JAEA-Review 2013-035



FBRプラント工学研究センター年報(2012)

FBR Plant Engineering Center Annual Report 2012

FBR 安全技術センター FBR Safety Technology Center **COVID**

December 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) 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, 2013

FBRプラント工学研究センター年報(2012)

日本原子力研究開発機構

FBR 安全技術センター

(2013年8月12日 受理)

本年報は、2009年4月1日に発足した FBR プラント工学研究センター(以下、「旧 FBR プ ラント工学研究センター」という。)の最後の年の報告である。

本年4月1日に、旧FBRプラント工学研究センターの業務と次世代原子力研究開発部門FBR 安全ユニットの安全評価及びシビアアクシデント解析の業務を統合した、FBR 安全技術セン ターが発足した。

これは FBR の安全技術について、「もんじゅ」運転再開に向けた新規制基準への対応、「もんじゅ」の安全性向上評価及び安全技術の整備に継続的に取り組む必要があり、FBR の安全 技術に係る業務を着実に実施できるよう安全評価機能の強化を図ったものである。これに伴い旧 FBR プラント工学研究センターは廃止された。

本報は、旧FBR プラント工学研究センターが果たしていた実機「もんじゅ」で得られる運転経験や技術開発成果を実用化につなげる研究開発について、運転・保全工学、ナトリウム 工学、炉心・燃料工学、プラント工学及び安全工学各分野の研究活動の状況をまとめたもの である。

本年報は、当センターの担っているプロジェクトの進捗・成果を報告するというよりも、 プロジェクトを担っている個々の研究者がどのような具体的テーマで研究を進めているのか ということを紹介し、進捗の程度あるいは課題を明確にし、関連する研究を進めている国内 の研究者の方々とのコミュニケーションを図ることを意図している。 JAEA-Review 2013-035

FBR Plant Engineering Center Annual Report 2012

FBR Safety Technology Center Japan Atomic Energy Agency Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received August 12, 2013)

This annual report shows the last year's R&D activities of currently-reorganized FBR Plant Engineering Center, which was established on April 1, 2009.

FBR Safety Technology Center was founded on April 1, 2013 by the consolidation of both the activities of 'former FBR Plant Engineering Center' and a portion of 'FBR Safety Evaluation Unit, Advanced Nuclear System Research and Development Directorate', especially concentrating on safety evaluations and analyses for severe accidents.

As for FBR safety technology, it is necessary to continuously make an effort for compliance with new safety regulations in preparation for "Monju" to restart, for safety enhancement evaluation and for safety technology upgrading. In this context, the new organization was founded in order to reinforce the safety evaluation capability, which will surely and steadily promote FBR safety-technology related activities. As a result, FBR Plant Engineering Center was abolished.

This report summarizes the R&D activities at the former FBR Plant Engineering Center, aiming at contributing to the commercialization by using operation experiences and technology development results derived from the actual reactor "Monju". The activities are divided into five areas of operation-and-maintenance engineering, sodium engineering, reactor-core-and-fuel engineering , plant engineering, and safety engineering.

This annual report is intended for a report of the activities of individual researcher in the center rather than that of the progress of the center as a whole. This will clarify the individual themes, progresses and problems of each researcher, which will, hopefully, facilitate communication with the outside researchers.

Keywords : FBR Plant Engineering Center, Annual Report

目次

1. 運転·保全技術開発Gr.

1-1 蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷におけるナトリウム付着の影響	1
1-2 有限要素法による FBR 蒸気発生器伝熱管の 3D 渦電流探傷シミュレーショ	ンと
その検証	6
1-3 コールドスプレーとレーザ照射を組み合わせた溶接補修技術の開発	10
1-4 耐熱 FBG を用いた高速炉プラント健全性監視システムの開発	
-耐熱 FBG のひずみ測定性能評価-	14

- 1-5 「もんじゅ」炉心支持構造物の構造解析に用いる3次元シェルモデルの開発 …………17
- 2. ナトリウム技術開発Gr.

2-1	液体ナトリウムの濡れ性における金属不純物効果の研究	20
2-2	CONTAIN/LMR コードのナトリウム - コンクリート反応モデルについて	24

3. 炉心·燃料特性評価Gr.

3-1	γ線輸送を考慮した総合発熱計算システムの開発	$\cdot 27$
3-2	「もんじゅ」性能試験(炉心確認試験)におけるフィードバック反応度評価	$\cdot 31$
3-3	IAEA 共同研究 - Phenix End-of-Life 試験における制御棒引抜試験の解析	$\cdot 34$

4. プラント特性評価Gr.

