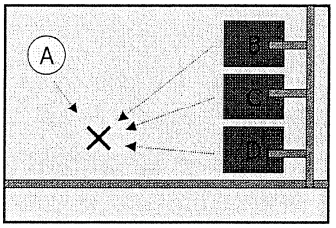
計算コード	対象作業	計算式
COSMARD	分解、切断等	人工数 ＝ 機器重量の関数
DECMAN	人工数 ＝ 作業人員 × 作業時間	
	切断	作業時間 ＝ 切断面積／***工具能力*** ×係数
	分解	作業時間 ＝ 機器重量の関数
	測定、除染	作業時間 ＝（面積 or 体積）／能力
	その他	作業時間 ＝ 実績値からの予想

計算値の補正



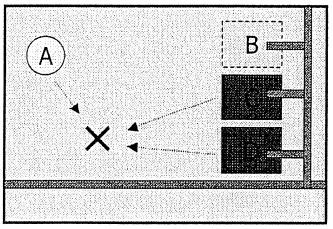
4. DECMANの特徴②

・工事の進捗による周辺影響変化による空間線量の見直し



工事前

×地点での評価線量:
A,B,C,Dの機器の影響

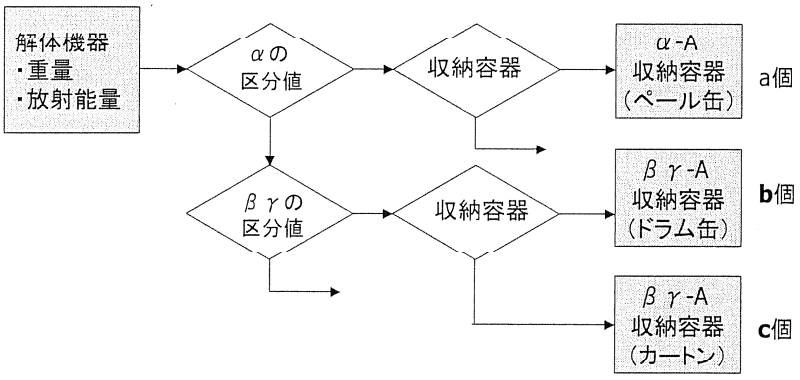


第1段階終了後

×地点での評価線量:
A,C,Dの機器の影響

4. DECMANの特徴③

・内包放射能量により、廃棄物量を自動区分し、
容器数を算出(α-A,B　βγ-A,B)



5. 解体実績情報の収集

・解体手法による所要時間の収集
　　（使用工具、作業環境、装備の影響）
・被ばく量
・廃棄物量
　　（1次廃棄物、2次廃棄物）

5. 技術データの収集結果

（DCA グローブボックス解体）.

- 工具による切断速度の違い.
  → 使用工具の切断速度の把握が必要。
- 装備による切断速度の違い.
  → 装備あり（全面マスク、ゴム手、タイベック等）では、作業効率が約25%程度下がる。
- 習熟効果による切断速度の違い.
  → 同一作業を繰り返して行う場合、作業効率は標準（カタログ）値に近づく。

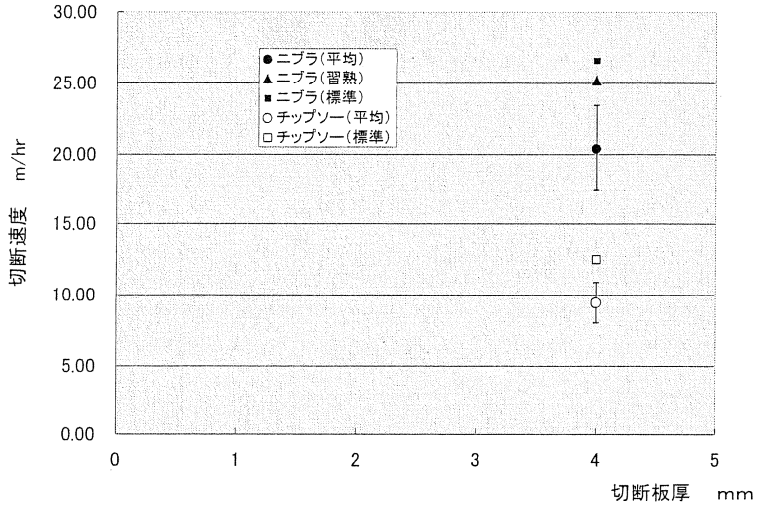
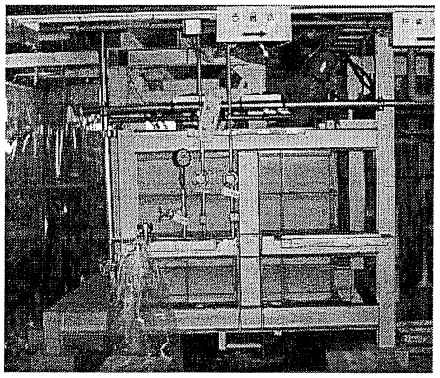
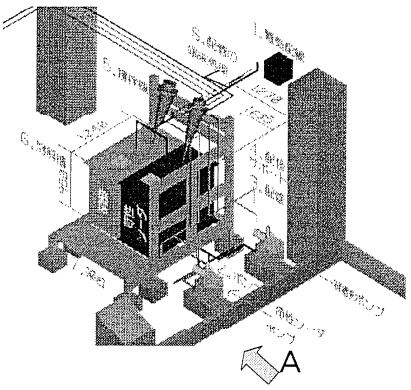


Fig. 工具による切断速度の違い(SUS)

旧JWTF薬液溶解槽



(A 矢視図)



(3D データ)

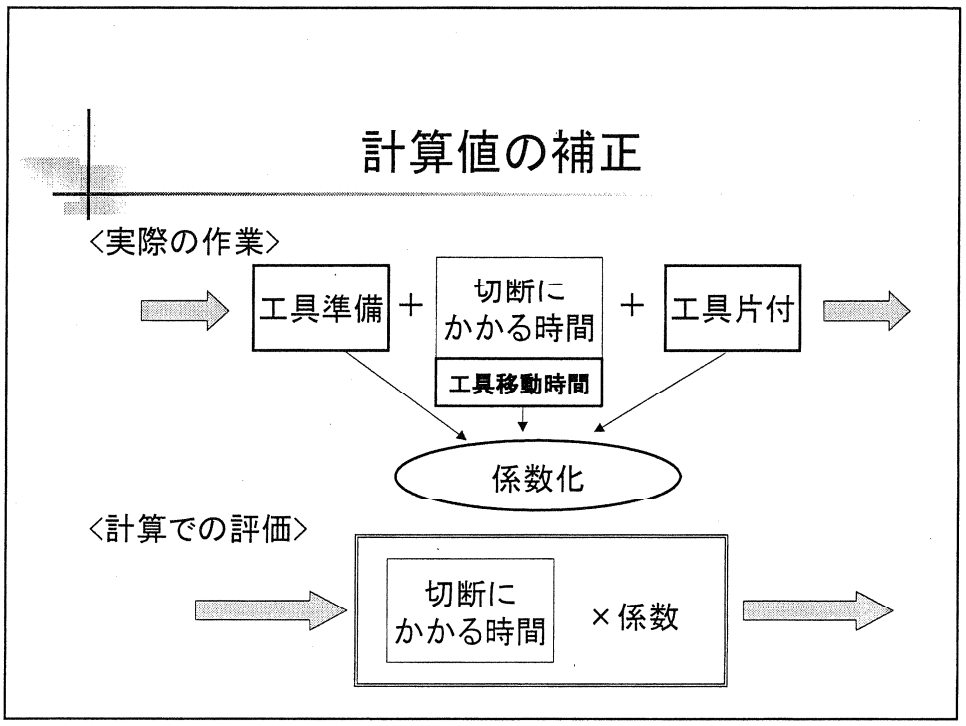
6. 評価結果（作業の評価①）

（旧JWTF薬液溶解槽の撤去工事）

評価項目	実績値	作業係数 導入前	作業係数 導入後
人工数 [人・時]	249.40	206.62	264.51
作業時間 [時]	69.09 （6人作業）	69.58 （3人作業）	85.00 （3人作業）
コスト [千円]	2400	2112	2703
被ばく量 [man・mSv]	3.81	12.48	17.04

No.	作業件名	作業	実績(C)	計算値補正前(D)		計算値補正前(D')	
			人・時間	人・時間	C/D	人・時	C/D'
1	資材搬入		2.00	1.50	1.33	1.50	1.33
2	放管		1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
3	床養生（地下廊下）		8.50	7.50	1.13	7.50	1.13
4	足場設置		2.50	2.34	1.07	2.34	1.07
5	硝酸ポンプ取外し		8.00	7.50	1.07	7.50	1.07
6	放管		2.00	1.00	2.00	1.00	2.00
7	水配管取外し	小口径	3.00	0.45	6.67	1.29	2.32
8	硝酸配管取外し	小口径	6.00	1.35	4.44	3.88	1.54
9	苛性ソーダポンプ取外し		2.00	3.00	0.67	3.00	0.67
10	苛性ソーダ配管取外し	小口径	4.50	1.50	3.00	4.32	1.04
11	放管		0.50	1.00	0.50	1.00	0.50
12	硝酸配管切断	小口径	3.00	1.50	2.00	4.32	0.70
13	GH設置		24.00	22.50	1.07	22.50	1.07
14	硝酸ポンプ分解	ポンプ分解	5.00	7.13	0.70	5.34	0.94
15	片付け		1.00	1.50	0.67	1.50	0.67
16	攪拌機取外し		3.00	3.00	1.00	3.00	1.00
17	空間測定		1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
18	溶解槽架台切断	切断	11.25	4.91	2.29	12.26	0.92
19	硝酸配管水洗い		1.00	1.50	0.67	1.50	0.67
20	空間測定		1.75	1.00	1.75	1.00	1.75
21	攪拌機解体	ポンプ分解	4.00	7.26	0.55	5.45	0.73
22	溶解槽架台細断	切断	20.25	11.40	1.78	22.80	0.89
23	片付け		1.00	1.50	0.67	1.50	0.67
24	溶解槽取り外し、移動		7.50	6.00	1.25	8.00	0.94
25	空間測定		0.75	1.00	0.75	1.00	0.75
26	電気配線取外し		6.25	7.50	0.83	10.00	0.63
27	跡地サーベイ		0.50	1.00	0.50	1.00	0.50
28	アンカーボルト処理		1.50	1.50	1.00	1.50	1.00
29	苛性ソーダポンプ油抜き		2.00	1.00	2.00	1.00	2.00
30	空間測定		0.50	1.00	0.50	1.00	0.50
31	廃棄物ドラム缶封入		3.00	7.50	0.40	7.50	0.40
32	空間測定		1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
33	溶解槽硝酸側切断（GH内）	切断	14.50	1.62	8.95	11.91	1.22
34	溶解槽硝酸側切断（補助）		8.00	1.62	4.94	11.91	0.67
35	B1F養生撤去		7.50	3.00	2.50	3.00	2.50
36	苛性側配管切断（GH内）	小口径	5.25	1.65	3.18	4.75	1.11
37	苛性側配管切断（補助）		5.25	1.65	3.18	4.75	1.11
38	配管洗浄、梱包（GH内）		2.50	7.50	0.33	7.50	0.33
39	配管洗浄、梱包（補助）		5.00	7.50	0.67	7.50	0.67
40	苛性ソーダポンプ分解	ポンプ分解	1.75	7.13	0.25	5.34	0.33
41	分解サポート		7.00	7.13	0.98	5.34	1.31
42	GH内清掃		4.30	7.50	0.57	7.50	0.57
43	廃棄物整理		7.50	7.50	1.00	7.50	1.00
44	GH撤去		6.25	7.50	0.83	10.00	0.63
45	資材整理、片付け		19.50	15.00	1.30	15.00	1.30
46	資材搬出		7.50	10.50	0.71	14.00	0.54
47	その他作業		未実施	-	-	-	-
	合計		249.40	206.62	1.21	264.51	0.94

Table
薬液溶解槽解体評価詳細



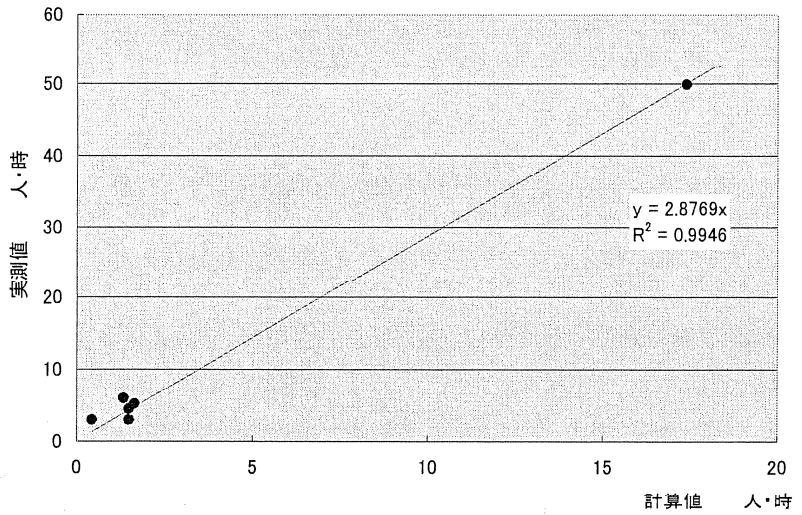


Fig.　小口径配管切断速度の関係

6. 評価結果(作業の評価②、③)

(DCA ｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ解体:全体工程の70%終了時)

評価項目	実績値	係数導入前	係数導入後
人工数 [人・時]	416.34	375.58	420.78

(WDF 焼却炉解体:全体工程の30%終了時)

評価項目	実績値	評価値
人工数 [人・日]	81.10	61.52

7. まとめ

- 施設データや解体手順を入力することで、解体時のコスト、人工数、被ばく量等を算出できる解体評価システムを開発
- 作業時間は、切断時間や重量をパラメータとした関数で予測可能
- 精度を向上させるためには使用工具、装備、材質などの影響を加味することが必要
- 被ばく量については、評価手法に検討が必要

8. 今後の予定

- 使用工具、材質、装備などによる作業量の変化に関するデータ収集

  ⇒ 本社廃止措置DBへの反映
- 被ばく量の評価手法の検討
- データ入力の簡素化
- 基本作業の作業量の数値化
- 最適手順評価手法の確立

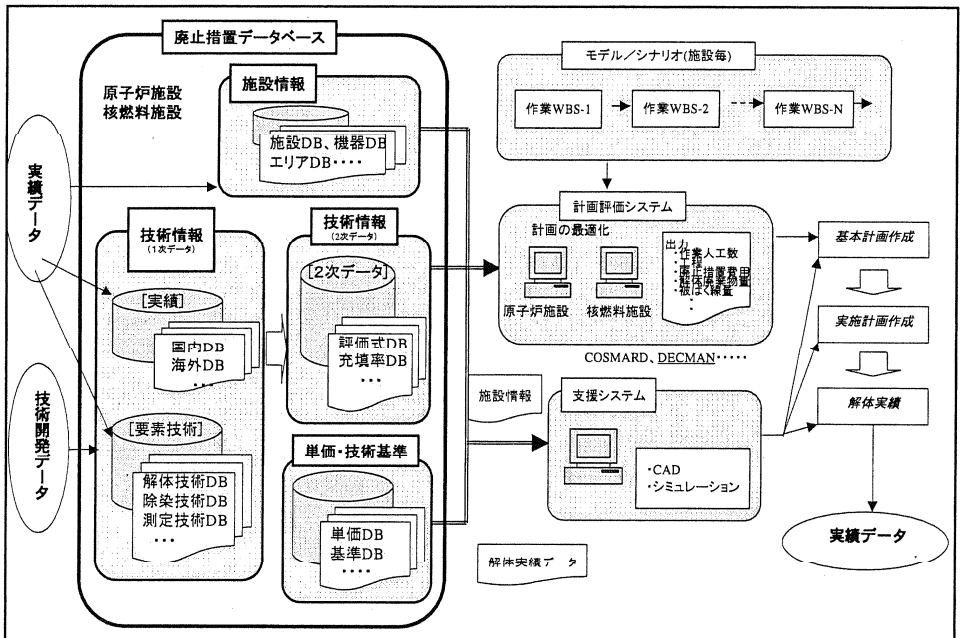


Fig. 廃止措置エンジニアリングシステム構想

JNC TN9440 2004-001

第８回　Ｒ＆Ｄ報告会

〔平成 16 年 1 月 16 日〕

平成15年度 第8回
大洗工学センター研究開発報告会
2004年1月16日

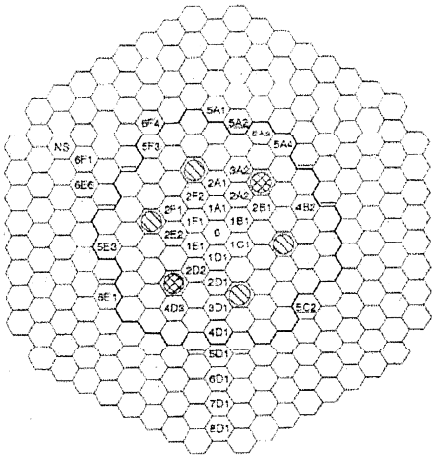
「常陽」照射後試験データの解析
ー炉心燃料とMAサンプルー

システム技術開発部 中性子工学グループ
横山 賢治、大木 繁夫
神 智之*、沼田 一幸*
*:NESI(株)

