



外部専門家による平成 22 年度炉心確認試験に関する評価
(もんじゅ研究利用専門委員会)

External Evaluation on Monju Core Confirmation Test in FY 2010
(the Technical Committee on Monju Research Utilization)

FBR プラント工学研究センター
敦賀本部高速増殖炉研究開発センター

FBR Plant Engineering Center
Fast Breeder Reactor Research and Development Center,
Tsuruga Head Office

JAEA-Evaluation

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2011

外部専門家による平成22年度炉心確認試験に関する評価
(もんじゅ研究利用専門委員会)

日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター
敦賀本部高速増殖炉研究開発センター

(2011年3月28日受理)

本報告書は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という）において、平成22年5月から7月まで行われた「炉心確認試験」について、その成果を、我が国の企業や大学に在籍する様々な関連技術分野の専門家から構成されるもんじゅ研究利用専門委員会に報告し、外部専門家の評価を受けた結果をまとめたものである。

炉心確認試験は、原子炉出力がゼロの状態で、炉心特性関係、プラント特性関係、及び機器開発関連の分野で行われた。2回にわたる同委員会で試験項目別に各担当者から説明を行い、質疑応答の後、委員による評価が行われた。

評価の主要な点は以下の通りである。

- ・14年間待機状態にあったにもかかわらず、3ヶ月という短期間に炉心確認試験を完遂し、高速増殖炉の今後の発展と実用化に向けて貴重なデータを得た。
- ・1.5%のAm-241を含有した炉心において、安全性を確認し、解析コードの検証に有用なデータを取得した。
- ・Am-241の捕獲断面積とPu-239の核分裂断面積の検討から、新しい核データライブラリJENDL4.0が妥当との結論を出したことは有意義である。

最後に、主査から、「もんじゅ」の成果を基に、原子力機構を中心となって我が国の高速増殖炉技術が向上し、後継炉に継承されることへの期待が述べられた。

**External Evaluation on Monju Core Confirmation Test in FY 2010
(the Technical Committee on Monju Research Utilization)**

FBR Plant Engineering Center
and

Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Tsuruga Head Office
Japan Atomic Energy Agency, Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received March 28, 2011)

This report describes the review made by the “Technical Committee on Monju Research Utilization” on the results of Core Confirmation Test conducted from May to July in 2010. The committee consists of technical specialists in the relevant engineering domains from various Japanese industries and universities.

The Committee was convened twice in 2010, in August and December, where each item of the Core Confirmation Test was explained by individual personnel in charge, and the outline and the detailed analysis were discussed, respectively. Evaluations were made by the Committee after the questions and answers.

Main points of the evaluations are listed below:

- After the 14 year stand-by, the Core Confirmation Test has been successfully completed within a brief duration of 3 months, with provision of precious technical data for future development and commercialization of FBRs
- Safety has been confirmed and valuable data for analysis code validation have been acquired on an FBR core containing 1.5%wt of Am-241.
- It is significant that the newly released nuclear data library, JENDL-4.0 has been validated based on studies of capture cross section of Am-241 and of fission cross section of Pu-239.

Finally, the chief examiner of the Committee stated his expectation for advancement of Japanese FBR technologies with the JAEA's leadership based of achievements on Monju, to be reflected on subsequent FBR developments.

Keywords: Fast Breeder Reactor, Monju, Core Confirmation Test, External Evaluation

目次

1. もんじゅ性能試験について -----	1
2. もんじゅ研究利用専門委員会の概要 -----	3
3. 平成 22 年度のもんじゅ研究利用専門委員会における性能試験の報告と評価	6
4. 講評 -----	7
謝辞 -----	8
付録 -----	9
もんじゅ研究利用専門委員会における性能試験の説明及び質疑応答	

Contents

1. Monju System Start-up Tests	1
2. The Technical Committee on Monju Research Utilization	3
3. The Report and Evaluation on the System Start-up Tests at the Committee Meetings in JFY2022	6
4. Overall Evaluation	7
Acknowledgement	8
Appendix	9
Explanations and Question/Answers on the System Start-up Tests at the Committee Meetings	

表リスト

表1 「もんじゅ」研究利用専門委員会 委員名簿 4

表2 「もんじゅ」研究利用特別専門委員会提案テーマ整理表 5

List of Tables

Table 1 List of Names of the Technical Committee on Monju Research ----- 4
Utilization

Table 2 List of Proposed Test Items by the Committee ----- 5

This is a blank page.

1. もんじゅ性能試験について

高速増殖原型炉「もんじゅ」では、建設工程の最終段階として平成4年12月から試運転の総仕上げとも言える性能試験(SST: System Start-up Test)を開始し、平成6年4月に初臨界、平成7年8月に初送電を経た後、40%電気出力運転中の同年12月のナトリウム漏えい事故で試験を中断した。安全確保を第一として、高速増殖炉の実用化に向けた研究開発を進めていくため、性能試験の計画を見直した。

性能試験は、原子炉を起動して、原子炉施設の安全性を確認するとともに、プラントの系統・設備に係る機能及び性能の確認を行う。なお、プラントは長期間停止しており、燃料は長期保管状態にあることを踏まえ、より慎重な手順を踏んで安全性の確認を行うため、約3年間にわたってプラント及び炉心に着目した試験を行う。これに加えて、「もんじゅ」は研究開発段階炉であることから、設備設計の裕度評価や実用化に向けた研究開発のためのデータ取得を行う。

以上より、性能試験計画を次の考え方に基づき策定した。

- (1) プラントの安全性を一つ一つ確認しながら慎重に系統・設備に係る機能や性能を確認するため、プラント状態に応じ段階的に試験を実施することにより、試験の結果から摘出される課題について、対応可能な計画とする。
- (2) 性能試験の段階的な実施を通して、運転員及び保守員等、高速増殖炉開発に携わる技術者の技術向上及び将来への技術継承を図る。
- (3) 高速増殖炉開発のための炉心データを取得することができる計画とする。また、ナトリウム冷却型高速増殖炉のプラント全体システムの運転特性データ等を取得する。

以上を踏まえ、性能試験は以下の3段階に分け、原子炉、1次主冷却系及び2次主冷却系を起動して試験に着手する。引き続き、プラント系統設備の範囲を広げ、水・蒸気系及びタービン発電機を含めた系統設備を起動した上で試験を行い、最終的にプラント全般にわたる機能及び性能を確認する。また、性能試験の期間中においては、適時、点検、確認及び評価ポイントを設けて、プラントの安全性を確認しながら試験を行う計画とする。

- ・ 第1段階では、原子炉を臨界状態にして、炉心の安全特性を確認するため、炉物理データの取得を目的とした「炉心確認試験」を行う。

- ・第2段階では、水・蒸気系及びタービン・発電機を含むプラント全系統の機能と性能の確認を目的とし、核加熱による系統昇温を行い、40%電気出力で「40%出力プラント確認試験」を行う。
- ・第3段階では、本格運転に向けた出力上昇及び100%出力運転時におけるプラント全系統の性能確認を目的とし、40%、75%及び100%電気出力で「出力上昇試験」を行う。
なお、40%出力プラント確認試験及び出力上昇試験の前に必要な炉心反応度が得られるよう燃料交換を行う。

2. もんじゅ研究利用専門委員会の概要

「もんじゅ」を幅広い研究開発や産業育成、人材育成等に活用するために検討を行うことを目的に、平成16年に原子力学会の下に「もんじゅ研究利用特別専門委員会」として設置され、当初は原子力学会員を対象としたアンケートを基に、上述の目的に沿った活用テーマを模索し、平成18年に『「もんじゅ研究利用」に関する提言』をまとめた。委員には主に国内の大学の研究者や企業の技術者が指名されているが、「もんじゅ」、「常陽」の職員も含まれる。

(表1：平成22年度第2回会合時点での委員名簿を参照のこと)その後は「もんじゅ」運転再開後に行われる性能試験を主な対象として大学や企業が参加する試験テーマの提案のための協議を行い、平成19年度までの総括として「もんじゅの研究利用に関する検討」をまとめた。(表2：「もんじゅ研究利用特別専門委員会からの提案項目」を参照のこと)原子力機構はこの提案を受けて性能試験項目に加える試験項目を取捨選択して性能試験計画を改訂し、現在に至っている。この提案の後は、この委員会に属する大学や企業からの性能試験への参画について、具体的なテーマ、共同研究契約の取り決め、などについて協議を続けている。なお、この委員会は平成20年度からは原子力学会の委員会ではなく、原子力機構の社内委員会『「もんじゅ」研究利用専門委員会』として運営されている。

表1 「もんじゅ」研究利用専門委員会 委員名簿

氏名	所属
○竹田 敏一(主査)	福井大学 附属国際原子力工学研究所 所長
○望月 弘保	福井大学大学院 工学研究科 原子力・エネルギー安全工学専攻
飯井 俊行	福井大学大学院 工学研究科 原子力・エネルギー安全工学専攻
○山野 直樹	福井大学 附属国際原子力工学研究所 特命教授
○島津 洋一郎	福井大学 附属国際原子力工学研究所 新型炉工学部門 教授
○橋本 憲吾	近畿大学 原子力研究所
鬼柳 善明	北海道大学大学院 工学研究科 量子理工学専攻 応用量子ビーム工学講座
山口 彰	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻
宇根崎 博信	京都大学 原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門
○中島 健	京都大学 原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門
関村 直人	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻
○岡本 孝司	東京大学大学院 工学系研究科 新領域創成科学研究科
渡邊 豊	東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻 量子保全工学分野
○辻 義之	名古屋大学大学院 工学系研究科
○植田 伸幸	(財)電力中央研究所 原子力技術研究所 原子炉システム安全領域
○木下 泉	(財)電力中央研究所 原子力技術研究所 新型炉領域
○後藤 正治	東京電力(株) 原子力設備管理部
○梶村 政道	関西電力(株) 原子燃料サイクル室 計画グループ
嶋田 雅樹	日本原子力発電㈱ 研究開発室 高速炉技術評価チーム
○池田 一三	三菱FBR システムズ(株) 炉心安全設計部
○佐藤 裕之	三菱重工業(株) 原子力事業本部 FBR 推進室
○佐藤 俊治	三菱電機(株) 電力システム製作所 原子力部
○仁田脇 武志	(株)日立製作所 電力グループ日立事業所 燃料サイクル部
○山岡 光明	株式会社東芝 電力システム社 電力・社会システム技術開発センター
○大岡 靖典	原子燃料工業株式会社 熊取事業所 技術開発部 核設計第2グループ
○青砥 紀身	日本原子力研究開発機構次世代原子力システム研究開発部門
○青山 卓史	日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター高速実験炉部 高速炉技術課
○中島 文明	日本原子力研究開発機構高速増殖炉研究開発センター
○弟子丸剛英	日本原子力研究開発機構高速増殖炉研究開発センター技術部
○此村 守	日本原子力研究開発機構FBRプラント工学研究センター

注：氏名左側に○を付したのは2回の会合のいずれかに出席した委員であることを示す

表2：「もんじゅ」研究利用特別専門委員会提案テーマ整理表

担当 分 野	大項目	中項目	小項目
核 特 性 (n)	炉心分野	炉物理	炉雜音試験
			中性子相関測定による炉出力校正
			最小自乗逆動特性解析による実効中性子源強度の測定
			動的制御棒価値測定
			制御棒全引抜き状態の実効増倍率測定
			Am含有の炉心評価
			高精度連続エネルギー・モンテカルロ法によるAmを含む燃料炉心の臨界特性及び各種反応度係数の解析・評価
			出力分布の推定法の開発
			高速炉次世代炉物理解析システムの検証
			三次元輸送計算コードの検証
反 応 度 係 数 (k)	炉心分野	炉心安全	新燃料貯蔵ラックでの炉雜音データ測定
			遮蔽
			高精度連続エネルギー・モンテカルロ法を用いた核出力校正の高精度化と原子炉周り遮蔽評価の高精度化技術の開発
反 応 度 係 数 (k)	プラント 動特性分野	系統試験	プラントの自己制御性の確認
			フィードバック反応度成分分離試験(「流量制御のみを活かした条件での反応度外乱印加」及び「静的反応度同定試験」)を含む)
			温度係数分離・測定研究
			核データ
熱 流 動	プラント 動特性分野	自然循環挙動	ループ間振動状況の把握
		熱流動基礎 データ取得	水平配管部での温度成層化
動 特 性 (n)	プラント 動特性分野	系統試験	負荷遮断の成功手順の検討
			2次系配管長さのループ間非対称性の制御安定性への影響評価
			ループ個別の外乱印加
			動特性コードの検証
個 別 に 検 討 す る テ マ	Na技術	純度管理	Na中不純物の挙動解明
	監視、検査 技術	蒸気発生器	音響計のためのバックグラウンドノイズ把握
		機器開発	新型計測器、検知装置の測定精度把握
	プラント運転管理・保守		制御棒の荷重増加対策の有効性検証
			燃料交換作業の効率化方策検討
			保温材表面温度データ拡充
	炉心分野	炉物理	冷却材反応度の再測定
			固定吸収体置換反応度の再測定

3. 平成22年度のもんじゅ研究利用専門委員会における 性能試験の報告と評価

前章で述べた、もんじゅ研究利用専門委員会を平成22年8月2日及び12月10日に開催し、性能試験の第1段階である炉心確認試験について、目的、実施方法、試験結果及びその技術的な評価などについて各試験の担当者から報告し、委員との質疑応答を行った。

(1) 第1回（平成22年8月2日）

平成22年7月22日に終了した炉心確認試験の結果についてその速報を報告した。

- 「もんじゅ」再開概況説明
- 炉心確認試験（炉物理関係）の報告
- 炉心確認試験（プラント関係）の報告

(2) 第2回（平成22年12月10日）

炉心確認試験の実施を受けた評価について報告した。

- 炉心確認試験の概要説明
- 炉心確認試験（炉心特性関係）の報告
- 炉心確認試験（プラント特性関係）の報告
- 炉心確認試験（「もんじゅ」を利用した機器開発）の報告
- 講評

性能試験の報告と質疑応答については、試験項目毎に、第2回で用いられた説明資料と質疑応答に、第1回で行われた質疑応答を併記する形で参考資料の中に記載した。

4. 講評

本委員会の竹田敏一主査から以下の講評が述べられた。

これまでの委員による質疑を踏まえて、簡単ではあるが講評を述べさせて頂く。

まず、「もんじゅ」が試運転再開まで14年間の待機状態にあった（この委員会の時点では運転停止から15年が経過）にも関わらず、3か月という短期間の間に炉心確認試験を完遂して貴重なデータを得て大きな成果が挙げられたことが確認できた。これは高速増殖炉の今後の発展と実用化へ向けた貴重なデータとなる。

特に今回の試験では1.5%のAm-241を含有した炉心について、安全性を確認し、解析コードの検証に有用なデータを取得したことは、高速増殖炉の実用化に貴重な情報となる。特に、Am-241の捕獲断面積とPu-239の核分裂断面積の効果を検討し、新しい核データライブラリーである JENDL4.0 が妥当と言う結論を出した点は有意義である。

さらに、プラント関係でも新型ナトリウム温度計の測定データなど、プラントの各所についてデータが取得されてきた。今後の40%、100%出力試験の際にはデータ取得がさらに重要になるので今後に期待する。

原子力機構はこの3か月で炉心確認試験でデータを取得してきたが、電力やメーカー、大学の委員を交えて、高速増殖炉開発のために何が重要かを見極め、技術力の向上につなげて、それを実証炉、実用炉の開発のためのデータとして提供して頂きたい。このような成果が「もんじゅ」だけに限定されは何の価値もない。今回試験に適用した手法を汎用性のあるものに高めて実用炉への貢献を心掛けていただきたい。

話は変わるが、昨日、東京電力フェローの武黒氏が、関西原子力懇談会主催の原子力講演会で、「世界の原子力開発と日本の国際展開にむけた取り組み」と題して講演された。国際原子力開発株式会社が発足して、日本として原子力プラントを世界に売り込む取組みが始まり、その中でもこの会社はまずベトナムへの売り込みをしようとしていることを紹介された。日本には次世代軽水炉や高速増殖実証炉開発計画（FaCT 計画）に基づく高速増殖炉の開発で蓄積した技術があるからこそ安心して海外に進出できる、と述べられていた。このように技術力の蓄積と確保は非常に大事だと思う。原子力機構を中心として高速増殖炉の技術を着実に蓄えて、データの取得と解析によって技術力を向上して頂きたい。

謝辞

もんじゅ研究利用専門委員会の主査並びに委員の方々には、平成16年度から「もんじゅ」を幅広い学術的成果を産み出す場として活用する上での方策について活発にご議論頂いてきております。平成22年度においては8月及び12月の2回に渡る炉心確認試験の報告の場に遠路お越し頂き、それぞれのご専門の立場からご質問、ご助言を賜わりました。「もんじゅ」の炉心確認試験の各項目の担当者からの説明に加えて、各委員の方々からの質問及び原子力機構の回答、並びに各委員の助言を合わせて記載したことによって、各試験とその結果の持つ技術的な意義を明確にすることができます。さらに原子力機構外の専門家によって炉心確認試験がどのように評価されているかを明示できたことにもこの報告書の価値があり、ここに改めて謝意を表したいと思います。

また、各試験項目の説明資料は、発表者以外にも関連部署の多数の技術者の情報提供や編集への協力の結果作成されたものです。加えて、会議後にこの報告書の編集においては、委員会に出席していない読者にも正確な理解が容易なように説明資料及び質疑応答の記述の見直しが必要でしたが、この作業にも高速増殖炉研究開発センター及びFBRプラント工学研究センターの多数の専門家のご協力を頂きました。ここに改めて感謝の意を述べさせていただきます。

付録：もんじゅ研究利用専門委員会における性能試験の説明及び質疑応答

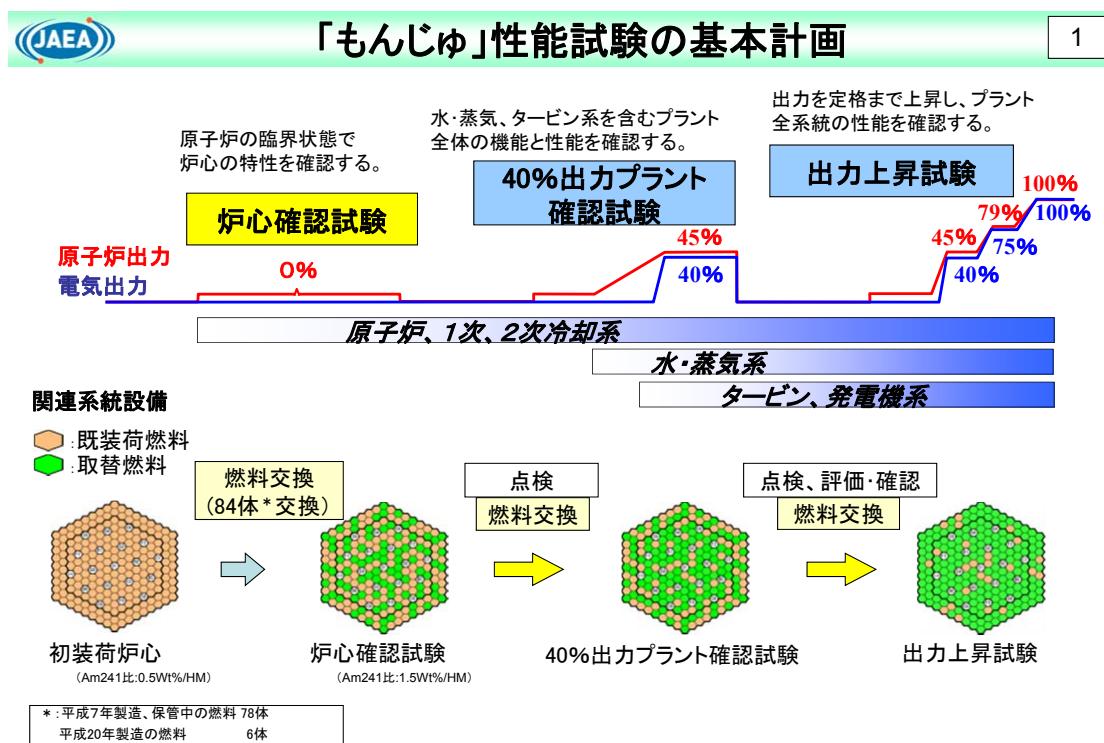
(1) 炉心確認試験の概要	11
(2) 炉心特性関係	18
①制御棒価値確認	18
②炉内中性子源効果評価（質疑応答無し）	24
③核出力校正確認及び中性子計装特性確認（質疑応答無し）	30
④温度係数評価	35
⑤流量係数評価	43
⑥フィードバック反応度評価	49
⑦未臨界度測定法適用性評価	57
⑧崩壊熱評価、圧力損失変化評価及び燃焼係数評価	64
⑨解析のまとめ	69
(3) プラント特性関係（化学管理、放射線管理、機械設備）	76
①ナトリウム純度確認及びアルゴンガス純度確認	76
②ナトリウム放射化量評価、放出放射性物質挙動評価及び 空間線量当量率確認	79
③1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性評価	83
(4) もんじゅを利用した機器開発	87
①新型ナトリウム温度計特性評価	87

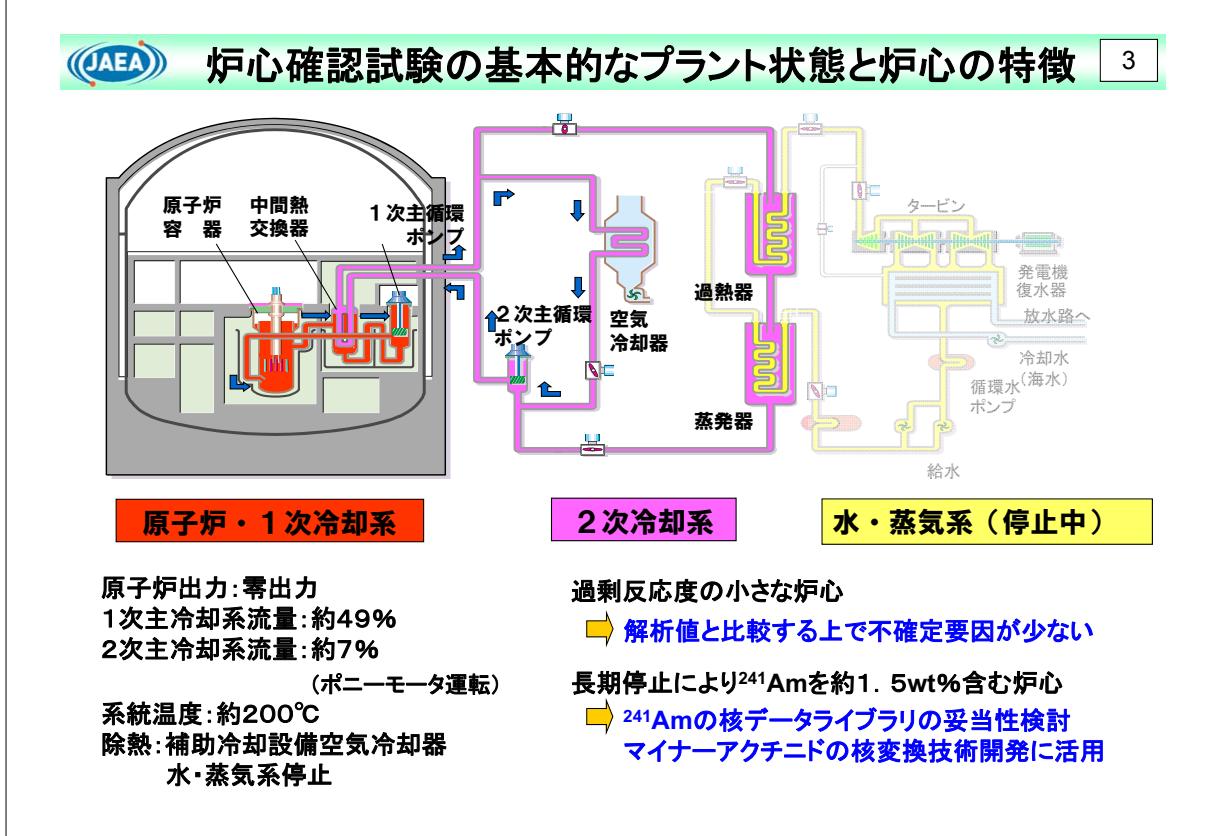
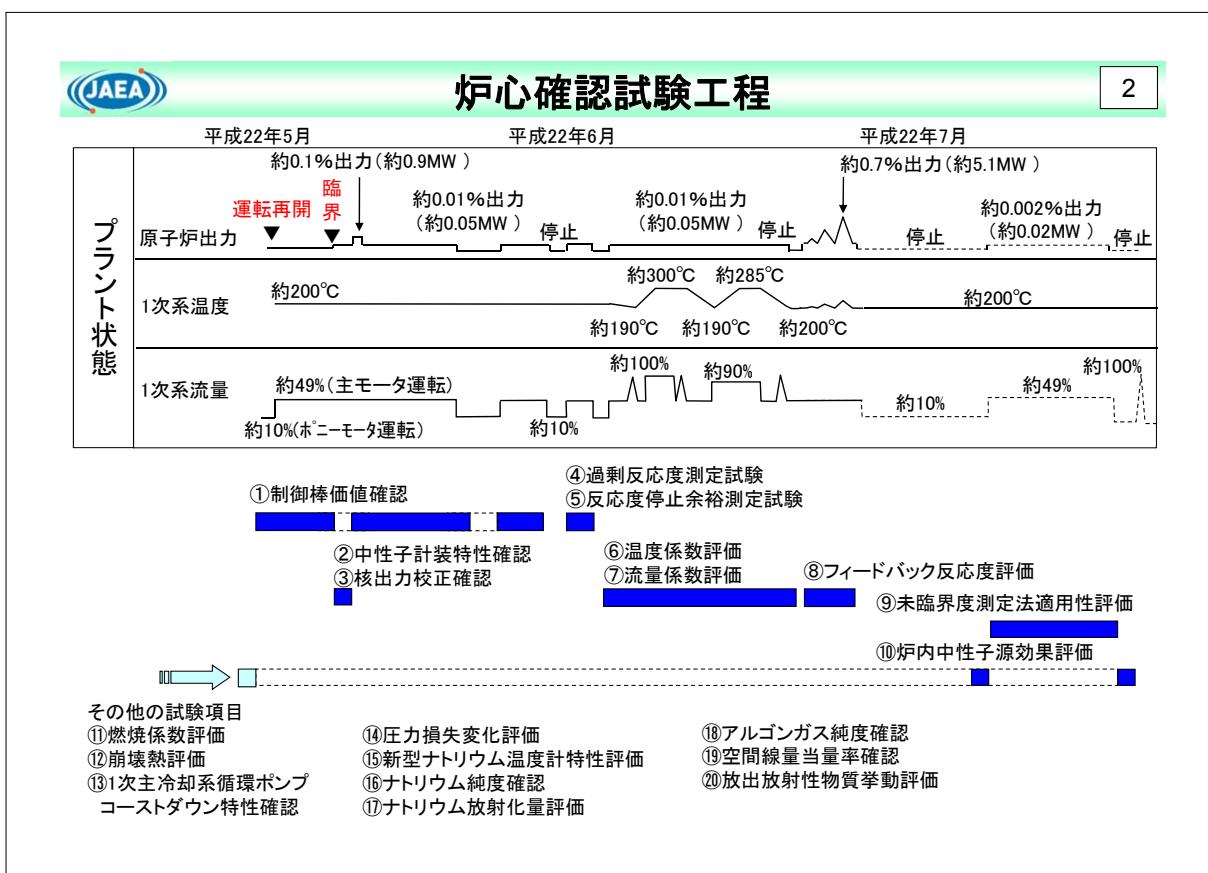
This is a blank page.