4-1	分散型監視診断システム(dMOni)の運用	39
4- 2	制御棒挿入機能喪失時の炉心損傷リスク評価	42
4 - 3	炉外燃料貯蔵設備冷却系の空気冷却器解析モデルの改良	46
4 - 4	炉外燃料貯蔵槽(EVST)內多次元熱流動解析	49

5. 原型炉安全技術Gr.

5-1 炉心局所事故に関わる実験的知見の総合解釈と「もんじゅ」安全評価への適用 ……52 5-2 「もんじゅ」性能試験データを用いた1次主冷却系配管大口径破損事象解析評価 ……58

付録1	報告書リスト	52
付録2	特許リスト	54
付録3	用語解説	55

Contents

1. Operation and Maintenance Technology Group
1-1 Experimental Measurements Using Eddy Current Testing Covered with Sodium
for Steam Generator Tubes ······1
1-2 3D Simulations and Validations for ISI of FBR Steam Generator Tubes Using
Large Scale ECT Simulations
1-3 Study on Repair Technologies with Cold Spray and Laser Welding
1-4 Structural Health Monitoring System Using Heat-Resistant Fiber Bragg Gratings for
Fast Reactor: Strain Measurement Performance of Heat-Resistant FBGs
1-5 Development of a 3D Shell FEM Model for Structural Analysis of Moniu Reactor Core
Support Structures
2. Sodium Technology Development Group
2-1 Study of the Impurity Effect on Wetting Property by Liquid Sodium20
2-2 A model of Sodium-Concrete Reaction in the CONTAIN/LMR Code24
3. Reactor Physics and Fuel Analysis Group
3-1 Development of Versatile Nuclear Heating Calculation System27
3-2 Evaluation of Feedback Reactivity in Monju Start-Up Test in 2010
3-3 Benchmark Calculations on Control Rod Withdrawal Tests in PHENIX End-of-Life
Experiments ·······34
4. Plant Dynamics Analysis Group
4-1 Operation of the Distributed Monju Monitoring and Diagnosis System
4-2 Evaluation of MONJU Core Damage Risk Due to Control Rod Function Failure $\cdots 42$
4-3 Improvement of the Analytical Model of Air Cooler in Ex-Vessel Fuel Storage
System ······46
4-4 Multidimensional Thermal-Hydraulic Analysis on Internal Ex-Vessel
Fuel Storage Tank ······49
5. Safety Technology Group
5-1 Comprehensive and Consistent Interpretation of Local Fault Experiments
and Application to Hypothetical Local Overpower Accident in Monju $\cdots 52$
5-2 Evaluation on the Loss of Large-Diameter Piping Integrity Event at the Primary Heat
Transport System in "MONJU" by Using the System Start-up Tests Data58
Appendix 1 List of Pubulication
Appendix 2 List of Pologged Potenta

1. 運転・保全技術開発 Gr.

1-1 蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷におけるナトリウム付着の影響 山口 智彦 Experimental Measurements Using Eddy Current Testing Covered with Sodium for Steam Generator Tubes Toshihiko YAMAGUCHI

要旨

高速増殖原型炉「もんじゅ」では、蒸気発生器伝熱管の健全性を確認するために、定期的 に渦流探傷検査を実施する計画である。蒸気発生器伝熱管は、伝熱管内部を水・蒸気が、伝 熱管外部をナトリウムが流れる。検査は、ナトリウムを抜き取った状態で、管の内側に渦流 探傷プローブを挿入して行う。検査時は、管の外面にナトリウムが付着残留しているため、 渦流探傷信号への影響評価が必要である。本報では、試験体をナトリウムで浸漬させて、浸 漬に伴うナトリウムの付着による探傷試験への影響を確認した。

Abstract

In the prototype sodium cooled Fast Breeder Reactor "Monju", the steam generator (SG) heat exchanger tubes isolate the low pressure sodium from the high pressure water-steam. In-service inspection (ISI) is an important measure to assure the SG tubes integrity. During ISI, sodium is first drained and then SG tubes are cooled down to room temperature. After sodium draining, residual sodium adheres to SG tubes and SG tube support plates in thin layers. The high electrical conductivity of sodium adhering to outer SG tubes surface changes the ECT signal depending on the sodium layer thickness or sodium deposits located on the outer SG tubes surface.

The paper describes the experimental conditions and the ECT results for SG tubes by comparing the defects and SG support plates signals before and after draining of sodium.