概要・目的

- 概要
  (1)常陽MK-I炉心燃料集合体の照射後試験データの解析
  (2)常陽MK-II炉心におけるMAサンプル照射後試験データの解析
- 目的
  - 実用炉のための詳細燃焼解析手法の開発
  - 主要核種の中性子捕獲断面積の精度向上
  - MAの核変換技術のための核データの検証
  - 炉定数調整法による照射後試験データの高速炉核設計への反映

（1）常陽MK-I炉心燃料集合体の照射後試験



常陽MK-I炉心燃料：
U濃縮度：～23%
Pu富化度：～18%
運転期間：
1978年4月～1981年12月
最大燃焼度：
約5 at%

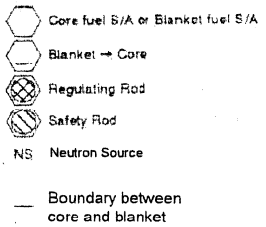


図 照射後試験の実施された集合体の装荷位置

- 解析対象は、炉心燃料集合体（評価データは77点）
  → MK-I炉心燃料集合体で測定された全データを評価

測定データと解析対象

- 照射後試験における測定データ
  （1）燃焼度[at%] BU
  （2）全重核に対するPuの原子数比[at%] $R_{U\text{-}Pu}$
  （3）U及びPuの同位体組成比[at%] V_U、V_{Pu}

- 燃料製造データ
  （4）初期原子数密度 N^B

燃焼後の原子数密度 N^A を以下の式で算出

$$N^A_{U-i} = V_{U-i}\cdot(1-R_{U-Pu})\cdot(1-BU)(N^B_U + N^B_{Pu} - N^A_{MA})$$

$$N^A_{Pu-i} = V_{Pu-i}\cdot R_{U-Pu}\cdot(1-BU)(N^B_U + N^B_{Pu} - N^A_{MA})$$

燃焼後のMA原子数密度 N^A_{MA} は測定されていないので計算値を用いる

- 解析対象（原子数密度変化率, RC）

$$RC = \frac{N^A_i - N^B_i}{N^B_i}$$

$i \in$ {U-234~236,238,Pu-238~242}

初期組成の整合性確認

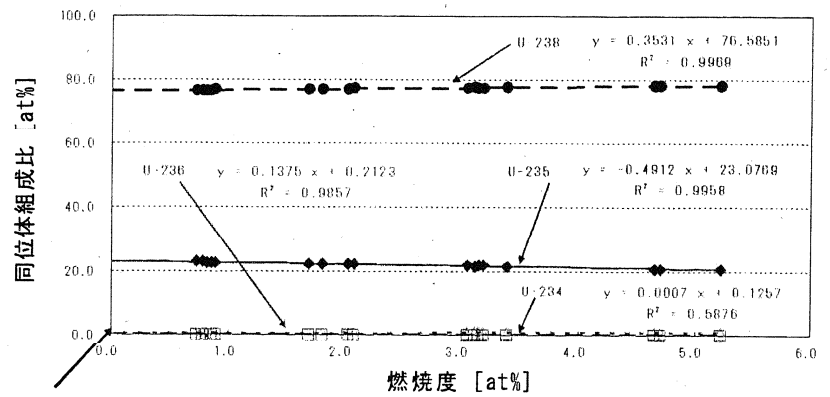


図　PIEデータによる初期同位体組成比の推定（EU0004）

- 原子数密度変化率を求めるため、燃焼前後の組成の整合性が重要
- PIEデータを燃焼度に対して直線外挿入して、未燃焼時の同位体組成比を推定

初期組成の整合性確認

表　U初期組成の整合性確認

Uロット	核種	PIE推定／製造データ
EU0004	U-235	0.999
(17)	U-238	0.996
EU0012	U-235	1.004
(5)	U-238	0.995
EU0013	U-235	0.998
(28)	U-238	0.996
EU0015	U-235	0.998
(9)	U-238	0.996
EU0018	U-235	0.985
(6)	U-238	0.999

- PIEデータを直線外挿して推定した初期組成と、燃料製造データによる初期組成を比較
- 主要核種についてはほぼ一致

表　Pu初期組成の整合性確認

Puロット	核種	PIE推定／製造データ
PU8230	Pu-239	1.002
(20)	Pu-240	0.999
	Pu-242	0.971
PU8231	Pu-239	1.000
(27)	Pu-240	1.007
	Pu-242	1.000
PU8232	Pu-239	1.000
(7)	Pu-240	1.005
	Pu-242	0.991
PU8244	Pu-239	1.007
(6)	Pu-240	1.009
	Pu-242	1.005
PU8251	Pu-239	1.007
(5)	Pu-240	0.981
	Pu-242	0.940
PU8253	Pu-239	1.007
(6)	Pu-240	0.995
	Pu-242	0.964

原子数密度変化率の誤差評価

誤差伝播則 $u = f(x, y, z, \cdots)$ $\sigma_u^2 = \left(\frac{\partial u}{\partial x}\right)^2 \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial y}\right)^2 \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial z}\right)^2 \sigma_z^2 + \cdots$

原子数密度変化率の誤差（相対値） $\frac{\sigma_{RC}}{RC} = \sqrt{\left(-\frac{N^A}{(N^B)^2}\right)^2 \sigma_{N^B}^2 + \left(\frac{1}{N^B}\right)^2 \sigma_{N^A}^2} \Big/ \left(\frac{N^A - N^B}{N^B}\right)$

表： 原子数密度変化率の誤差評価結果（PPJX13-530643）[単位：%]

		U234	U235	U236	U238	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
初期組成の誤差	σ_{N^A}/N^A	0.4	0.4	0.4	0.4	0.7	0.7	0.7	2.0	2.0
燃焼組成の誤差	σ_{N^B}/N^B	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
原子数密度変化率	RC	-3.8	-16.2	316.3	-2.5	42.7	-5.6	3.7	-17.3	7.8
RCの誤差	σ_{RC}/RC	12.5	2.6	0.7	19.4	2.5	13.0	21.1	9.7	28.0

- 変化率の小さい核種では、組成の誤差が著しく拡大
- 独立した2つの測定値（製造データとPIEデータ）から、原子数密度変化率を十分な精度で求めるのは非現実的

→PIEデータを直線でフィッティングし、傾きから原子数密度変化率を算出

フィッティングによる評価

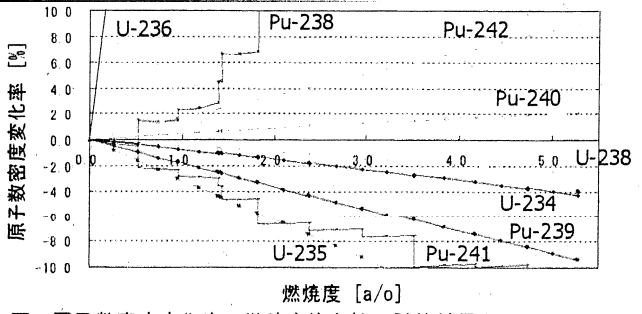


図 原子数密度変化率の燃焼度依存性の計算結果（PPJX13-530643）

- **Pu-238、Pu-241以外の核種 →直線でフィッティング可能**
  - 燃焼度に対してほぼ線形
- **Pu-238、Pu-241 →直線ではフィッティング不可能**
  - 常陽MK-I炉心の50MWサイクルと75MWサイクルによるギャップ
  - 燃焼度に対する非線形性（半減期の短い核種崩壊の効果）

→ 各測定点で個別にC/E値を評価して平均化
（ただし、初期組成の系統誤差は排除できない）

評価位置

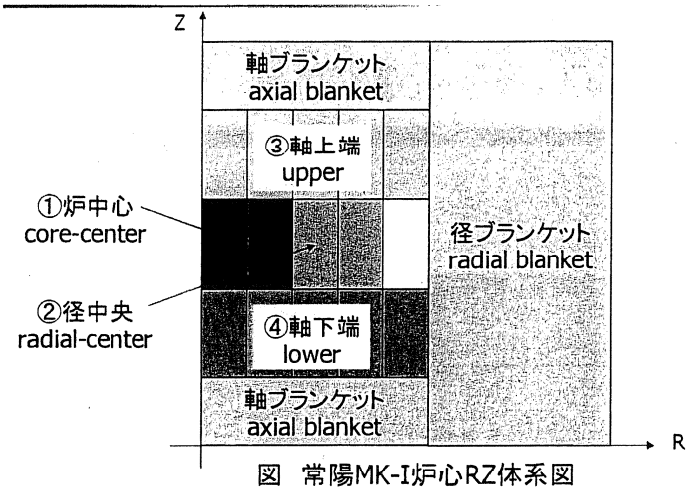
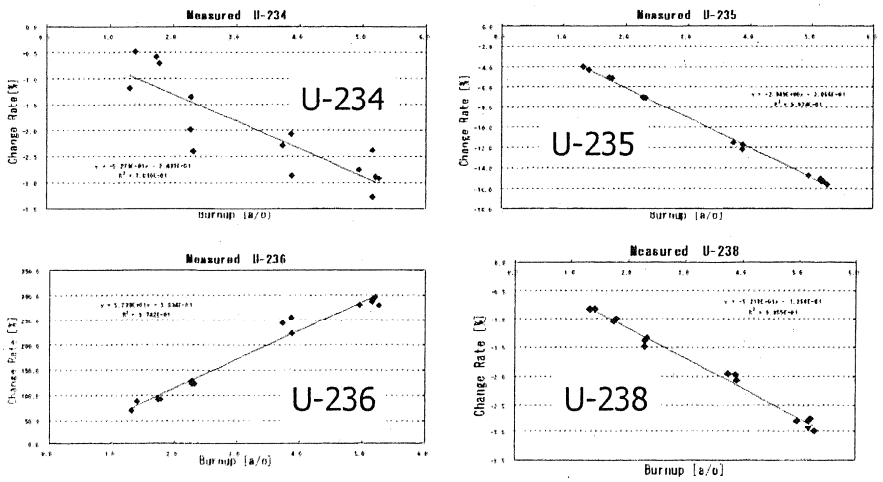


図　常陽MK-I炉心RZ体系図

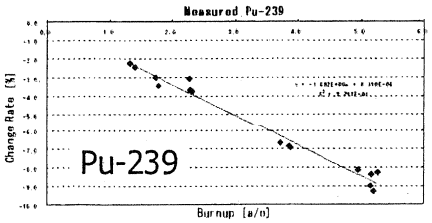
- 炉心内部を4つの領域に分割して評価
- 今回の評価対象は炉心領域のみ

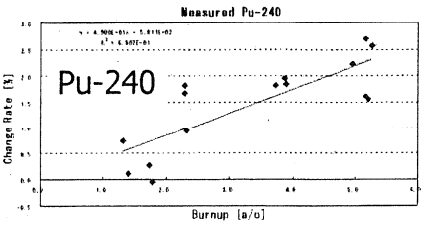
フィッティングの例（U測定値）

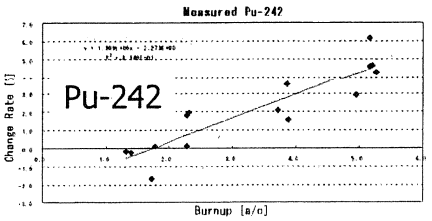


- U-235、U-236、U-238：直線性良好
- U-234：ばらつき大

フィッティングの例（Pu測定値）



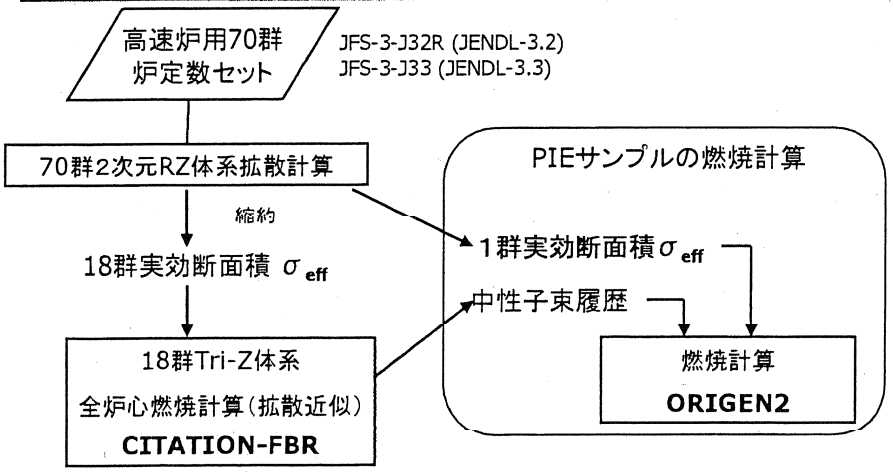




Pu-238、Pu-241は燃焼度に対して線形とはならないため、各データ点で個別に評価

- Pu-239：直線性良好
- Pu-240、Pu-242：ばらつき大

炉心燃料集合体の燃焼解析手法



- 常陽MK-I全サイクルの燃料交換、出力履歴をモデル化
- 燃料集合体の実効断面積は1次元リングモデルにより作成

解析結果(JENDL-3.2)

表　解析結果のまとめ(JENDL-3.2)

	炉中心		径中央		軸上端		軸下端	
	C/E値	誤差[%]*	C/E値	誤差[%]	C/E値	誤差[%]	C/E値	誤差[%]
U-234	1.38	16	0.80	22	1.39	45	1.55	56
U-235	1.04	1	1.04	1	1.04	4	1.04	4
U-236	1.03	5	1.07	5	1.02	10	1.05	11
U-238	0.93	3	0.93	4	0.88	8	0.88	7
Pu-238	0.26	1473	2.10	117	−0.87	336	−0.45	1144
Pu-239	1.04	4	1.05	3	1.08	11	1.10	9
Pu-240	0.84	21	1.02	17	0.71	49	0.80	53
Pu-241	0.89	6	0.92	2	0.96	12	0.92	7
Pu-242	1.28	13	0.93	13	1.39	20	1.31	23

*:Pu-238、Pu-241以外は、解析値・測定値のフィッティング誤差より評価
PU-238、Pu-241は、C/E値のばらつきより評価

- U-235、U-236、U-238、Pu-239、Pu-241のC/E値はほぼ良好
- U-235:4%過大、U-238:7～12%過小の傾向
- Pu-241:3～11%過小の傾向（初期値の系統誤差を含む可能性あり）

解析結果(JENDL-3.3)

表　解析結果のまとめ(JENDL-3.3)

	炉中心		径中央		軸上端		軸下端	
	C/E値	誤差[%]*	C/E値	誤差[%]	C/E値	誤差[%]	C/E値	誤差[%]
U-234	1.34	16	0.74	22	1.35	33	1.52	56
U-235	1.05	1	1.06	1	1.05	3	1.05	5
U-236	1.09	5	1.13	5	1.07	7	1.10	12
U-238	0.93	3	0.93	4	0.91	6	0.89	7
Pu-238	0.28	1477	2.32	117	−0.97	335	−0.48	1160
Pu-239	1.03	4	1.04	3	1.04	8	1.09	9
Pu-240	0.91	21	1.07	17	0.83	48	0.86	51
Pu-241	0.94	6	0.97	2	1.00	12	0.97	7
Pu-242	1.31	13	0.95	13	1.44	22	1.34	23