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

(1) 炉心確認試験の概要

(独)日本原子力研究開発機構
 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
 技術部部長
 弟子丸 剛英







炉心確認試験における測定項目の選定

4

☆長期停止に伴う反応度低下により燃料交換したため再測定

- ・臨界性
- ・制御棒価値(制御棒校正曲線含む) → 過剰反応度、反応度停止余裕
- ・冷却材温度または流量変化により生じる反応度変化

☆平成6年性能試験からの継続測定

- ・燃料の燃焼に伴う反応度変化
- ・出力変化に伴う反応度変化(炉心確認試験では実施せず)
- ・外部中性子源(^{252}Cf)と内部中性子源(燃料体)の寄与割合

☆新規項目

- ・反応度印加時のフィードバック特性
- ・炉心の崩壊熱
- ・新型ナトリウム温度計の特性評価

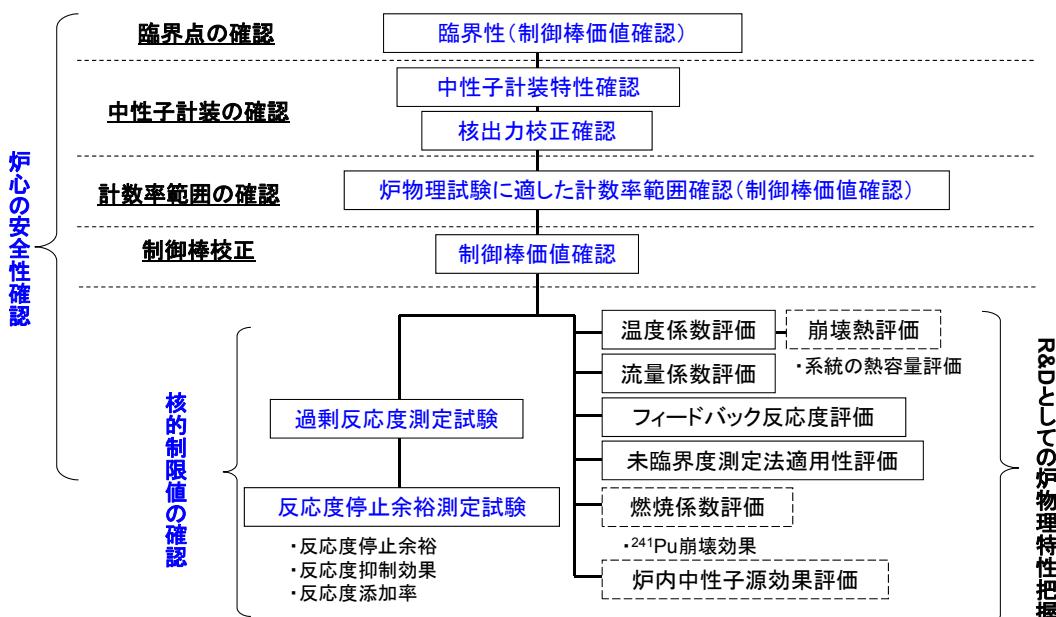
☆原子力学会を通じた大学等からの提案

- ・実機高速炉への未臨界度測定法の適用性



炉心確認試験(炉物理試験)の試験構成と目的

5

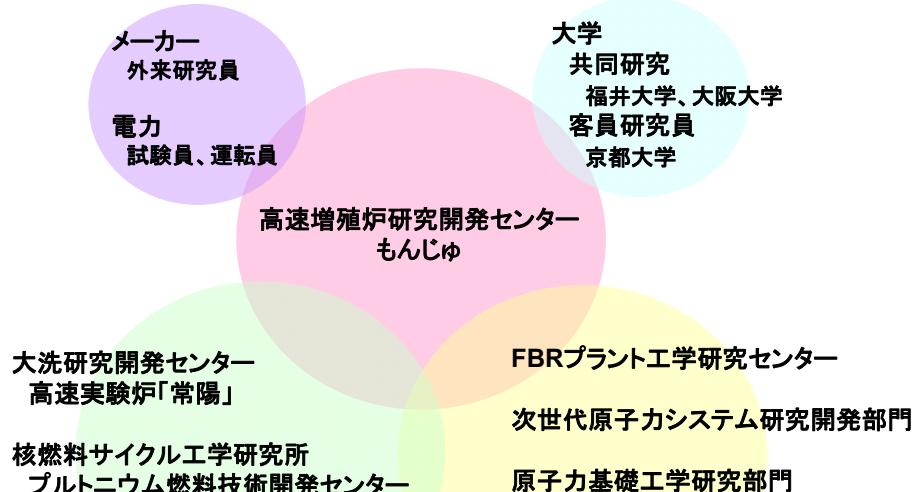


[] は、プラント操作を伴わず、データ取得のみを行う試験



炉心確認試験実施に対する協力体制

6



炉心確認試験の主な成果

7

炉心の安全性の確認と運転データの取得

- ・長期停止後のプラント起動を実証
核計装、制御棒駆動機構、1次主冷却系循環ポンプ等が正常に作動
78日間の炉心確認試験を完遂
- ・炉心の安全性を確認
過剰反応度、反応度停止余裕が核的制限値を満足することを確認

零出力炉物理特性の取得

- ・長期停止後の再起動炉心の炉物理特性を精度良く評価
- ・世界的にも数少ない²⁴¹Amを約1.5wt%含む炉心のデータ取得
もんじゅの炉心管理運用コードの検証
核データの妥当性検討
高速炉炉心解析手法の検証及び精度向上



炉心確認試験のFBR実用化への反映

8

①核特性解析技術

- (データ) 核特性を測定(臨界性、制御棒価値、温度係数等)
- (反映先) 核設計手法の構築と精度評価、核データの選択

②試験・検査の実績

- (実績) 試験手順、プラント状態、時間、要員、測定装置
- (反映先) 試験方法検討、設備対応、測定装置開発

③人材育成

- (人材) 原子力機構、電気事業者、メーカー、大学
- (反映先) 実用炉等の研究、設計、試験、運転



試験・検査の実績

9

○「もんじゅ」炉心確認試験

- ・約2ヶ月半で、20試験を実施(炉心関係12試験)
- ・臨界達成後、制御棒価値を測定し、核的制限値である過剰反応度、反応度停止余裕等を評価。使用前検査に合格。
- ・試験を、保安規定、品質管理システム(QMS)に基づき管理。

◇実用化への反映



- ・試験・検査項目、試験方法、工程、要員の検討
- ・試験を円滑に進めるためのプラント設備対応
- ・測定装置開発(反応度測定システム等)





人材育成 FBR炉心技術の継承、プラントでの実務経験

10

○「もんじゅ」炉心確認試験に参加した技術者

- ・原子力機構

敦賀の高速増殖炉研究開発センター(もんじゅ)と
FBRプラント工学研究センターの技術者が主体。

茨城地区の燃料設計、実用化研究、基礎研究部門、実験炉からも参加。

- ・電気事業者(軽水炉発電プラント技術者)

- ・メ一力(炉心設計技術者)

- ・大学(共同研究、研究利用委員会)



◇実用化への反映

- ・「もんじゅ」を経験した人材がFBR実用化に参画。

- ・研究、設計、試験、運転

- ・世代間の確実な技術継承



「もんじゅ」からFBR実用化への反映

11

炉心確認試験のデータ・経験の反映

- 炉心確認試験データから、原子力機構の核特性解析が、FBR実用化に十分適用できる精度を持つことを確認。今後の試験・運転データ等で幅広く検証を進める。
- 炉心確認試験の実績は、FBRの実用化段階において試験・検査を安全かつ合理的に進めるための基礎となる。
- 多くの若手技術者が炉心確認試験に参加した。プラントの現場を経験した人材が、FBR実用化に取り組むことにより技術の継承が確実になる。

炉心確認試験の概要についての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：運転員の等級は？

回答：上級、中級、初級があり、運転直1チームあたり各2名配置されている。制御棒操作を行えるのは上級、中級の運転員である。

質問：交換した燃料はどのようなものか？

回答：平成7年に製造されたものが78体、平成20年に製造のものが6体である。平成20年に製造のものはAmの割合が若干低い。

質問：警報機器には、RIDのような試験研究用のものも含まれている。トラブル対応により原子炉が頻繁に停止することは、熱応力の点からは望ましくないので、全ての警報機器を同列に扱わず、グレード分けすべきではないか。

回答：現状は設工認で定めた機器はすべて重要としているが、より合理的な管理となるよう検討中である。

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：試験検査関係で、「もんじゅ」の実績を今後につなげて行きたいということだが、高速増殖炉の試運転のあり方として、後継炉のための標準のようなものにまとめるという考えはあるか。

回答：炉心確認試験の成果を公開文献としてまとめる計画であるので、後継炉の立ち上げ時に参考になると考える。今日の説明は個々の具体的な試験の内容だが、後継炉の参考になると考える。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員

(2)炉心特性関係

① 制御棒価値確認

(独)日本原子力研究開発機構
敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
技術部 技術課
矢吹 健太郎



制御棒価値確認の確認項目

1

① 臨界性の確認

逆増倍曲線により臨界制御棒位置を推定しながら臨界とする。
今回炉心が臨界可能であることを確認するとともに、もんじゅ炉心管理コードによる臨界予測解析の精度を確認する。

② 制御棒価値の確認

ペリオド法及び置換法により投入反応度を測定し、制御棒校正曲線を得る。
得られた制御棒校正曲線は、後の試験において反応度測定の基準となる。

③ 核的制限値の確認

②で得られた制御棒校正曲線を用いて、核的制限値※を満足していることを確認する。
また①～③を通して、もんじゅの炉心管理、及び後継炉の設計に資するための炉心核特性データを取得する。

※)過剰反応度及び反応度停止余裕、反応度抑制効果、反応度添加率の許認可申請書の記載値



もんじゅの制御棒配置

2

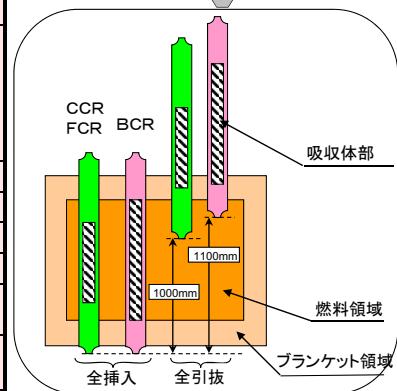
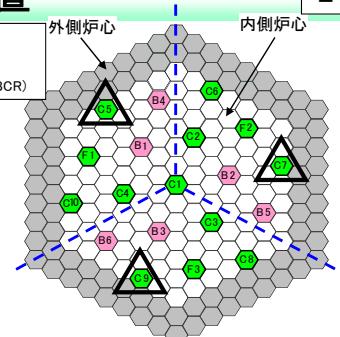
炉心配置の特徴

- ・1/3回転対称(図中の△印は対称位置の一例)

制御棒の特徴

- ・主炉停止系(13本)と後備炉停止系(6本)により構成

	主炉停止系		後備炉停止系
	粗調整棒(CCR)	微調整棒(FCR)	後備炉停止棒(BCR)
目的	出力補償 燃焼補償 反応度誤差吸収 緊急停止(原子炉トリップ)	出力補償 運転余裕 緊急停止(原子炉トリップ)	緊急停止(原子炉トリップ) (主炉停止系及び後備炉停止系はそれぞれ単独で未臨界にすることが可能)
本数	10本	3本	6本
B10濃縮度	39wt%		90wt%
B ₄ Cスタック長	800mm		930mm
ストローク	0mm(全挿入)～1000mm(全引抜)		0mm～1100mm
駆動速度	12cm／分	3～30cm／分(可変)	18cm／分
緊急停止 加速方式	ガス圧加速		スプリング加速



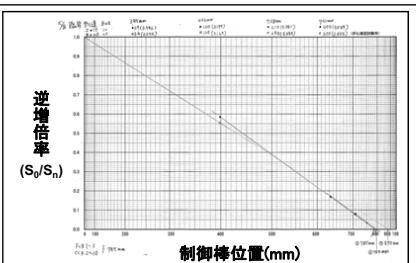
①臨界性の確認 ~方法及び結果~

3

臨界近接方法

逆増倍曲線にて臨界位置を予測しながら、臨界近接を行う。

臨界時は計数率を約3000cps (WRM) で安定させた。



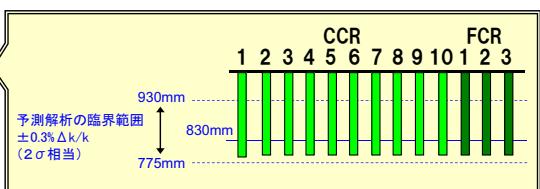
臨界性確認結果

予測解析の臨界制御棒位置※
830mm(CCR、FCR全数均等位置)

※)BCRは全数全引抜位置

臨界時の制御棒位置※

CCR1 793mm
CCR2～CCR10 795mm
FCR1～FCR3 795mm



臨界時の制御棒位置は予測解析(炉心管理コード)の範囲内



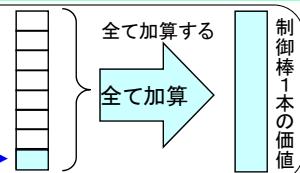
②制御棒価値の確認 ~測定方法~

4

制御棒価値の測定方法

所定の引抜量毎に反応度を測定し、それを積み重ねることによって制御棒価値とする。

1回の測定分の
反応度



対象制御棒	CCR1(中心制御棒)	それ以外 (CCR2~10、FCR1~3、BCR1~6)
反応度測定方法	ペリオド法	置換法
測定時の 制御棒パターン	CCR1以外の調整棒: 均等バンク位置 BCR:全数全引抜位置 測定対象 ① 2 3 4 5 6 7 8 9 10 1 2 3 1~6	測定対象制御棒及び基準制御棒 (CCR1)以外は全引抜位置 測定 対象 基準 それ以外 CCR1
測定期間	約2日間	約7日間

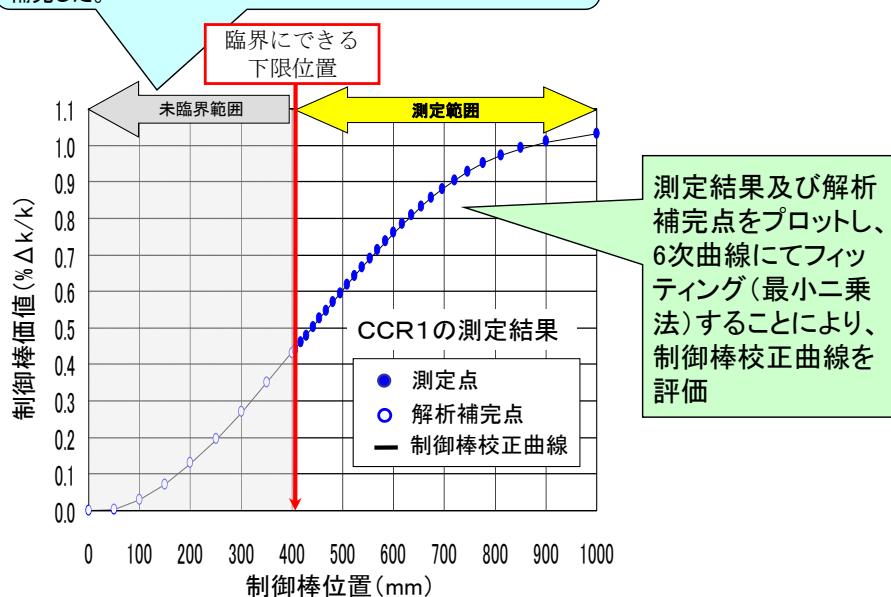
測定期間の短縮(試験方法の合理的な見直し)が課題



②制御棒価値の確認 ~制御棒校正曲線の評価~

5

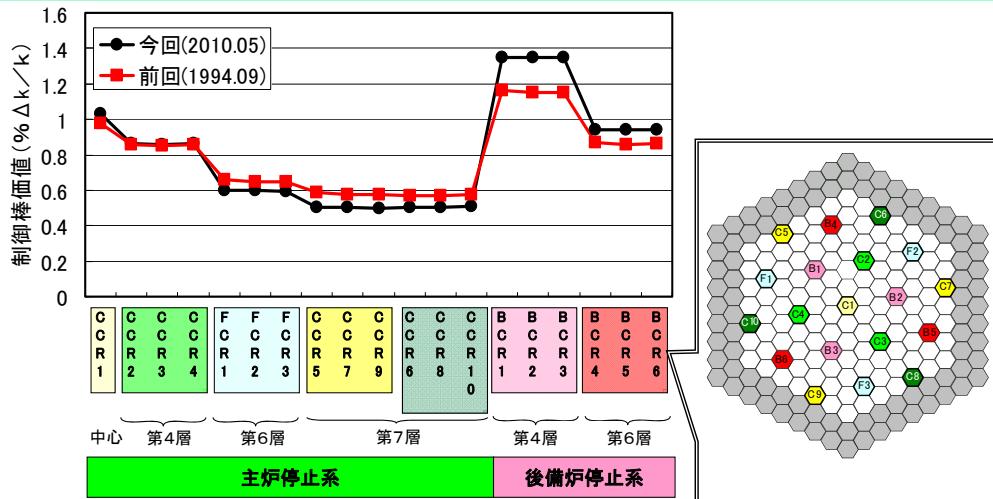
今回の炉心は過剰反応度が制御棒1本の価値より小さかつたため、未臨界範囲については、解析値によりプロット点を補完した。





②制御棒価値の確認 ~前回試験との比較~

6

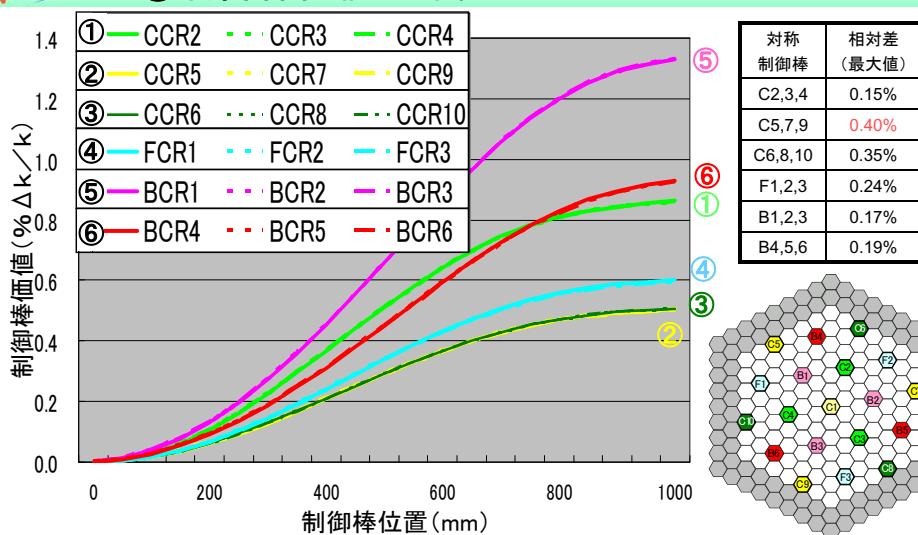


今回の炉心では、富化度の高い燃料を炉の中心に近い場所に装荷しているため、相対的に炉中心側の中性子束分布が高くなり、周辺部では低くなるため、制御棒の価値もそれに応じた傾向を持つと考えられる。



②制御棒価値の確認 ~測定の省力化に関する検討~

7



対称位置にある制御棒については、制御棒校正曲線の形に大きな相違がないことを確認した。
 ⇒測定本数省力化の可能性(19本→7本)



③核的制限値の確認～確認結果～

8

項目		制限値	測定結果
過剰反応度(180°C)		0.057 Δk/k以下	0.006 Δk/k
反応度抑制効果	主炉停止系	0.067 Δk/k以上※	0.074 Δk/k
	後備炉停止系	0.029 Δk/k以上	0.069 Δk/k
反応度停止余裕	主炉停止系	0.01 Δk/k以上※	0.07 Δk/k
	後備炉停止系	炉心を臨界未満にできること	良
反応度添加率		【主炉停止系のみ】 8 × 10 ⁻⁵ Δk/k/s 以下	5 × 10 ⁻⁵ Δk/k/s (最大 FCR1)

※)最大反応度値を有する調整棒(CCR1)1本未そう入の場合

上記の項目について、核的制限値を満足していることを確認した。



まとめ

9

- ・もんじゅは約14年5ヶ月ぶりに臨界を達成し、予測解析により臨界性を実用可能な精度で予測可能であることを確認した。

[臨界予測の±0.3% Δk/k(2σ相当)の範囲内]

- ・対称位置にある制御棒については、制御棒校正曲線の形にほとんど相違がみられないことを確認した。

[最大相対差 0.40%]

⇒今後、測定実績を蓄積し、測定本数の省力化(測定期間の短縮)に結びつけたい。

- ・もんじゅ炉心が核的制限値を満足していることを確認した。

制御棒価値確認試験についての質疑応答

< 1 > 第 1 回委員会（8月 2 日）における質疑応答

質問：制御棒価値校正曲線（S 字カーブ）の測定で、制御棒間の干渉効果はあるか。

回答：今回の炉心では、過剰反応度が小さく、測定時に測定対象以外の制御棒があまり炉心に挿入されていないため、干渉効果は小さいと考えている。

質問：最大反応度添加率の測定対象は微調整棒（FCR）のみか。炉心の中心から離れた位置にある FCR で最大反応度添加率の測定値が大きいのはなぜか。

回答：最大反応度添加率の確認対象は、粗調整棒（CCR）と微調整棒（FCR）の全てを対象としている。なお、FCR の測定値が大きいのは制御棒駆動速度が CCR に比べて FCR の方が 2 倍以上速いためである。

< 2 > 第 2 回委員会（12月 10 日）における質疑応答

質問：未臨界度測定法の適用性評価の背景として、制御棒校正の時間短縮の可能性に言及があったが、通常の臨界法での時間短縮の見通しはあるか？

回答：臨界法の合理化も検討している。前回性能試験では、操作する制御棒の数を減らした手順や、制御棒を差し替えながら正負の反応度を測る手順などを試した。反応度の算出も倍増時間の測定に代えて反応度計を用いる方法も検討している。但し、時間短縮だけが目的でないので、測定値に求められる精度も考えて測定方法を選んでいく必要がある。

質問： 臨界状態での差し替え法も時間を短縮できる。この手法は「常陽」で用いているので試してはどうか。

回答「常陽」と「もんじゅ」の制御棒配置の違いも考慮して、効率的な差替え方法を検討していきたい。

質問： 制御棒価値測定時において、中性子束分布の 3 次元の空間的変化の効果をどう考えているか。

回答： 従来からの臨界法による炉のペリオド測定などでは、制御棒の引抜量も微少であり、中性子束空間分布を考えない 1 点炉近似動特性方程式に基づく評価で十分と考えている。ただし、未臨界度測定で、片側の制御棒を深く挿入するような場合には、中性子束空間分布変化の考慮が重要と考えており検討中である。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

②炉内中性子源効果評価

(独)日本原子力研究開発機構
 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
 技術部 技術課
 加藤 優子



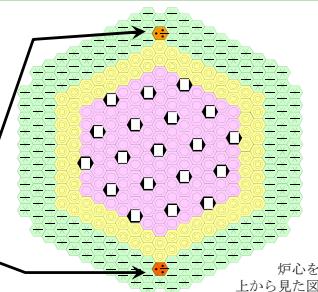
目的

1

「もんじゅ」では、現在、中性子源集合体がブランケット領域の最内層に2体装荷されているが、将来的にはこれらを撤去し、それまでの燃焼によって炉心燃料集合体中に蓄積したアクチニド（Cm-242等）のみによる原子炉起動を計画している。

原子炉起動前及び炉停止後に線源領域系中性子計装（以降、「SRM」という。）の計数率を測定し、測定した計数率データから外部中性子源（ Cf-252）の寄与と内部中性子源（アクチニド）の寄与及び燃料交換に伴う燃料組成の変化による計数率の増加について評価する。

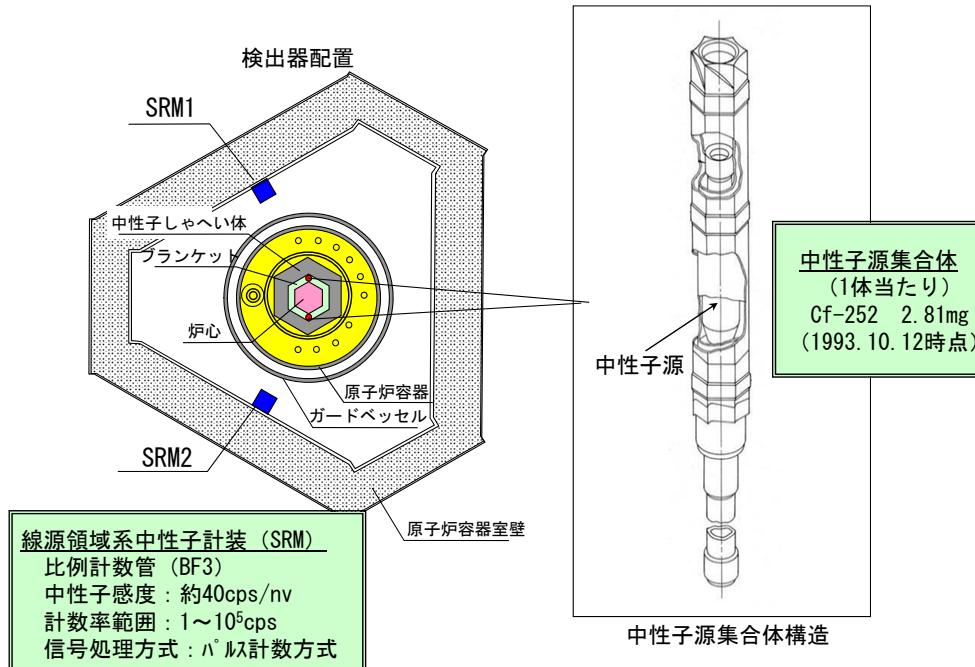
炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料集合体	内側	●	108
	外側	○	90
ブランケット燃料集合体	■	■	172
制御棒集合体	□	□	19
中性子源集合体	◆	◆	2





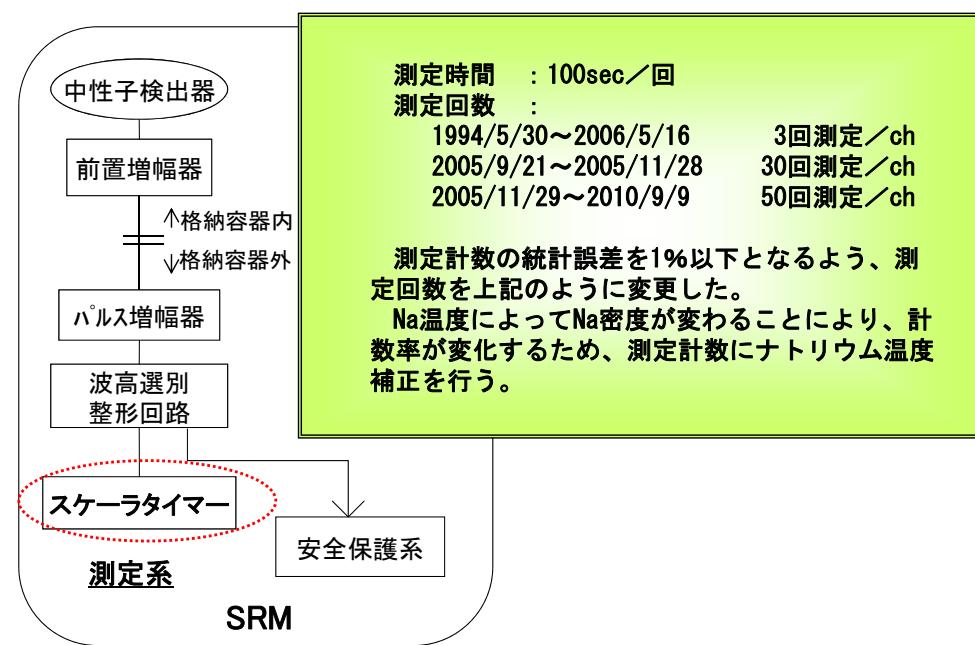
中性子検出器の配置と中性子源集合体構造

2



測定方法

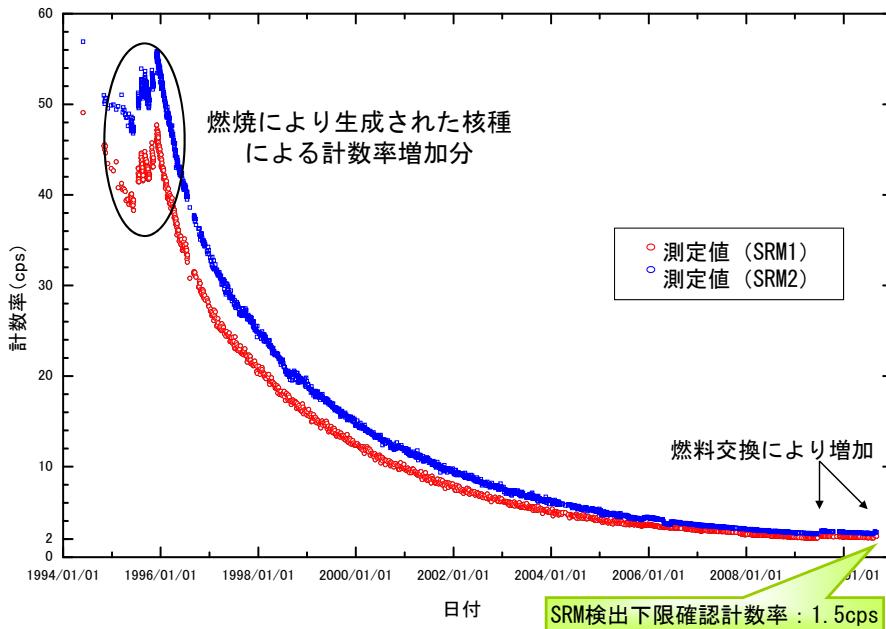
3





測定結果

4



計数率の評価方法

5

○計数率評価式

$$N(t) = \underbrace{\alpha s_{Cf} n_{Cf} e^{-\lambda_{Cf} t}}_{a. \text{外部中性子源からの計数率成分}} + \underbrace{\beta \sum_i s_i n_i e^{-\lambda_i t}}_{b. \text{内部中性子源からの計数率成分}}$$