1. 研究目的

伝熱管の健全性を担保する意味から伝熱管の 20%肉厚相当の外面減肉欠陥を体積検査で きることが求められる。欠陥のナトリウム浸漬前後の渦流探傷検査による体積検査を実施す ることにより、検査装置の性能と検査方法の妥当性の実証を行うことを目的とする。

まず、ナトリウムの純化運転の有無やナトリウムのドレン温度の異なる浸漬条件で、ナト リウムの付着量や渦流探傷試験に与える影響を確認し、目標とする 20%肉厚相当の外面減肉 欠陥の識別性を把握した。

2. ナトリウム浸漬試験と探傷試験

「もんじゅ」の伝熱管構造を簡易的に模擬した試験体を製作した(図1参照)。試験体は、 直管部、ヘリカル部、ベンド部、Uベンド部で構成し、構造物として支持板を取り付けた。 今回の試験では、伝熱管が3本通るヘリカルコイル用支持板を用意し、支持板の大きさや近 接の伝熱管の存在が、渦電流の流れ(検査)に影響を与えるか確認できるようにした。本試 験では、強磁性体である炭素鋼(2.25Cr-1Mo鋼:外径 31.8mm、厚さ 3.8mm)の伝熱管を 対象とするため、通常の渦流探傷(ECT)ではなく、間接磁場を利用するリモートフィール ド渦流探傷(RF-ECT)を採用する。

製作した試験体をナトリウムタンクに据え付け後、ナトリウムを充填し、試験体をナトリ ウム中に浸漬させた。浸漬は、ループの制約内で条件を変えて4回実施し、それぞれ目視観 察と探傷試験を行った。本試験においては、ナトリウムの純度等(酸素濃度や不純物の有無) の条件とナトリウムの付着の関係を把握することを目的に純化運転やナトリウムの浸漬温度、 ドレン温度の違いでナトリウム付着量に影響が生じるか確認した。

ナトリウム浸漬時のナトリウムの温度分布とナトリウム浸漬条件を図2に示す。浸漬1回目 は試験タンクに200℃のナトリウムを充填し、500℃まで昇温(100℃/h)、2時間保持した。 その後、ナトリウムの温度を250℃まで降温し、試験タンクからドレンした。2回目は初期 の純化運転を4時間行った後、試験タンクに200℃のナトリウムを充填し、400℃まで昇温 (100℃/h)、昇温後、すぐに250℃まで降温し、試験タンクからドレンした。3,4回目は、

ドレン温度を 200℃として試験を行った。

4回目の試験終了後の試験体取り外しの際に、ナトリウムの付着状態を詳しく調べるため、 ナトリウムのサンプリング(一定面積を拭取りにより採取)を行い、質量分析を実施した。







ヘリカルコイル用 支持板部





付与欠陥(一例)

図1 製作した浸漬試験体



浸漬回数	1回目	2 回目	3,4 回目
純化運転時間	未実施	4時間 4時間	
プラグ温度*	-	127°C	110℃以下
浸漬温度	$500^{\circ}\mathrm{C}$	400°C 400°C	
浸漬(保持)時間	2 時間	0 時間	0 時間
ドレン温度	$250^{\circ}\mathrm{C}$	$250^{\circ}\mathrm{C}$	200°C



3. 試験結果

純化運転の有無やナトリウムのドレン温度の異なる浸漬条件で試験を行ったが、目視映像 にはナトリウムの付着状況の違いが明確に現れず、探傷信号にも明確な違いは見受けられな かった。今回実施した試験条件の範囲では、それほど大きな影響はないものと考えられる。 目視映像の代表例を図3に示す。ナトリウム浸漬前後の全周減肉欠陥と局部減肉欠陥の渦流 探傷試験結果を図4に示す。伝熱管外表面にナトリウムが付着すると全周減肉で約20%程度、 局部減肉で10%程度信号振幅が小さくなり、試験の再現性もあった。

質量分析の結果、伝熱管に約20~40µm厚さのナトリウムの付着を確認した。



図3 ナトリウム浸漬状況(全周減肉部、ヘリカル用支持板部)

JAEA-Review 2013-035



全周減肉 20%t、幅 10mm





図5は、ナトリウム浸漬前後の支持板の探傷結果である。信号振幅は、ナトリウムが付着 することで、強磁性体のヘリカル用支持板で約10%程度小さくなり、非磁性体の直管用支持 板で2.5倍ほど大きくなった。



図 5 渦流探傷結果 ヘリカルコイルと直管用支持板のナトリウム浸漬前後を比較(1/2)



直管用支持板

図 5 渦流探傷結果 ヘリカルコイルと直管用支持板のナトリウム浸漬前後を比較(2/2)