*:Pu-238、Pu-241以外は、解析値・測定値のフィッティング誤差より評価
PU-238、Pu-241は、C/E値のばらつきより評価

- U-236はJENDL-3.2に比べて過大評価傾向
- Pu-241はJENDL-3.2に比べて良好

ライブラリ効果

表　ライブラリ効果（JENDL-3.3/JENDL-3.2）

	炉中心	径中央	軸上端	軸下端
U-234	0.97	0.93	0.97	0.98
U-235	1.01	1.01	1.01	1.01
U-236	1.05	1.06	1.06	1.05
U-238	1.00	1.00	1.04	1.01
Pu-238	1.10	1.11	1.12	1.07
Pu-239	0.99	0.98	0.97	0.99
Pu-240	1.09	1.05	1.17	1.07
Pu-241	1.05	1.05	1.04	1.06
Pu-242	1.02	1.02	1.03	1.02

- U-236：約5%大きくなる方向（U-235捕獲断面積）
- Pu-241：約5%大きくなる方向（Pu-240捕獲断面積）

JENDL-3.3と-3.2の断面積比較

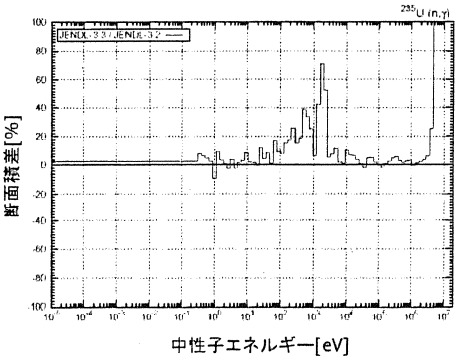


図　U-235捕獲断面積の比較
（JENDL3.3/JENDL3.2-1）

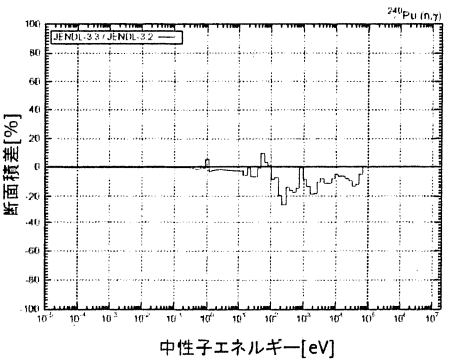


図　Pu-240捕獲断面積の比較
（JENDL3.3/JENDL3.2-1）

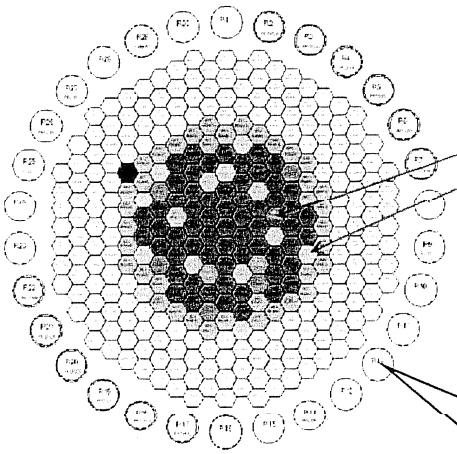
- JENDL-3.3では、U-235捕獲断面積が大きく、U-236の生成量を大きく評価
- JENDL-3.3では、Pu-240の捕獲断面積が小さく、Pu-241の生成量を小さく評価

炉心燃料集合体の照射後試験データ解析のまとめ

- 常陽MK-Iの炉心燃料の照射後試験の解析評価を実施した。また、核データライブラリ(JENDL-3.2、-3.3)の違いによる影響評価も実施した。
- 主要な核種、U-235(～+4%)、U-236(+2～+7%)、U-238(-7～-12%)、Pu-239(+4～10%)、Pu-241(-4～-11%)のC/E値は良好であった。
- U-236、Pu-241については、JENDL-3.3を用いることでJENDL-3.2に比べて解析値が約5%大きくなることが分かった。それぞれ、U-235捕獲断面積、Pu-241捕獲断面積データの改訂に基づいており、JENDL-3.3の核データ検証に、本照射後試験データを利用できる見込みを得た。

→ 今後、解析誤差、実験誤差を定量的に評価することが必要である。

(2)常陽MK-II炉心MAサンプルの照射後試験



常陽MK-II炉心(第32サイクル)

Np-237, Am-241, Am-243, Cm-244
(25試料)

照射位置
第3列、208 efpd (第29～32サイクル)
第5列、251 efpd (第30～33サイクル)

1994年8月より照射開始

⇩

最初の照射後試験
(^{243}Am)は2003年
10月に完了

第3列
Z=+350 mm
(反射体領域)

- MK-IIドライバ燃料
- 制御棒位置
- 照射用特殊燃料集合体
- 内側反射体

Am-241捕獲反応の核異性体分岐比の現状

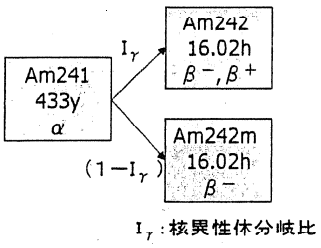
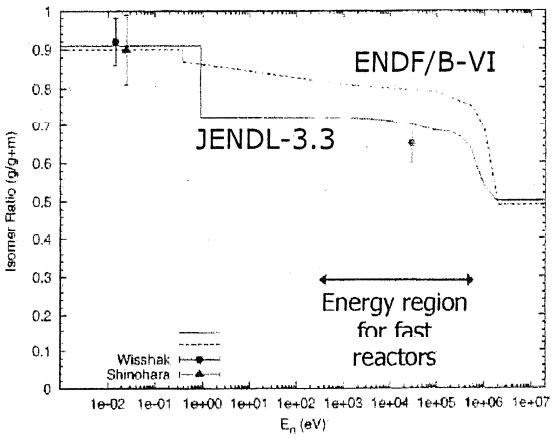


図 Am-241の(n, γ)反応による核変換



(From T. Nakagawa, *et al.*, JAERI-Research 2001-059 (2002))

- 測定値が少なく、核データライブラリによって大きな差
- Am-241の核変換特性に影響を及ぼす重要なデータ

Am-243サンプルの予備解析

初期組成: Am-241/Am-243 = 12.2/87.8 (at%)

以下に注目して検討

$$\frac{N_{Cm-244}(t)}{N_{Am-243}(t)} = \sigma_c^{Am-243}\phi t + \cdots$$

$$\frac{N_{Am-242m}(t)}{N_{Am-241}(t)} = \left(1 - I_\gamma\right)\sigma_c^{Am-241}\phi t + \cdots$$

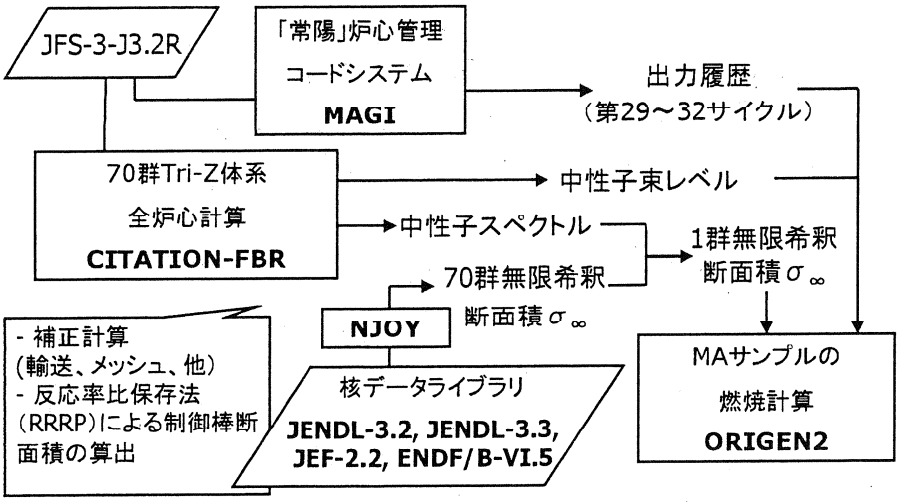
核異性体比 (g/(g+m))

残念ながら、今回の照射後試験データからは、他の娘核種(Cm-242、Pu-238)の情報は得られない。

Am-243サンプルの装荷位置：
上部反射体領域
(B4C吸収体隣接)

⇨ 解析モデル誤差が大きくなる可能性大

MAサンプルの燃焼解析手法



MAサンプルの解析結果

C/E値の比較

	PFR [Ref.1]	This work (JOYO)					PHENIX [Ref.2]
Nuclear data library	JENDL-3.2	JENDL-3.2	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2	JEF-2.2
Am-241 Isomeric ratio	0.80	0.80	0.85	0.85	0.85	0.85	0.85
Cm-244 / Am-243	0.95	**0.84**	**0.84**	**0.84**	**0.83**	**0.88**	0.96
Am-242m / Am-241	1.29	**1.30**	**1.00**	**1.02**	**0.94**	**1.03**	1.03

実験誤差（1σ）
Cm-244 / Am-243: 10（α スペクトロスコピーの誤差）
Am-242m / Am-241: 2（マス・スペクトロスコピーの誤差）

[1] K. Tsujimoto, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **144**, 129 (2003).
[2] R. Soule and E. Fort, Proc. GLOBAL '97, 1332 (1997).

MAサンプル照射後試験の解析のまとめ

- Am-243サンプルPIEデータの解析結果
  - 予備解析のC/E値は良好
  - Am-241の核異性体分岐比は約0.85を示唆
- 今後の予定
  - PIEデータの拡充
  - 解析手法の詳細化（炉中心付近のサンプルの解析）
  - 中性子束規格化へのドシメータの利用
  - 計算誤差・実験誤差の評価

まとめ

- 「常陽」照射後試験データの解析として以下の2項目について検討を行った。
  （1）常陽MK-I炉心燃料集合体の照射後試験データの解析
  （2）常陽MK-II炉心のMAサンプル照射後試験データの解析
- 検討の結果、以下の核データの検証・向上に有効であることが確認できた。
  （1）U-235及びPu-240の捕獲断面積
  （2）Am-241捕獲反応の核異性体分岐比
- 今後、解析対象の拡充、解析手法の高度化、解析誤差・実験誤差の評価等を実施することにより、「常陽」照射後試験データの活用を進めていく予定である。

2004.1.16 R&D報告会「炉心燃料の研究」

9Cr-マルテンサイト系ODS鋼被覆管のナノ・メソスコピック組織制御

平成16年1月16日

大塚 智史

システム技術開発部
核燃料工学Gr

報告内容

(1) 本研究の位置付け

(2) 酸素量とTiを変量した9CrODS鋼の試作評価試験

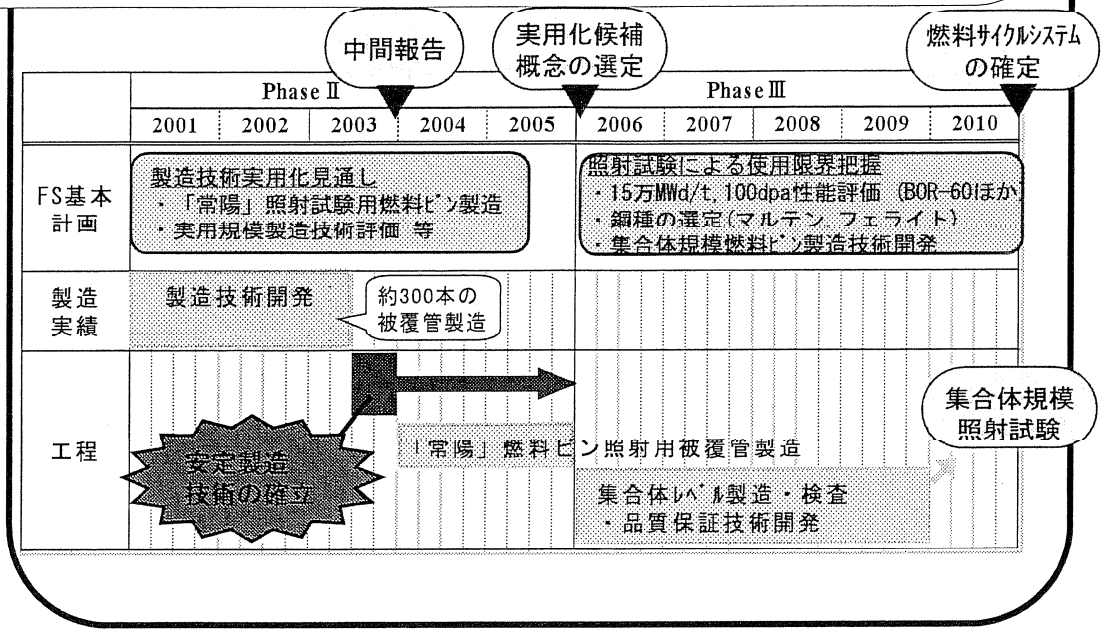
- 高温強度（クリープ強度，引張特性）
- 微細組織（結晶粒組織、酸化物分散組織）

(3) 熱力学による検討

(4) 9CrODS鋼被覆管の組織制御技術

(5) まとめ

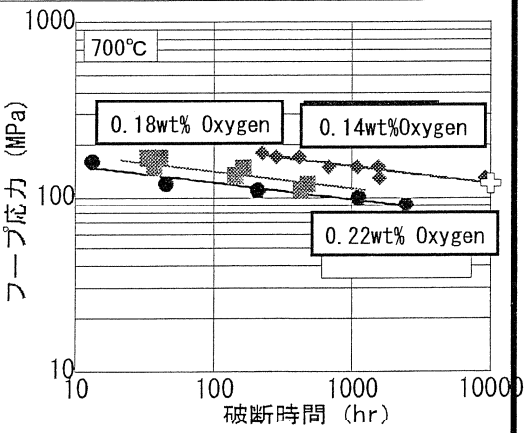
本研究の位置付け



本研究の目的

若干量の酸素変量
⇒ 9CrODS鋼の高温強度が
明らかに変動。

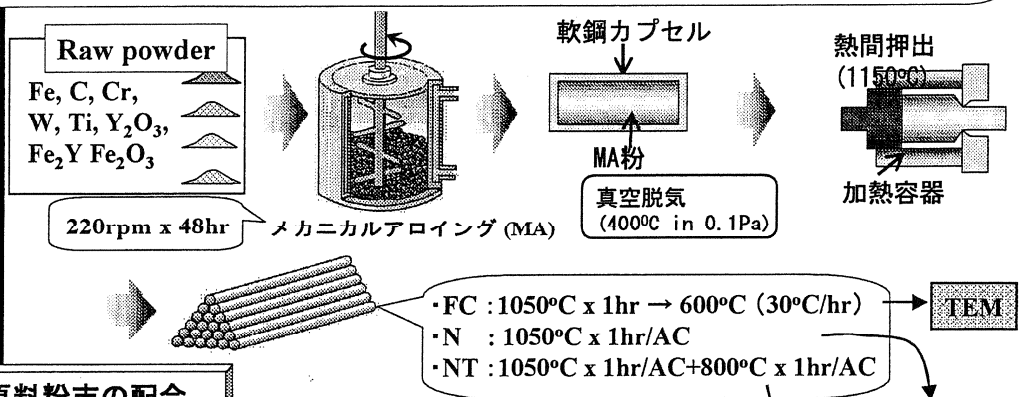
高強度9CrODS鋼被覆管の安定製造のためには、
・高温強度への酸素効果の解明、
・組織制御方法の確立
が必要。



目的

9CrODS鋼の高温強度向上のメカニズムを明らかにし、安定的に高強度の9CrODS鋼被覆管を製造する技術を確立する。

酸素量とTi量の異なる9CrODS マルテンサイト鋼の試作



・FC : 1050°C x 1hr → 600°C (30°C/hr) → TEM
・N : 1050°C x 1hr/AC → 金相
・NT : 1050°C x 1hr/AC+800°C x 1hr/AC → 強度試験 (クリープ, 引張)

原料粉末の配合

試料	混合比	特徴
Mm11,E5	0.13C-9Cr-2W-*0.20Ti-0.35Y_2O_3*	標準成分
Y1	*-0.20Ti-0.28Y*	低酸素
T3	*-0.20Ti-0.35Y_2O_3-0.17Fe_2O_3*	高酸素
T4	*-0.50Ti-0.35Y_2O_3*	高Ti
T5	*-0.50Ti-0.35Y_2O_3-0.33Fe_2O_3*	高Ti+高酸素