$N(t)$: 時間 t の時の計数率(cps)
 s_i : 核種*i*の中性子発生数*(n/s/g)
 n_i : 核種*i*の重量(g)
 λ_i : 核種*i*の崩壊定数(1/s)
 α, β : 炉心から発生した中性子がSRMで検出される割合

* (α, n) 反応及び自発核分裂によって放出される中性子の数

評価手順

① 計数率成分分離

内部中性子源(上記b.)を内部中性子源が一定とみなせる期間で、測定値をCf-252の減衰を考慮した式でフィッティングし、外部中性子源と内部中性子源寄与率を求める。

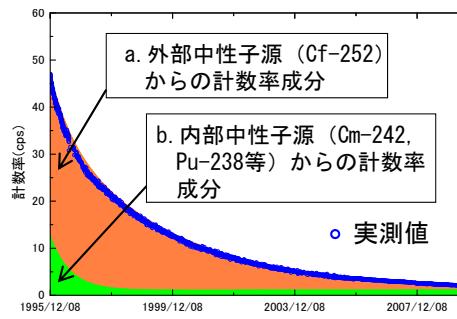
$$N(t) = N_{Cf} e^{-\lambda_{Cf} t} + N_{ac}$$

② 中性子発生数計算

核種*i*毎の中性子発生数を計算する。

$$S_i(t) = s_i n_i e^{-\lambda_i t}$$

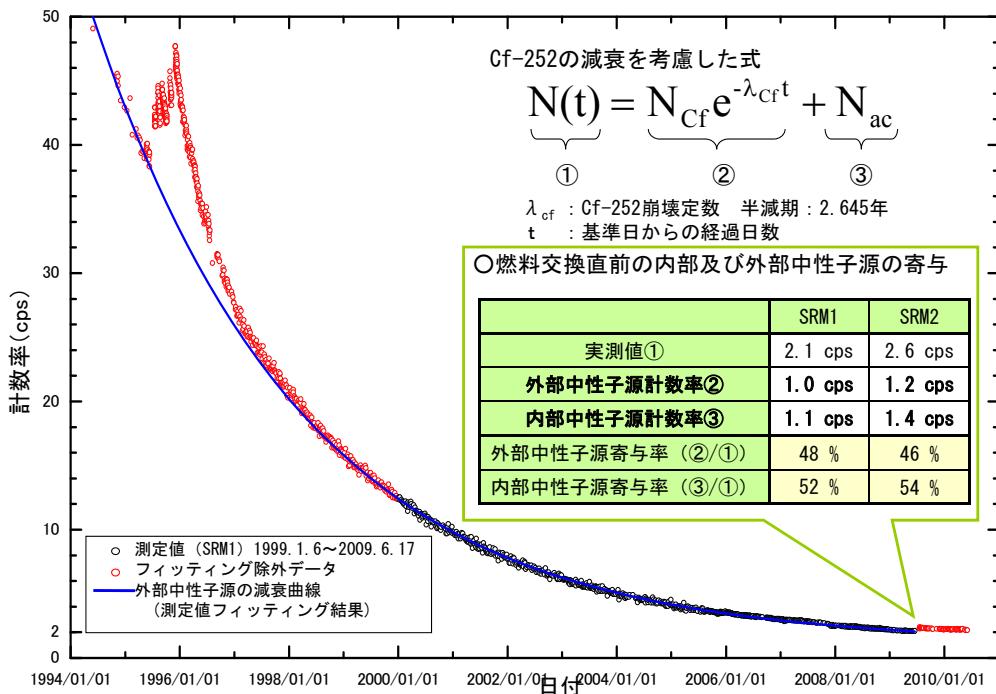
③ α, β を求め計数率評価を行う





①計数率成分分離

6



②中性子発生数計算

7

○中性子発生数

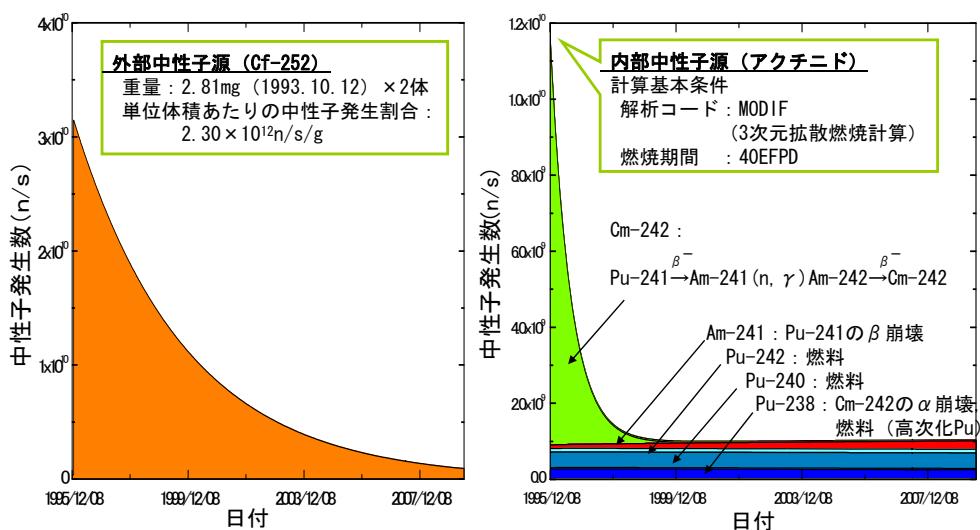
$$S_i(t) = s_i n_i e^{-\lambda_i t}$$

$S_i(t)$: 核種*i*の中性子発生数 (n/s)

s_i : 核種*i*の単位体積あたりの中性子発生割合 (n/s/g)

N_i : 核種*i*の重量 (g)

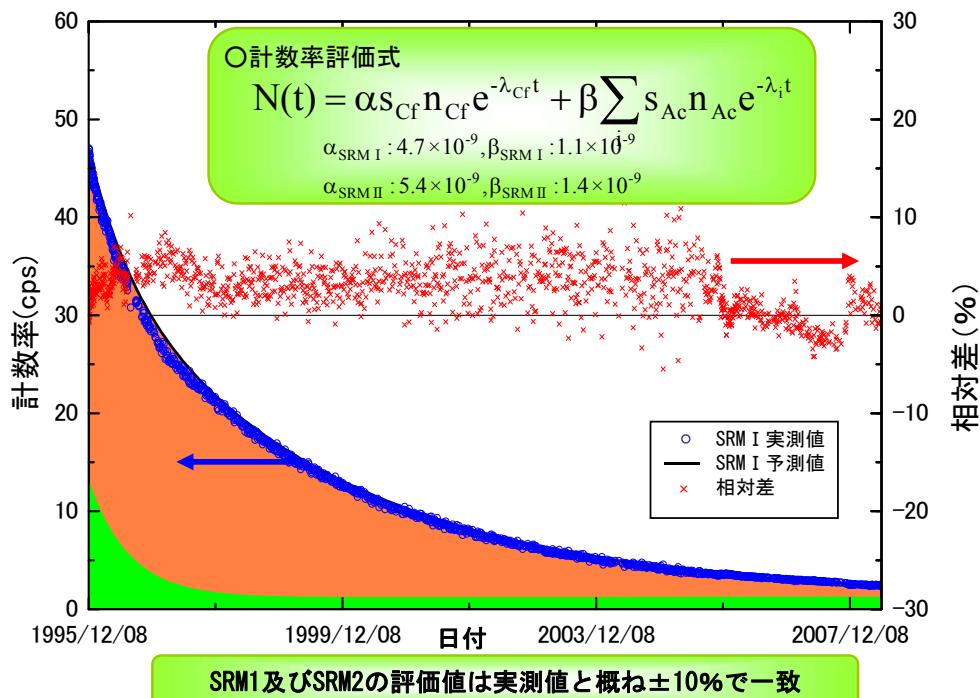
λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (1/s)





③計数率増加の評価

8



燃料交換時の計数率予測と結果①

9

対象炉心		炉心確認試験炉心		40%プラント出力試験炉心	
検出器		SRM1	SRM2	SRM1	SRM2
燃料交換前の 計数率 (cps)	実測値	2.1	2.6	2.1	2.6
	予測値	-*	-*	2.0	2.4
燃料交換後の 中性子発生数 (n/sec)	外部中性子源	2.1E+08	減少	1.6E+08	
	内部中性子源	1.1E+09	増加	1.2E+09	
燃料交換後の 計数率(cps)	実測値	2.3	2.9	2.3	2.8
	予測値	2.2	2.7	2.0	2.4
相対差		-4%	-7%	-13%	-14%

* 炉心確認試験炉心の燃料交換前を基準としているため

◆燃料交換により内部中性子源が増減する要因

- ✓燃料交換により減少 : Cm-242 今回の燃料交換に影響なし

- ✓燃料交換により増加 : Pu-242、Pu-240

- ✓燃料により異なる

Pu-238 : 原料粉やPu配合によって異なる

Am-241 : 長期保管中にPu-241からβ崩壊により生成される

} 今回の燃料交換
による内部中性
子源増加に起因



燃料交換時の計数率予測と結果②

10

○計数率評価式（炉心による中性子増倍考慮）

$$N = \alpha' \times S_{Cf} \times \frac{1}{1 - K_{eff}} + \beta' \times S_{Ac} \times \frac{1}{1 - K_{eff}}$$

$$\alpha'_{SRM\text{ I}} : 7.3 \times 10^{-10}, \beta'_{SRM\text{ I}} : 1.7 \times 10^{-10}$$

$$\alpha'_{SRM\text{ II}} : 8.5 \times 10^{-10}, \beta'_{SRM\text{ II}} : 2.2 \times 10^{-10}$$

S_{Cf} : 外部中性子源からの中性子発生数 (n/s)

S_{Ac} : 内部中性子源からの中性子発生数 (n/s)

K_{eff} : 炉心の実効増倍率

対象炉心		炉心確認試験炉心		40%プラント出力試験炉心	
検出器		SRM1	SRM2	SRM1	SRM2
燃料交換前の 計数率 (cps)	実測値 炉内の中性子増倍を 考慮した予測値	2.1 -*	2.6 -*	2.1 2.1	2.6 2.6
炉心の実効増倍率 (K_{eff})		0.85		0.87	
燃料交換後の 計数率 (cps)	実測値 炉内の中性子増倍を 考慮した予測値	2.3 2.4	2.9 2.9	2.3 2.4	2.8 2.9
相対差		4%	0%	4%	4%

* 炉心確認試験炉心の燃料交換前を基準としているため



まとめ

11

原子炉停止時のSRM計数率測定結果より、原子炉停止後のSRM計数率評価及び燃料交換後の計数率を予測した。

◆計数率評価

✓評価式を求め、SRM計数率評価値は測定値と±10%の範囲で一致

◆燃料交換後の計数率予測

✓評価式からの予測値は測定値と-4%~-14%で一致。中性子の増倍を考慮すると0%~4%で一致し、予測が向上した。

➤今後、40%、100%出力試験前後にわたって継続して計数率を測定し、中性子源強度の予測や中性子源集合体撤去の検討に資する。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

③「核出力校正確認」、「中性子計装特性確認」

(独)日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
高野 和也



背景

1

炉心確認試験の目的

- 核的制限値を満足することの確認
- R&Dとしての零出力炉物理特性の把握
- 中性子計装の確認



炉心確認試験の実施にあたって中性子計装の特性が基準内であることの確認が必要。

炉心確認試験の安全な遂行

- 原子炉熱出力を制限値(14 [MW])以下に管理



原子炉熱出力の推定のためのパラメータ測定が必要。



目的

2

➤ 中性子計装の特性確認

- 広域系中性子計装(WRM)のディスクリ特性&ディスクリレベル調整
- WRMのプラトー特性&印加電圧の確認
- 線源領域系中性子計装(SRM)、WRM間のオーバーラップ範囲

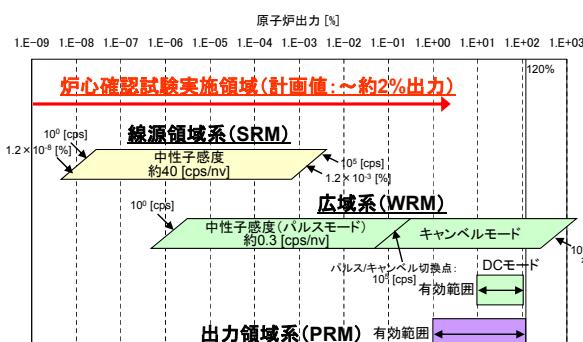
➤ 原子炉熱出力の管理

- 原子炉熱出力とWRM計数率の換算係数算出

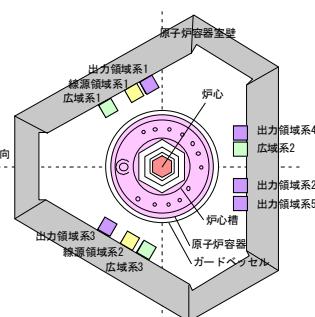


「もんじゅ」の中性子計装

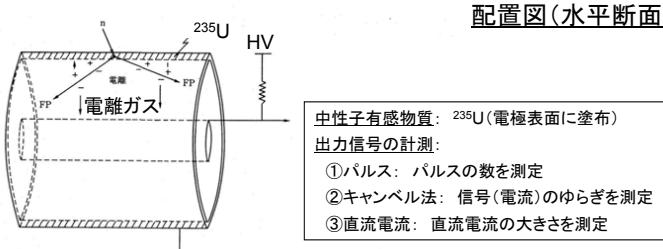
3



「もんじゅ」における中性子計装の監視出力領域



「もんじゅ」の中性子計装の配置図(水平断面)

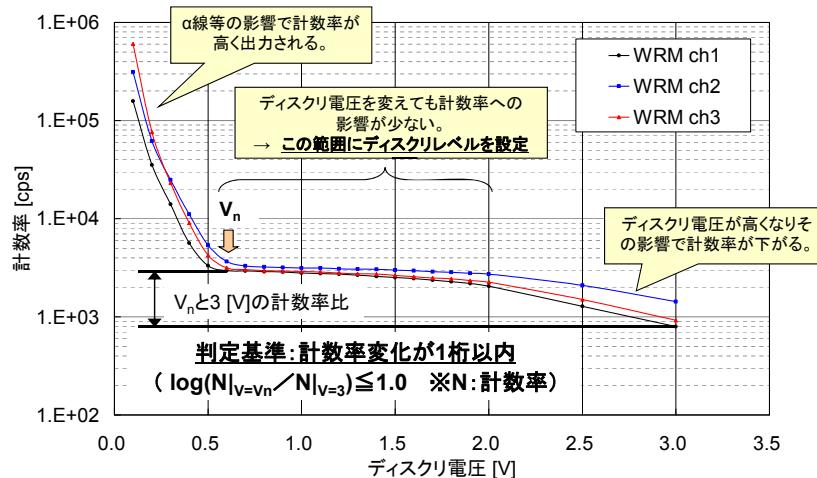


核分裂計数管(広域系中性子計装(WRM))構造概念図

4



ディスクリ特性



広域系中性子計装(WRM)のディスクリ特性図

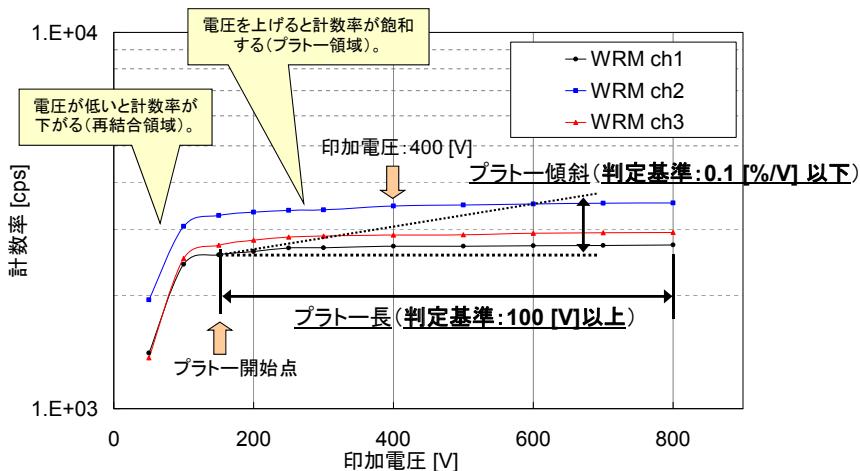
	WRM ch1	WRM ch2	WRM ch3
Vnと3[V]との計数率比	0.57	0.36	0.53
ディスクリ電圧設定値 [V] ※()内は変更前(平成6年) 性能試験における設定値)	1.0 (1.6)	1.2 (1.9)	1.1 (1.7)

- 判定基準を満足
- ディスクリ電圧を適切な値に設定

5



プラトー特性



広域系中性子計装(WRM)のプラトー特性図(ディスクリレベル調整後)

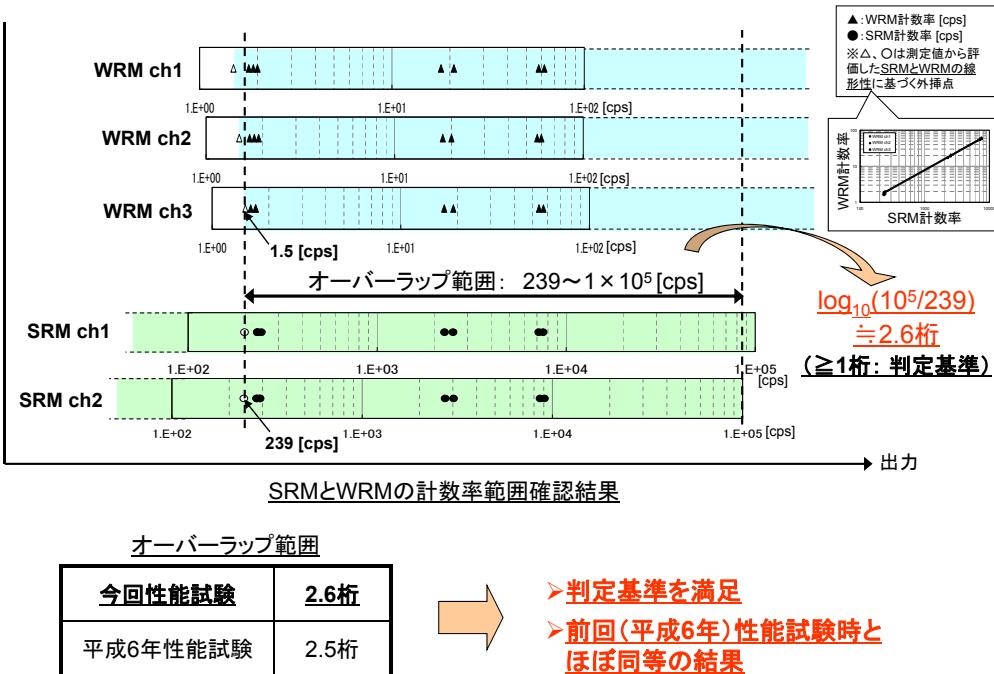
	WRM ch1	WRM ch2	WRM ch3
プラトー長 [V]	650	700	650
プラトー傾斜 [%/V]	0.009	0.020	0.012
印加電圧設定値 [V]	400	400	400

- 判定基準を満足
- 印加電圧が適切であることを確認



オーバーラップ範囲

6



原子炉熱出力とWRM計数率の換算係数 (1/2)

7

原子炉熱出力の管理: 原子炉熱出力とWRM計数率の換算係数(α)

➡ 零出力のため、両者の比例関係を直接測定できず

原子炉熱出力PはSRMとWRMの計数率およびそれらの比例関係を用いて以下のように書ける。

$$P = \alpha W = \alpha \beta S$$

P: 原子炉熱出力 [MW] α : 原子炉熱出力とWRM計数率の換算係数 [MW/cps]
 W: WRM計数率 [cps] β : WRM計数率とSRM計数率比 [-]
 S: SRM計数率 [cps]

- ①前回(平成6年)性能試験時からSRMは計数効率にほぼ変化ないことを確認済。
- ②前回(平成6年)性能試験で α 、 β は測定済 (α :出力分布評価試験(零出力)にて評価)。

$$\therefore \alpha_{H06} \beta_{H06} = \alpha_{H22} \beta_{H22}$$

※添字H06は平成6年性能試験、H22は今回性能試験

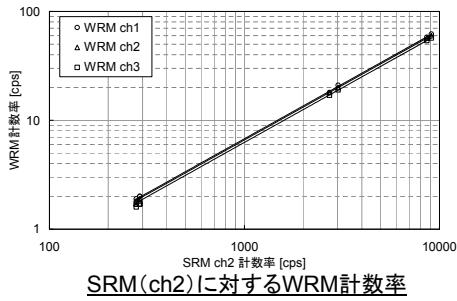
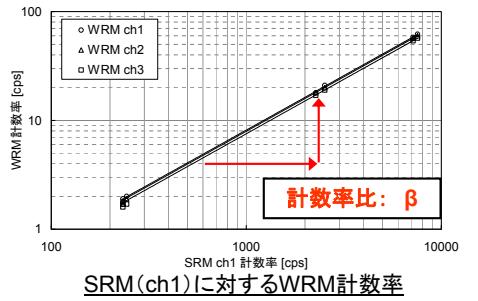
$$\alpha_{H22} = \alpha_{H06} \frac{\beta_{H06}}{\beta_{H22}}$$

← 今回性能試験で測定



原子炉熱出力とWRM計数率の換算係数 (2/2)

8



SRMとWRM計数率比(β)

		今回性能試験 β_{H22}	平成6年性能試験 β_{H06}	相対差
SRM ch1	WRM ch1	0.0081	0.0068	20%
	WRM ch2	0.0080	0.0066	20%
	WRM ch3	0.0075	0.0062	21%
SRM ch2	WRM ch1	0.0068	0.0061	10%
	WRM ch2	0.0066	0.0059	11%
	WRM ch3	0.0063	0.0056	12%

ディスクリレベル調整等の影響 ↗

原子炉熱出力 - WRM計数率換算係数(α)

$$\alpha_{H06} : 12.39 \times 10^{-6} [\text{MW}/\text{cps}] \quad \alpha_{H22} = \alpha_{H06} \frac{\beta_{H06}}{\beta_{H22}}$$

今回性能試験

$$\alpha_{H22} : 10.23 \times 10^{-6} \sim 11.23 \times 10^{-6} [\text{MW}/\text{cps}]$$

原子炉熱出力制限値14 [MW]以下となる
計数率: 1.06×10^6 [cps]以下

まとめ・結論

9

炉心確認試験における成果

- 検出器のディスクリ特性 & ディスクリレベル調整
- 検出器のプラトー特性 & 印加電圧の確認
- SRM、WRM間のオーバーラップ範囲
- 原子炉熱出力とWRM計数率との換算係数を算出
 - 中性子計装特性が基準内であることを確認
 - 原子炉熱出力を適切に管理
(制限値: 14 [MW]、実績(期間中最大値): 約5.1 [MW])

出力状態における中性子計装の特性確認 ↗

40%出力プラント確認試験、出力上昇試験

出力領域におけるWRM、PRMの特性確認

- プラトー、ディスクリ、各測定モード(キャンベル、DC)特性(WRM)
- 熱出力校正、ガンマ線補償特性(PRМ)
- 原子炉熱出力と計数率の関係に係わるデータ取得

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

④温度係数評価

(独)日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
毛利 哲也



試験の背景と目的

<背景>

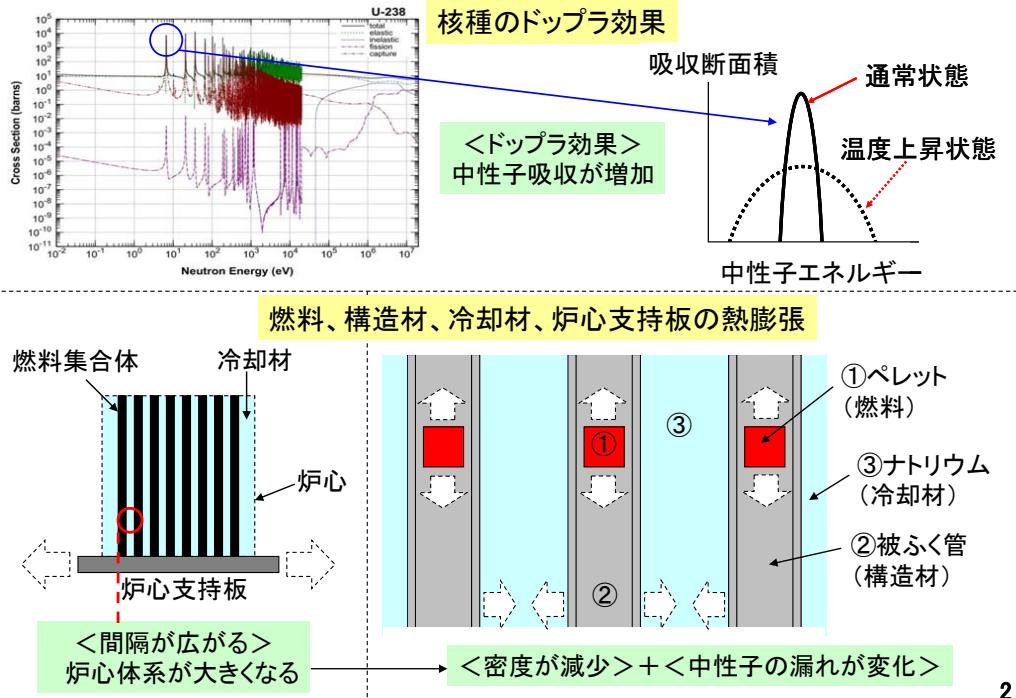
- 一般に原子炉は温度上昇に対して反応度が減少する負のフィードバック特性を有しており、これを表す温度係数は重要な炉心特性のひとつである。
- この温度特性を把握しておくことは、もんじゅの設計評価や、今後の高速炉核設計の研究開発を行うにあたって有意義なデータとなる。
- 現在のもんじゅの燃料は、平成6年の性能試験時と比べて燃料組成が変化しており、これによって温度係数も変化している可能性がある。

<目的>

- 反応度変化を原子炉内の温度変化で除して温度係数を求める。
- 求めた温度係数は平成6年の性能試験時の結果と比較し、燃料組成変化の影響評価に資する。



温度上昇による変化(イメージ)