4. まとめ

蒸気発生器伝熱管のナトリウム浸漬試験を行い、純化運転の有無やナトリウムのドレン温 度の異なる浸漬条件で比較をしたが、顕著にナトリウムの付着状況の違いや探傷信号への影 響が現れなかった。今回実施した試験条件の範囲では、それほど大きな影響はないものと考 えられる。ナトリウムが伝熱管外面に付着残留した場合においても、検出目標とした 20%深 さの全周減肉欠陥が検出できることを確認した。また、支持板の大きさや近接の伝熱管の存 在が与える影響を調べたが、今回の測定においては、その影響は明確にはみられなかった。 1-2

有限要素法による FBR 蒸気発生器伝熱管の 3D 渦電流探傷シミュレーションとその検証 オビデゥ ミハラケ

3D Simulations and Validations for ISI of FBR Steam Generator Tubes Using Large Scale ECT Simulations Ovidiu Mihalache

要旨

有限要素法による 3D 渦電流探傷シミュレーションコードを用いて、「もんじゅ」蒸気発生 器の伝熱管、特に磁性材である蒸発器の伝熱管を対象に数値シミュレーションを実施した。 本シミュレーションコードは独自開発によるもので、当機構のスーパーコンピュータ用に並 列化(最大 1024CPU)され、複数の伝熱管を支持板とともにモデル化した大規模なシミュレ ーションが可能である。本シミュレーションコードについて、ナトリウム試験ループで取得 した実験データを用いて検証を行い、計算結果の妥当性を確認した。

Abstract

The paper presents numerical simulations and validations of eddy current testing (ECT) inspection used during In-Service Inspection (ISI) of ferromagnetic steam generator (SG) tubes of Fast Breeder Reactors (FBR) as in Monju FBR. A 3D finite element (FEM) code, developed and parallelized in our laboratory uses up to 1024 CPU in JAEA supercomputers to simulate ISI. Validations of the simulations are confirmed with experimental measurements from a small sodium tank mock-up with SG tubes. Validations are focussed on the ECT signal of support plates (SP) and defects localized in helical SG tubes.

1. 研究目的

The purpose of the research was to validate the electromagnetic 3D FEM code developed in our laboratory to simulate the ISI of FBR SG tubes using eddy currents when modeling complex geometry with helical SG tubes and multiple tubes attached to a larger support plate.

2. 評価方法

The soundness of SG tubes of FBR is one of the utmost importance in ISI in order to assure that there is no contact between the high pressure water flowing inside of tubes and the low pressure sodium flowing in the vessel containing SGs. During ISI of magnetic SG tubes made of 2.25%Cr-1%Mo alloy, RF-ECT probes inserted inside of tube check for defects located on both inner and outer tube surface. In the reactor, tubes have a helical shape and they are connected to large SP. Until now, numerical simulations of ISI were mainly concerned with straight SG tubes where also 2D approximations could be easily adapted for a fast understanding of the electromagnetic field around SG structures. However, in a simulation of ISI of helical SG tubes using ECT we cannot simplify the geometry to a 2D model and it requires a full 3D analysis.

Large-scale 3D simulations are validated by comparison with experimental measurements

conducted in a mock-up test in our laboratory and in the absence of liquid sodium. The simulated setup includes RF-ECT sensors and a large SP with three helical SG tubes and various defects located near SP. State of the art 3D parallel numerical simulations using the 3D RF-ECT code based on a hybrid OpenMP-MPI approach for very large FEM models are conducted using up to 1024 CPUs in Fujitsu BX900 supercomputer for validations of the code simulation results with experimental measurements.

In order to validate the 3D simulations from large SP with helical SG tube, experimental measurements were performed for a large SP with 3 SG tubes (Figure 1a-b). Full circumferential outer defect (OD) 20%tw (tube wall thickness depth), 10 mm wide and partial OD 30%tw, 10 mm wide with a 90^{0} degree span in circumferential direction were machined on helical SG tube with tube curvature of 250 mm.

The full 3D FEM model, including the air surrounding tubes and SP has 5,100,000 tetrahedra and 7,000,000 nodes and is illustrated in Figure 2. Various air layers were added in order to slightly increase the size of the mesh towards the edge of the FEM domain, 250 mm far from tubes in all X, Y and Z directions.