試作材の化学成分

	化学成分 (wt%)									
	C	Ni	Cr	W	Ti	Y	O	N	Y_2O_3	Ex.O [1]
Y1	0.13	0.01	8.9	1.93	0.20	0.27	0.099	0.014	0.34	0.03
Y2	0.13	0.01	8.9	1.96	0.21	0.28	0.12	0.012	0.36	0.04
Mm11	0.14	<0.01	9.0	1.92	0.20	0.28	0.15	0.009	0.36	0.07
T3	0.13	0.01	8.8	1.93	0.21	0.27	0.22	0.012	0.34	0.15
T4	0.13	0.01	8.7	1.93	0.46	0.27	0.18	0.009	0.34	0.11
T5	0.13	0.01	8.8	1.93	0.46	0.27	0.24	0.011	0.34	0.17
B0	0.13	0.02	9.1	1.95	0.18	0.01	0.08	0.017	0.01	0.08

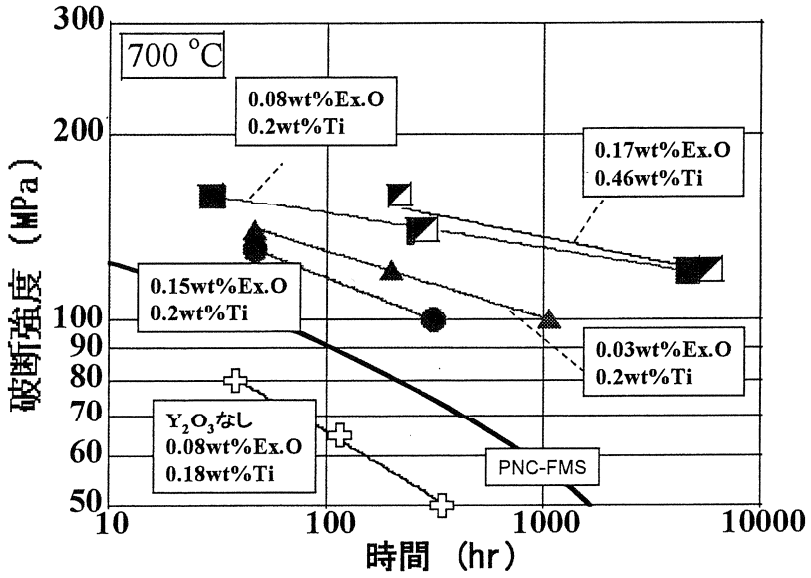
[1] 過剰酸素 (Ex.O)=Total [O] – [O] in Y_2O_3.

$Y_2O_3 \Rightarrow Y_2Ti_2O_7$

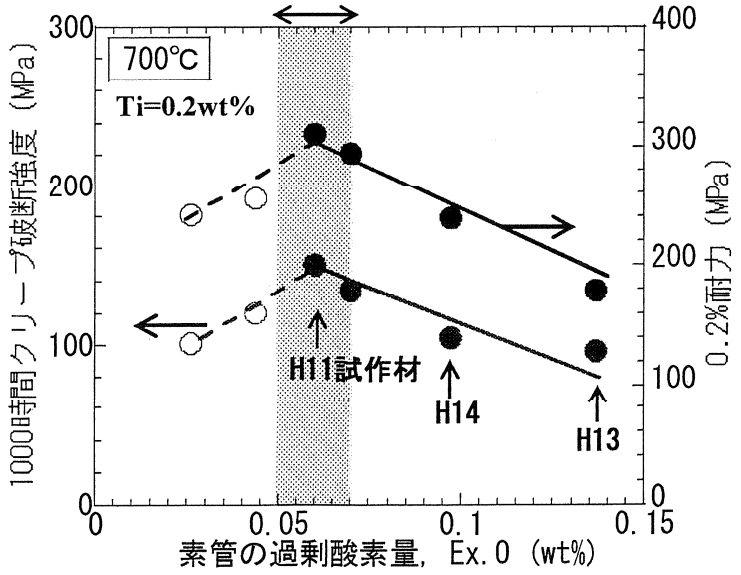
$Y_2O_3+2Ti+4Ex.O=Y_2Ti_2O_7$

- Ex.O : 0.03～0.17 wt%, Ti : 0.20～0.46 wt%
- B0:ベース材 (Y_2O_3なし)

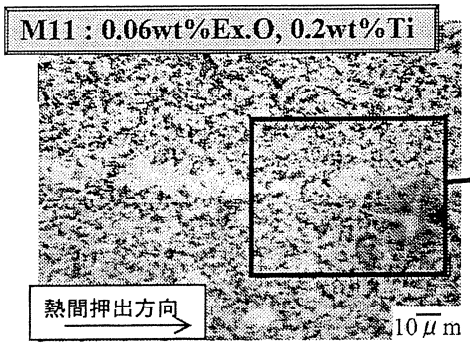
過剰酸素(Ex.O), Ti変量試作材のクリープ強度

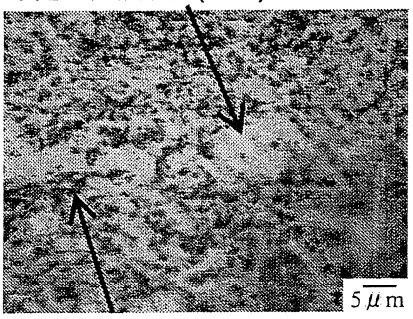


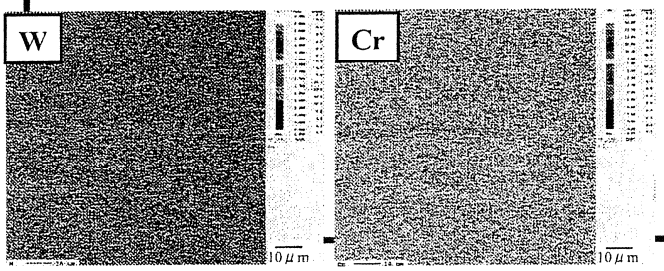
試作被覆管材料のクリープ強度



高強度の9Cr-ODS鋼の代表的な結晶粒組織

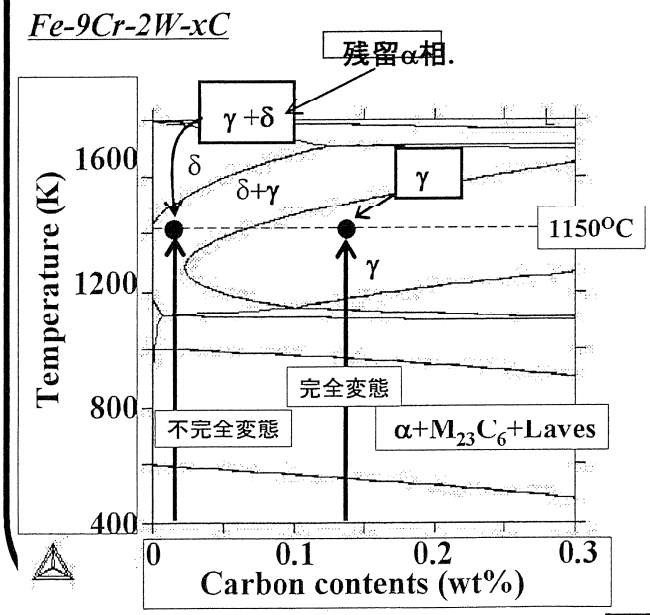






- ●不定形結晶粒:
  WとCr (α生成元素)が濃化
- ●不定形状粒 => 残留α粒
  ;1150℃熱間押出時にα/γ変態せずα相のまま残った相

残留α相とは?



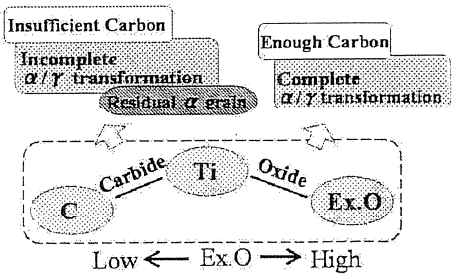
炭化物生成能の高いTiを添加

↓

Ex.Oの減少とともにマトリックスCが低下

↓

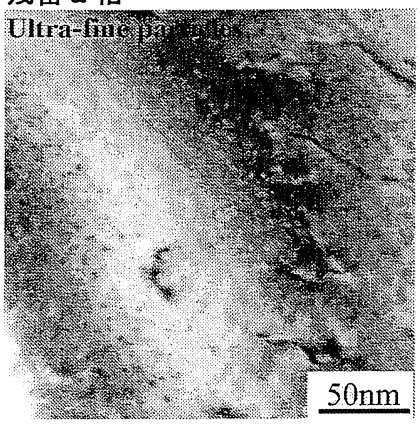
不完全α/γ変態



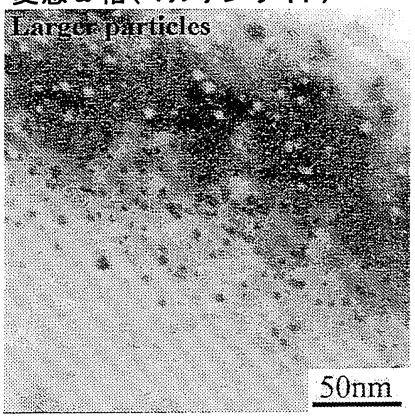
酸化物粒子の分散状態

(Mm11) 0.070wt%Ex.O, 0.2 wt% Ti

残留α相



変態α相(マルテンサイト)



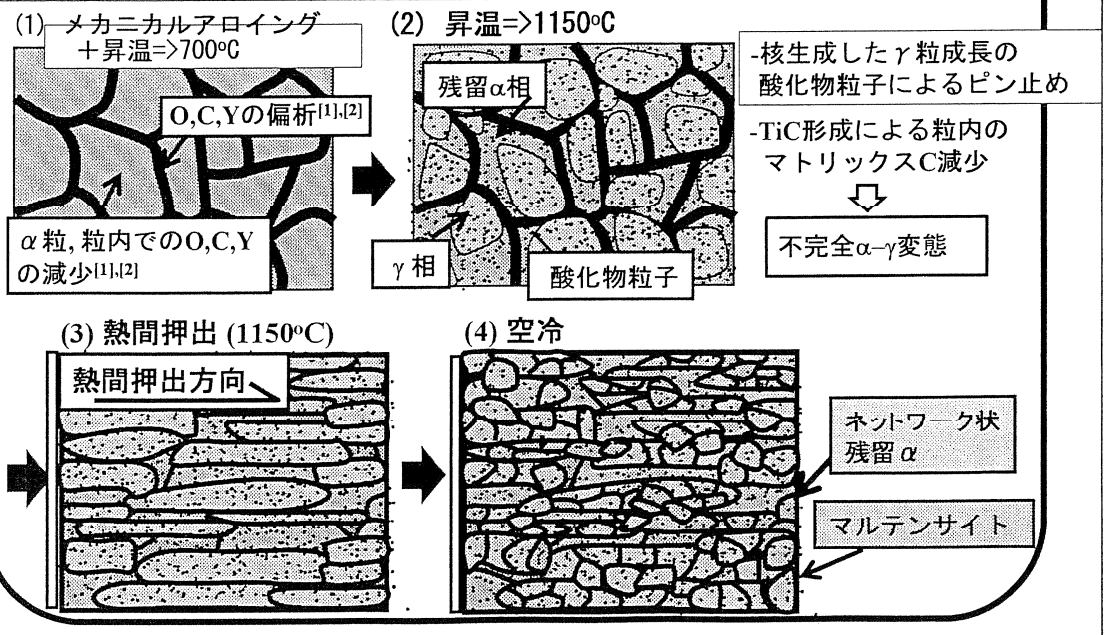
αマトリックス中で酸化物が析出

γマトリックス中で酸化物が析出

↓

α / 酸化物粒子の界面エネルギー < γ / 酸化物粒子の界面エネルギー ???

残留α相の形成メカニズム



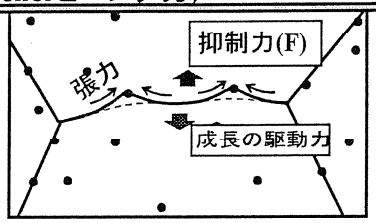
[1] Y. Kimura et al, ISIJ International Vol.39 (1999) pp.176
[2] H. Hidaka et al, tetsu-to-hagane Vol.85 (1999) p.52

α/γ変態の駆動力と分散粒子による変態抑制力の計算

核生成したγ粒の成長の駆動力 = $\Delta G+\Delta G_C$

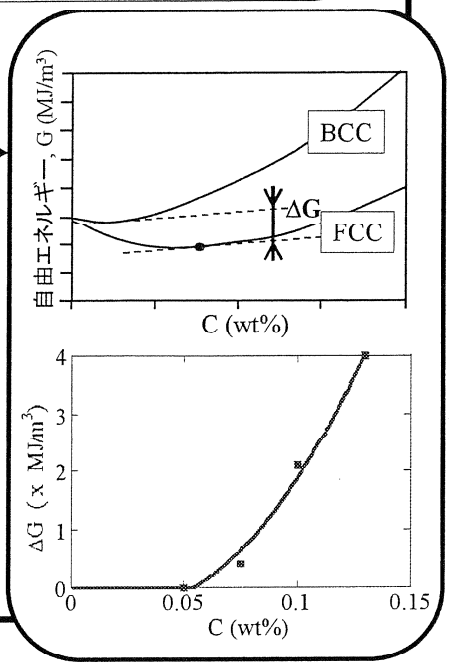
- α/γ変態 による自由エネルギーの減少 (ΔG)
  ΔG はCとともに増加する。
- 界面エネルギーにより生じるγ 粒中の内圧 (ΔG_C)
  (Capillarity effect)

分散粒子による結晶粒成長の抑制力
(Zenerピニング力)



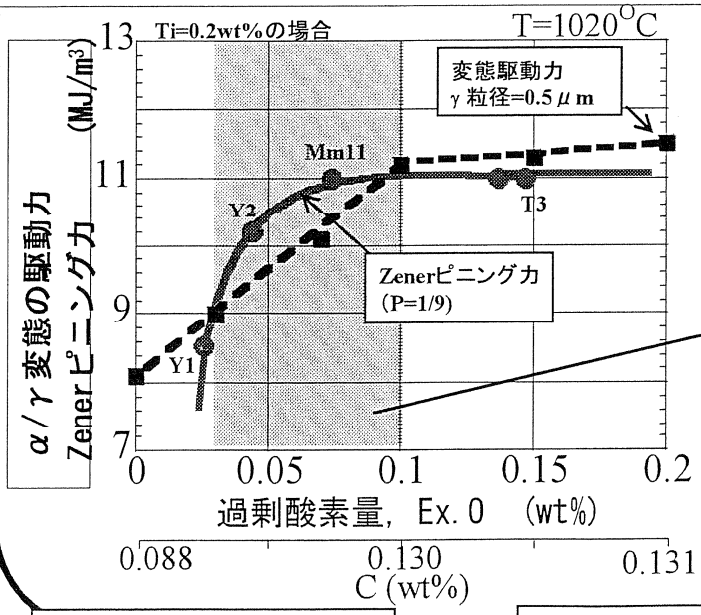
$$F = \frac{\sqrt{p \cdot f}}{2r} \cdot \gamma$$ [1]

f : 酸化物粒子の体積分率
r : 〃 の半径
γ : 粒界エネルギー
p : 析出率 (補正係数)



[1] R. D. Doherty et al, Scripta Metallurgica Vol.21 (1987) pp.675

計算結果



変態抑制力
> α/γ変態駆動力

-不完全α/γ 変態
-残留α相の生成

Ti炭化物形成
C濃度枯渇(マトリックス)
←→
Ti酸化物形成
C濃度維持(マトリックス)