温度係数

▶ 温度係数

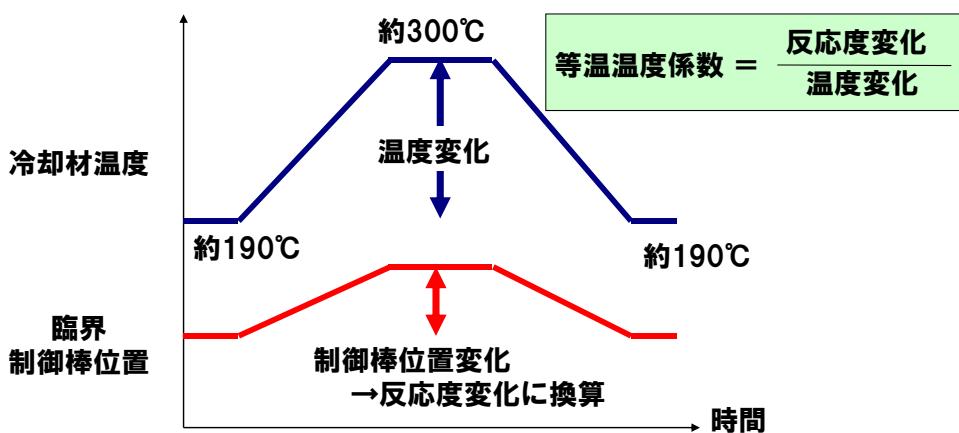
- ・炉心の温度変化によって生じる反応度効果
- ・5種類の係数の総量

	温度上昇に伴う影響と反応度効果	
ドップラ係数	共鳴吸收断面積增加	共鳴吸収：負
構造材温度係数 ・被ふく管 ・ラッパ管	構造材密度減少 (軸方向膨張) 冷却材体積比減少 (径方向膨張)	中性子吸収減、 スペクトル硬化：正 中性子漏れ増：負
冷却材温度係数	冷却材密度減少	中性子吸収減、 スペクトル硬化：正 中性子漏れ増：負
炉心支持板 温度係数	炉心内冷却材増加 炉心半径・径方向 ラッパト内外径増加 集合体ピッチ増加	中性子吸収増、 スペクトル軟化：負 中性子漏れ減：正
燃料温度係数	燃料ペレット軸方向膨張 燃料体積増加	燃料密度減：負 中性子漏れ減：正

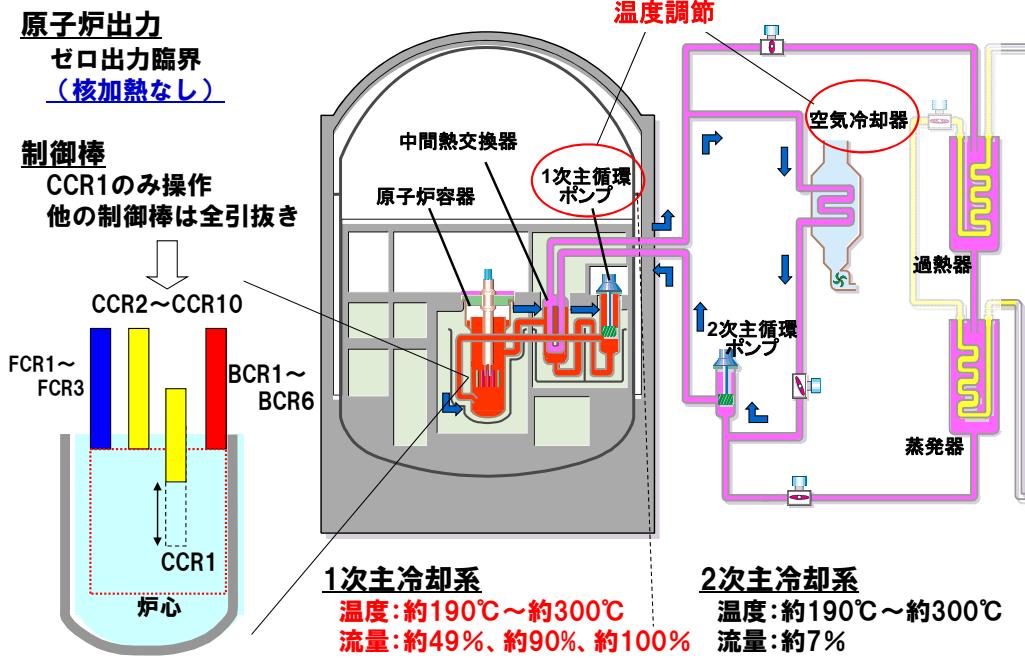


試験方法

- ▶ 冷却材の温度を一様に変化させ、変化前後の温度が静定しているときに原子炉を臨界状態にする
→ 温度変化前後の臨界制御棒位置の変化を反応度変化に換算
→ 反応度変化を温度変化で除して等温温度係数を求める

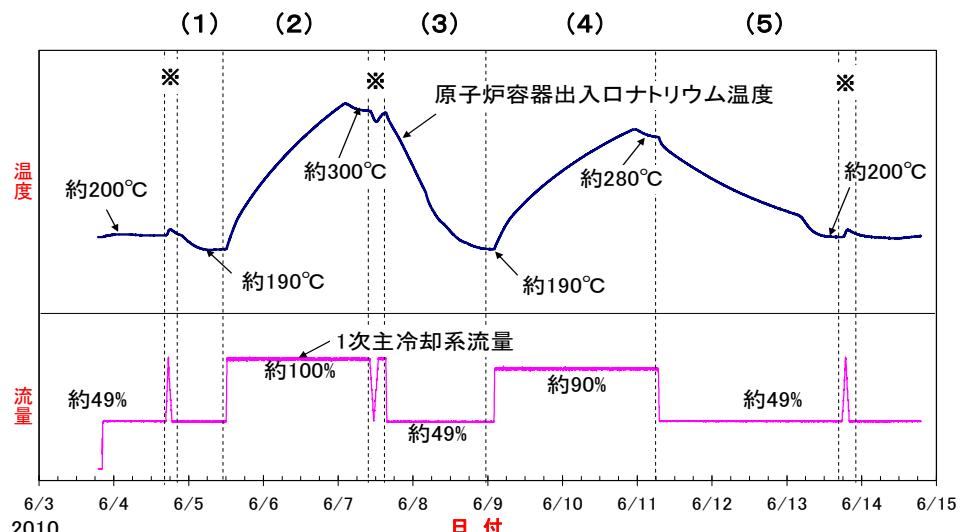


試験時のプラント状態





試験の工程



<測定ケース>

- ▶ 测定(1) : 約200°C → 約190°C
 - ▶ 测定(2) : 約190°C → 約300°C
 - ▶ 测定(3) : 約300°C → 約190°C
 - ▶ 测定(4) : 約190°C → 約280°C
 - ▶ 测定(5) : 約280°C → 約200°C
- *は流量係数評価

6



試験の結果

等温温度係数評価結果 [$\times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$]

測定 ケース	温度変化 [°C]	測定結果	解析結果*	平成6年 性能試験 測定結果
(1)	200→188	-3.1	-2.8	-3.4
(2)	190→301	-2.8	-2.7	-3.0
(3)	297→189	-2.9		-3.1
(4)	191→280	-2.9	-2.7	-
(5)	276→198	-2.9		-

※:炉心管理運用コードによる解析結果

- ▶ 测定値は $-2.8 \times 10^{-5} \sim -3.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
- ▶ 解析値は測定値と約10%の差
- ▶ 平成6年の性能試験結果と比べ絶対値が減少
(約 $0.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ 、前回測定結果の6~8%)

7



試験結果の考察(燃料組成変化の影響) 1/2

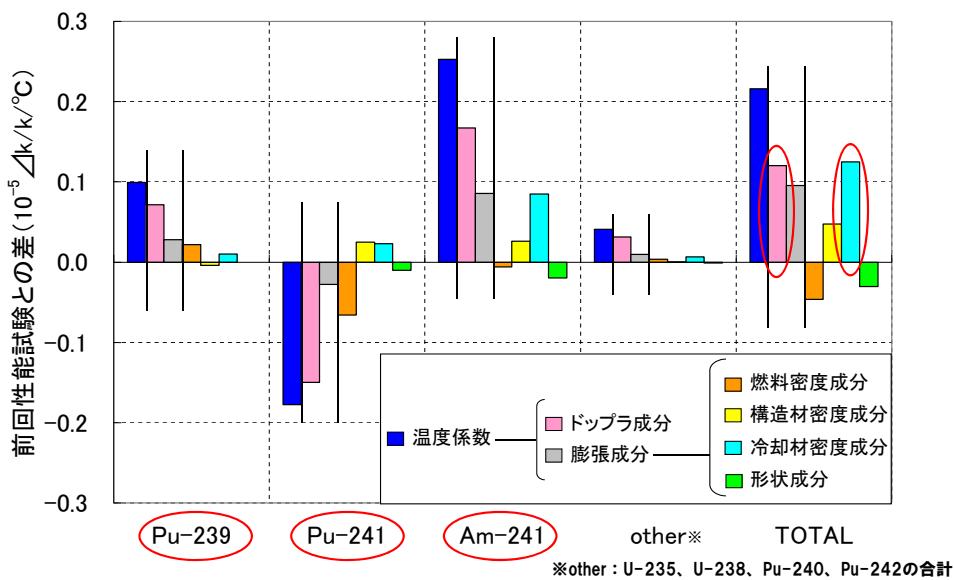
- ▶測定値の絶対値減少（差は約 $0.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{°C}$ ）について、燃料組成変化の影響を分析（解析ベース）
- ▶分析は等温温度係数の成分毎に実施

	温度上昇に伴う影響と反応度効果		分類と寄与割合		膨張成分 計40%
	ドップラ係数	共鳴吸収断面積増加	ドップラ成分	60%	
構造材温度係数 ・被ふく管 ・ラッパ管	構造材密度減少 (軸方向膨張)	中性子吸収減、 スペクトル硬化：正 中性子漏れ増：負	構造材密度成分	-5%	膨張成分 計40%
	冷却材体積比減少 (径方向膨張)	中性子吸収減、 スペクトル軟化：正 中性子漏れ増：負	冷却材密度成分	6%	
冷却材温度係数	冷却材密度減少	中性子漏れ減：正	形状成分	1%	膨張成分 計40%
	炉心内冷却材増加	中性子吸収増、 スペクトル軟化：負 中性子漏れ減：正	燃料密度成分	38%	
炉心支持板 温度係数	炉心半径・径方向 フランジ内外径増加 集合体ピッチ増加	燃料密度減：負	形状成分	上記1% に含む	膨張成分 計40%
	燃料ヘリツ軸方向膨張	中性子漏れ減：正	形状成分	上記1% に含む	
燃料温度係数	燃料体積増加				

8



試験結果の考察(燃料組成変化の影響) 2/2



- ▶Pu-239、Pu-241、Am-241の変化による影響が大きい
- ▶ドップラ成分と冷却材成分の寄与が大きい

9



ドップラ成分分離の試み 1/2

▶等温温度係数のドップラ成分の分離を試行

ドップラ成分分離の評価式

$$\Delta\rho = k_d \times \ln\left(\frac{T_0 + \Delta T}{T_0}\right) + k_e \times \Delta T \quad \xrightarrow{\Delta T \text{で除して}} \quad \frac{\Delta\rho}{\Delta T} = k_d \times \underbrace{\frac{\ln\left(\frac{T_0 + \Delta T}{T_0}\right)}{\Delta T}}_Y + k_e \underbrace{\Delta T}_X$$

$$Y = k_d \times X + k_e$$

XとYのプロットを線形回帰 → 直線の傾きがドップラ係数

(注)

- ドップラ効果は $1/T$ に比例すると仮定
- 熱膨張に係る温度係数の温度依存性は未考慮

T_0 : 基準温度 [K] k_d : ドップラ係数 [Tdk/dT]
 ΔT : T_0 からの温度変化 [K] k_e : 热膨張に係る温度係数
 $\Delta\rho$: T_0 からの反応度変化 [$\Delta k/k/^\circ C$]

10

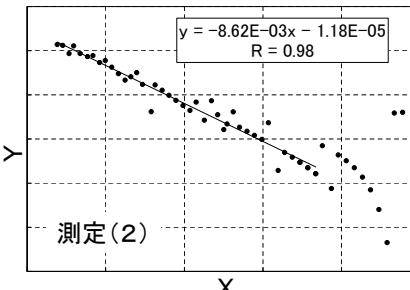


ドップラ成分分離の試み 2/2

	線形回帰 データ範囲 ^{*1) [°C]}	ドップラ係数 [Tdk/dT]	
		分離結果	解析値 ^{*2)}
測定(1)	-	-	
測定(2)	220~305	-8.6×10^{-3}	
測定(3)	-	-	
測定(4)	229~285	-1.0×10^{-2}	-7.8×10^{-3}
測定(5)	-	-	

*1) 近似直線とデータ点の相関が有意と見なせる範囲

*2) 炉心管理運用コードの解析結果（炉心部とブランケット部の合計値）



$$Y \quad \frac{\Delta\rho}{\Delta T} = k_d \times \frac{\ln\left(\frac{T_0 + \Delta T}{T_0}\right)}{\Delta T} + k_e \quad X$$

▶測定(2)と(4)以外のケースは有意な線形回帰ができず

▶ドップラ係数は -8.6×10^{-3} ~ -1.0×10^{-2} Tdk/dT

▶解析値との差は約10%~約30%

▶測定(2)と(4)で差がある（約20%）・・・

測定誤差の観点から分離精度を検証

▶測定(1),(3),(5)のケースで線形回帰ができない・・・

分離方法を工夫することを検討

11



まとめ

- 冷却材温度約190℃～300℃の範囲で等温温度係数を測定した結果、
- -2.8×10^{-5} ~ $-3.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ の測定結果を得た。
- 解析値は測定値と約10%の差
- 前回試験時と比べ測定値の絶対値が6~8%減少
- 燃料組成が変化（特にPu-239、Pu-241、Am-241）したこと、ドップラ成分と冷却材密度成分が変化したため、温度係数の絶対値は減少した。

<40%出力プラント確認試験、出力上昇試験>

- 炉心確認試験と同様の測定を実施
- 平成6年の性能試験結果も含め、燃料組成変化の影響を評価・検証

温度係数評価試験についての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：ドップラ成分の分離は試みているか。

回答：本試験の主目的は等温温度係数の測定であるが、付加的にドップラ成分の分離も計画しておりデータの分析中である。

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：FCA（高速臨界実験装置）ではドップラ係数の実験値と解析値が 10%以内で一致している。本報告において、測定値と解析値の差が 20%～25%あるのは、評価方法が違うからか。

回答：FCA では、燃料物質のサンプルを加熱して局部的なドップラ効果を直接測定をしているが、「もんじゅ」では、炉心全体を温度変化させたときの反応度変化を測定し、等温温度係数を評価することが主目的である。試みとして実施した温度変化中の連続的な反応度変化データを基に両者を分離した結果を紹介したが、フィッティングが困難な測定ケースもあって評価精度は十分でなく、さらに検討しているところである。

質問：膨張に係る係数の方も、今回の評価値と解析値と比較しているか。

回答：解析値の比較は行っているが、測定ケースごとに傾向が異なっており、さらに検討が必要と考えている。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

⑤流量係数評価

(独)日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
諸橋 裕子



試験目的

1

前回性能試験結果

1次主冷却系流量の増加に応じて負の反応度効果が発生



1次主冷却系の流量変化により炉心と制御棒の位置が相対的に変化し、反応度が変化

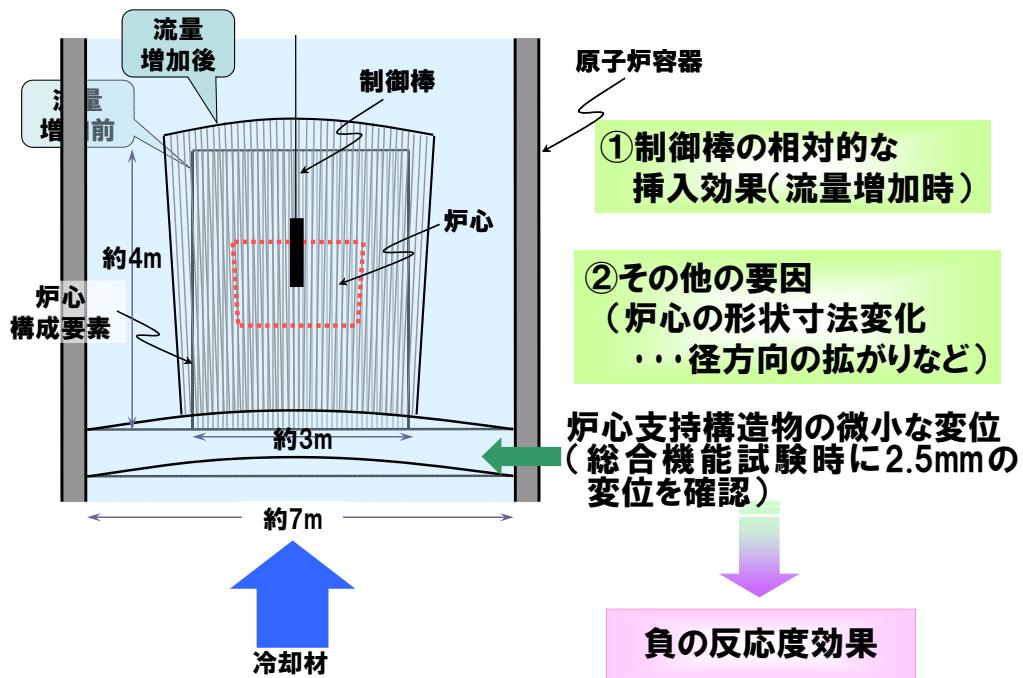


1次主冷却系流量の変化により生じる反応度変化から、流量係数を求める。
流量係数を把握しておくことは、もんじゅの特性評価や、今後の高速炉設計の研究開発を行うにあたって有意義なデータとなる。



流量変化による反応度発生メカニズム

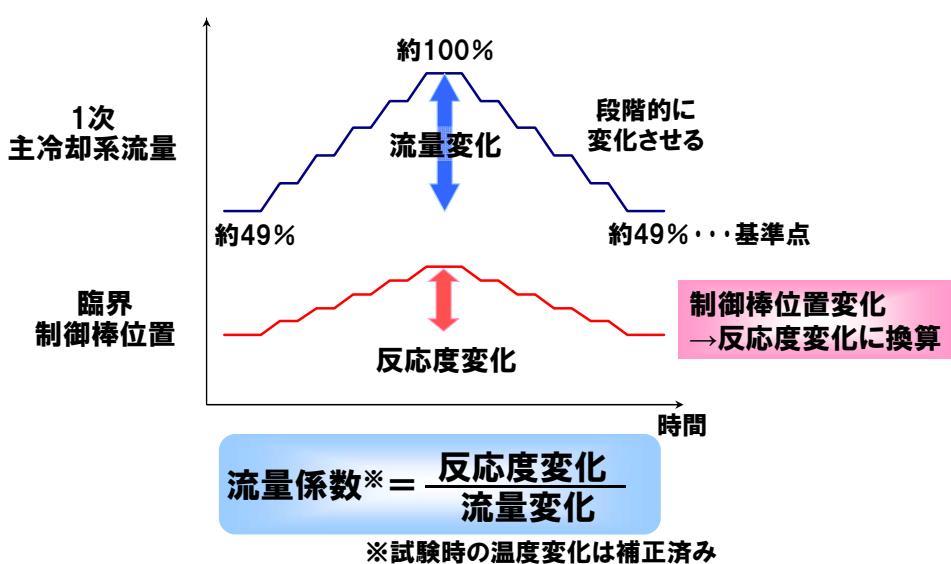
2



試験方法

3

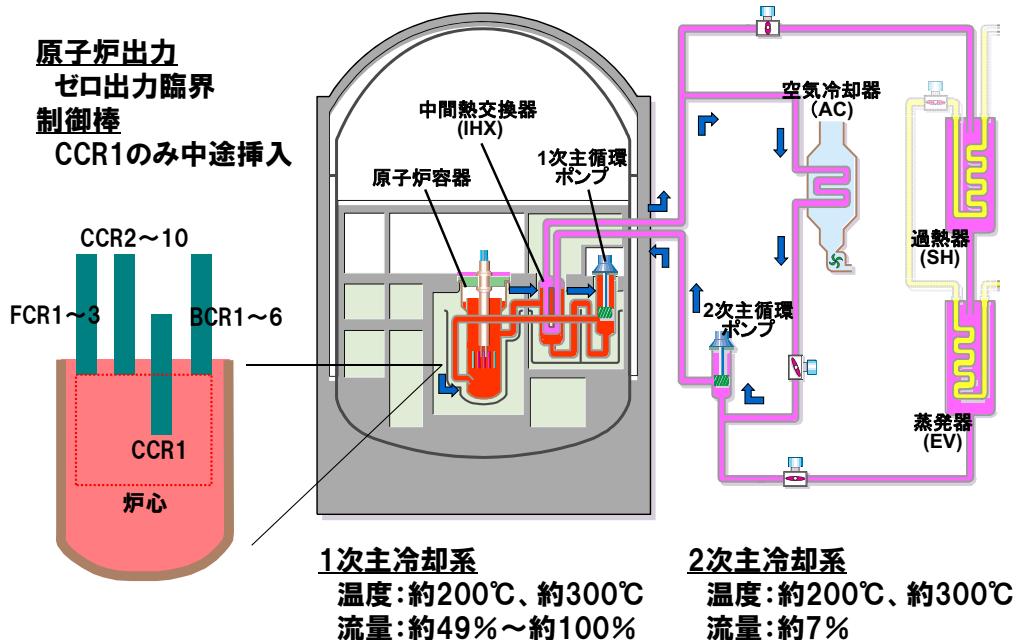
冷却材流量変化に対する炉心の反応度変化を、臨界制御棒位置の変化として測定し、反応度変化を流量変化で除して流量係数を算出





試験時のプラント状態

4



測定結果

5

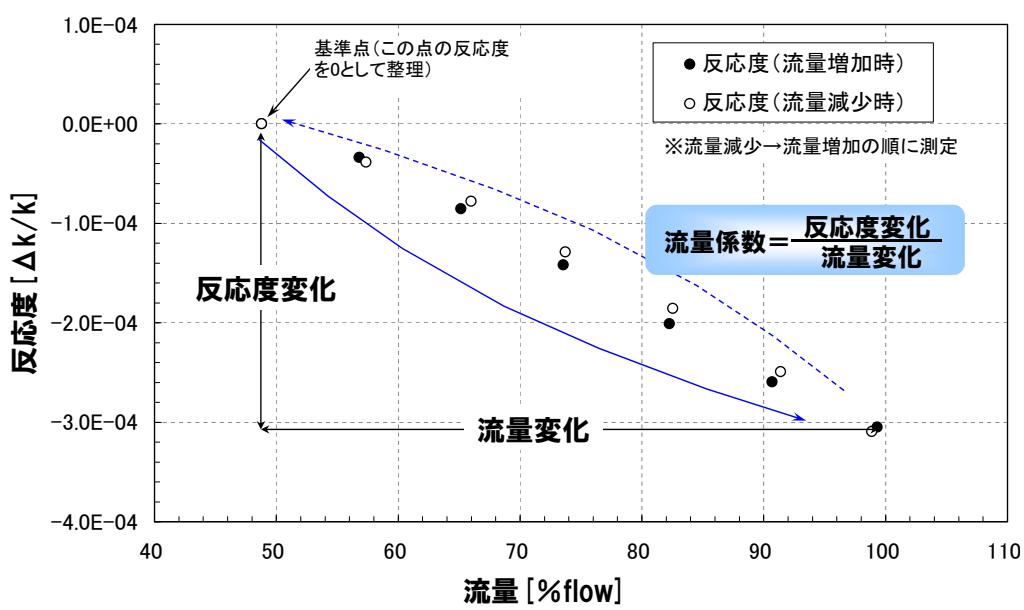


図 流量変化による反応度変化(原子炉容器入口温度300°C時)



測定結果

6

表 流量係数測定結果／前回性能試験結果との比較

測定 ケース	1次主冷却系 流量変化 [%]	原子炉容器 入口温度 [°C]	流量係数 [$\times 10^{-6} \Delta k/k/\% \text{flow}$]	
			今回 性能試験	平成6年 性能試験
(1)	約49→約100	約200°C	-5.0	-11
(2)	約100→約49		-6.2	-11
(3)	約100→約49	約300°C	-6.2	-11
(4)	約49→約100		-6.0	-11
(5)	約49→約100	約200°C	-5.5	-11
(6)	約100→約49		-6.0	-11

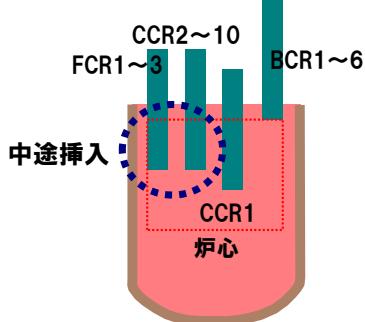


考 察

7

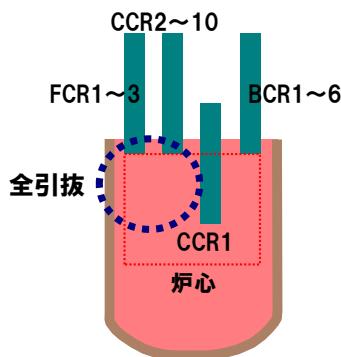
炉心支持構造物の変位に伴う制御棒の相対的な挿入効果
→約2.5mm挿入による影響(制御棒校正曲線と測定時制御棒位置より算出)

平成6年性能試験測定時



$$-6 \times 10^{-6} \Delta k/k/\% \text{flow}$$

今回性能試験測定時



$$-0.7 \times 10^{-6} \sim -0.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/\% \text{flow}$$

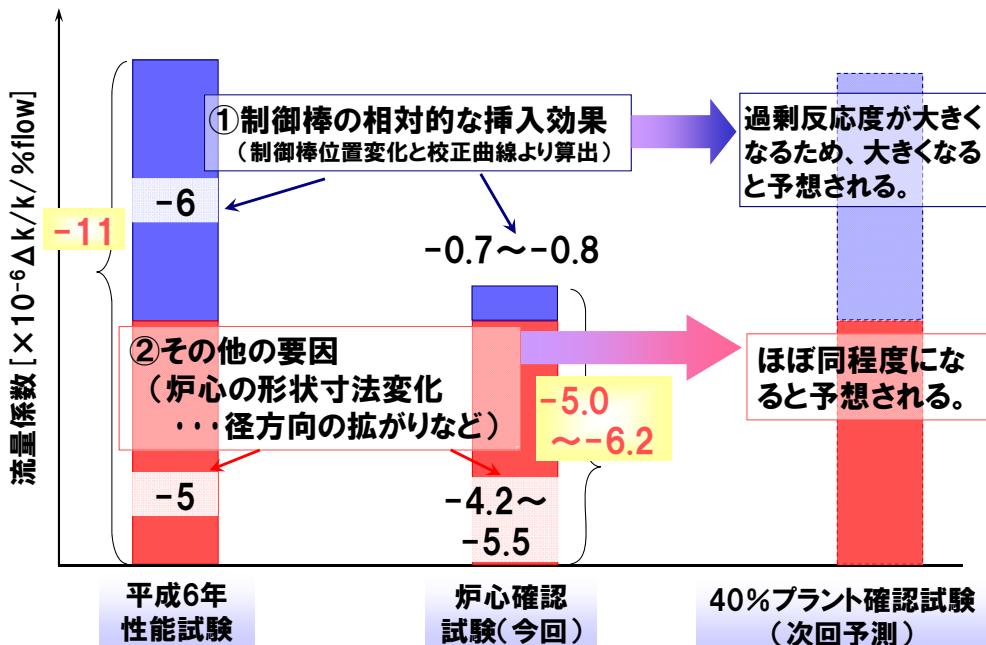
➡ 過剰反応度の違いによる制御棒位置の影響



考 察

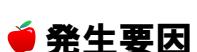
8

制御棒の相対的位置変化と炉心の形状寸法変化の成分について



ま と め

9

流量係数 $-5.0 \times 10^{-6} \sim -6.2 \times 10^{-6} [\Delta k/k/\%flow]$ 

制御棒の相対的位置変化と炉心の形状寸法変化
→前回と同様の結果



過剰反応度の違う炉心(40%プラント確認試験、100%出力試験)において測定し、発生要因の検証を行う予定。
40%プラント確認試験炉心では、
 $\sim 10^{-5} [\Delta k/k/\%flow]$ (H6性能試験と同程度)
になることが予想される。

流量係数評価試験についての質疑応答

< 1 > 第 1 回委員会（8月 2 日）における質疑応答

特になし

< 2 > 第 2 回委員会（12月 10 日）における質疑応答

質問：流量係数の発生要因として、炉心と制御棒の相対位置の変化と、炉心の径方向への広がりを考えているが、後者も解析で評価しているか。

回答：径方向への微少な広がりによる反応度変化については、現実的に考えられる最大値での解析を行い、測定値がその範囲内にあることは確認している。ただし、微少な広がりの程度を原子炉内で測定できないため、適切なモデル化はできていない。

質問：流量係数には、系統温度や原子炉出力も影響するのか？

回答：前回試験、今回試験のそれぞれで、200°C状態と 300°C状態で流量係数を測定したが、100°Cの差では流量係数に有意な差は見られなかった。

質問：総合機能試験で確認したという炉心支持構造物の 2.5mm の変位は、どのように測定したのか。

回答：制御棒を吊り上げるときの荷重発生点（零点）位置が、冷却材流量に応じて変化することから評価している。

質問：炉心構成要素の間隔が微少に広がることによる中性子漏洩量の変化を計算で求めるることは可能か。

回答：解析は可能であるので、今後検討したい。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

⑥フィードバック反応度評価

(独)日本原子力研究開発機構
敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
技術部 技術課
宮川 高行