The large scale 3D FEM simulation resulting from the above model generates a sparse FEM matrix with 41.9 millions degree of freedom (DOF) and 1.25 billion non-zero values in the matrix (using 2nd order tetrahedra). For a model with 5,100,000 2nd order tetrahedra solution of 90 FEM problems is achieved in 17 hours when using a PC with 8 cores and 50 GB of memory. Using 1024 cores on BX900 Fujitsu supercomputer, we could solve the same problem in 5 minutes but with 2500 GB of memory. The distribution of the amplitude of the magnetic vector potential (all three X, Y or Z components) is shown in Figure 3a around the location of the coil exciter. The image presents a cut through the middle of SG tube while the zoom area in Figure 3b-c illustrate the simulations using either 1st order and 2nd order tetrahedra.



fat circumf. OD 20% partial OD0% http://www.accentration.org/files

Figure 1. a) View of the large SP model with 3 SG helical tube; b) FEM model using tetrahedral linear or quadratic tetrahedron elements



Figure 2. FEM mesh using up to 5,100,000 elements of the all volumes (air SGs, SP)



Figure 3. a) Validation of the simulated magnetic vector field distribution in the upper SG tube using:b) 1st order tetrahedra: c) 2nd order tetrahedra

ECT signal due to SP and defect was simulated in 90 points, each point representing a different position of RF-ECT sensor as it scanned and passed over SP and defect. The RF-ECT system consisted in a double exciter coil model with detection coils located at the middle zone between exciting coil system. All next simulations and experimental measurements, at each frequency were calibrated using a test SG tube with calibrated inner (ID) and OD defects.

Figure 4 shows validations of measurements of SP signal when there is an outer groove OD20% located between tube and SP in the ring area. In all cases it can be seen that small features of the experimental signal due to either SP or the defect under SP are also present in a similar way in the FEM simulation. Figure 5 shows an example of the distribution of magnetic vector potential near SP and the effect of the SG tube curvature. The red area represents the location of the two exciters in the RF-ECT sensor located inside of tube. Due to the SG tube curvature there is a slightly decrease of the electromagnetic field in the tube area corresponding to the larger tube curvature where in the area with smaller tube curvature it was observed an increased field. Only a complete 3D simulation can account for maximum variation in the defect signal due to this effect.



Figure 4. a) Validation with measurements(OD20%, 150Hz): b) 2nd order: c) 1st order tetrahedra



Figure 5. Magnetic vector field distribution when ECT sensors scan upper SG helical tube

3. 評価結果

Recent progress and advancement in computational technology makes it now possible to validate large 3D scale electromagnetic models. The availability of large 3D models offers new insights into the ISI of large SG structures in FBR using ECT, where electromagnetic interference can also appear due to close proximity of multiple tubes or intricate geometries. While enough precise knowledge of 3D geometry can be achieved, it is essential to have also a good model of electromagnetic properties of materials involved in order to validate with high precision simulations with measurements.

[1] Ovidiu Mihalache, Toshihiko Yamaguchi, Masashi Ueda, "Large Scale 3D FEM Electromagnetic Simulations and Validations for FBR Steam Generator Tubes", The 17th International Workshop On Electromagnetic Nondestructive Evaluation (ENDE 2012), Rio de Janeiro, 29th July-1st August, Brazil, 2012.

JAEA-Review 2013-035

1-3 コールドスプレーとレーザ照射を組み合わせた溶接補修技術の開発 矢田 浩基

Study on Repair Technologies with Cold Spray and Laser Welding Hiroki YADA

要旨

本研究ではコールドスプレー法による金属粉の積層とファイバーレーザ照射による溶接を 組み合わせたレーザ溶接補修技術の開発を行った。本補修法により模擬欠陥を有する試験片 を補修し、強度評価を行った結果、無欠陥の試験片に近い強度にまで回復させることが可能 であることを明らかにした。

Abstract

In this study, a novel repair technology using a combination of cold spray and laser welding was developed. Test specimens with artificial defect were repaired using this repair technology and evaluated on tensile strength. Our results show that this technology can recover the strength of damaged specimens to nearly the same level as that of the base metal.

1. 研究背景

ナトリウム冷却高速増殖炉の実用化段階では、現行の軽水炉と同等以上の保守・補修性の 確保が求められている。本研究ではナトリウム冷却高速増殖炉に適用可能な補修技術として コールドスプレー法による溶接金属粉の積層とファイバーレーザ照射による溶接を組み合わ せたレーザ溶接補修技術の開発を行っている。補修法のイメージを図1に示す。

これまでにコールドスプレーを使用せず、模擬欠陥部に金属粉を押し固め、レーザ照射す る補修方法を試みたが、金属粉の充填率が不十分であったため、十分に欠陥を補修すること ができなかった。コールドスプレー法とは、数μm~数+μmの金属粒子を溶解させずに高 速で母材に衝突させることにより、粒子と母材を塑性変形させ、母材上に金属粒子層を成形 する成膜方法であり、溶射等に比べ気孔率の低い、緻密な成膜が可能である。金属粒子を溶 解させないためコールドスプレーにより成形された積層金属中には酸化物が少なく、材料の 組織を変化させることなく成膜することができる。また、粒子を母材へ衝突させることから ピーニング効果も期待できる。