9CrODS鋼被覆管の強化メカニズム

Ti (0.2wt%),
Y_2O_3 (0.34wt%)添加

・Ex.O＜0.04wt%,
または
・Ex.O＞0.11wt%

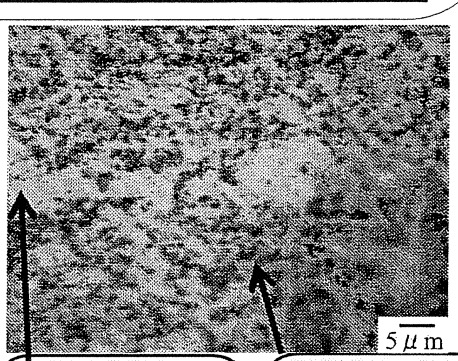
・Ex.O=0.05-0.07wt%
または
・Ti 増量
（変態駆動力低下）

マルテンサイト
単相

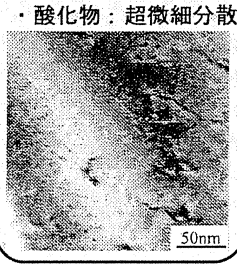
マルテンサイト
＋ 残留α

ネットワーク
構造

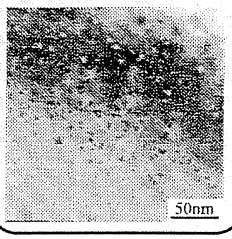
高温強度の
飛躍的改善



（黄色）残留α
・酸化物：超微細分散



（青）マルテンサイト
・粗分散



ナノ・メソスコピック組織制御による高強度9CrODS鋼被覆管の安定製造技術

組織制御方法

(1) 金属Y添加により過剰酸素を制御する。=> Ex.O=0.06wt%近傍

(2) マトリックスCを低減して変態の駆動力を低減する。
・Ti増量 (0.2wt%=>0.3wt%)
・C減量 (0.13=>0.1wt%)
=> 残留α相が生成するEx.O範囲を拡大

評価試験
実施中

(3) 熱間押出し前MA粉末の熱処理
（最新の研究報告に基づく）
α温度域(700℃)で5時間、
時効析出熱処理する。

ネットワーク状
残留α相の生成

目標強度を有する9CrODS
鋼被覆管の安定製造

α相で酸化物粒子析出

まとめ

過剰酸素(Ex.O)とTiが9CrODS鋼の高温強度に及ぼす効果と強度の安定化方法について検討した。

(1) Ex.Oを0.6wt%近傍に制御することにより、酸化物粒子が超微細分散したネットワーク状の残留α相が生成し、高温強度が飛躍的に改善することを明らかにした。
(2) 残留α相の生成は、Ti添加によるマトリックスCの濃度の低下及び分散粒子によるα/γ変態の抑制によるものと考えられる。
(3) 残留α相の生成制御方法として、過剰酸素を0.06wt%近傍に確実に制御すること、Ti添加量を増量またはC添加量を低減してα/γ変態の駆動力を低下させることが考えられる。

強度安定製造技術確立のため、Ex.O制御素管,
Ti増量素管,C減量素管の試作評価試験を実施中である。

大洗工学センター
研究開発成果報告会(第8回)
平成16年1月16日

ガス冷却高速炉燃料用TiN被覆に関する検討
ー蒸着・強度・高温特性に関する検討ー

システム技術開発部
炉心・燃料システムグループ
永沼　正行
e-mail:naganuma@oec.jnc.go.jp

発表内容　(OHP-1)

1. 検討の目的
2. 検討の背景
   - Heガス冷却高速炉の概略
   - Heガス冷却高速炉用の燃料構造概念
3. TiN被覆の設計研究上の課題
4. 特性把握に向けた基礎試験・検討結果
   - 蒸着特性：厚膜蒸着試験
   - 強度特性：曲げ強度試験
   - 高温特性：高温加熱試験
5. まとめ
6. 今後の課題

検討の目的 (OHP-2)

● 検討の目的

・実用化戦略調査研究(FS)：
- Heガス冷却高速炉：高出口温度・増殖性の両立が可能であり、他の炉心概念にない固有の魅力を有する
- 候補概念として被覆粒子型燃料炉 → 被覆材としてTiN有望

⇩

・TiN被覆：
- 基本的な特性に関する知見が乏しく、設計・製造・再処理・照射挙動等に多くの課題を有している
- 現状設計：以下の仕様・条件を暫定し検討
  - 蒸着特性　～100μm程度の厚膜
  - 強度特性　SiC被覆相当の強度 (40kgf/mm^2)
  - 高温特性　2,200℃(暫定目標値)までの形状維持

⇩

TiN被覆の課題のうち、現状の設計評価に係わる主要な特性(蒸着・強度・高温)に関し基礎試験を実施し、現状想定している仕様・条件の可能性把握のため第1次的な評価を行う。

検討の背景 (1/3) (OHP-3)

● Heガス冷却高速炉の概略

・高熱効率直接ガスタービン発電
・炉心固有の特性を活かした安全特性

⇩

実用化戦略調査研究(FS)の有望な候補概念の1つ

[プラント条件]
- 原子炉熱出力　：2,400 MWd/t
- 原子炉出入口温度：850℃/460℃
- 冷却材圧力　：6 MPa

高温(出口温度850℃)で成立する燃料概念 → 被覆粒子型燃料等

[炉心性能・安全性上の特徴]

・核特性
- 運転サイクル長さ　：18ヶ月以上 (要求値)
- 取出平均燃焼度：12万 MWd/t程度 (目標値)
- 増殖比　：1.1 以上 (要求値)

・安全性　ガス冷却炉における代表的な過酷事象(減圧事故＋能動スクラム失敗)時においても、自然循環で炉心溶融を回避可能

検討の背景 (2/3)

(OHP-4)

● Heガス冷却高速炉用の燃料構造概念

高温(出口温度850℃)で成立する燃料概念 (例)

- 定常運転時 : ～1,200℃程度 (ホッテスト) まで、強度確保
- 過酷事象時 : ～2,200℃ (暫定目標値) まで、形状維持

⇒ 耐熱材料：セラミックスの採用

被覆粒子型燃料集合体

- 高温ガス炉(熱中性子炉)での実績 (TRISO燃料)
- 低圧力損失を達成 (横方向流冷却方式)

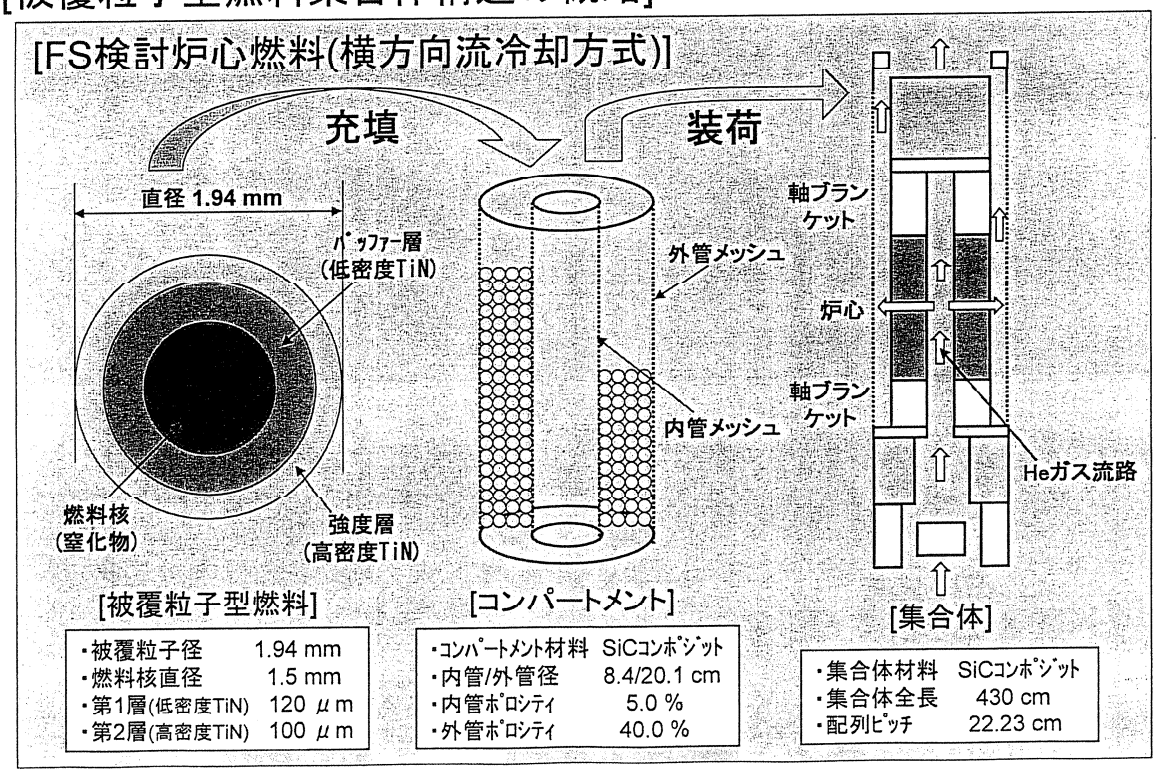
六角ブロック型燃料集合体

- 被覆の製造欠陥等による核燃料物質の1次系への放出を抑制

検討の背景 (3/3)

(OHP-5)

[被覆粒子型燃料集合体構造の概略]



TiN被覆の設計研究上の課題 (OHP-6)

[TiN被覆の現状]

一般産業における実績は、工具の表面保護(耐熱・耐摩耗)が主

- 薄膜蒸着(～数μm以下)のみで、厚膜蒸着の実績は乏しい
- TiN被覆強度に関するデータは乏しい

[燃料設計上の課題]

蒸着特性	現状設計: ～100μm程度の厚膜を想定 → 厚膜蒸着の可能性を把握することが必要
強度特性	現状設計: SiC被覆相当の強度(40kgf/mm^2)を想定 → 被覆強度を把握することが必要
高温特性	現状設計: 2,200℃(暫定目標値)までの形状維持を想定 → 高温時における被覆状態を把握することが必要

基礎試験・検討結果 (OHP-7)

● 特性把握に向けた基礎試験・検討結果

[基礎試験項目]

	基礎試験項目	蒸着法	
		PVD	CVD
蒸着特性	厚膜蒸着特性試験	○	○
強度特性	曲げ強度試験	○	×
高温特性	高温加熱試験	○	○

○:試験実施、×:試験未実施

[蒸着方法]

・PVD (物理気相蒸着法:Physical Vapor Deposition)

- スパッタリング・イオン化等の物理的な方法によって、物質を析出させる方法
- 非平衡な方法で高温を必要としないため、蒸着時の温度低い

・CVD (化学気相蒸着法:Chemical Vapor Deposition)

- 成分ガスの化学反応により、蒸気圧の低い化合物を析出させる方法
- 熱平衡を得る必要があるため高温条件(800～1,000℃)となる
- 高温ガス炉燃料(TRISO燃料)の製造に実績

蒸着特性(1/4)　(OHP-8)

● 蒸着特性:厚膜蒸着試験

厚膜蒸着の可能性把握のため、厚膜蒸着特性試験を実施

現状設計 : ～100μm程度の厚膜を想定

課題:

- PVD　蒸着時に被覆に大きな内部応力が生じ自己応力で破損する。
  → TiN(セラミックス)層の間に僅かなTi(金属)層を付加し繰返し蒸着することで内部応力を緩和

- CVD　蒸着速度が遅く、厚膜形成に時間を要する。
  → 蒸着チャンバー内に試料を長期間放置し、多数回の繰返し蒸着を施す

- 共通　厚膜蒸着時に結晶粒が成長し、膜厚方向に柱状晶が形成されると被覆強度が低下する。 → 柱状晶の有無確認

蒸着特性(2/4)　(OHP-9)

PVD厚膜蒸着試験

[試験条件]

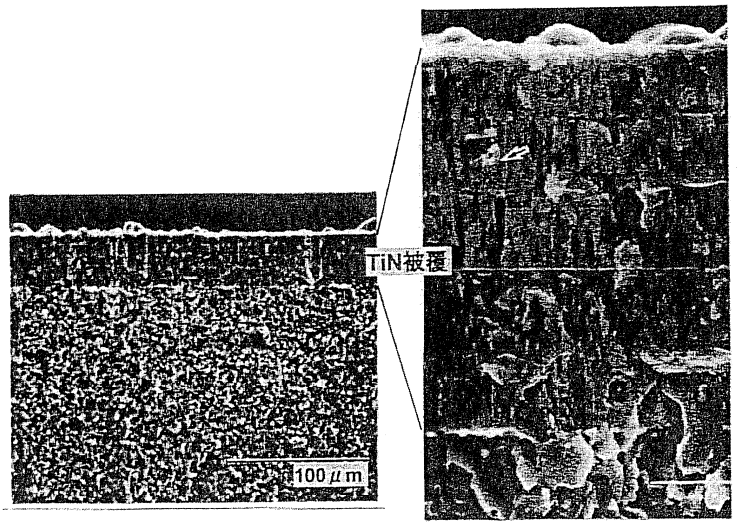
基材　材質: TiN焼結材

被覆　材質:　TiN(セラミックス) ＋ Ti(金属) (交互に積層蒸着)
蒸着時間 :「TiN(セラミックス)× 1時間 ＋ Ti(金属)× 5分」
繰返し回数: 5回

[試験結果]

SEM観察結果

- 30μm程度の被覆が良好な状態で形成。
- 6～7μmの被覆5層から構成され、柱状晶は形成されない。



蒸着特性(3/4) (OHP-10)

CVD厚膜蒸着試験

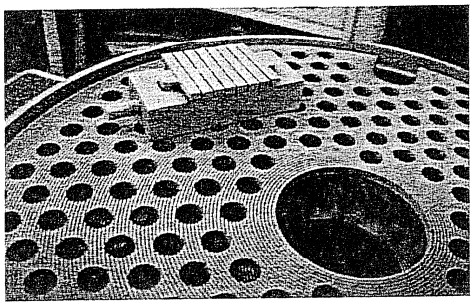
[試験条件]

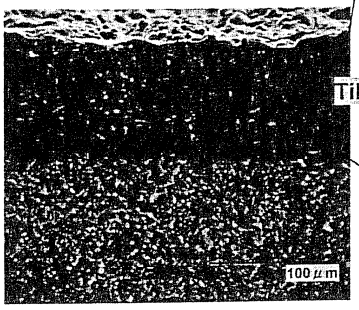
基材 材質: TiN焼結材

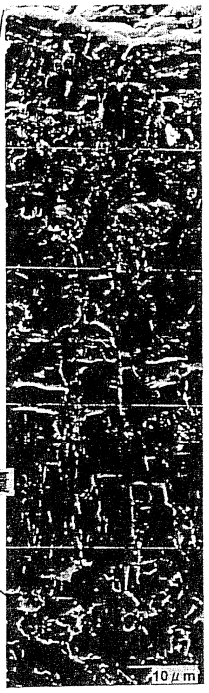
被覆 材質: TiC/TiCN/TiNの3層コーティングで代用
蒸着時間: 蒸着チャンバー内に試料を2ヶ月間放置し、繰返し蒸着 (22回)

[試験結果] SEM観察結果

- 100μm程度の厚膜まで、顕著な異常がない状態で被覆が形成されることがわかった。
- 柱状晶については、今回の結果からは判別不明。







蒸着特性(4/4) (OHP-11)

[蒸着特性のまとめ]

・PVD

- TiN (セラミックス) 層の間に僅かなTi (金属) 層を付加することで、30μm程度の膜厚まで健全な状態で形成できることがわかった。

→ 本方法を用いることで、更なる厚膜を健全な状態で形成できる可能性がある。

・CVD

- TiN/TiCN/TiC 3層蒸着による結果ではあるが、長期間の蒸着を経験することで、100μm程度の厚膜が顕著な異常もなく形成されることが示された。

強度特性(1/3) (OHP-12)