フィードバック反応度評価 試験目的

1

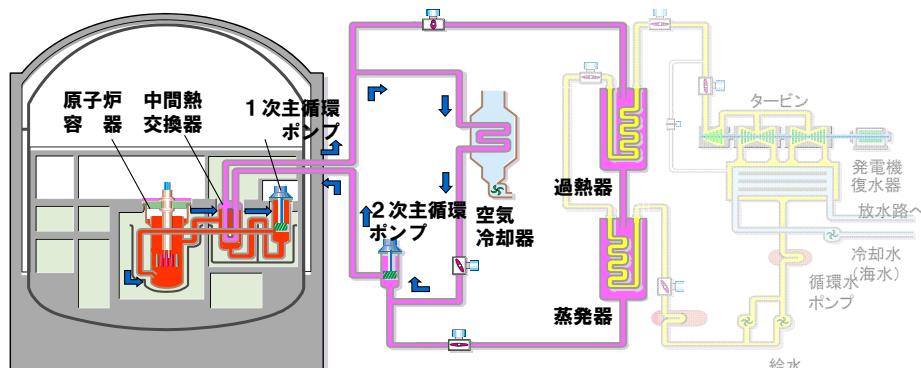
所定の反応度印加に対して、炉心固有のフィードバック反応度とプラント動特性により、操作を行わずとも安定状態に静定する「自己安定性」を有することを確認する。

40%出力試験段階にて実施するフィードバック反応度評価「炉心支持板温度係数・燃料温度係数の評価(温度係数要素の分離)」の準備段階。



フィードバック反応度評価 試験時の系統

2



原子炉・1次冷却系

2次冷却系

水・蒸気系(停止中)

1次主冷却系流量: 約49%
系統温度: 約200°C

2次主冷却系流量: 約7%

(ボニーモータ運転)

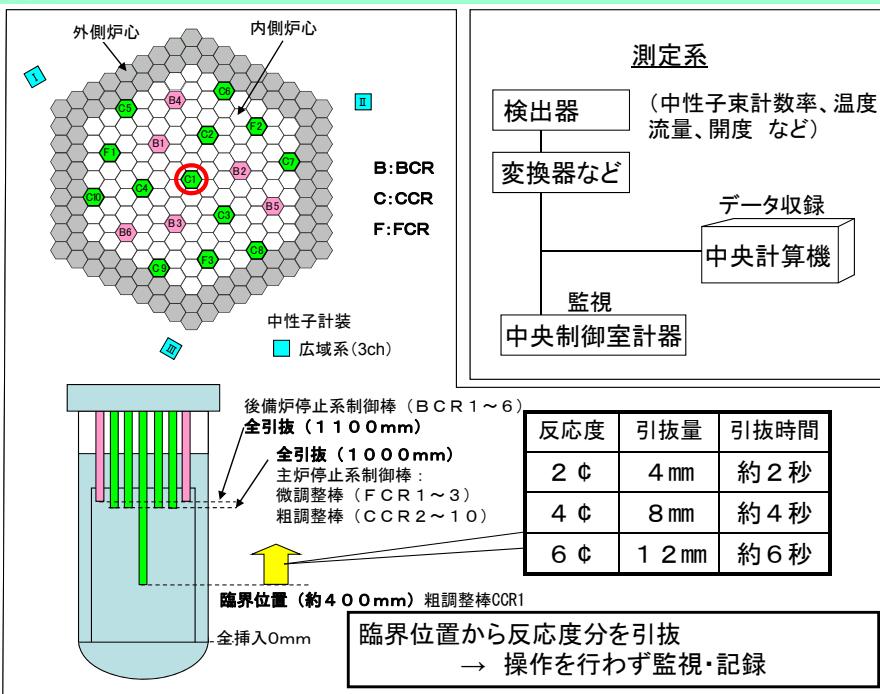
系統温度: 約200°C

除熱: 補助冷却設備空気冷却器(AC)



フィードバック反応度評価 試験方法

3

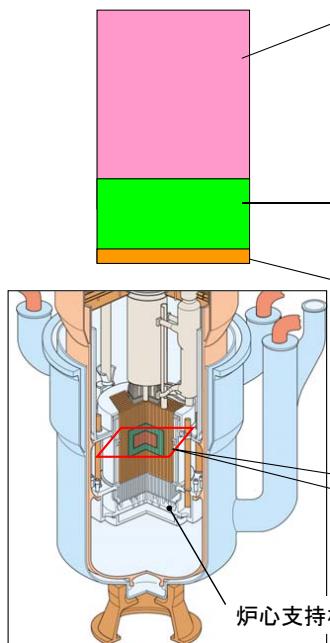




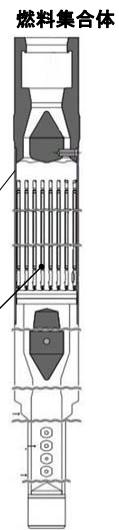
フィードバック反応度評価 反応度効果

4

フィードバック反応度(負)割合



	温度上昇に伴う影響と反応度効果	
ドップラ係数	共鳴吸收断面積増加	共鳴吸收：負
構造材温度係数 ・被ふく管 ・ラッパ管	構造材密度減少 (軸方向膨張)	中性子吸收減、 スペクトル硬化：正 中性子漏れ増：負
冷却材温度係数	冷却材体積比減少 (径方向膨張)	中性子吸收減、 スペクトル硬化：正 中性子漏れ増：負
炉心支持板 温度係数	冷却材密度減少	
	炉心内冷却材増加	中性子吸收増、 スペクトル軟化：負 中性子漏れ減：正
	炉心半径・径方向 ブリケット内外径増加	中性子漏れ減：正
集合体ピッチ増加		
燃料温度係数	燃料密度減：負 燃料バレット軸方向膨張	燃料体積増加 中性子漏れ減：正



フィードバック反応度評価 試験結果1

5

(原子炉出力)

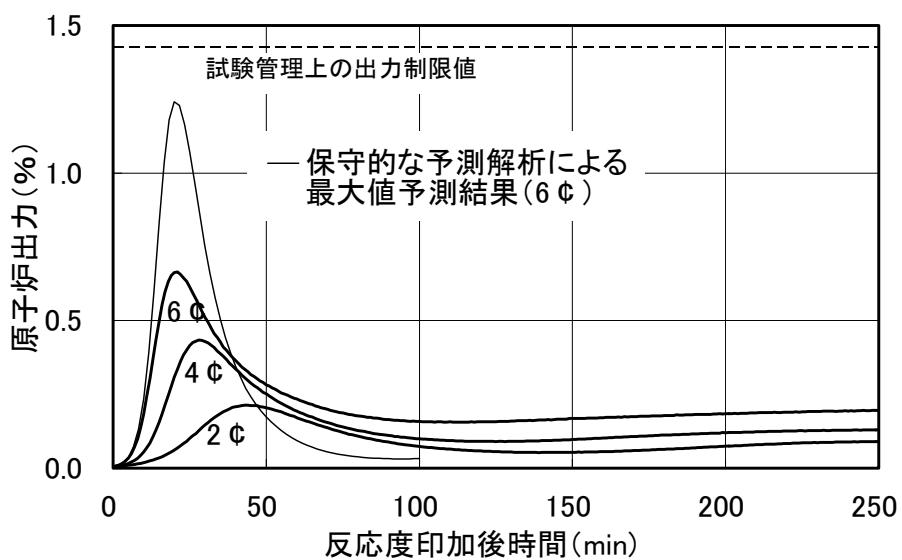


図 反応度印加(2¢, 4¢, 6¢)による原子炉出力の推移



フィードバック反応度評価 試験結果2 (原子炉容器出口ナトリウム温度)

6

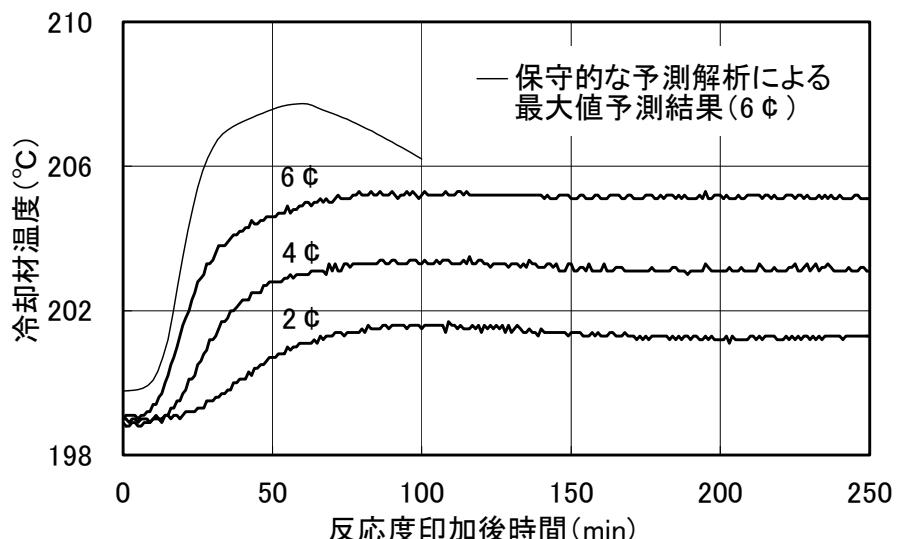
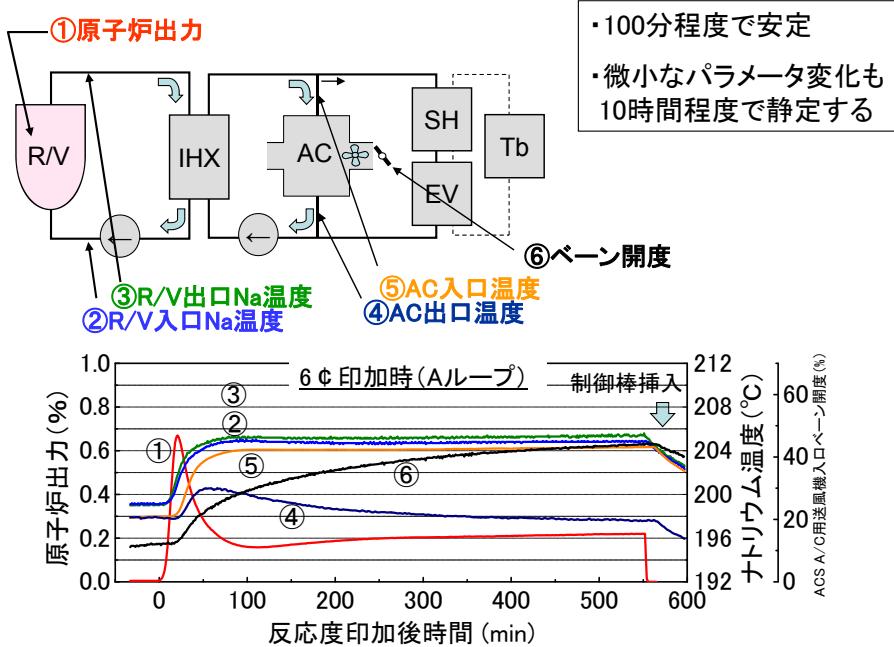


図 反応度印加(2¢, 4¢, 6¢)による冷却材温度(原子炉容器出口ナトリウム温度)の推移



フィードバック反応度評価 試験結果3 (プラント挙動)

7





フィードバック反応度評価 事前予測解析

8

主な解析条件

解析コード…Super-COPD

初期条件…原子炉入口ナトリウム温度200°C、臨界零出力

反応度係数…ドップラ係数: $-8.098 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ (炉心合計)

Hg:燃料一燃料被覆管ギャップコンダクタンス

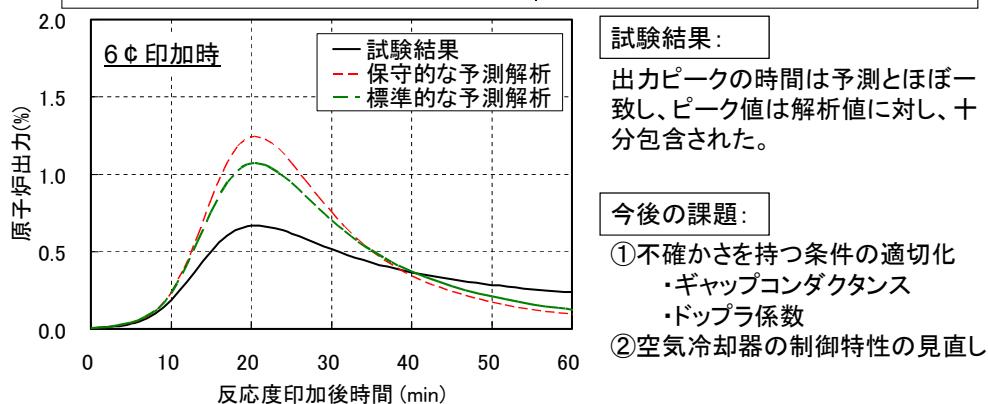
$0.57 \text{W/cm}^2\text{C}$ ($1000 \text{Btu/hr ft}^2\text{F}^\circ$) $0.36 \text{W/cm}^2\text{C}$ ($640 \text{Btu/hr ft}^2\text{F}^\circ$)

定格出力運転を評価する際の保守的な条件

⇒保守的な予測解析

出力依存性から求めた出力2%時の値

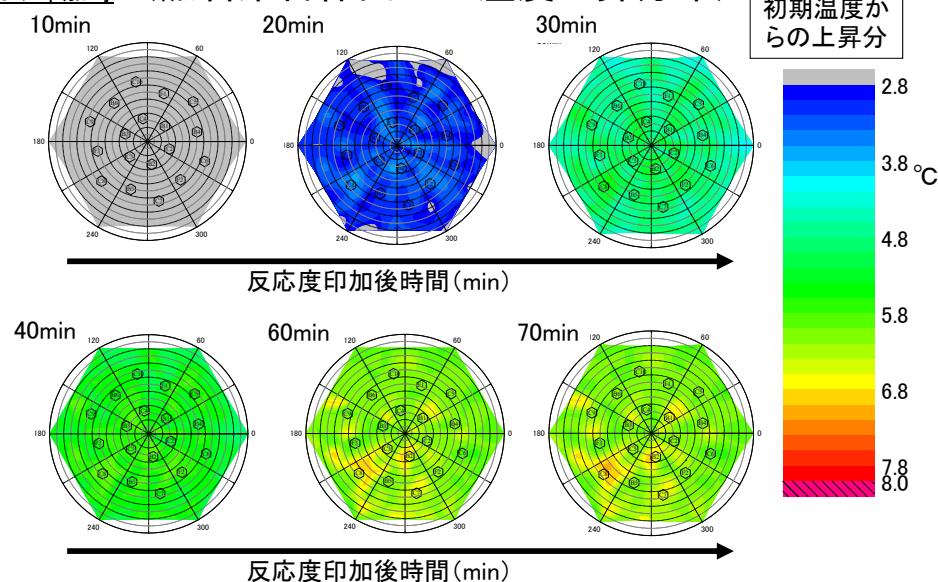
⇒標準的な予測解析



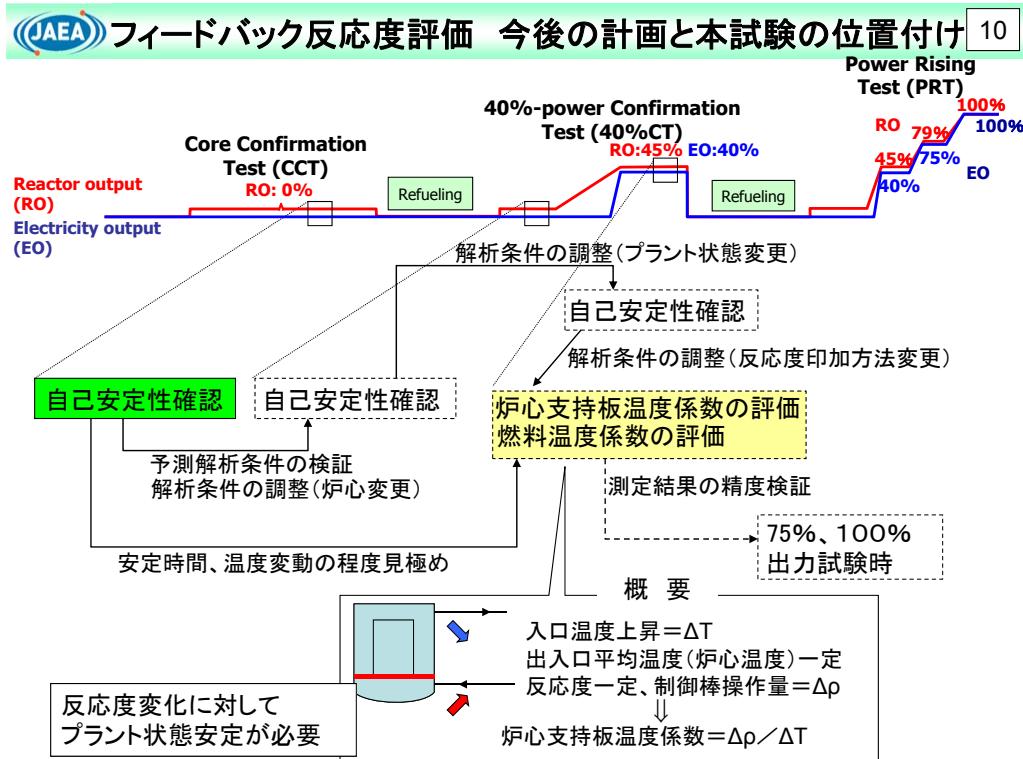
フィードバック反応度評価 試験結果4

9

6¢印加時 (燃料集合体出口の温度上昇分布)



中心の制御棒1本のみの引抜 ⇒ 特異な温度上昇は認められなかった。



JAEA フィードバック反応度評価 まとめ [11]

- ・ 炉心の状態(原子炉出力と原子炉容器出口Na温度)は、反応度印加後、約100分でほぼ安定に静定した。
- ・ 制御棒引抜により印加された反応度に対して、原子炉出力のピーク値(定格の約0.7%)は、事前に行つた保守的な予測解析結果を下回り、安全に試験を行えた。
- ・ 上記から、40%出力試験において反応度を印加して安定状態を必要とする試験の実施見込みを得た。今後の解析等により、更に実施可否を検討する。
- ・ より高い精度での解析には、解析条件として不確かさを持つ燃料-燃料被覆管ギャップ・コンダクタンスとドップラ係数の適切な設定が必要である。

フィードバック反応度評価についての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：測定結果は、時間経過後に、原子炉出力は若干増加傾向のように見えるが、プラントは静定しているといえるのか。

回答：微少に増加傾向であることは指摘の通りである。これは補助冷却設備の空気冷却器によるナトリウム温度制御のゆらぎに対して、原子炉の出力が追従している状態であり、反応度印加後の挙動としては、静定した状態に至っていると考えている。

質問：炉心支持板膨張効果の割合はドップラ効果と比べてどうか？

回答：解析での評価に基づけば、反応度効果で主要なものはドップラ効果と炉心支持板膨張効果であるが、炉心支持板膨張効果はドップラ効果に比べて数分の1のオーダーである。

質問：測定に数時間も要している理由は何か。

回答：2次冷却系を含めて、プラント挙動が静定するのに時間を要するためである。

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：プラント動特性解析の精度向上に対する今後の課題として、ギャップコンダクタンスとドップラ係数の適切化を挙げているが、ドップラ係数はあまり誤差がないのではないか。

回答：ドップラ係数とギャップコンダクタンスの感度解析の結果、ギャップコンダクタンスの影響が大きいことがわかっている。モデルの改善については検討中である。

質問：今後の計画における空気冷却器制御特性の把握とは何か。また、炉心支持板温度係数の測定が計画されているが、炉心支持板のみを温度上昇させることは可能なのか？

回答1：プラント動特性解析結果は空気冷却器の特性モデルによって結果が変わるので、今回得られたデータを用いて実際の特性に合わせる作業をしている。炉心支持板温度係数の測定については、出力運転中の冷却材流量の調整等によって炉心の平均温度をあまり変えずに、支持板温度を変化させる方法について検討中である。

回答2：今回の試験は零出力なのでギャップコンダクタンスの評価は非常に難しい。本報告における標準的な解析で用いた数値でも過大評価かもしれないと考えている。

質問：今回の試験では空気冷却器のブロア（送風機）は起動しているか。

回答：ブロワは起動しておらず、空気の自然対流による冷却であった。

質問：解析における空気冷却器の特性モデルを調整中とのことだが、標準的解析の6℃印

加時の原子炉出口 Na 温度結果があわないということか？

回答：温度静定時について測定と解析の差はわずか（約 0.5°C）である。最初の温度上昇時に約 2°C の差異があるため、ACS 制御特性に見直しの余地があると考えられるが、炉心モデルの見直しと合わせて、総合的に検討する必要がある。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

⑦未臨界度測定法適用性評価

(独)日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
北野 彰洋



試験の目的

1

●昨今、軽水炉の制御棒価値測定では、未臨界度測定を応用した測定が開始されており、定期検査短縮のための技術が開発されつつある。

そこで、今回の性能試験では未臨界度測定法の高速炉実機体系への適用性を評価するため、基礎的なデータを測定する。

応用の可能性

- 燃料交換毎に臨界状態で行う制御棒価値などの測定が、臨界前の未臨界状態で実施できる可能性がある。
- 臨界近接時に未臨界度が直接確認できる。

本試験の内容に関しては原子力学会(炉雜音測定、逆動特性測定)と仏CEA(ロッド・ドロップ)からも提案



測定内容

2

未臨界度測定における各種測定、測定状態と実施する解析手法

解析手法	測定状態
逆動特性手法	未臨界定常状態から外乱投入(制御棒引抜／挿入) -2 ¢ ~ 100 ¢
	未臨界定常状態から外乱投入(ロッド・ドロップ) -2 ¢ → -310 ~ 140 ¢
炉雑音解析法 ^{*1} (Feynman-α、Rossi-α)	臨界状態 ~ -20 ¢ (測定時間:3時間~)

*1 パルス検出器信号を用いた炉雑音解析法

Feynman-α法: 時間幅(Gate Time)で得られた分散対平均比をプロットし、最小二乗法でフィットを行うと、体系の未臨界度に応じた即発中性子減衰定数が得られる。その減衰定数から未臨界度が得られる。

Rossi-α法: 2つの中性子パルス信号の時間間隔分布に着目し、時間tからdtまでの間で中性子パルスが検出される確率から未臨界度を求める手法であり、時間間隔と計数値とのプロットを最小二乗法によりフィッティングすることで未臨界度を求める。



測定手法(逆動特性手法)

3

●逆動特性手法

即発跳躍近似を仮定すると、一点炉動特性モデルの方程式から、 ρ_d : 外乱投入後の体系の反応度
 $N(t)$: 中性子密度

$$N(t) = -\frac{1}{\rho_d - \beta} \Lambda \sum_{k=1}^6 \lambda_k C_k(t) - \frac{1}{\rho_d - \beta} \Lambda S \quad \dots \dots (1)$$

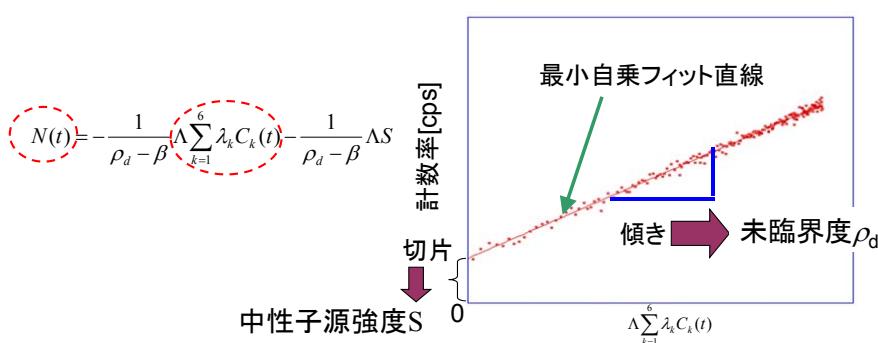
$C_k(t)$: k群の遅発先行核密度
 λ_k : k群の遅発中性子先行核崩壊定数
 S : 中性子源強度
 β : 実効遅発中性子割合

この時のk群の遅発中性子先行核密度である $C_k(t)$ は、

$$\frac{dC_k(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} N(t) - \lambda_k C_k(t)$$

を差分化して解くことで得ることができる。

(実績) 本手法は制御棒落下法に適用されるなど、数多くの研究、実験に用いられている。





測定手法(炉雑音解析法)

4

●高速炉(動力炉)実機で炉雑音測定を実施する上での課題と対策

①高速炉体系では、熱中性子炉と比較して、即発中性子寿命が2~3桁小さいため、同一核分裂連鎖反応に起因する中性子を検知するには高時間分解能(μsec 以下)での測定データが必要。

→パルス検知時刻(100nsec単位)にて記録する高時間分解能のデータ収録装置を使用。

②本設の線源領域系中性子計装(SRM)は原子炉容器外に設置され、減速材(グラファイト)内に設置されているため、炉雑音測定への影響が懸念される。

一本設の線源領域系中性子計装(SRM)より炉心に近い位置にて中性子信号の測定を行うこと、及び、減速材の影響を避けることを目的に原子炉容器内に中性子検出器(試験用中性子計装)を設置。

③単一検出器では検出器の不感時間に中性子をカウントできない。

→試験用中性子計装として同一箇所に2つのB-10塗布型検出器を設置



測定体系

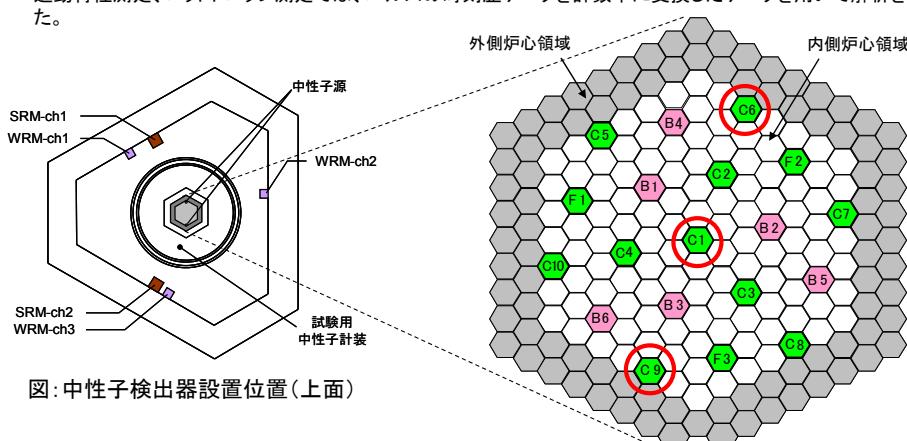
5

今回の未臨界度測定試験では炉心状態により、下記のような計装系を用いた。

試験用中性子計装(B-10検出器) 2系統
未臨界状態での測定… SRM (BF_3 比例計数管) 2系統

臨界状態での測定… WRM (核分裂計数管) 3系統

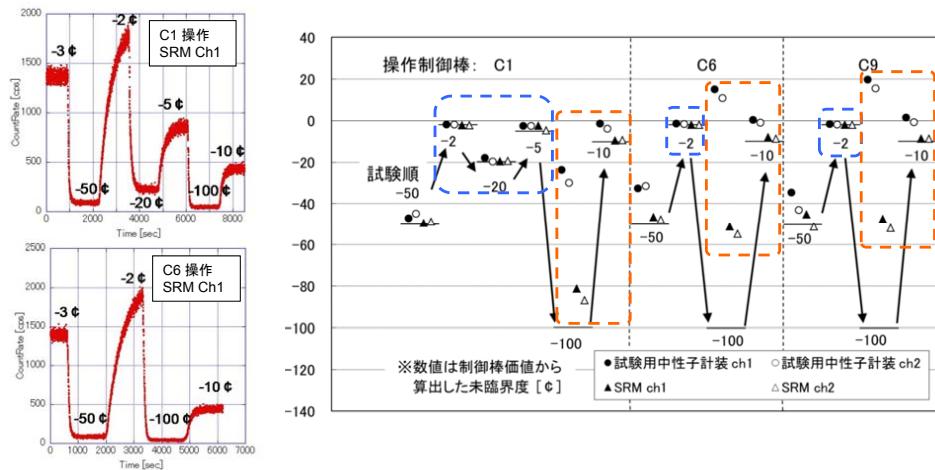
すべての検出器信号は、**高時間分解能のデータ収録装置**に入力しており、炉雑音測定では時刻歴データを、逆運動特性測定、ロッドドロップ測定では、パルスの時刻歴データを計数率に変換したデータを用いて解析を行った。