レーザ照射による溶接は、レーザ光を熱源として対象を局部的に溶融・凝固させることに よって接合する方法であり、深い溶込みが得られる、母材への溶接熱影響が小さい、溶接変 形が少ないなどのメリットがある。また、ファイバーレーザは装置の小型化が可能であるこ とから狭隘部の補修も可能になるものと考えられる。

2. 試験装置及び試験方法

試験は、以下の流れで行った。

①コールドスプレー試験

模擬欠陥(スリット)付き試験片のスリット部にコールドスプレーにより溶接金属粉を 積層する。コールドスプレーに用いる金属粉について、これまでの検討により粒径約8µ m の金属粉では多くのケースで積層金属部の剥離が生じたことから、金属粉の母材への密 着力を高めるため粒径約 40μmの金属粉を製作した。コールドスプレー後の断面観察に より母材と金属粉の界面の状態や積層密度等を評価した。コールドスプレー施工にはプラ ズマ技研工業(株)製の PCS-1000 を使用した。

②レーザ照射試験

レーザ照射により積層金属部を溶融・凝固させる。レーザ照射条件は、出力を 400W で 固定とし、走査速度、ハッチングピッチ、走査回数をパラメータとし、断面観察により最 適な条件を決定した。試験装置は松浦機械製作所(株)製の LUMEX Avance-25 (SPI 社 製 400W ファイバレーザ搭載)を使用した。

③強度評価試験

①、②での検討結果を基に最適な条件で補修を行った試験片(SUS304、板厚 3mm、 JIS 13B 号に準拠)の引張試験を行った。引張試験片は補修精度のばらつきを把握するために同一条件で3体ずつ製作し、試験を行った。

上記試験について、補修可能な深さについて検討するため試験片はスリット深さ 0.5mm、1.0mm、1.5mm の 3 種類とした。

3. 試験結果

コールドスプレーによる金属粉の積層は、断面観察の結果、スリット深さ1.5mmの試験 片で内部にき裂状の欠陥が存在しているケースも見られたが、全ての試験片においてコール ドスプレー後の剥離は生じず、粒径の変更による改善が見られた。コールドスプレーによる 積層金属部の母材との密着力を把握するため、レーザ照射をせずにコールドスプレーのみで 補修を行った試験片の強度評価を行った。試験結果を図2に示す。無補修試験片と比べ、補 修試験片はストローク約1.3mmで荷重が大きく変化している。これはストローク約1.3mm において積層金属部が試験片母材から剥離したことによる。積層金属部は母材と比べ伸びが 小さく、剥離が生じたが、母材の引張強度と同程度の荷重まで受けていることから、母材と 積層金属部は強い密着力を有していることが分かる。

レーザ照射後の断面観察結果の例を表1に示す。スリット深さ0.5mm、1.0mm について はレーザ照射により溶接金属粉と母材の溶け込みが確認できたが、スリット深さ1.0mm で は表面が荒くなる傾向にある。スリット深さ1.5mm の試験片については、複数のレーザ照 射条件で試験を行ったものの、いずれも溶接欠陥が生じた。これはスリットが深いため、1 箇所にレーザを長く照射しなくてはならず、その間に他の溶接金属部に熱影響による浮上り や偏りが生じること等が考えられる。本試験では一度に補修可能な深さは1.0mm と判断し た。

引張試験結果を図3に示す。補修試験片の結果は各条件で製作した3体のうち引張荷重が 最大と最小のデータを示している。スリット1.0mmの補修試験片はスリット0.5mmの補修 試験片よりも劣るが補修による強度の回復が見られる。同条件で補修を行った試験片であっ ても試験結果に多少のばらつきが見られるが、いずれの補修試験片も無補修材に比べ、大き く強度が回復している。

4. まとめ

本研究によりコールドスプレーとレーザ溶接を組合せた本補修方法において、コールドス

プレーにより金属粉と母材を十分に密着させることが重要であることが明らかとなった。

なお、本研究は、敦賀本部レーザー共同研究所レーザー応用技術開発室と共同で実施した ものである。



表1 補修試験片の断面観察結果例

試験片	試験片 レーザ照射条件			補修部写真		
スリット	スポット経	去杏速度	ハッチング	レーザー照射前	レーザー照射後	レーザー照射後断面
深さ (mm)	(mm)	(mm/s)	ピッチ(mm)	上面	上面	断面
0.5	0.5	20	0.2			Imm
1.0	0.2	1	0.2			1mm
1.5	0.2	5	0.2			Imm



本稿に関する発表

- [1] 矢田浩基, 菖蒲敬久, 山田知典, 村松壽晴, "レーザー溶接補修技術の標準化に向けた研究開発 (3)溶接補修材の機械的強度特性の評価", 日本原子力学会 2011 年秋の大会 M32.
- [2] 矢田浩基,山田知典,村松壽晴,深沼博隆,天谷浩一,漆崎幸憲,"レーザー溶接補修技術の標準化 に向けた研究開発 (10)コールドスプレーおよびレーザー照射による溶接法の高度化に向けた検 討",日本原子力学会 2012 年秋の大会 N24.