● 強度特性:曲げ強度試験

被覆強度レベルの把握のため、曲げ強度試験を実施

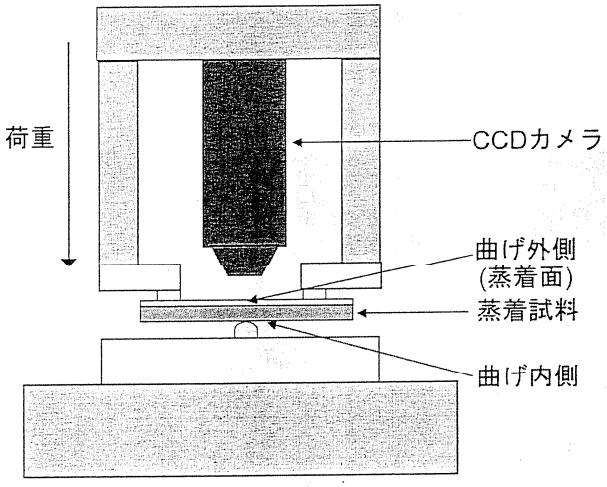
現状設計:SiC被覆相当の強度(40kgf/mm^2)を想定し設計

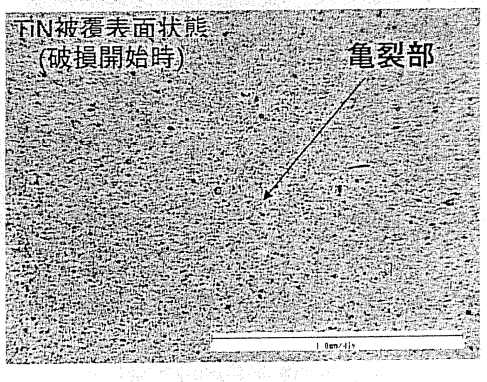
課題:

- 被覆強度の測定において、被覆の破損開始時点の特定が重要である。
  - → 被覆から破損が開始することを仮定して、被覆蒸着試料の3点曲げ試験(JIS相当)を実施
  - → 「表面状態その場観察曲げ試験」を考案
- 一般に、TiNはワイブル係数(強度のバラツキの程度を表す係数)が大きいとされるが、試験的に確認する必要がある。
  - → 確率論的評価法を適用して、ワイブル係数を評価

強度特性(2/3) (OHP-13)

[表面状態その場観察曲げ試験]

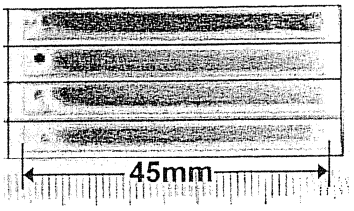




対象 : SUS304基材試料
試験条件 : 室温

[被覆蒸着試料]

試料	基材	被覆	蒸着法
1	WC-5Co	TiN (膜厚10μm)	PVD
2	WC-20Co	TiN (膜厚10μm)	PVD
3	SUS304	TiN(膜厚10μm)	PVD



強度特性(3/3) (OHP-14)

[試験結果]

試料	試料構成	被覆強度 (kgf/mm^2)	ワイブル係数 m	破損確率10^{-4}強度 (kgf/mm^2)
1	WC-5Co基材+TiN(10μm)	58.4	17.5	35.6
2	WC-20Co基材+TiN(10μm)	123.1	19.9	79.6
3	SUS304基材+TiN(10μm)	148.0	22.3	100.1

[強度特性のまとめ]

- TiN被覆は、大きなワイブル係数を有することがわかった。
- 強度について、小さい側でも想定しているレベル(40 kgf/mm^2)と概ね同程度の強度を有し、更なる高強度の可能性も有する。

→ 室温・薄膜条件であるが、TiN被覆は優れた強度特性が期待できることが示された。

高温特性(1/4) (OHP-15)

● 高温特性:高温加熱試験

高温時における被覆状態の把握のため、高温加熱試験を実施

現状設計 : 2,200℃(暫定目標値)までの形状維持を想定

課題: 過酷事象(「減圧事故+能動スクラム失敗+自然循環除熱」)時に、冷却材流路閉塞を導くような顕著な形状変化を導くか

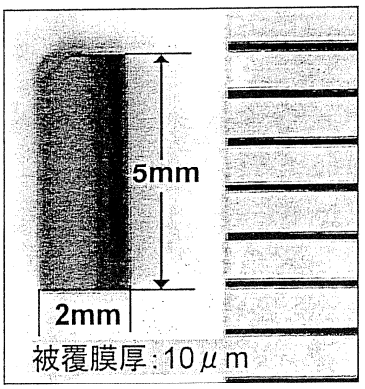
[試験条件]

- 到達温度 : 1,200℃、1,600℃、2,000℃
- 昇温条件 : 到達温度−200℃以上 2℃/min

[被覆蒸着試料]

PVDとCVD蒸着試料の2種を対象

- 基材 : 材質 TiN焼結材
- 被覆 : 材質 TiN単層 (PVD)
  TiC/TiCN/TiN 3層 (CVD)



TiN被覆蒸着試料外観

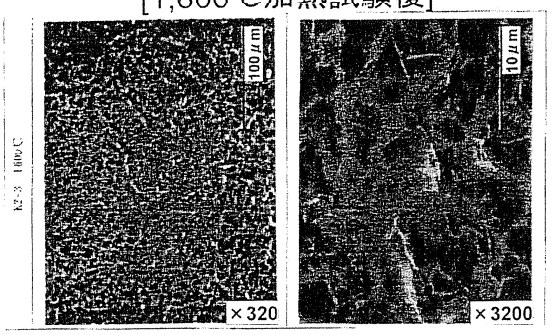
高温特性(2/4)

(OHP-16)

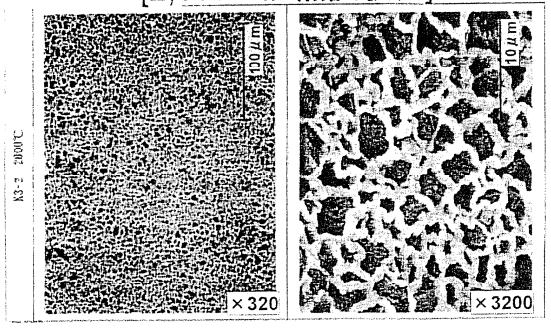
[試験結果 (表面SEM観察結果)]

PVD蒸着試料

[1,600℃加熱試験後]

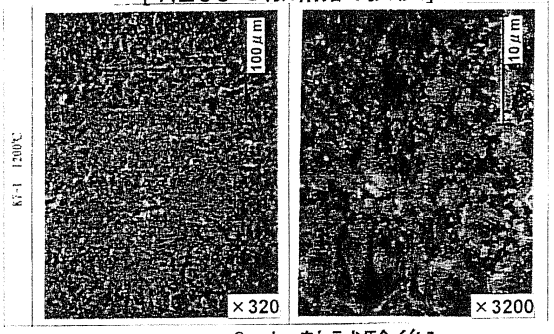


[2,000℃加熱試験後]

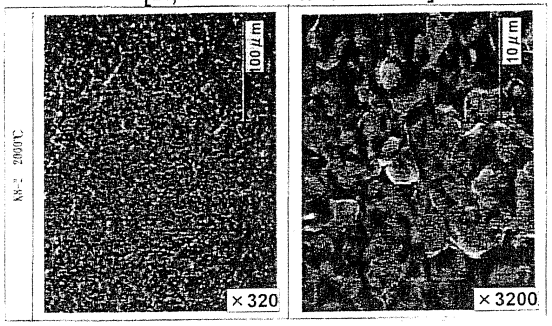


CVD蒸着試料

[1,200℃加熱試験後]



[2,000℃加熱試験後]



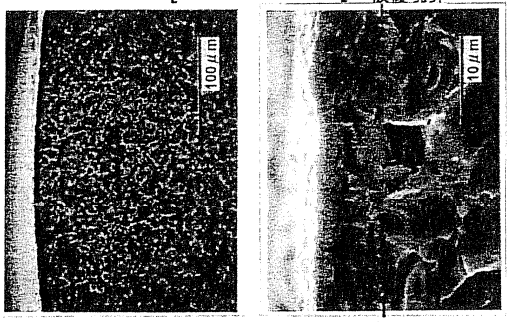
高温特性(3/4)

(OHP-17)

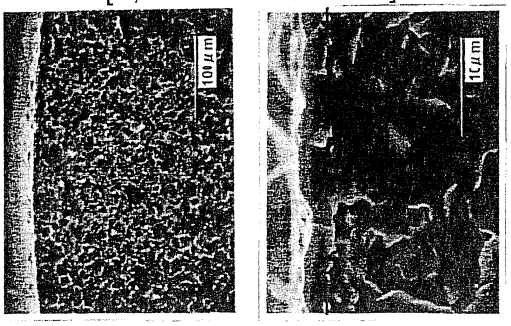
[試験結果 (断面SEM観察結果)]

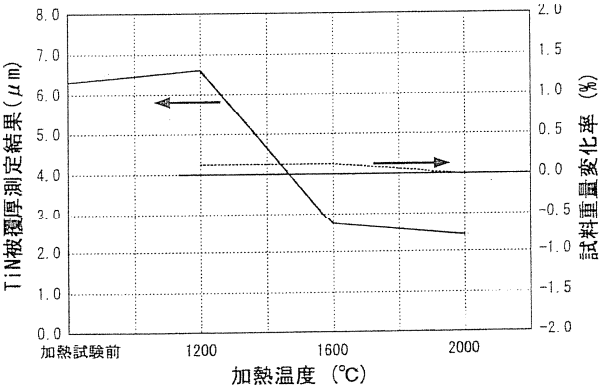
CVD蒸着試料

[加熱試験前]



[2,000℃加熱試験後]





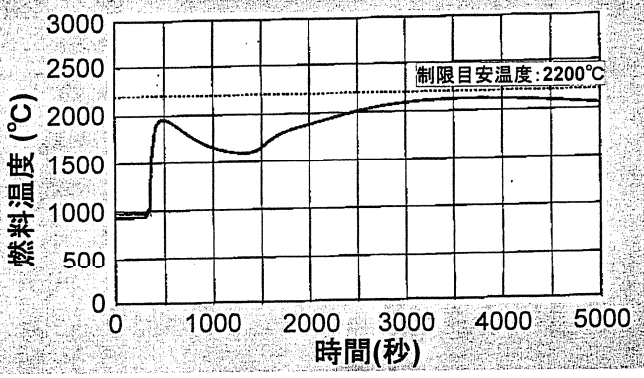
高温加熱により被覆厚は減少の傾向

→ 重量変化が小さい、基材の結晶粒径が増加したことから、基材と被覆で焼結が進行したためと考えられる。

高温特性(4/4)

(OHP-18)

安全解析の結果:「減圧事故+能動スクラム失敗+自然循環除熱」事象



過酷事象時には、2,000℃近傍の高温が数千秒継続
→ 今回の加熱条件(1,800℃～2,000℃で6,000秒)でも減肉量は4μm程度、現状設計の被覆厚(100μm)を想定すれば影響は小さい。

[高温特性のまとめ]

- PVD : 2,000℃近傍で被覆状態に変化、継続的な検討が必要。
- CVD : 良好な高温安定性を有し、実機燃料の仕様・条件を想定すれば顕著な形状変化は生じない見通しが示された。

まとめ

(OHP-19)

● まとめ

TiN被覆の課題のうち、現状の設計評価に係わる主要な特性(蒸着・強度・高温)について検討を行い、以下の結果を得た。

[蒸着特性]

PVD : TiN層(セラミックス)の間に僅かなTi(金属)層を加えることで、想定した厚膜の形成に可能性を有することがわかった。

CVD* : 繰返し蒸着により想定した厚膜が可能であることが示された。

[強度特性]

PVD : TiN被覆は高ワイブル係数を有し、設計目安程度の高強度に関し可能性を有することがわかった。

[高温特性]

PVD : 2,000℃近傍で被覆状態に変化が生じることがわかった。

CVD* : 良好な高温安定性を有し、現状仕様を想定すれば高温加熱時に顕著な形状変化は生じない見通しが示された。

(*:TiN/TiCN/TiC 3層蒸着により代用)

第1次的な評価として、TiN被覆は現状想定している仕様・条件に関し可能性を有し、検討を継続する価値のある材料であることが示された。

今後の課題

(OHP-20)

● 今後の課題

[実用化に向けた課題]

TiN被覆は、設計・製造・再処理・照射挙動等に多くの課題を残しており、今後も基礎試験等による継続的な検討が必要

[設計研究上の課題(当面)]

・蒸着特性　PVD：- TiN+Ti(金属)蒸着による被覆状態の試験的評価
- ～100 μmの厚膜形成に向けた試験的な確認

CVD：- TiNでも同様の厚膜蒸着が可能か試験的な確認
- TiNの蒸着速度向上のための蒸着条件等の調査

・強度特性　PVD：- 厚膜・高温条件でのTiN被覆強度に関する試験

CVD：- 被覆強度の測定法に関する検討

・高温特性　PVD：- 2,000℃加熱時に生じた被覆の変化に関する検討

CVD：- TiNでも同様の高温特性が可能か試験的な確認

JNC TN9440 2004-001

第９回　Ｒ＆Ｄ報告会

〔平成 16 年 3 月 17 日〕

第9回大洗研究開発報告会
平成16年 3月 17日

BFS-2臨界実験解析　及び BN-600ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果 （JNC-IPPE共同研究の成果）

庄野 彰

システム技術開発部　中性子工学Gr.

発表の内容

共同研究の概要（既報告済み）

- 背景、臨界実験体系
- 解析結果概要（BFS-62-1～4）

BN-600ハイブリッド炉心の核設計精度（予測誤差）評価結果

- 評価手法
- 炉定数調整に使用したデータ
- 評価結果
- 予測誤差低減の理由
  → BN-600ハイブリッド炉心の特徴
- 臨界実験C/E値調整結果
  → BFSと他炉データの整合性
- 結論

BFS-62-5, 66-1実験解析結果

（代表例のみ）

- 臨界性
- Naボイド反応度
- 結論（BFS-62, 66全体）

JNC-IPPE共同研究の総括

- 目的
- 成果
  良好な実験データの取得
  ロシア側評価結果の信頼性サポート
  日本のFBR炉物理研究への活用
- 感想等

本研究の背景

- ➢ロシア解体Pu処分の支援
- ➢サイクル機構と物理エネルギー研究所（IPPE）の共同研究
- ➢高速炉オプション：発電炉BN-600で燃焼処分
- ➢UO_2炉心の一部にMOX燃料を装荷（ BN-600ハイブリッド炉心）
- ➢核設計精度の検証が安全審査で要求される
- ➢BN-600炉心を模擬した臨界実験をBFS-2にて実施

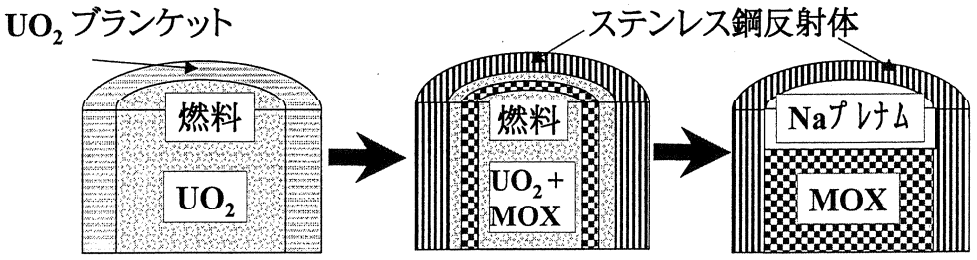
◎BFS実験解析結果を反映してBN-600ハイブリッド炉心の核設計精度を評価 ⟶ 本日の発表主内容