試験結果(制御棒插入／引抜) 1

6



図：制御棒連続操作時における未臨界度評価結果

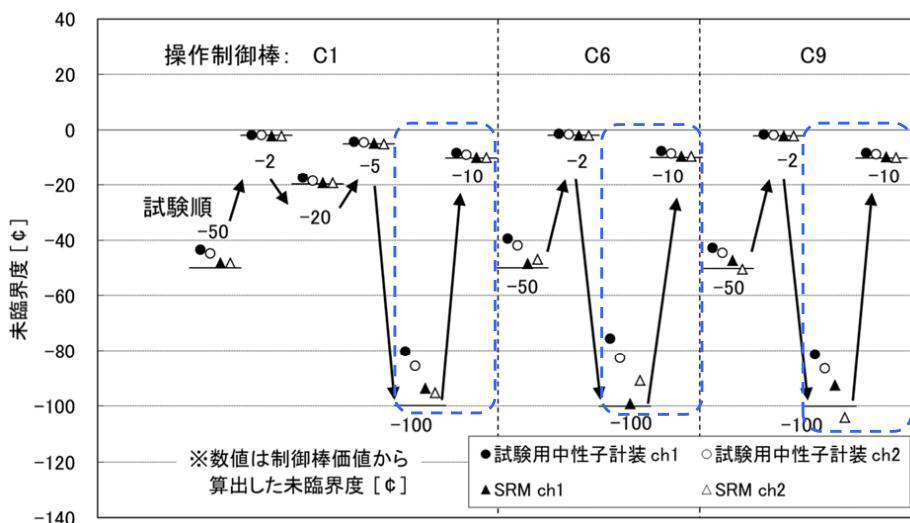
- ・未臨界度が比較的浅く、計数率の過渡変化中において制御棒操作を行わない場合 (-2¢, -20¢, -5¢)
- ・計数率の過渡変化中において制御棒操作を行っている場合 (-100¢, -10¢)
- …±10%程度で制御棒値から求めた未臨界度と一致
- …正しく評価出来ていない(一部で正の評価値)



試験結果(制御棒插入／引抜) 2

7

逆動特性手法により未臨界度が-2¢の場合に評価された 中性子源強度を適用した場合

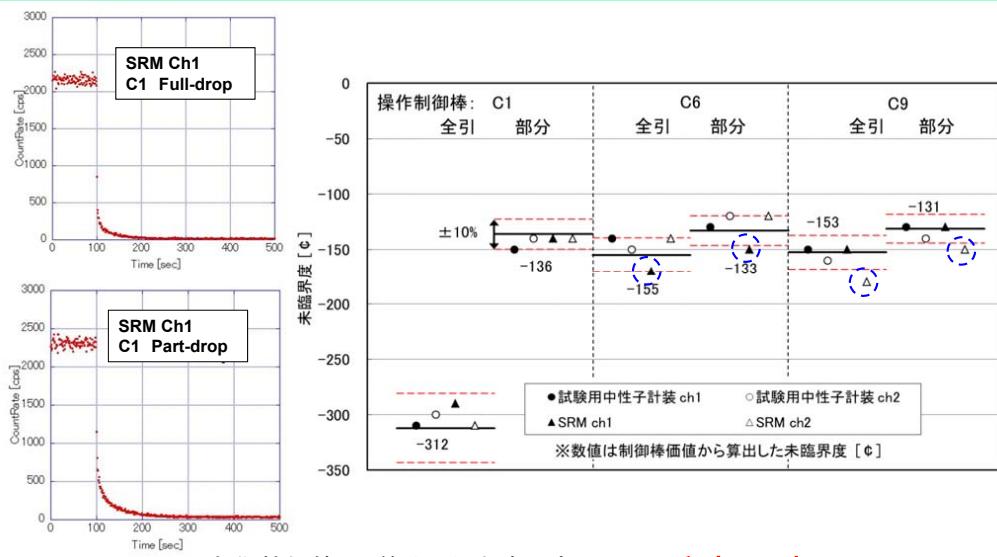


→中性子源強度を固定値とすることで評価値のバラツキが低減される傾向。



試験結果(ロッド・ドロップ測定)

8



制御棒価値より算出した未臨界度と±10%程度で一致。

→ 原型炉サイズの高速炉にも適用可能

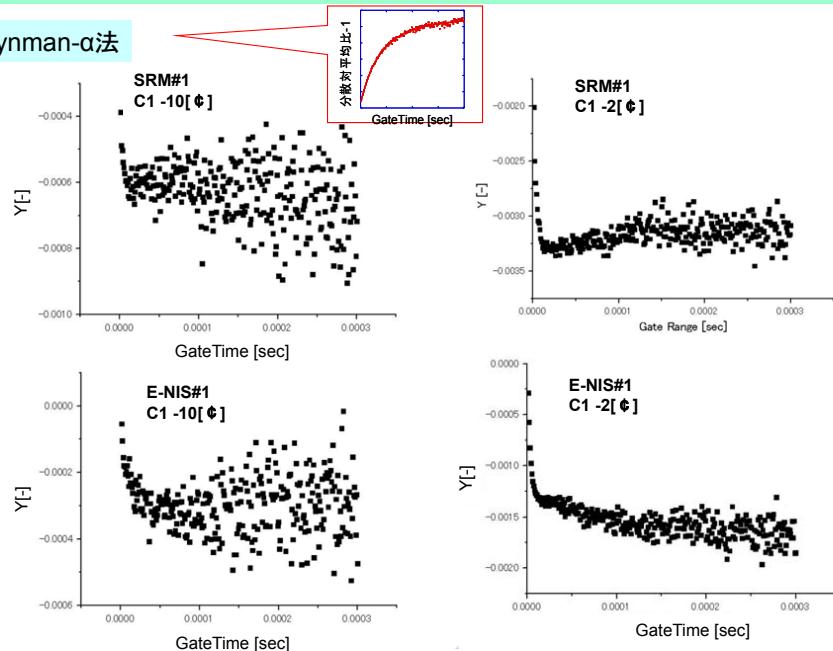
落下対象制御に近い検出器(SRM)では未臨界度について過大評価傾向が認められる。(図中の○)



試験結果(炉雑音測定) 1

9

Feynman- α 法

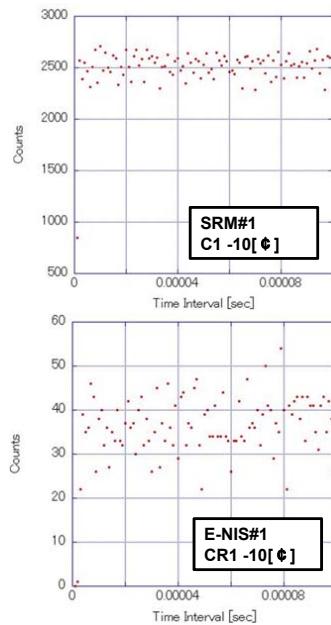
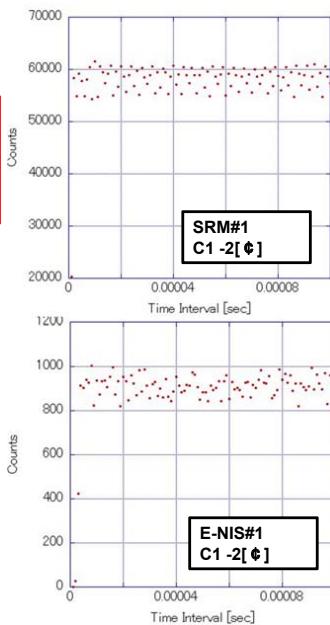
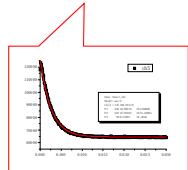


→ 数値がマイナス値であり、有意な相関成分は見られない



試験結果(炉雑音測定) 2

10

Rossi- α 法

→定常値を示しており、有意な相関成分は見られない

まとめ

11

1. 逆動特性測定

①制御棒挿入／引抜

- ・-20 ¢ 未満の浅い未臨界度では比較的良好な結果が得られた。(±10%程度で制御棒価値(操作分)と一致)
 - 基本的な適用性について見通しを得た。(浅い未臨界度の場合)

②ロッド・ドロップ測定

- ・最大価値を有するC1のロッド・ドロップ測定において、±10%程度で制御棒価値(操作分)と一致した。
 - 基本的な適用性について見通しを得た。

2. 炉雑音測定

- ・もんじゅの中性子計装での測定評価(单Ch信号)では有意な相関成分は確認できなかった。

3. 今後の展開

炉心確認試験で得たデータを基に測定、分析方法等の検討を行い、出力上昇試験の炉心で再測定を実施する予定。

未臨界度測定法適用性評価についての質疑応答

< 1 > 第 1 回委員会（8月 2 日）における質疑応答

特になし

< 2 > 第 2 回委員会（12月 10 日）における質疑応答

質問：ロッドドロップ測定、逆動特性測定で使用した逆動特性法という手法は、最小自乗逆動特性法と同様のものか。

回答：同様のものである。

質問：ロッドドロップ測定等の良好な評価結果で得られた中性子源強度を用いて、制御棒連続挿入時の計数率変化から反応度曲線を算出する方法も検討してはどうか。

回答：検討する。

質問：炉雑音測定の結果で SRM の評価結果が表示されているが、試験用中性子計装(仮設 NIS)の評価結果はどのようなものであったか。

回答：SRM と同様な結果が得られた。

質問：ロッドドロップ測定について、制御棒落下前定常状態と落下後定常状態の計数率比から反応度を算出できないか。

回答：検討する。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

⑧崩壊熱評価、圧力損失変化評価、燃焼係数評価

(独)日本原子力研究開発機構
 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
 技術部 技術課
 大川内 靖

1

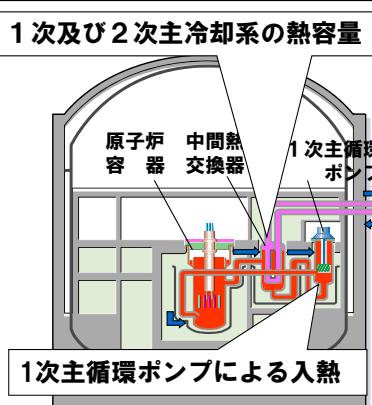
崩壊熱評価

目的: 崩壊熱を評価し、もんじゅの設計評価や今後の高速炉開発に資する。

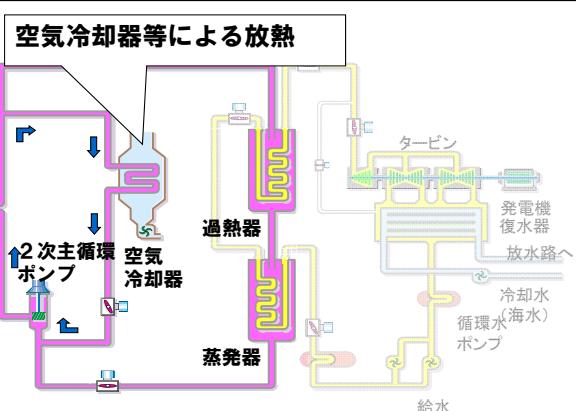
方法: 崩壊熱による系統昇温を行い、この時の熱収支から崩壊熱を評価する。

- ・炉心確認試験では、崩壊熱がほとんどないことから、1次主冷却系温度変化率の異なる昇温条件で、温度変化率、1次主冷却系循環ポンプからの入熱量、空気冷却器からの放熱量などから、1次及び2次主冷却系の熱容量を評価する。
- ・40%出力プラント確認試験以降、崩壊熱を評価する。

1次及び2次主冷却系の熱容量



空気冷却器等による放熱



原子炉・1次冷却系

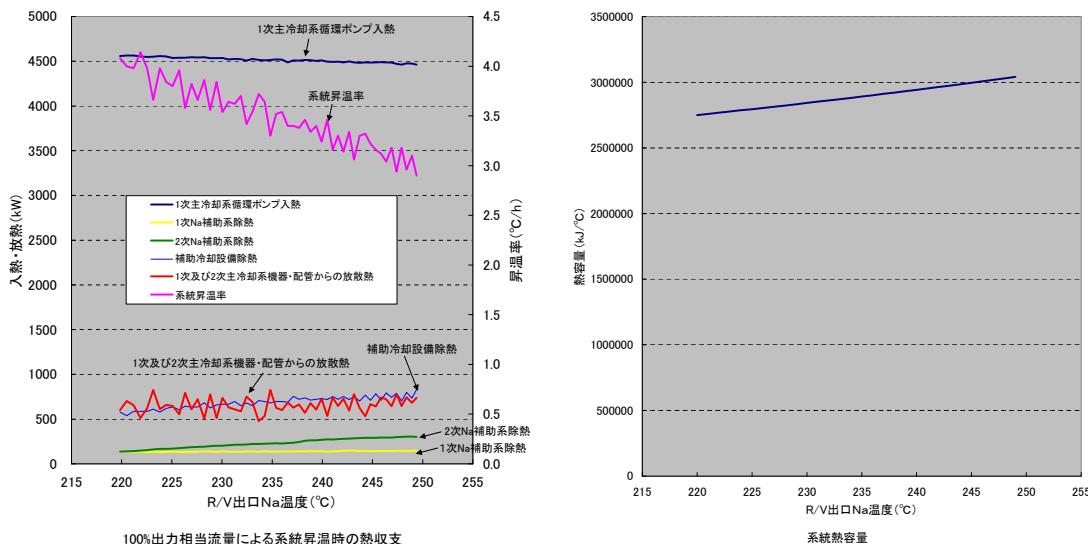
2次冷却系

水・蒸気系（停止中）

1

2

崩壊熱評価（結果）



崩壊熱評価で得られた結果：系統熱容量は約2,900,000kJ/°C

3

圧力損失変化評価

背景

- 大洗R&D：以下の冷却材Na条件下で行われた流動耐久試験において、圧力損失が増加する結果が報告されている。
 - Na温度：397 [°C]、Na流量：17.36 [kg/s]、Na流動時間：2384 [h]
 - 圧力損失の変化は約300時間でほぼ飽和状態となり、増加量は最大4%**
 「もんじゅ」第6次試作模擬燃料集合体 ナトリウム流動耐久試験」より

燃料集合体表面に付着物が形成されることが要因である可能性が示唆。

目的

- 「もんじゅ」における同様の現象の有無、および現象がある場合には影響を及ぼすパラメータやその影響度を確認するため、1次主冷却系の圧力損失の経時変化に関するデータとして、1次主冷却系のポンプの回転数や、流量、温度などを測定し、圧力損失の変化(1次主循環ポンプ揚程変化)を評価する。

40%出力プラント確認試験、出力上昇試験においても引き続きデータを取得し、圧力損失変化を評価する。

4

圧力損失変化評価(結果)

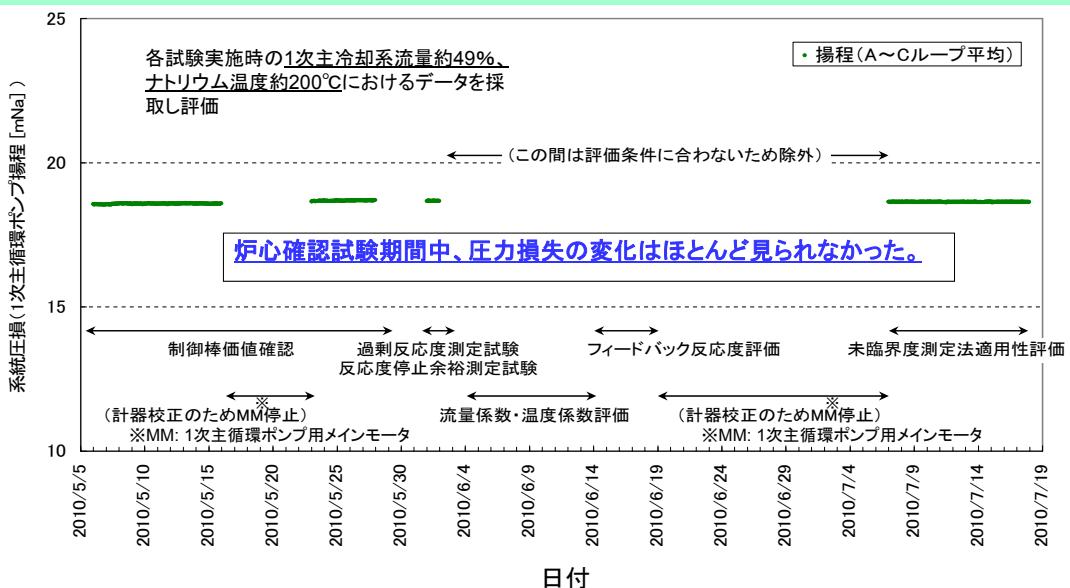


図 炉心確認試験期間における1次主冷却系の圧力損失(1次主循環ポンプ揚程)変化

5

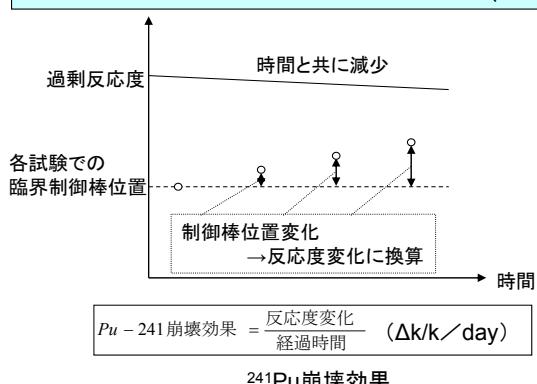
燃焼係数評価

目的:炉心管理において重要となる、出力運転に伴う燃焼により生じる反応度変化である燃焼係数を測定する。

- 炉心確認試験時においては、(²⁴¹Puの自然崩壊による反応度低下)を測定
- 40%、100%出力試験時において、(燃料の燃焼による反応度低下)を測定

方法:炉心確認試験中における臨界操作での制御棒位置の変化から反応度変化を求める。

- (燃焼による反応度低下効果) = (燃料の燃焼による反応度低下)
+ (²⁴¹Puの自然崩壊による反応度低下)



燃焼係数評価(結果)

6

項目	測定日	制御棒位置 (mm)		反応度変化 (% $\Delta k/k$)	経過時間 (day)	Pu-241崩壊効果 (% $\Delta k/k/day$)
		CCR1	他の 調整棒			
制御棒値確認	2010/5/8 11:21	793	795	-	-	-
フィードバック 反応度評価	2010/6/16 16:08	793	795	0.0000	39.2	0.00000
未臨界度測定法適用性評価(その1)	2010/7/7 14:56	805	795	-0.0072	60.1	-0.00012
未臨界度測定法適用性評価(その2)	2010/7/17 11:08	810	795	-0.0100	70.0	-0.00014

圧力損失評価についての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：測定時の流量及び、温度の条件は一定か。今後は条件を変えて測定するのか。また前回性能試験時との結果比較はあるか。

回答：炉心確認試験では流量 49%、Na 温度 200°C の一定条件で測定をした。今後の出力試験においては、異なる条件での測定も予定している。前回性能試験時との結果との比較もしていく。

質問：測定の動機となった研究開発段階の試験結果では、圧力損失変化がどのくらいの時間オーダーで発生し、原因はどのように評価されているのか。

回答：試作模擬燃料集合体を用いた流動試験において、集合体装荷後、圧力損失は約 4%増加し、約 300 時間で飽和するという結果があった。圧力損失増加の原因については集合体表面に付着物が形成される可能性が示唆されている。

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：今回は零出力試験なので付着物ができるとは考えにくいが、炉心の圧力損失の変化はみられたのか。

回答：今回の試験期間中に、圧力損失の変化はみられなかった。

質問：研究開発段階での試験と今回の試験では温度条件が異なるのではないか。

回答：研究開発段階の試験は 397°C で行われており、今回の性能試験 (190°C～300°C) とは条件が異なる。今後の 40%出力プラント確認試験や出力上昇試験において系統温度を上昇させるので、引き続きデータを取って確認する。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

⑨解析のまとめ

(独)日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
羽様 平



概要

1

主要核特性の解析精度を評価・分析

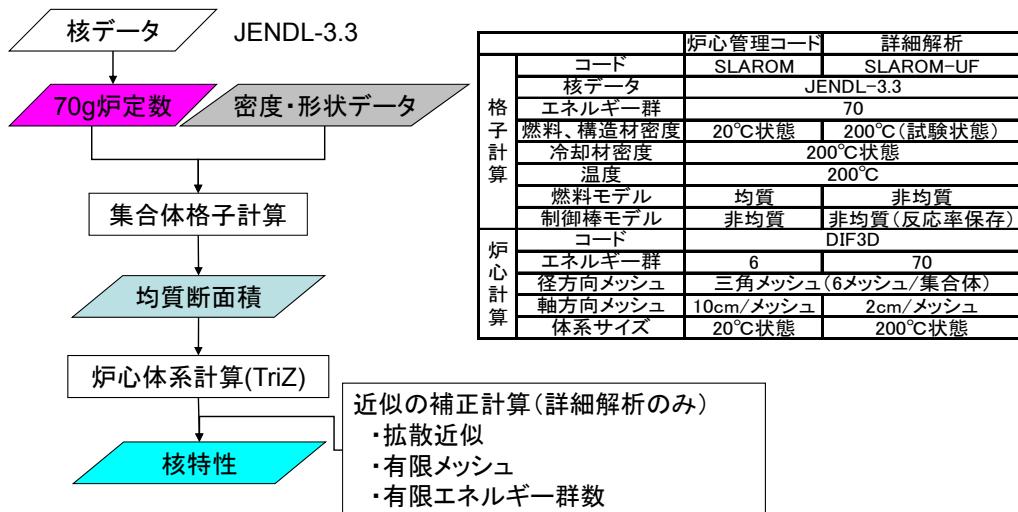
- 対象核特性
 - 臨界性、制御棒価値、等温温度係数
- 解析精度評価
 - 炉心管理運用システム（実用上の観点）
 - 研究開発用詳細解析システム（達成可能な精度）
- 内容
 - 解析手法
 - 過剰反応度予測結果
 - 試験後解析結果
 - 核データ検証への活用例



解析手法

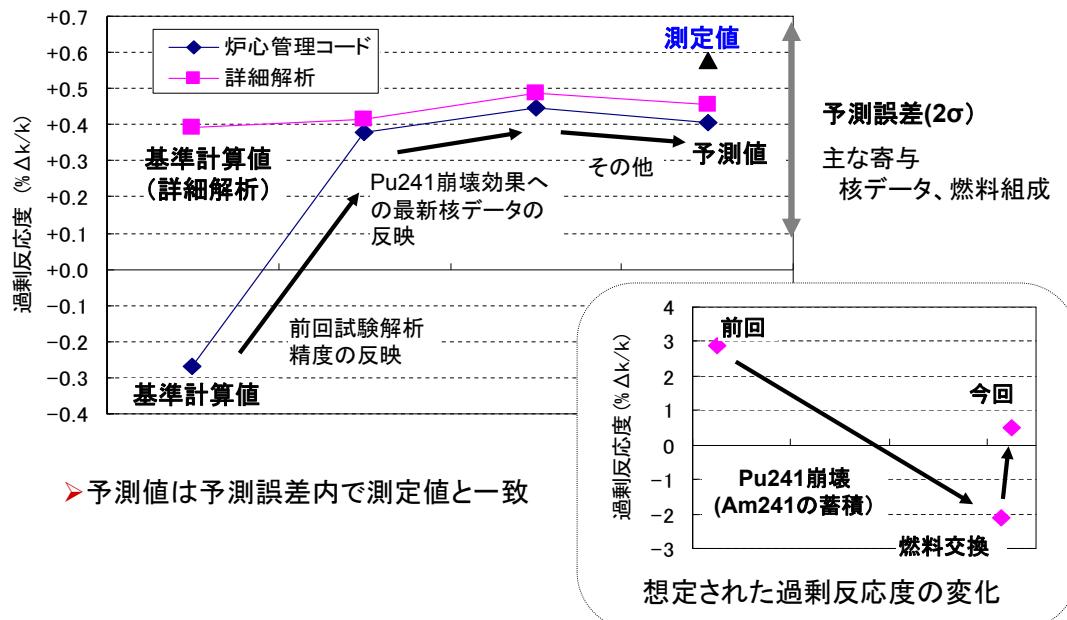
2

- 炉心管理運用システム(炉心管理コード)
- 研究開発用詳細解析システム(詳細解析)



過剰反応度予測結果

3





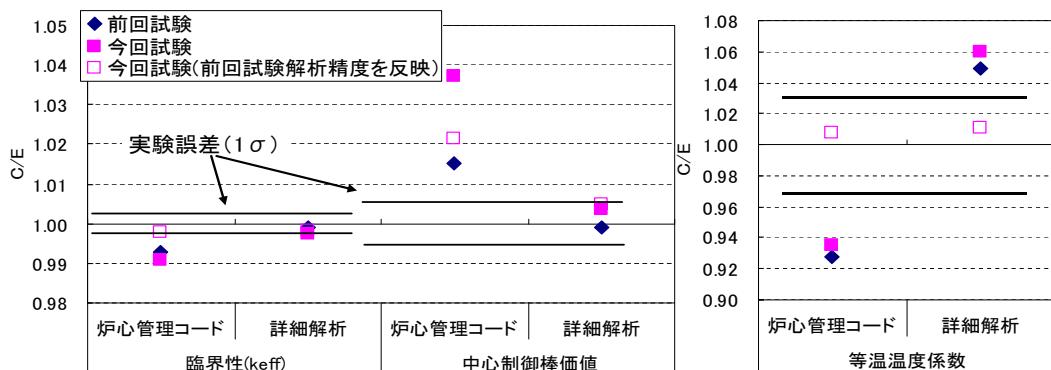
主要核特性の試験後解析結果

4

核特性：臨界性、中心制御棒価値、等温温度係数

解析手法：炉心管理コード、詳細解析

対象試験：前回試験、今回試験



▶ 詳細解析 --- 概ね誤差内で一致

▶ 炉心管理コード --- 既知炉心の解析精度反映(バイアス)により
実用上問題のない精度



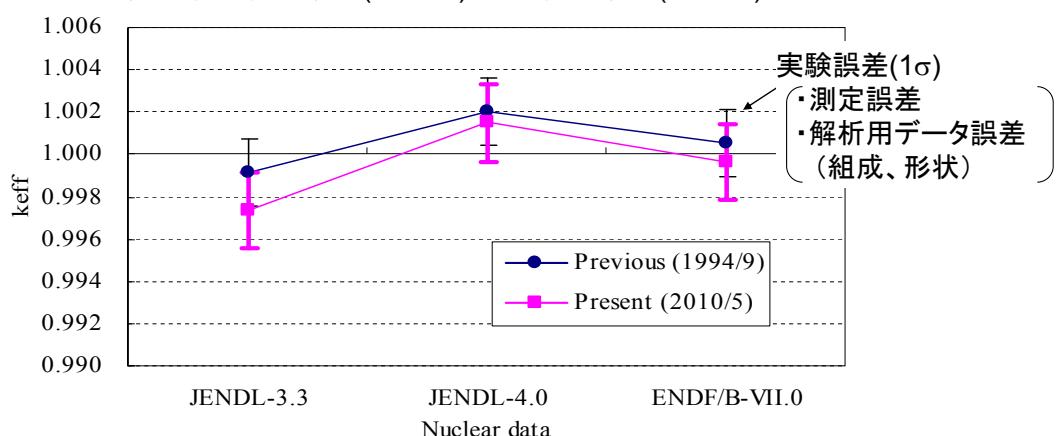
核データ検証への活用 (1/5)

5

臨界体系に対する実効増倍率の解析精度を比較

➢ 核データ: JENDL-3.3(2002), JENDL-4.0(2010), ENDF/B-VII.0(2006)

➢ 炉心: 前回試験炉心(1994/9)、今回試験炉心(2010/5)