1-4 耐熱 FBG を用いた高速炉プラント健全性監視システムの開発 ー耐熱 FBG のひずみ測定性能評価ー 猿田 晃一

Structural Health Monitoring System Using Heat-Resistant Fiber Bragg Gratings for Fast Reactor: Strain Measurement Performance of Heat-Resistant FBGs Koichi SARUTA

要旨

原子力発電プラントの安全性向上を目的に、ファイバーブラッググレーティング(FBG) をセンサとして用いた健全性監視システムの開発が進められている。本稿では、高速炉の高 温環境に適用するために開発している耐熱 FBG のひずみ測定性能について報告する。一連 の実験結果から、開発した耐熱 FBG は、従来の常温用 FBG と同等の測定精度を有すること が確かめられた。

Abstract

To employ Fiber Bragg Gratings (FBG) as strain sensors for health monitoring system of fast reactors, we have developed heat-resistant FBGs by means of femtosecond laser processing. The developed FBGs were compared to commercial gratings in order to evaluate the strain measurement performance. The experimental results have shown that the heat-resistant FBGs can measure strain with accuracy comparable to that of conventional FBGs.

1. 研究目的

原子力発電プラントでは、安全性の向上と保守機能の強化を目的に、ひずみや温度を測定 して機器の状態を把握する健全性監視システムの導入が積極的に検討されている。特に、近 年の光センシング技術の普及に伴い、分布測定、耐電磁性といった従来センサにはない特徴 を有するファイバーブラッググレーティング(FBG)がセンサ素子として注目されており、 これを用いた健全性監視システムの開発が活発に進められている[1]。FBG は、図1に示す ように、シングルモード光ファイバのコアに周期的な屈折率分布を形成し、ブラッグ回折に よって特定の波長(ブラッグ波長λ_B)の光を反射させる素子である。ひずみや温度が加わる

と格子周期 *A*が伸縮しブラッグ波長が変化する ので、その変化量からひずみや温度を測定する ことができる。しかしながら、現在市販されて いる FBG は、紫外線とコア中添加物の光化学 作用で屈折率分布を誘起するもので、熱安定性 が低く、500℃を超える高速炉での利用は困難



図1 FBGの構造

である。筆者らは、フェムト秒レーザによって永続的な屈折率分布を形成する技術を用い[2]、 高温環境下で利用可能な耐熱 FBG の開発を進めている。これまでに 600°C の耐熱性を有す ることを確認した。本稿では開発した耐熱 FBG のひずみ測定性能について報告する。

2. 実験方法

図2に実験装置を示す。耐熱 FBG を固定し た金属片を4点曲げで曲げ、反射スペクトラム を記録する。発生したひずみは、耐熱 FBG と 平行に取り付けたひずみゲージで測定する。ブ ラッグ波長は、理論上、反射スペクトラムにお いて最大強度を示す波長として特定できるが、 実際には半値幅の広がりやスペクトラムアナラ



イザのディジタル化処理に起因する誤差が生じる。そこで本実験では、これらの影響を低減 するため、ブラッグ波長近傍のスペクトラムが対称性を持つことを利用して、次のように光 強度を重み関数とした平均化処理によりブラッグ波長を求める。反射スペクトラム中の最大 強度 $I_{\text{max}} = \text{Max}[I(\lambda)]$ に対して、一定の閾値 $\gamma I_{\text{max}}(0 \le \gamma \le 1)$ を決める。閾値以上の光強度を 持った波長の集合 $S = \{\lambda | I(\lambda) \ge \gamma I_{\text{max}}\}$ において $\lambda_B = \sum_{\lambda \in S} \lambda I(\lambda) / \sum_{\lambda \in S} I(\lambda)$ を計算し、こ れをブラッグ波長とする。