（フルMOX炉心の解析精度評価に資する実験データも取得する）

解体Puの装荷に伴いBN-600の炉心に生じる変化

炉心燃料部がUO_2からMOX燃料に変わる

径方向ブランケットをステンレス鋼反射体に置換（Puの増殖を抑制）



現状の炉心　　ハイブリッド炉心　　フルMOX炉心

Pu処分0.3 t / y　　Pu処分1.3 t / y

影響を受ける主な核特性

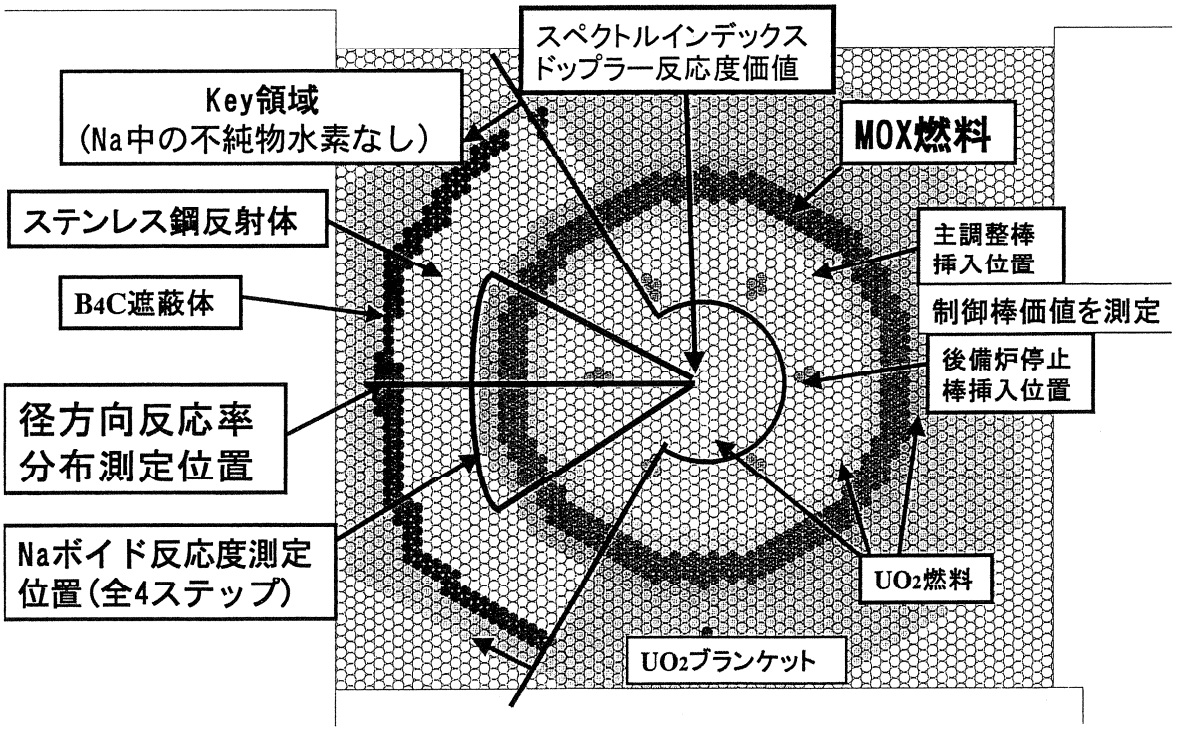
- ○臨界予測精度
- ○出力分布の変化
- ○ Naボイド反応度の増加
- ○制御棒価値の変化

BFS-2臨界実験体系の構成と目的
（実施期間：1999年～2002年）

No.	燃料部	外周部	目的
62-1	UO_2	UO_2ブランケット	現在のBN-600
62-2	UO_2	SS 反射体	反射体効果
62-3A	UO_2+MOX	SS反射体	ハイブリッド炉心
62-4	UO_2+MOX	UO_2ブランケット	反射体効果
62-5	MOX (+ UO_2)	UO_2ブランケット	炉中心へのMOX燃料配置
66-1	MOX (+ UO_2)	UO_2ブランケット	フルMOX 炉心の軸方向配置模擬（上部Naプレナム付き）

→ ハイブリッド炉心の精度評価に活用

BFS-2炉心配置例（BFS-62-3A体系）と測定パラメータ



JNC 解析システムによるBFS-62-1～4実験解析結果の概要

（詳細は昨年度報告済み）

項目	実験値との差異*	注記
臨界性（k-eff）	0.4 - 0.5% 過小評価	UF-175**使用により 約0.2% 改善
制御棒価値	± 6%	-
Naボイド反応度	15 - 30% 過小評価	UF-175 使用により ± 10%で 実験値と一致
核分裂反応率 分布	燃料部について ± 5% (^{235}U and ^{239}Pu) ± 10% (^{238}U)	SS反射体領域で±20% 以上 の過大評価(^{235}U and ^{239}Pu)
核分裂反応率比	± 3%	-

*; JENDL-3.2ベースの70群炉定数、Tone法による燃料部非均質セル計算、非等方拡散係数を用いた70群拡散＋輸送・メッシュ補正

** ; 共鳴領域の超微細群計算（約10万群）＋炉心計算用群数の詳細化（175群）

炉定数、解析コードが独立なIPPE解析システムとほぼ同等の解析精度を確認

PHYSOR2002で
共同論文を
報告済み

BN-600ハイブリッド炉心精度評価の特徴

- JENDL-3.2ベースの70群炉定数、共分散を使用
- IAEAベンチマーク体系（平衡炉心初期、3次元モデル）
- 燃料部実効断面積は非均質セル計算で求めた
- 基準計算は、3次元拡散計算（非等方拡散係数使用）
- 輸送・メッシュ効果、超微細群炉定数を補正して最確値算出

適用手法

・炉定数調整法（BFS-62データ不使用／使用）

・バイアス補正法（BFS-62-3AデータだけによるE/C補正）

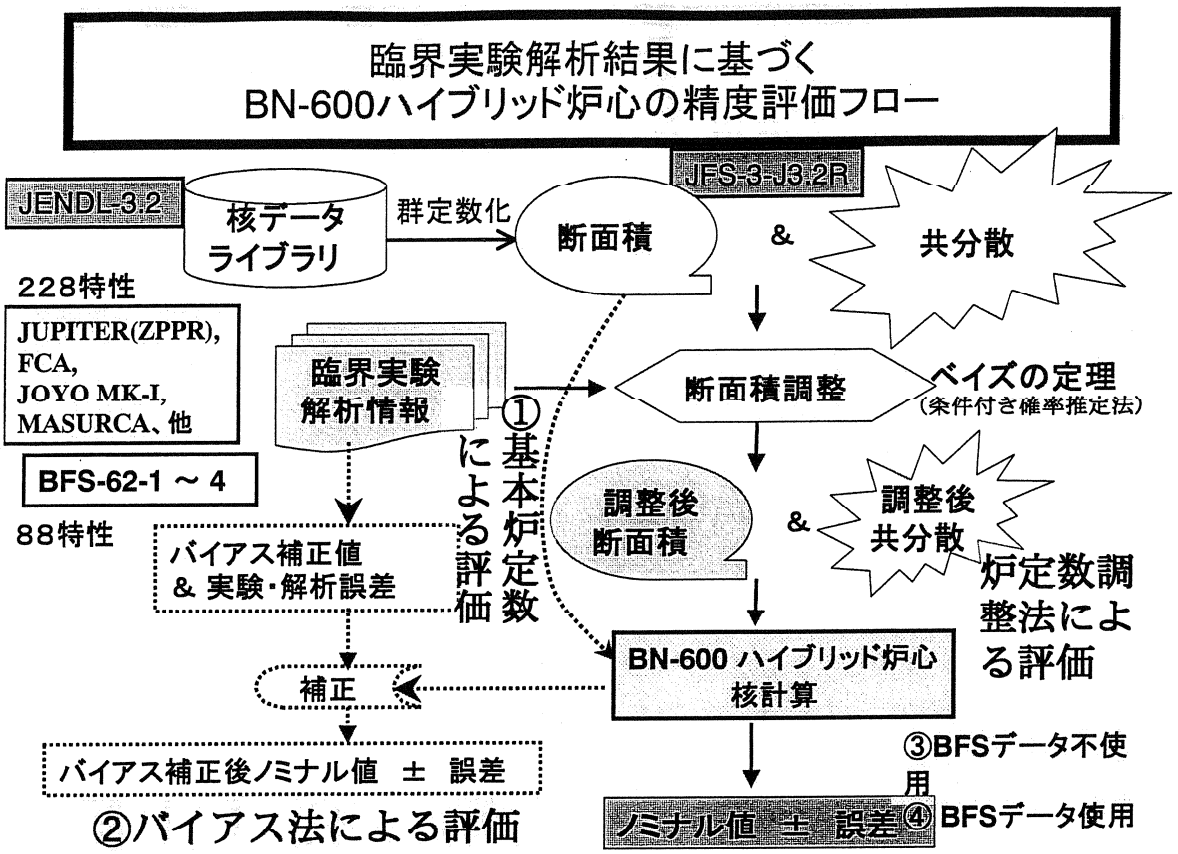
・基本炉定数による評価（実験データを反映しない場合）

予測精度算定において考慮した誤差

断面積誤差：感度係数と共分散の積

解析誤差：輸送・メッシュ効果、超微細群炉定数補正効果より

実験誤差：臨界実験報告書より



(炉定数調整)

炉定数調整に使用した高速炉実験解析データ

	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	40	28	18	中型MOX, 2領域均質炉
ZPPR-13A,17	8	1	1	18	11	2	中型MOX、径方向非均質炉、軸方向非均質炉心
ZPPR-18,19	4	17	-	8	6	-	大型MOX、2領域均質炉(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)
Los Alamos	5	-	-	-	-	-	超小型炉(濃縮U, Pu, 反射体有無)
BFS-58-1-I1	1	-	2	-	3	-	U無し燃料領域、軟スペクトル
BFS-62	4	24	7	45	8		中型MOX, 濃縮U, Pu量パラメータ、低Naボイド反応度

総核特性数 = 316(BFS62臨界実験含) =228 (BFS62臨界実験無)

各評価手法適用時の誤差（分散）

- 基本炉定数適用時（実験データを反映せず）

  $GMG^t + Vm$

- バイアス補正法（BFS-62-3AのC/E値を反映）

  $\Delta GM\Delta G^t + \Delta Vm + Ve$

- 炉定数調整法（多数の臨界実験C/E値を用いて炉定数及びその共分散を調整）

  $GM'G^t + Vm - A$

ここで、$M' = M - MG^{(1)t}(G^{(1)}MG^{(1)t} + Ve^{(1)} + Vm^{(1)})^{-1}G^{(1)}M$

M；基本炉定数の共分散　M'；調整後炉定数の共分散　R；核特性　σ；断面積
G；評価対象炉心の感度係数 ≡(dR/R)/(dσ/σ)
Δ；評価対象炉心とモックアップ炉心の差　Ve；モックアップ炉心の実験誤差
Vm；評価対象炉心の解析誤差　(1)；炉定数調整に用いる臨界実験データ群
A；臨界実験データ群と評価対象炉心の相関によって決まる量

核設計精度評価結果（1）

（単位；ノミナル値に対する標準偏差の相対割合(%)）

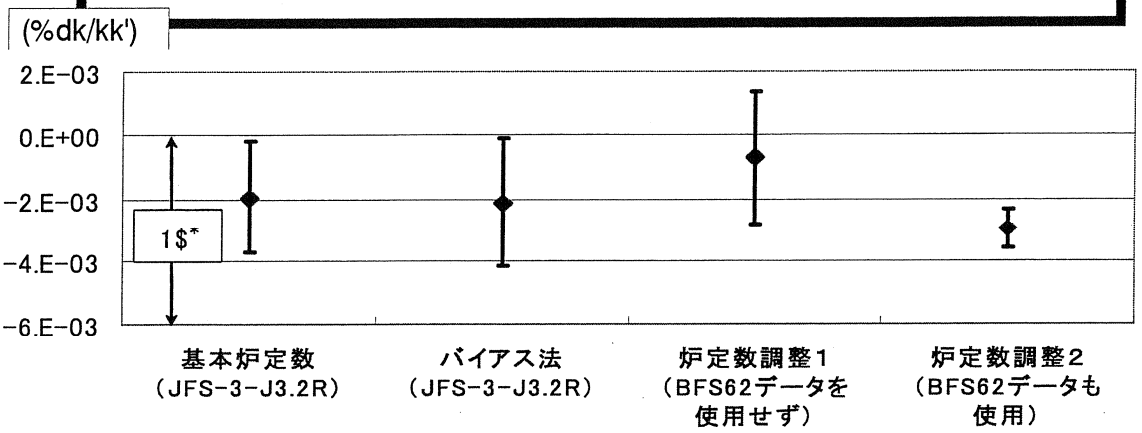
核特性	基本炉定数（実験データを反映せず）	バイアス法（BFS-62-3Aデータを反映）	炉定数調整1（BFS62データを使用せず）[228核特性]	炉定数調整2（BFS62データも使用）[316核特性]
臨界性(k-eff)	0.87	0.33	0.27	0.21
^{235}U核分裂反応率分布* (MOX燃料領域)	4.1	4.1	1.3	0.9
制御棒価値**	6.0	3.3	2.1	1.2
燃焼欠損反応度	4.0	5.8***	2.1	1.7

◢ 感度係数の模擬性に課題有り　◤ 実験誤差大

*; 炉中心との比　**; 炉中心1体　***；モックアップ炉心は「常陽」MK-I

核設計精度評価結果(2)

(Naボイド反応度:全燃料領域&上部軸ブランケット部をボイド化)



(* β eff = 5.87×10 $^{-3}$)

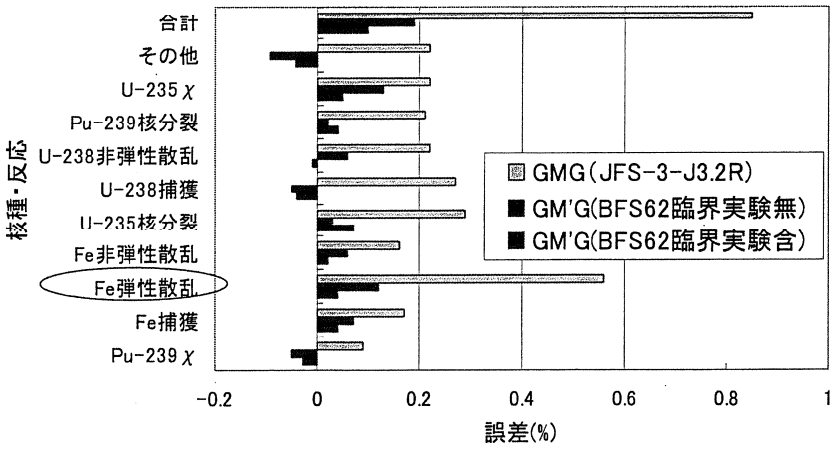
※誤差幅は標準偏差を表す。 ※平衡炉心初期(制御棒は半挿入状態。IAEAベンチマーク体系)

- **バイアス法では断面積誤差を低減できないが、BFS62データを用いた炉定数調整法では低減でき、その結果設計精度が改善した。**
- **誤差込み(例えば3σレベル)でゼロボイド炉心を議論するような場合には炉定数調整法の適用が有効**

(BN600核設計精度評価)

予測誤差の内訳(臨界性)

断面積誤差に起因する誤差の核種・反応の内訳



全予測誤差に占める断面積誤差の割合

基本炉定数(実験データ無)

0.87%

炉定数調整法(BFS62臨界実験無)

0.27%

炉定数調整法(BFS62臨界実験含)

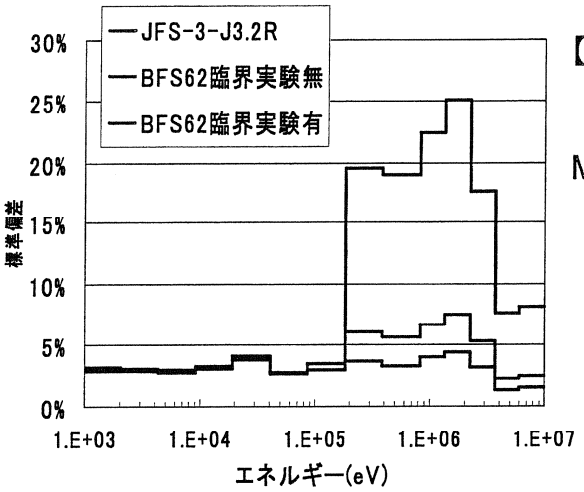
0.21%

- 炉定数調整法により予測誤差が低減、BFS62臨界実験を含めるとさらに予測誤差の低減がみられる
- 複数の核種・反応で誤差低減が見られるが、特に鉄の弾性散乱断面積の誤差低減が最大
- 鉄の弾性散乱断面積は、断面積共分散の対角成分の縮小効果が大きい

G:感度係数
M:調整前共分散
M':調整後共分散

(BN600核設計精度評価)