JENDL-3.3の結果: 今回試験炉心のkeffを幾分過小評価



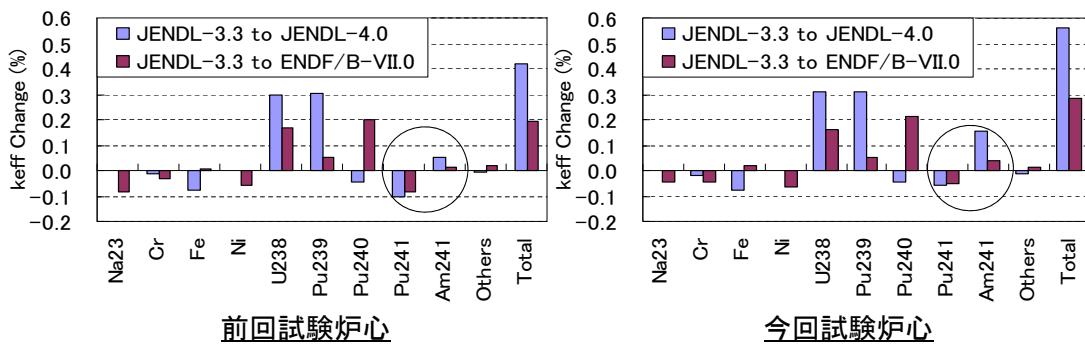
核データ検証への活用 (2/5)

6

核データ改訂による変化(効果)を分析

➤ 核データ改訂: JENDL-3.3 → JENDL-4.0 or ENDF/B-VII.0

➤ 評価方法: 感度係数(核データの変化に対する核特性変化) × 核データ変化



核データ改訂によるKeffの変化(核種別寄与)

- ²⁴¹Am、²⁴¹Pu の核データ改訂効果(確認できるが他の寄与が大)
- “他の寄与”は炉心間で類似 → 炉心間の差異に着目し、²⁴¹Am、²⁴¹Pu の寄与を抽出

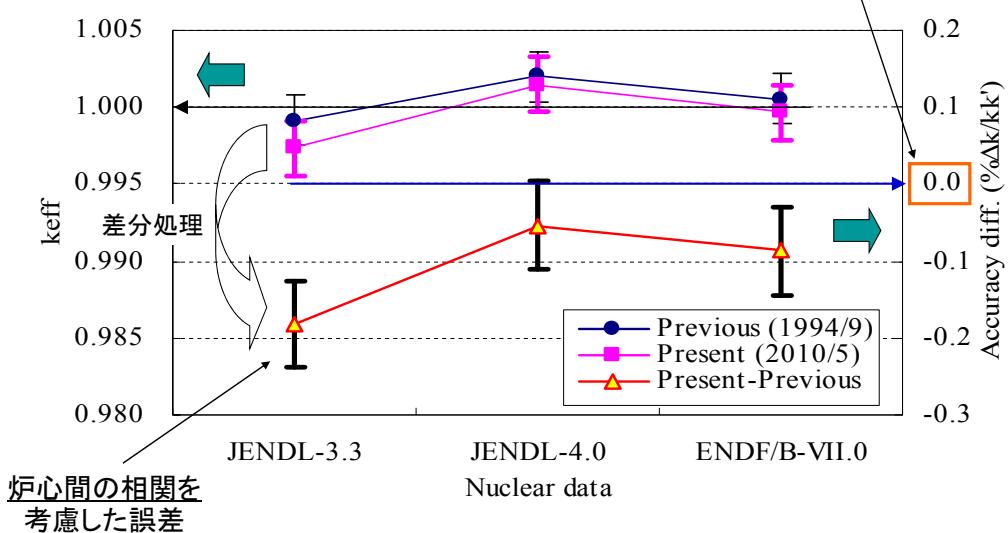


核データ検証への活用 (3/5)

7

解析精度の炉心間差異(右軸)

理想値=差異なし

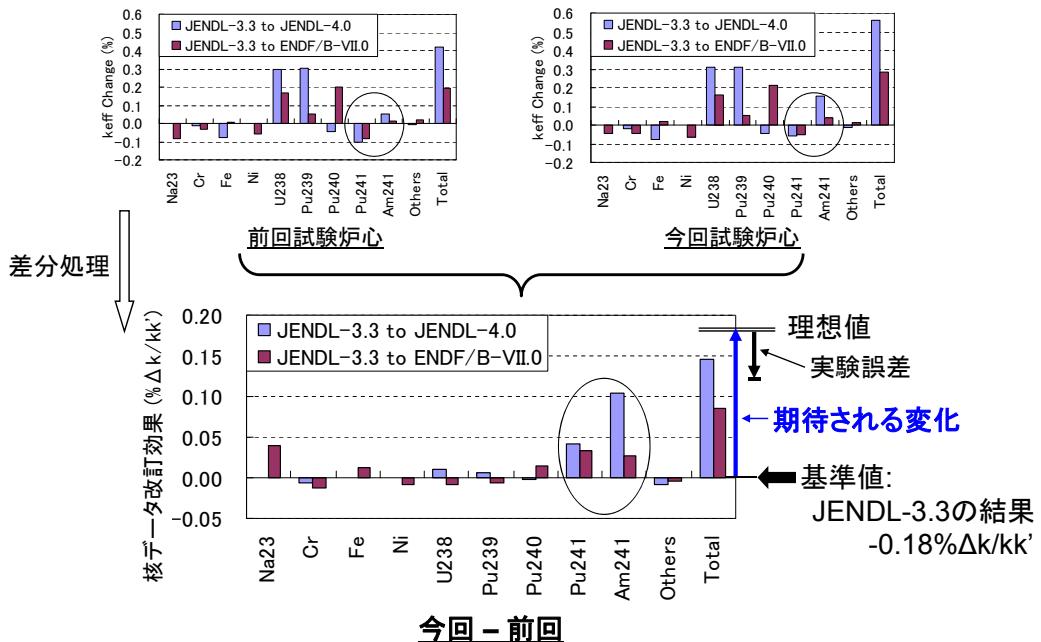


- JENDL-3.3の結果: 明らかな過小評価



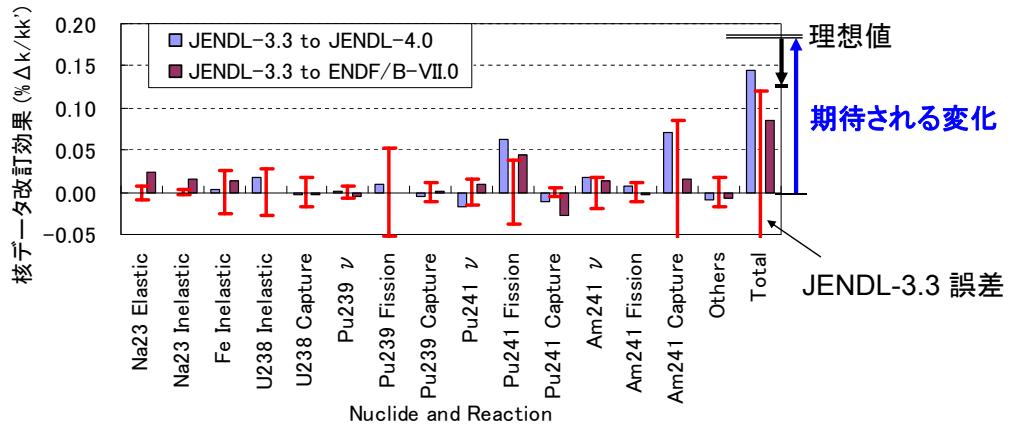
核データ検証への活用 (4/5)

8



核データ検証への活用 (5/5)

9



◆期待される変化に対し

- JENDL-3.3 誤差 → 改訂余地が大きい核種・反応:
 $^{241}\text{Am capture}$, $^{239}\text{Pu fission}$, $^{241}\text{Pu fission}$
- JENDL-4.0とENDF/B-VII.0の差 → $^{239}\text{Pu fission}$ の改訂余地は小さい
- JENDL-4.0 の $^{241}\text{Am capture}$ と $^{241}\text{Pu fission}$ の改訂を支持



まとめ

10

炉心確認試験の主要核特性について解析精度を評価・分析

◆ 解析精度:

- 炉心管理運用システム --- バイアス適用により実用上問題なし
- 詳細解析 --- 概ね実験誤差内で一致
 - ➔ 詳細解析を適宜反映し、適確に炉心管理を実施

◆ 取得データの核データ検証への活用

- 前回試験データとの差分評価により ^{241}Am と ^{241}Pu の寄与を抽出
- ^{241}Am capture断面積と ^{241}Pu fission断面積
 - ➔ JENDL-3.3からJENDL-4.0への改訂を支持

解析のまとめについての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：臨界性に関する予測解析誤差の内訳は何か。

回答：燃焼組成の分析誤差や核データの誤差等を基に算出している。

質問：予測解析の誤差として 2σ で $\pm 0.3\% \Delta k/k$ とは少々大きいのではないか。

回答：高速炉開発実用化研究開発（FaCT）の設計目標精度である 2σ で $\pm 0.6\% \Delta k/k$ と比較しても小さく、精度よく予測できたと考えている。

質問：Pu-241 の崩壊効果の補正とは何か？

回答：臨界性の予測解析で、長期保管燃料の Pu-241 崩壊による反応度低下効果の解析値を、前回性能試験での測定値と解析値の比で補正したという意味である。

質問：Am-241 蓄積の効果を確認できるような実験を検討して欲しい。

回答：今回示した臨界性や等温温度係数は、Am-241 の蓄積の効果を含んだ結果であり、貴重な炉物理データと考えており、解析と合わせて評価していく。ただし、Am-241 の効果だけを実験的に分離することは難しい。

コメント：Am-241 の原子数密度のみを変化させた反応度変化を解析すれば、解析上では Am-241 効果を分離可能である。

回答：解析では、そのような検討を行っている。

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：臨界性（実効増倍率）について、前回、今回炉心の差に着目した感度解析によって、JENDL-4 ライブラリの Am-241 や Pu-241 の断面積の妥当性を確認したことであったが、温度係数などでも実施しているか。

回答：温度係数についても同様の検討をしているが、臨界性のように Am-241 の断面積改訂の寄与が顕著ではなく、一方で臨界性と比べると測定誤差が大きいという問題もある。測定誤差については詳細に検討を始めている。

質問：感度解析の結果説明（図）で、「理想値」の意味は何か。

回答：この図では、炉心間での解析精度（実測データからのずれ）に差がない場合の値を「理想値」と表現している。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

(3) プラント特性関係(化学管理、放射線管理、機器設備)

①ナトリウム純度確認」「アルゴンガス純度確認」

(独)日本原子力研究開発機構

高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 安全管理課

川村 義明 中川 浩樹 井田 拓美・・



試験結果(プラント特性関係の①)

ナトリウム純度確認

(1) 試験期間

平成22年5月17日～7月16日

(2) 試験目的

1次系、2次系のナトリウムサンプリング装置及びプラギング計が所期の機能を満足すること、並びに当該ナトリウム中の不純物濃度が基準値以内であることを確認し、プラント設計の妥当性を確認する。

(3) 試験方法

1次系、2次系の各出力段階に応じてナトリウムのサンプリング・分析を実施し、ナトリウムの純度を把握する。

(4) プラント状態

本試験はナトリウム温度及びナトリウム流量が一定であるプラント状態で実施する必要がある。しかし、他の試験でこれらのプラント状態となるため、本試験ではプラント状態の設定は実施していない。



試験結果(プラント特性関係の①)

アルゴンガス純度確認

(1) 試験期間

平成22年5月18日～7月13日

(2) 試験目的

1次系、2次系のアルゴンガスサンプリング装置が所期の機能を満足すること及び当該アルゴンガス中の不純物濃度が基準値以内であることを確認し、プラント設計の妥当性を確認する。

(3) 試験方法

1次系、2次系の各出力段階に応じてアルゴンガスのサンプリング・分析を実施し、アルゴンガスの純度を把握する。

(4) プラント状態

本試験に必要なプラント状態はない。ただし、本試験の実施時期はナトリウム純度確認試験の実施時期と併せて実施するよう調整している。



試験結果(プラント特性関係の①)

ナトリウム純度確認

1次系ナトリウム及び2次系ナトリウム中に含まれる酸素等の成分を分析した。その結果、酸素濃度が判定基準値以下であることを確認した。

1次系ナトリウム中酸素濃度
2.3ppm
判定基準値:3ppm以下

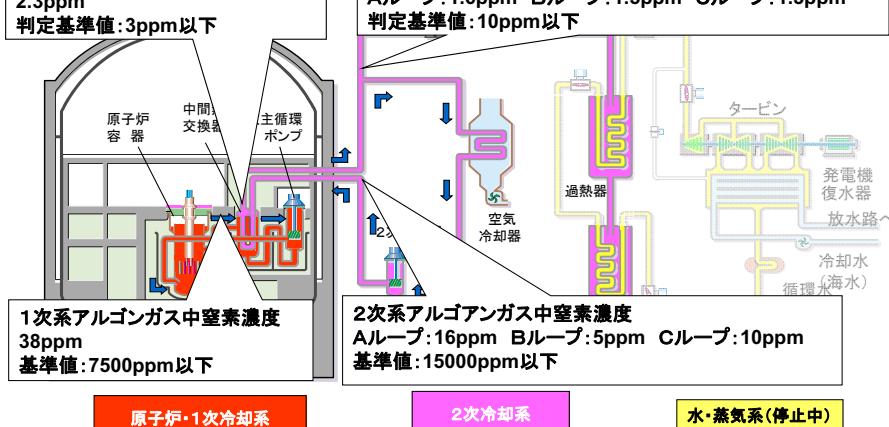
1次系アルゴンガス中窒素濃度
38ppm
基準値:7500ppm以下

アルゴンガス純度確認

1次系アルゴンガス及び2次系アルゴンガス中に含まれる窒素等の成分を分析した。その結果、窒素濃度が社内基準値以下であることを確認した。

2次系ナトリウム中酸素濃度
Aループ:1.6ppm Bループ:1.5ppm Cループ:1.5ppm
判定基準値:10ppm以下

2次系アルゴンガス中窒素濃度
Aループ:16ppm Bループ:5ppm Cループ:10ppm
基準値:15000ppm以下



原子炉・1次冷却系

2次冷却系

水・蒸気系(停止中)

ナトリウム純度確認及びアルゴンガス純度確認についての質疑応答

< 1 > 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

特になし

< 2 > 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：ナトリウム中酸素濃度はどのように測定しているか。

回答：系統よりサンプリングしたナトリウムについて、空気中の酸素との反応を避けるため、アルゴンガスで満たしたグローブボックスで分析に必要な量を採取している。採取したナトリウム試料を真空中で加熱蒸留し、純粋なナトリウムを蒸留除去すると、ナトリウム酸化物のみが残渣として残る。このナトリウム酸化物を水で溶解し、中和滴定法によりアルカリ量を求めて、間接的に酸素量を測定している。

質問：1次系と2次系のナトリウム中酸素濃度を比較すると2次系の方が低いのは何故か？

回答：系統のナトリウム中酸素濃度はコールドトラップ温度に起因する。コールドトラップ温度の低い方がナトリウム純度は良く、炉心確認試験中は1次系が約130°C、2次系が約120°Cに保持しており、2次系の方の酸素濃度を低く保っているためである。

質問：燃料交換後に系統に不純物が混入したかどうかは分かるのか。

回答：性能試験項目ではないが、定常業務として燃料交換前後にEVST（炉外燃料貯蔵槽）系のナトリウム、アルゴンガス分析を実施しており、不純物濃度に大きな変化がないことを確認している。

平成22年度 第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

**②ナトリウム放射化量評価、放出放射性物質挙動評価
及び空間線量当量率確認**

(独)日本原子力研究開発機構

高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 安全管理課

川村 義明 中川 浩樹 井田 拓美



試験結果(プラント特性関係の②)

ナトリウム放射化量評価

(1) 試験期間

平成22年5月17日～7月16日

(2) 試験目的

1次系、2次系ナトリウムの γ 核種分析により、Na-22、Na-24濃度を測定して、放射化ナトリウム生成量及びナトリウム中濃度等に関する設計評価の妥当性を確認する。

(3) 試験方法

1次系、2次系の各出力段階に応じてナトリウムのサンプリング・分析を実施し、ナトリウム中のNa-22、Na-24濃度を把握する。

(4) プラント状態

本試験はナトリウム温度及びナトリウム流量が一定であるプラント状態で実施する必要がある。しかし、他の試験でこれらのプラント状態となるため、本試験ではプラント状態の設定は実施していない。



試験結果(プラント特性関係の②)

放出放射性物質挙動評価

(1) 試験期間

平成22年6月2日～7月2日

(2) 試験目的

運転に伴うトリチウムの挙動を把握し、その濃度が法令値以下であることを確認する。

(3) 試験方法

ナトリウム・アルゴンガス等をサンプリングし、液体シンチレーションカウンターにてトリチウム濃度の測定を実施する。なお、トリチウム濃度の測定は原則として水蒸気状とするが、換気系及び各部屋の空気雰囲気については一部元素状も測定する。

(4) プラント状態

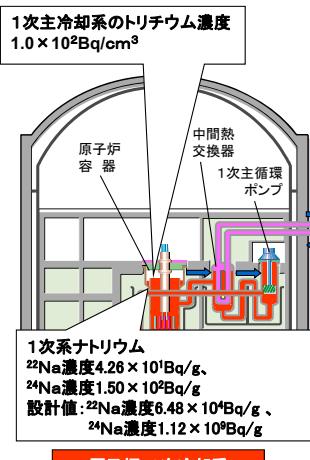
本試験は、流量係数評価、温度係数評価、フィードバック反応度評価、1次主冷却系循環ポンプコストダウン特性確認、未臨界度測定法適用性評価と並行して行う試験であり、これらの試験で設定するプラント状態に併せてトリチウム濃度を測定するため、本試験で設定するプラント状態はない。



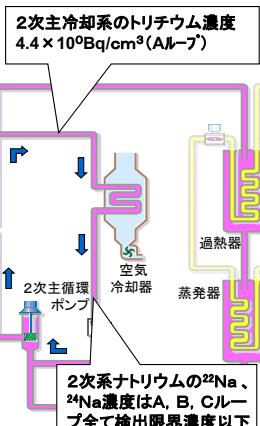
試験結果(プラント特性関係の②)

ナトリウム放射化量評価

1次系ナトリウムの ^{22}Na 、 ^{24}Na 濃度を測定した。その結果、 ^{22}Na 、 ^{24}Na 濃度は、設計値以内であることを確認した。なお、2次系ナトリウムも同様に ^{22}Na 、 ^{24}Na 濃度を測定し、全て検出限界濃度以下であることを確認した。



原子炉・1次冷却系



2次冷却系

放出放射性物質挙動評価

1次主冷却系、2次主冷却系など各系統及び各部屋のトリチウム濃度を測定した結果、測定値が法令基準値未満であることを確認した。なお、本試験は、40%出力プラント確認試験、出力上昇試験にも行う。

単位 : Bq/cm ³			
測定場所	測定値	判定基準	結果
1次系ナトリウム	1.0E+02	—	—
1次系アルゴンガス	1.2E-01	—	—
2次系ALR-2ナトリウム	4.4E+00	—	—
2次系ALR-2アルゴンガス	3.1E-01	—	—
燃料取扱室換気系	< 2.5E-04	—	—
空気抽出器付近	< 2.8E-04	< 8.0E-02	合格
2次純化系 コールドブランケットA系	< 2.4E-04	< 8.0E-02	合格
補助建物一般換気系	< 8.9E-07	< 8.0E-02	合格
補助冷却系 空気冷却器排気口	< 9.8E-07	< 8.0E-02	合格
タービン建物換気装置	< 7.4E-07	< 8.0E-02	合格
排気筒	< 8.5E-07	< 5.0E-03	合格
廃液モニタタンク	< 5.7E-02	< 6.0E+01	合格



試験結果(プラント特性関係の②)

空間線量当量率確認

(1) 試験期間

平成22年5月11日～5月21日

(2) 試験目的

原子炉が臨界に到達し、零出力で運転されている状態で、プラント内外各所の放射線状況を確認するため、以下に示す測定を行う。

- ① エリアモニタ、プロセスマニタ及びモニタリングポストに係る測定値は、放射線監視盤の測定値を読み取り記録する。
- ② 管理区域内外の各測定点におけるガンマ線及び中性子線の線量当量率については、サーベイメータ指示値を読み取り記録する。
- ③ 管理区域内外の各測定点における空気中の粒子状放射性物質濃度及び表面密度を測定し、記録する。

(3) 試験方法

原子炉が臨界に到達し、安定に運転されている状態で、プラント内外各所の放射線状況を確認する。このため、線量当量率、表面密度、空気中放射性物質濃度の測定を実施する。

(4) プラント状態

本試験は、制御棒価値確認、核出力校正確認と並行して行う試験であり、これらの試験で設定するプラント状態に併せて線量当量率、表面密度等を測定する。



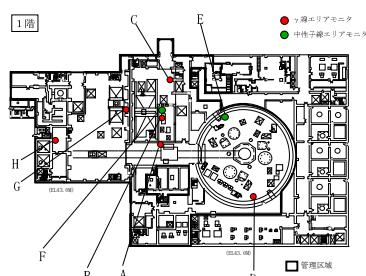
試験結果(プラント特性関係の②)

空間線量当量率確認

原子炉が臨界に到達後、零出力で運転されている状態で、管理区域、保全区域及び周辺監視区域の放射線状況(合計446箇所)を測定した結果、測定値が遼へい設計基準値又は法令基準値*未満であることを確認した。

管理区域内(エリアモニタ)の測定結果(例)

単位:mSv/h



測定場所	測定値	判定基準	結果
A	1.26E-04	<1.00E-02	合格
B	1.65E-04	<1.00E-02	合格
C	1.50E-04	<1.00E-02	合格
D	2.20E-04	<1.00E-02	合格
E	<1.00E-05	<1.00E-02	合格
F	<1.00E-05	<1.00E-02	合格
G	1.52E-04	<1.00E-02	合格
H	1.45E-04	<1.00E-02	合格

* : 例えば管理区域内では、しゃへい区分に応じてA区域:0.00625mSv/h
以下、B区域:0.01mSv/h以下、管理区域境界では0.0026mSv/h以下など。

ナトリウム放射化量評価等についての質疑応答

<1> 第1回委員会（8月2日）における質疑応答
特になし。

<2> 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：ナトリウムの放射化量はどのように測定しているか。

回答：ナトリウム試料を水蒸気分解して水酸化ナトリウム水溶液にし、硝酸で中和後ガラス容器に入れ、ゲルマニウム半導体検出器により γ 線測定を実施する。

質問：「もんじゅ」では蒸気発生器が稼働してからのトリチウムの挙動が重要だが、格納容器で発生したトリチウムが補助建屋を通して蒸気発生器に到達する挙動を評価するためのデータを取得していると理解して良いか？

回答：その通り。今回は稼働していない水系のデータは取得していないが、今後測定する計画である。今回は換気系、排気系のデータは取得している。その意味でご指摘の目的に沿ったデータを取ることはできると考える。

質問：次回の40%出力状態での性能試験で水系を稼働する前に、水系が動いていない状態でのトリチウム濃度がバックグラウンドデータとして必要なのでそれを測定していると理解して良いか？

回答：その通り

第2回 「もんじゅ」研究利用専門委員会

③1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性評価

(独)日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 機械保修課
久保 篤彦



試験結果(プラント特性関係の③)

1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認

ポンプコーストダウン:ポンプが停止後の冷却材循環流量の低下

原子炉トリップ⇒同時にポンプトリップ⇒冷却材循環流量をコーストダウン

ナトリウムの 循環流量の低下 < 速すぎる⇒炉心温度の過度な上昇
緩慢すぎる⇒原子炉出口側の機器配管に熱衝撃

⇒ポンプに適切な回転慣性を持たせ、ポンプトリップの際にも、この回転慣性と1次冷却材の液体慣性により、1次冷却材流量の減少率を抑制するよう設計。

従って1次主冷却系循環ポンプのコーストダウンが適切に設定されていることは安全上重要。

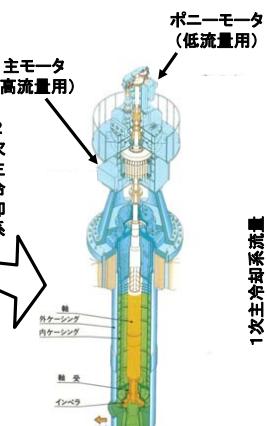
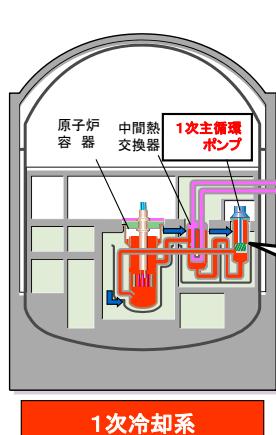
本試験は、ポンプ回転数及び循環流量のコーストダウン特性を確認することを目的として実施。



試験結果(プラント特性関係の③)

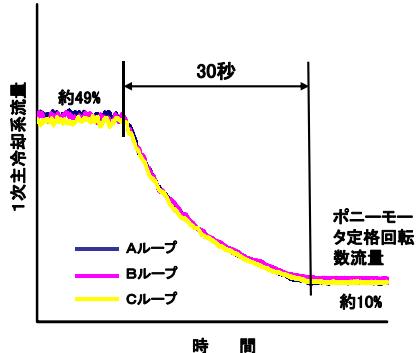
1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認

1次主冷却系循環ポンプを3台同時にトリップさせ、ポンプのコーストダウン特性を測定し、1次主冷却系循環ポンプの最低流量である49%流量からボニーモータ定格流量までの到達時間が判定基準を満足することを確認した。



【コーストダウン試験結果】

測定結果: 30秒
(判定基準: 15秒以上)

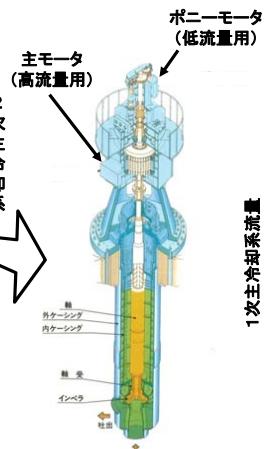
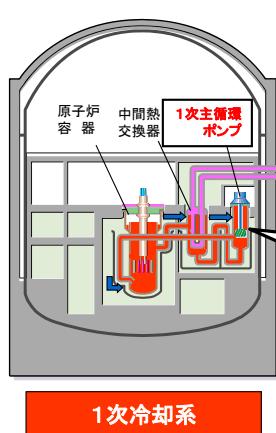


試験結果(プラント特性関係の③)

1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認

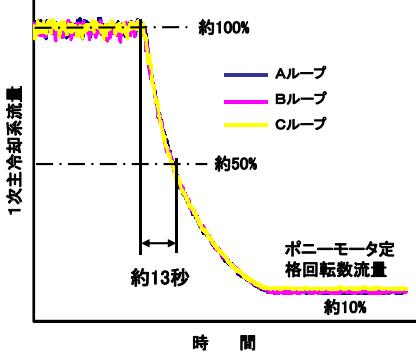
100%流量から1次主冷却系循環ポンプを3台同時にトリップさせ、M-Gセット*の回転慣性を付加した条件でフローコーストダウン特性を確認する。

* : 駆動用モータ、流体継手、発電機から構成され、要求される流量に応じて主モータの回転速度を制御する設備。



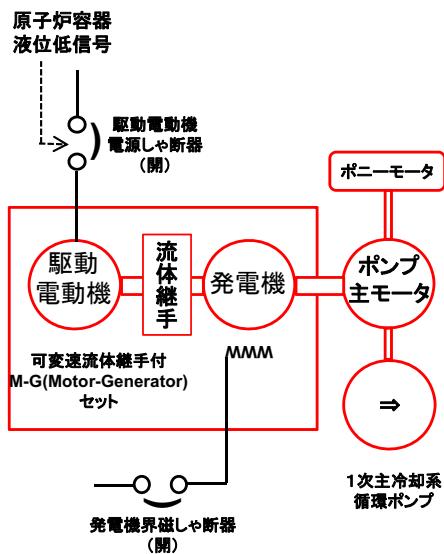
【フローコーストダウン試験結果】

測定結果: 約13秒





M-G セットとは



1次主冷却系循環ポンプは、ポンプ本体（ポンプと駆動モータ）と駆動モータの回転数を制御する可変速流体継手付M-Gセットにより構成する。原子炉トリップ時、通常はポンプ本体の回転慣性により循環流量をコストダウンさせるが、1次主冷却系配管が大口径で破損し原子炉容器内のナトリウム液位が大きく低下した場合には、ポンプ本体と可変速流体継手付M-Gセットの双方の回転慣性を与えることにより、通常よりコストダウンを緩やかにし炉心流量低下を抑制する設計としている。

そこで、本試験では、可変速流体継手付M-Gセットの回転慣性が付加した場合のポンプ回転数及び循環流量のコストダウン特性を確認することを目的として実施したものである。

1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性評価についての質疑応答

<1> 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

特になし。

<2> 第2回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：通常のプラント運転時において、流量減少等でトリップとなる設定値はいくらか？

回答：定格値±10%程度（定格流量比）で設定されている。つまり、100%出力運転の場合、定格値の90%程度の流量まで減少するとトリップする。

質問：流量計の精度はどの程度か？

回答：誤差が4%程度である。

(4) もんじゅを利用した機器開発

①新型ナトリウム温度計特性評価

日本原子力研究開発機構
FBRプラント工学研究センター プラント特性評価グループ
(高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課兼務)
大草 享一

1

内 容

1. 新型ナトリウム温度計開発の経緯
2. 新型ナトリウム温度計の測定原理
3. 試験装置
4. 測定方法
5. 測定結果
6. ノイズの影響と対策
7. まとめ

2

1. 新型ナトリウム温度計開発の経緯

1995年12月8日の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故
漏えい原因：熱電対ウェルの破損



配管内への挿入が不要な温度計測手法の開発が必要

配管内への挿入が不要な温度計測手法として

- ・配管外から内部のナトリウムを透過して
伝播する性質
- ・ナトリウム中の音速が温度に依存する性質

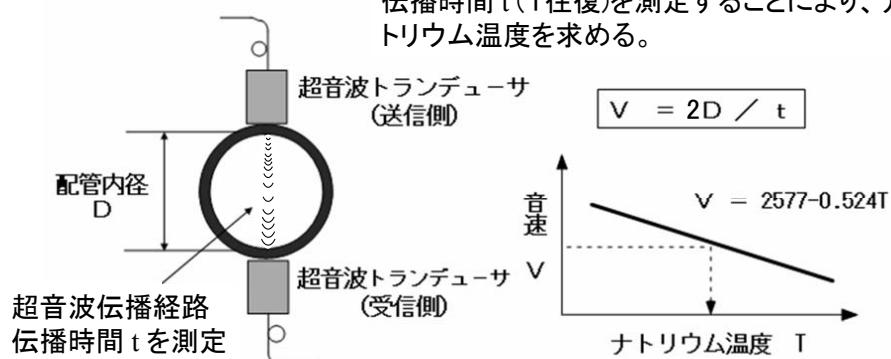


超音波を利用

3

2. 新型ナトリウム温度計の測定原理

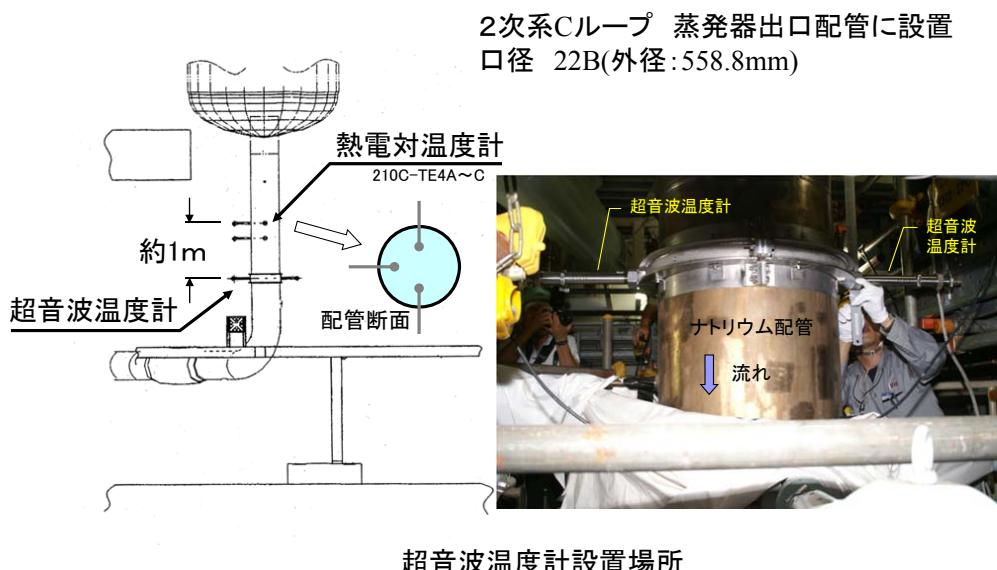
ナトリウム中の音速Vの温度依存性に着目し、
伝播時間t(1往復)を測定することにより、ナ
トリウム温度を求める。



超音波温度計の原理

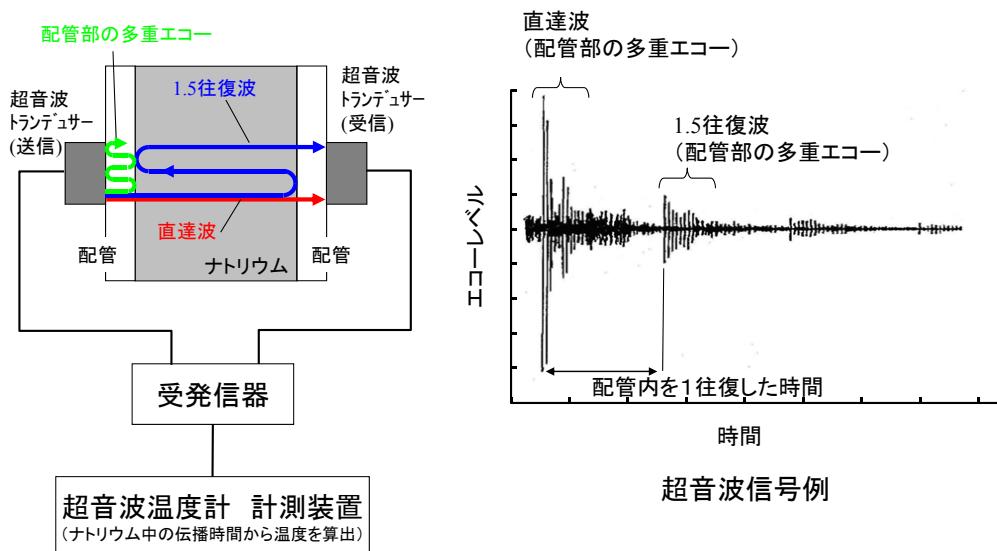
4

3. 試験装置



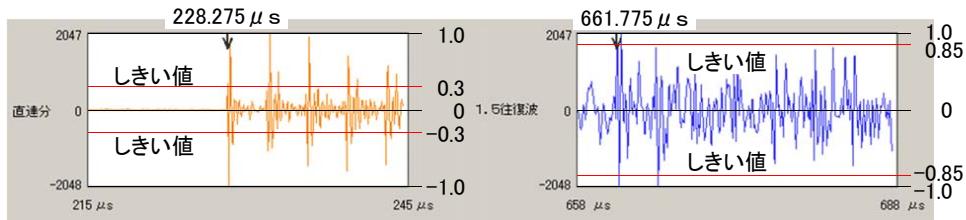
5

4. 測定方法



6

4. 測定方法(測定例)

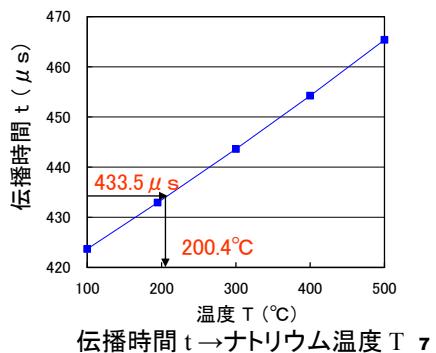


測定波形(2010年6月4日 10:30)

直達波伝播時間(td) : $228.275 \mu s$
1.5往復波伝播時間(tr) : $661.775 \mu s$

1往復波伝播時間 $t = tr - td = 433.5(\mu s)$

ナトリウム温度 T : $200.4^{\circ}C$



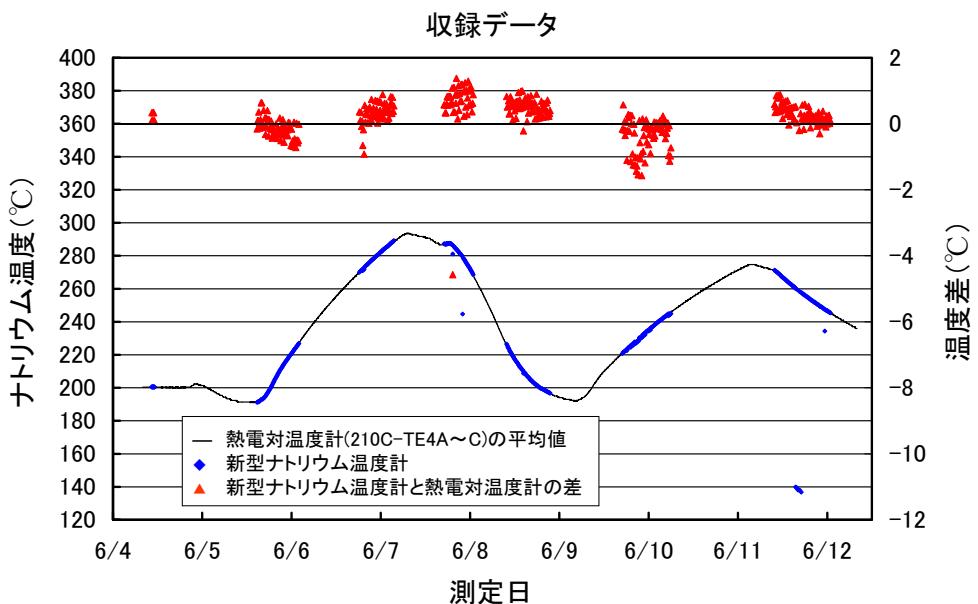
5. 測定結果

試験日時： 2010年6月4日～12日

並行して行われた試験： 温度係数評価試験(SST-R-3-1)
流量係数評価試験(SST-R-13)

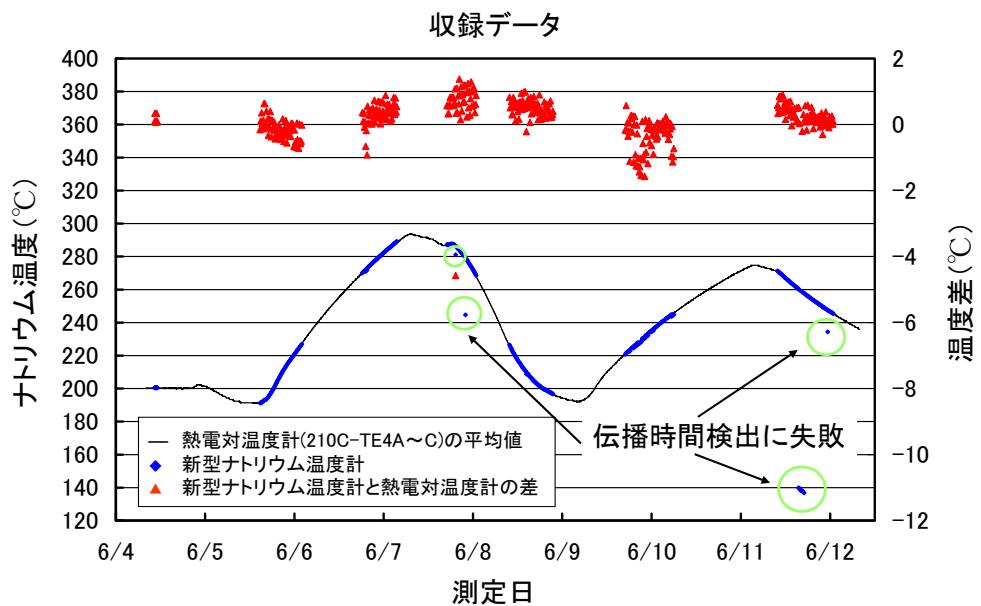
プラント状態： 1次主冷却温度 約190～300°C
1次主冷却流量 約49～100%
2次主冷却温度 約190～300°C
(測定箇所は、約190～290°C)
2次主冷却流量 約7%
(測定箇所は、約1%(約50m³/h))

5. 測定結果



9

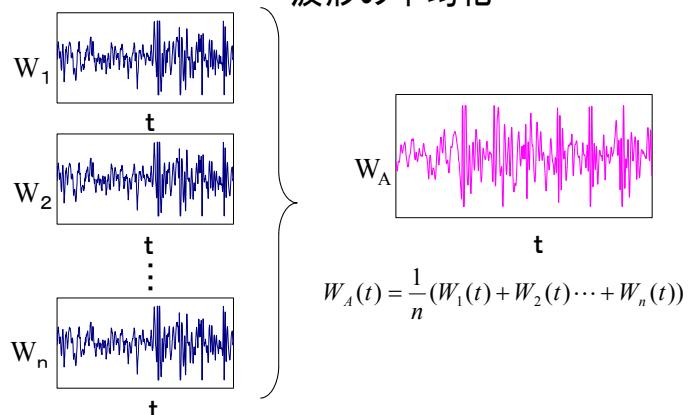
5. 測定結果



10

6. ノイズの影響と対策

波形の平均化



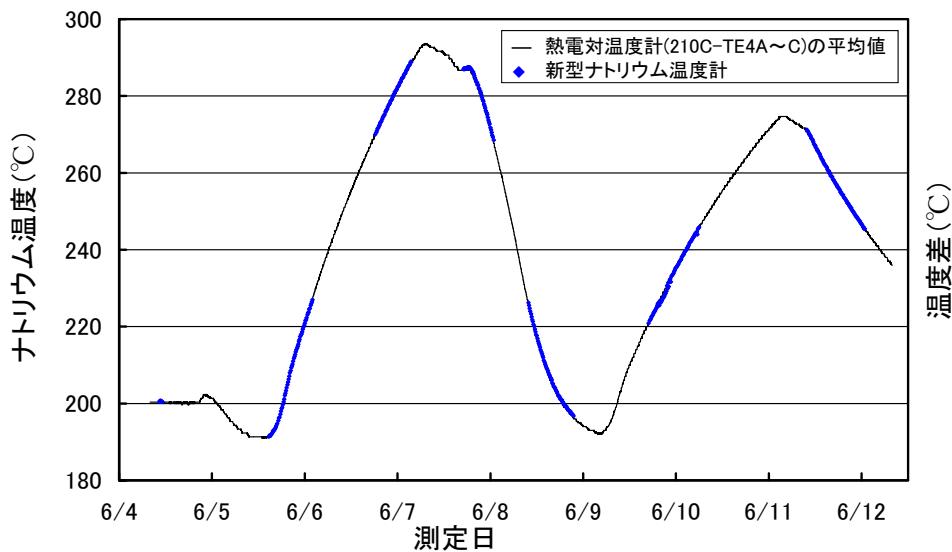
連続して収録した波形データの重ね合わせ

測定された20波形(20ms毎測定)を平均化

11

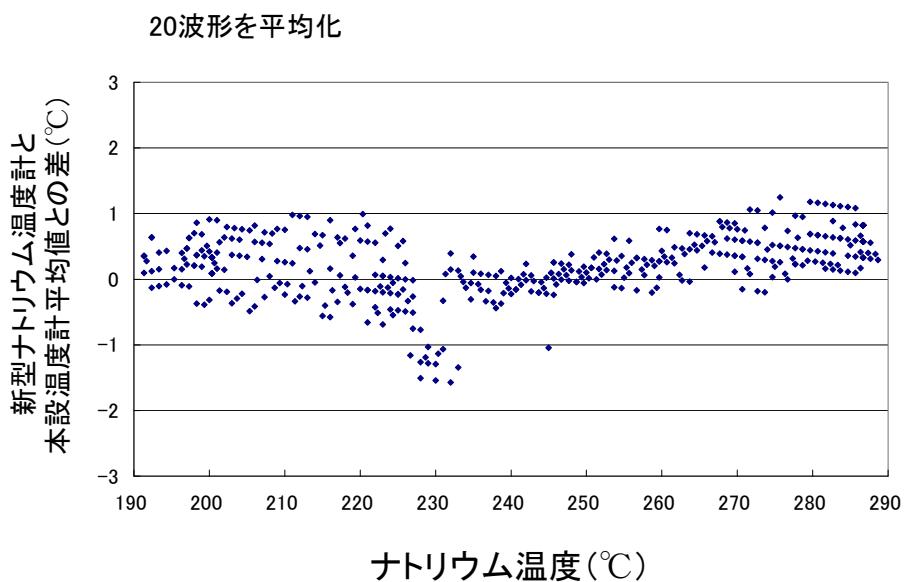
6. ノイズの影響と対策

収録データ(20波形を平均化)



12

6. ノイズの影響と対策



13

7. まとめ

- ・新型ナトリウム温度計を用いて蒸発器出口部のナトリウム温度を測定した結果、熱電対型温度計とほぼ同等の値を示すことを確認した。

新型ナトリウム温度計と熱電対温度計の最大差 約2°C
(熱電対温度計の計器誤差 約±4°C)

- ・ノイズ対策としては、波形を平均化する処理が有効である。

今後の試験に向けて

- ・温度・流量の違う条件での測定
- ・応答性の確認

14

4.1.4.1 新型ナトリウム温度計特性評価についての質疑応答

<1> 第1回委員会（8月2日）における質疑応答

質問：反射波を処理する際の「しきい値」に影響するノイズは電気的なものか、それとも超音波そのもののへのノイズか？

回答：反射波が色々な経路で帰ってきた超音波と考えている。

質問：JSFRでは、温度だけでなく流量のセンシングも超音波式を採用する検討をしている。

「もんじゅ」でも情報収集しているのか？同概念は「もんじゅ」で検討するか？

回答：「もんじゅ」で収録した大口径ナトリウム配管中の超音波の伝播データはJSFRにも役に立つと考えている。今後連絡を密にとりたい。

質問：「もんじゅ」でコールドレグ試験に限っているのに対して大洗では500°Cで試験中である。「もんじゅ」での試験も次の炉を念頭にして欲しい。温度が高くなると故障要因など厳しくなるのでR&Dが必要。この試験でカップリング部に銅を使う理由はステンレスとの共存性か？

回答：予備試験で良い成績が得られたからである。

(回答へのコメント) 腐食には気を付けて欲しい。

質問：ノイズが多いことについて、今はノイズの回りこみまでシミュレーションする技術がある。条件が本格運転に近づくとさらにノイズが増えるのでシミュレーションの技術が必要ではないか？

回答：シミュレーションについては、今後検討したい。また、ノイズの影響を低減するための手段として直達波だけ使う方法を考えている。

(回答へのコメント)：他の類似研究も参考にして欲しい。管壁の温度を元にナトリウム温度を測定するアプローチが研究されている。

回答：当該配管表面に熱電対を付けて温度測定を実施しており、そのデータを用いて、評価をすることはできる。

質問：超音波計測では受圧面と管壁の接触に問題が多い。これを解決するとノイズを減らせる余地があると思う。温度のゆらぎはどうか？

回答：実際の配管内で温度ゆらぎがどの様に発生しているかは把握できていない。測定したデータから見ると、現段階では、温度ゆらぎの影響は無いと思う。

質問：測定の時間分解能はいくらか？

回答：20m secでサンプリングしている

質問：配管の振動の影響はないか？

回答：銅部材やバネによる押し付けにより接触性の向上を図り、振動に対策をしている。

質問：加速度計の測定データからノイズの変化の傾向を監視することによって逆に異常診断に使えるのではないか？

回答：パルスを使えば可能性はある。プラントが 100%になればノイズが増えてこの計測の大きな障害になる。2年前にはデータが取れることもあった。設置方法にも色々な要因があるが、実機となると測定の最適化のための手段採用に対して制約が多い。なお、温度測定とは別に配管をモニタリングする研究は他部署で行っている。

質問：超音波による温度・流量の計測は軽水炉では実用技術である。このノウハウは製造企業が持っているので、情報を収集して検討してはどうか？。

回答：高速炉の配管は薄肉で、軽水炉のノウハウをそのまま使えるわけではない。

(回答へのコメント) : JST の研究では薄肉配管を対象にしている。

< 2 > 第 2 回委員会（12月10日）における質疑応答

質問：超音波の信号から伝播時間を求める際、測定対象の信号を検出するのにしきい値を使用しているが、しきい値はどの様に決めたのか？また、しきい値を温度によって変えているのか？

回答：しきい値は、測定箇所で観測されるバックグラウンドノイズと（測定対象となる）信号の大きさに基づいて決めている。バックグラウンドノイズより大きく、対象の信号より小さな値であれば良い。

超音波信号の温度や流量への依存性はこれまでの試験の結果からはあまり無いとされており、温度でしきい値を変えることはしていない。ただし、「もんじゅ」で行った予備試験では、条件によっては超音波の著しい減衰が観測された例もある。

質問：超音波トランスデューサと配管の接触面はどうしているのか？カプラントは使っているのか？

回答：超音波トランスデューサと配管との間にカプラントとして銅を挟んでいる。カプラントとして水ガラスも検討したが、取扱いが容易なことから、金属を採用した。

質問：熱電対は経年劣化するが、一度設置すると校正はできない。超音波温度計は直接温度を計測するのではなく、信号の波形から伝播時間を計測して温度を求めているので、計器校正の面で有利と思うがどう考えているか？

回答：その通り。超音波トランスデューサ（センサー）が劣化して、信号の強度が変化し

ても、超音波が到達する時間には変化がない。すなわち、センサーの経年劣化は測定温度に影響が無く、センサーの校正の必要は無い。

ただし、超音波温度計の校正としては、配管の内径を測定する必要がある。ここでは、200°C時の配管の内径を実測して、その他の温度での配管内径は、200°C時の配管内径を元に配管の熱膨張を考慮して計算で求めている。

質問：ここでは配管の直管部を対象に測定を行なっているが、エルボ部でも測定ができるのではないか？

回答：エルボ部配管でも超音波温度計の測定は可能だと思うが、配管内部のナトリウムの流れの乱れなどを考慮する必要がある。

質問：逆にエルボ配管内のナトリウムの流れの乱れを超音波測定によって把握できるのであれば、プラント安全性確保の上で有効な監視策になると思う。

回答：現在は、そこまでは考えていない。超音波の伝播を解析によって求める手法もあるので、今後の課題である。

質問：今回の試験では、試験期間が約1週間と短いが、超音波温度計の耐久性の評価は実施するのか？

回答：今後実施する40%出力プラント確認試験、出力上昇試験時にも、超音波温度計による測定を行い、その中で耐久性を確認する。

質問：JSFRで超音波温度計を適用する計画はあるのか？

回答：JSFRでは、超音波を用いた流量計を設置する計画である。超音波温度計の設置の計画は、今のところは無い。「もんじゅ」の成果のFaCTへ反映と言う観点では、実規模プラントの大配管を使った超音波の伝播の試験結果を反映していく。

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位		
基本量	SI基本単位	
名称	記号	
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例		
組立量	SI基本単位	
名称	記号	
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度	質量密度	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比體積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a)	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration)ともよばれる。

(b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位		
組立量	SI組立単位	
名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad $1^{(b)}$ m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	$sr^{(c)}$ $1^{(b)}$ m^2/m^2
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz N s^{-1}
力	ニュートン	N $m kg s^{-2}$
圧力、応力	パスカル	Pa N/m^2 $m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J $N m$ $m^2 kg s^{-2}$
仕事率、工率、放射束	ワット	W J/s $m^2 kg s^{-3}$
電荷、電気量	クーロン	C $s A$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V W/A $m^2 kg s^{-3} A^{-1}$
静電容量	ファラード	F C/V $m^2 kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω V/A $m^3 kg s^3 A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S A/V $m^2 kg^{-1} s^3 A^2$
磁束密度	テスラ	T Wb/m^2 $kg s^{-2} A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H Wb/A $m^2 kg s^2 A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	$^{\circ}C$
光束度	ルーメン	lm $cd sr^{(c)}$ $m^2 cd$
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq $cd sr^{(c)}$ s^{-1}
吸収線量、比エネルギー分率	グレイ	Gy J/kg $m^2 s^{-2}$
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv J/kg $m^2 s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat $s^{-1} mol$

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコピーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。

(c) 調光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表示する数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で“radioactivity”と記される。

(g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例		
組立量	SI組立単位	
名称	記号	SI基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	$Pa s$ $m^{-1} kg s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	$N m$ $m^2 kg s^2$
表面張力	ニュートン每メートル	N/m $kg s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s $m^{-1} s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2 $m^{-1} s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2 $kg s^{-3}$
熱容量、エンタルピー	ジュール毎ケルビン	J/K $m^2 kg s^{-2} K^{-1}$
比熱容量、比エンタルピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	$J/(kg K)$ $m^3 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg $m^2 s^{-2}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	$W/(m K)$ $kg s^{-3} K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール每立方メートル	J/m^3 $kg s^{-2}$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m $kg s^{-3} A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3 $m^3 sA$
電表面密度、電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2 $m^2 sA$
誘電率	アーチラード每メートル	F/m $m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m $m kg s^2 A^2$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol $m^2 kg s^{-2} mol^{-1}$
モルエントロピー、モル熱容量	ジュール每モル毎ケルビン	$J/(mol K)$ $m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg $kg^{-1} sA$
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s m^{-3}
放射強度	ワット每平方メートル	W/sr $m^4 kg s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン	$W/(m^2 sr)$ $m^2 m^2 kg s^{-3}$
醇素活性濃度	カタール每立方メートル	kat/m^3 $m^{-3} s^{-1} mol$

表5. SI接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^3	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^3	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^6	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^9	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{12}	ビコ	p
10^6	メガ	M	10^{15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{24}	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	$1^{\circ}=(\pi/180) rad$
分	'	$1'=(1/60)^{\circ}=(\pi/10800) rad$
秒	"	$1''=(1/60)'=(\pi/648000) rad$
ヘクタール	ha	$1ha=1hm^2=10^4 m^2$
リットル	L	$1L=1dm^3=10^3 cm^3=10^{-3} m^3$
トン	t	$1t=10^3 kg$

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602 176 53(14) \times 10^{-19} J$
ダルトン	Da	$1Da=1.660 538 86(28) \times 10^{-27} kg$
統一原子質量単位	u	$1u=1 Da$
天文単位	ua	$1ua=1.495 978 706 91(6) \times 10^{11} m$

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	$1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10^5 Pa$
水銀柱ミリメートル	mmHg	$1 mmHg=133.322 Pa$
オングストローム	Å	$1 \text{ \AA}=0.1 nm=100 pm=10^{-10} m$
海里	M	$1 M=1852 m$
バン	b	$1 b=100 fm^2=(10^{-12} cm)^2=10^{-28} m^2$
ノット	kn	$1 kn=(1852/3600)m/s$
ネバ	Np	SI 単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	$1 erg=10^{-7} J$
ダイナ	dyn	$1 dyn=10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P=1 dyn \cdot cm^2=0.1 Pa s$
ストークス	St	$1 St=1 cm^2 \cdot s^{-1}=10^4 m^2 \cdot s^{-1}$
スチルブ	sb	$1 sb=1 cd \cdot m^2=10^4 cd \cdot m^2$
フォト	ph	$1 ph=1 cd \cdot sr \cdot cm^{-2} \cdot 10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal=1 cm \cdot s^{-2}=10^2 ms^{-2}$
マックスウェル	Mx	$1 Mx=1 G \cdot cm^2=10^8 Wb$
ガウス	G	$1 G=1 Mx \cdot cm^{-2}=10^4 T$
エルステッド	Oe	$1 Oe \Delta (10^3/4\pi) A \cdot m^{-1}$

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリ	Ci	$1 Ci=3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R=2.58 \times 10^4 C/kg$
ラド	rad	$1 rad=1 cGy=10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem=1 cSv=10^{-2} Sv$
ガンマ	γ	$1 \gamma=1 nT=10^{-9} T$
フェルミ	fem	$1 \text{ フェルミ}=1 fm=10^{-15} m$
メートル系カラット		$1 \text{ メートル系カラット}=200 mg=2 \times 10^{-4} kg$
トル	Torr	$1 Torr=(101 325/760) Pa$
標準大気圧	atm	$1 atm=101 325 Pa$
カロリ	cal	$1 cal=4.1858 J (15^{\circ}C \text{ カロリー})$, $4.1868 J (IT \text{ カロリー})$, $4.184 J (\text{ 热化学カロリー})$
ミクロ	μ	$1 \mu=1 \mu m=10^{-6} m$

この印刷物は再生紙を使用しています