鉄弾性散乱断面積共分散の調整結果



【炉定数調整法の調整後共分散算出式】

$$M' = M - MG^t(GMG^t + Ve + Vm)^{-1}GM$$

M,M':調整前後の共分散

G:感度係数

Ve:実験誤差

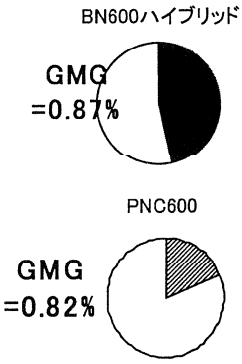
Vm:解析誤差

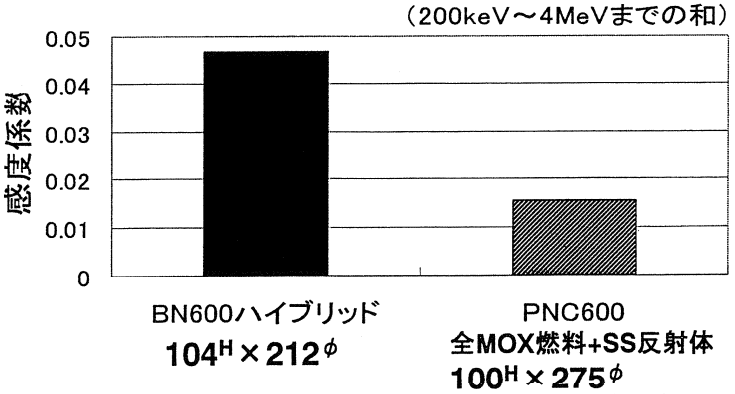
- 200keV～4MeVの誤差(約20%)が約4～8%に低減された
  → **BFS-62-2, 3A及び常陽やFCA等の反射体効果が大きな炉心の実験解析データが寄与した**

(BN600核設計精度評価)

臨界性に対する鉄弾性散乱断面積の感度係数 [標準的なMOX炉心との比較]

臨界性の全断面積誤差に対する鉄弾性散乱断面積の誤差割合

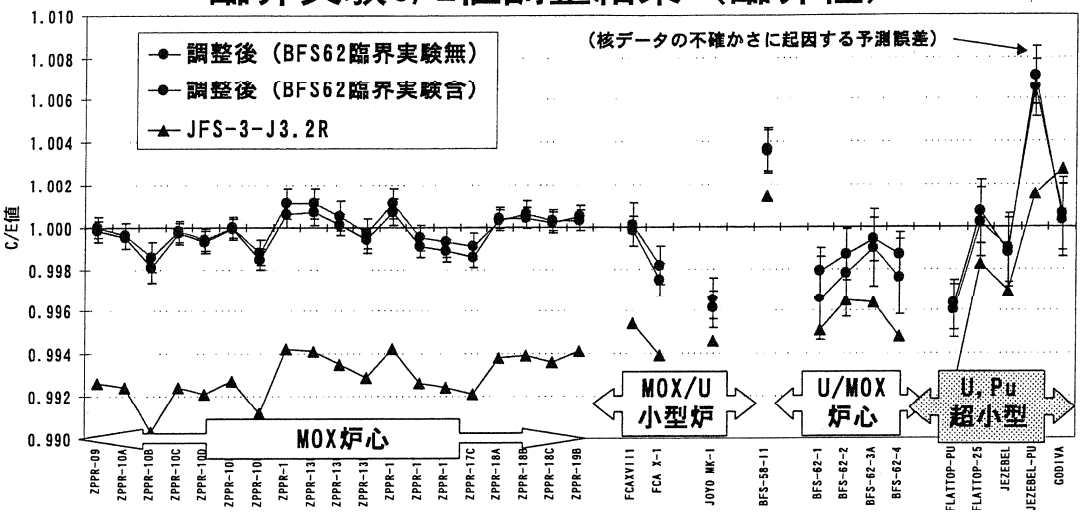




- 誤差が大きい200keV～4MeV領域でBN600炉心の感度係数が大きい
- 感度係数の増加理由
  ①反射体からの漏洩成分が減少し正の感度、炉心サイズが小さいと影響大
  ②中性子スペクトルが軟化し負の感度、Pu-239 よりU-235影響少
  → **BN600ハイブリッド炉心の設計上の特徴**
- その他の核特性も鉄弾性散乱断面積に対する感度係数が大きい

（炉定数調整）

臨界実験C/E値調整結果（臨界性）



- BFS62情報活用により、BFS62炉心のC/E値が改善し、他炉心はほとんど影響を受けていない。→ BFS62情報に有用性＆整合性有り
- C/E値改善メカニズム

  →Pu239核分裂断面積（20keV以上）の増大、U238捕獲断面積（10keV）付近の減少、U235核分裂スペクトルの硬化により解析値増加

BN-600ハイブリッド炉心核設計精度評価結果のまとめ　（その1）

✓ 炉定数調整法の適用により、核設計精度を基本炉定数適用時（実験情報を反映しない場合）に比べて大幅に改善できる。

✓ 上記改善効果は、絶対値の小さいNaボイド反応度の評価に特に重要である。

✓ BFS-62体系の情報は、核設計精度の改善に有意に寄与した。

✓ バイアス法の精度改善効果は炉定数調整法より劣る。また、断面積誤差に比べて実験・解析誤差が大きい場合や、モックアップ体系の模擬性に問題がある場合には精度が劣化した。

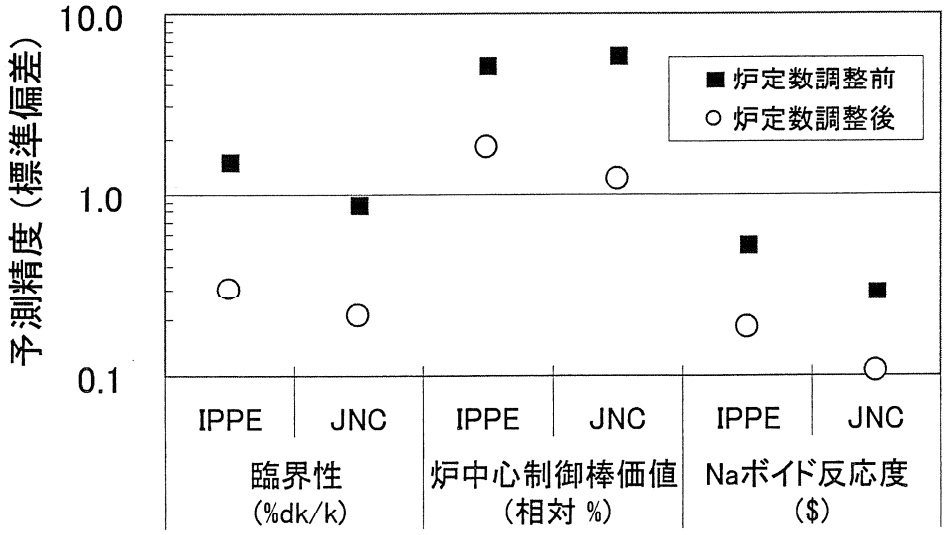
BN-600ハイブリッド炉心核設計精度評価結果のまとめ　（その2）

- BFS-62炉心の実験解析結果は、ZPPR等他の高速炉の情報と整合性があり、核設計データベースを拡充できる。
- 炉定数調整法適用時の核設計精度を向上させたのは鉄の弾性散乱断面積の調整による寄与が最大である。これは、ハイブリッド炉心の設計上の特徴に起因するものである。
- 上記調整を引き起こした実験解析データは、BFS-62炉心、FCA、JOYO、等の臨界性、反応率分布、Naボイド反応度核特性である。

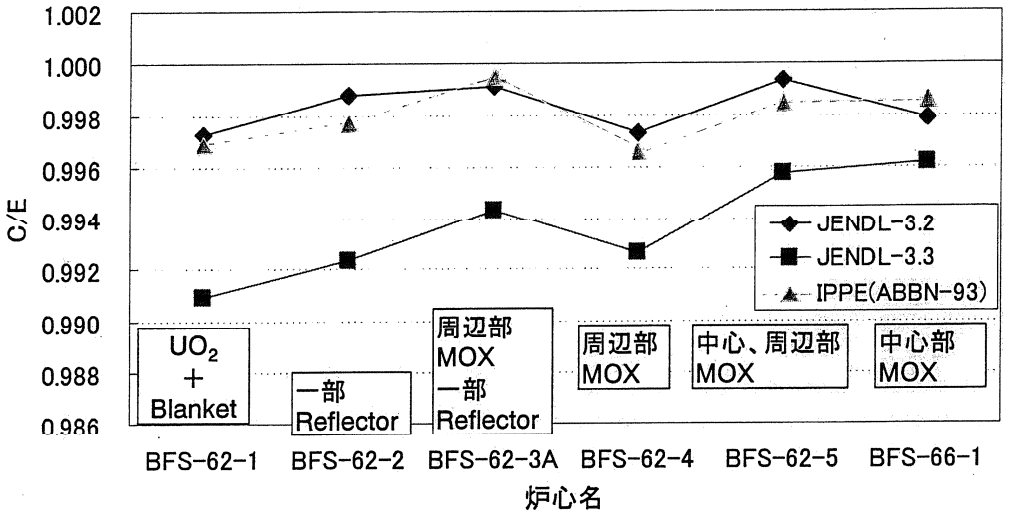
PHYSOR2004にて報告予定
（'04年4月）

IPPE評価結果との比較（BN-600ハイブリッド炉心の予測精度評価）

共通点: BFS-62-1～4 とその他の高速炉の実験解析情報を用いて炉定数調整を行うことにより、予測精度を顕著に改善できる。

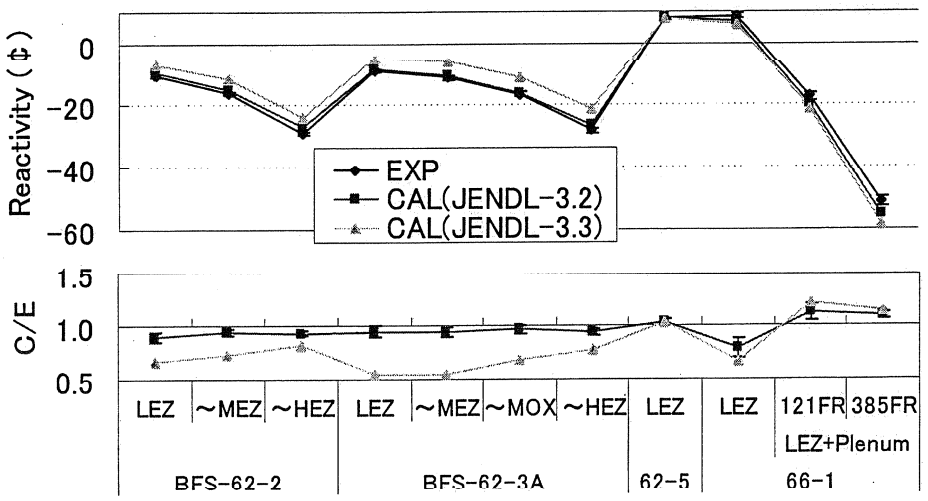


BFS臨界実験解析結果(臨界性)



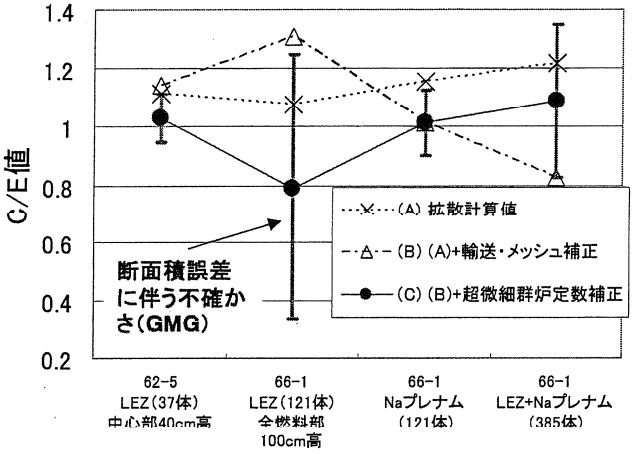
JENDL-3.2を用いた場合　C/E = 0.998±0.001
JENDL-3.2→JENDL-3.3　-0.2～-0.6%

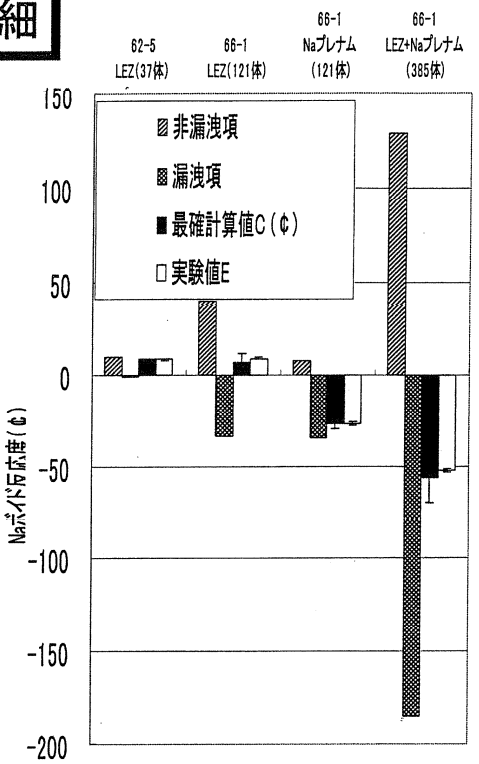
BFS臨界実験解析結果(Naボイド反応度)



JENDL-3.2を用いた場合
　BFS-62-2, -3A (中心ウラン領域) : C/E 0.90～0.97　|C-E| ≦ 2¢
　BFS-62-5,66-1 (中心MOX領域) : C/E 0.79～1.1　|C-E| ≦ 4¢

Naボイド反応度解析結果の詳細





・MOX燃料と上部Naプレナムに対するNaボイド反応度を妥当な精度で解析できる
・MOX燃料部の評価には超微細群炉定数補正、上部Naプレナムの評価には輸送・メッシュ補正の寄与が大きい。

BFS臨界実験解析成果のまとめ（炉物理的観点）

- U燃料を主体とする大型炉に対しても、主要核特性（臨界性、Naボイド反応度、制御棒価値、反応率比等）をJUPITERなど他のデータベースに対するものと同等の精度で評価できることが分かった。（JENDL-3.2ベース）
- 絶対値が小さい（１＄以内）Naボイド反応度の解析精度が合理的な範囲にあることを確認した。
- 反射体領域におけるF25,F49反応率分布については過大評価が未解決。核データに課題がある可能性がある。
- JENDL-3.3を適用すると実験値から離れる方向に変化する。 U-235の捕獲断面積の寄与による。　→　今後も検討要

JNC-IPPE共同研究の目的と成果 (1)

[1] BN-600にMOX燃料を装荷し、ブランケットを反射体に置換した炉心を良く模擬した臨界実験データを得る

・現行炉心とハイブリッド炉心 → 模擬性良。燃料部・周辺部の効果も測定

・フルMOX炉心 → MOX装荷率約50%。燃料高さと上部Naプレナムを模擬

[2] 上記実験データに基づき、核特性解析コードの精度を検証する

- IPPEと完全に独立なJNC解析システム(核データ&解析コード)を用いて、実験値に対する同等の精度を確認

[3] BN-600ハイブリッド炉心の核設計解析精度を検証する

・BFS-62実験データを活用した炉定数調整によって核的パラメータの不確かさを大幅に低減できることをIPPEと独立なシステムによって確認

→ IPPEの実験/解析情報の信頼性をサポート

JNC-IPPE共同研究の目的と成果 (2)

[4] BFS-2の実験解析結果をJNCの高速炉研究で活用

{実施}

・ZPPR, FCA, JOYO等との良好な整合性を確認

→ 統合炉定数への反映を通じてFS炉心検討に活用(ex. ADJ2000R)

・Np装荷実験(FS公募研究、'02～'04)も詳細解析実施中

{可能性}

・MA核分裂反応率比測定実験(ISTCに提案中)、反射体物質置換実験(昨年測定された)、Pb,Bi体系の臨界実験(BREST関連の国内研究)などexoticなデータを数々所有

・小型炉(BFS-1)～大型炉(BFS-2, 3000MWth)まで模擬可能

JNC-IPPE共同研究の目的と成果 （3）

[5] ロシア研究者との協力実績を積む

- 年1, 2回の会議で互いの詳細解析結果を比較・議論
- 詳細な実験/解析情報（レポートだけでは理解不可）を入手
- IPPE研究者3名がJNCで研究し、それぞれ成果報告
  - ○実験DB→詳細実験情報　○日ロ核データライブラリ相違の影響評価
  - ○BFS-62-3A体系の解析用ベンチマークモデル作成
- JNC研究者がBFS実験に参加
- 共同論文の発表（PHYSOR2002, 2004で各2件）