3. 実験結果と考察

図3に耐熱 FBG と常温用 FBG の反射スペクト ラムを示す。常温用 FBG では、ブラッグ波長で ある 1530.4 nm に半値幅 0.23 nm の単一のピー クが現れている。一方、耐熱 FBG では、複数の ピークが現れている。ブラッグ波長は1554.8 nm にあるメインピークで、半値幅は 0.8 nm と常温 用 FBG よりも広がっている。これらは、格子間 隔が不均一であることに起因する。図4は両 FBG のひずみ応答特性である。加えたひずみに対する ブラッグ波長の変化量をプロットしている。直線 は測定値の1次フィットで、傾きが感度に対応す る。常温用 FBG が 1.2 pm/µεであるのに対し、耐 熱 FBG は 0.34 pm/µεとなり約 1/4 の感度である。 しかしながら、直線を参照値として測定値の標準 偏差を求めると、常温用 FBG が 2.2 pm、耐熱 FBG は 1.0 pm となり、耐熱 FBG のほうが小さ くなった。耐熱 FBG の反射スペクトラムは半値 幅が広いために、平均化処理に寄与するデータ点 数が多くなり、結果的に平均化の効果が向上する ためと考えられる。標準偏差を感度で割ってひず



み測定精度を求めると、常温用 FBG が約 $\pm 2 \mu \epsilon$ 、耐熱 FBG が約 $\pm 3 \mu \epsilon$ となり、常温用 FBG と同等の測定精度を期待できることがわかった。

4. まとめ

フェムト秒レーザで製作した耐熱 FBG のひずみ測定性能を評価した。耐熱 FBG のひずみ

感度は 0.34 pm/με であり、常温用 FBG の感度と比べると、約 1/4 の値であった。しかしな がら、反射スペクトラム強度を重みとして用いた重み付き平均によってブラッグ波長を求め ることにより、ひずみ測定精度として±3 μεが得られ、常温用 FBG と同等の測定精度が達成 可能であることが示された。今後は、耐熱 FBG のセンサ性能の向上を図ると共に、健全性 監視システムとしての開発を実施していく。

参考文献

- [1] R. Arai et al., Proc. SPIE 4920, pp.62-72 (2002).
- [2] K. M. Davis et al., Opt. Lett. 21, pp.1729-1731 (1996).

1-5 「もんじゅ」炉心支持構造物の構造解析に用いる3次元シェルモデルの開発 ダニエル ガルシア

Development of a 3D Shell FEM Model for Structural Analysis of Monju Reactor Core Support Structures Daniel Garcia-Rodriguez

要旨

液体金属冷却高速炉の ISI (供用期間中検査) において、最も困難な課題のひとつにナト リウム中の検査がある。このため、炉心支持構造物のような安全上重要な機器には、通常よ り多くの安全余裕を持たせ、メンテナンスフリーを前提に設計製作がなされている。本件で は、「もんじゅ」の炉心支持構造物の健全性を評価するため、新たに開発した3次元シェルモ デルを用いて設計基準を大幅に超える状態、すなわち、通常では考えられない極めて大きな 周方向貫通き裂を炉心支持構造物に想定した場合でも、十分な強度を有することを再確認し た。

Abstract

One of the yet unsolved challenges for In Service Inspection (ISI) of Liquid Metal cooled Fast Breeder Reactors (LMFBR) remains the examination under liquid metal. For that reason, key safety components such as Monju's reactor core support structures were designed and manufactured as "maintenance-free", with safety margins considerably greater than common engineering practices. In this work, in order to reconfirm that assessment, we developed a new 3D shell FEM model to evaluate their integrity well beyond their respective design basis. In particular, the worst case scenario was judged to be that of a circumferential crack cutting through the core support mount.

1. Introduction

At the present time, under sodium viewing (USV) technology has yet to be developed to the extent that it can fulfill the requirements of typical visual inspection standards as specified by Light Water Reactor (LWR) codes. Furthermore, early plant designs did hardly accommodate the accessibility needs for future ISI developments in that field.

That is the case of the core support structures in Monju FBR which, as for all of its contemporary LMFBR, were designed following a "maintenance-free" philosophy, assuming USV technology would not be ready during the lifespan of the plant.

Following IAEA's recommended practices [3], when a component is not accessible for inspection, detailed analysis under conservative hypothesis should be provided for it to be exempted from ISI requirements. To that aim, we developed a 3D shell FEM model for structural analysis of Monju's core support structures under extreme hypothesis, such as the existence of several meters long cracks. The FINAS [2] model was elaborated mainly through FEMAP [1].

2. Model

Although the model seen in Fig. 1 is obviously multipurpose, it was designed to enable

structural integrity analysis of the core support structures in the event of a through-wall crack progressing in the mount along the circumferential direction. Such possibility, albeit unrealistic in light of separate fatigue crack-propagation calculations, is considered to be the worst case scenario in terms of undetectable functional loss of the target structures.

The model itself was designed for static analysis, complementing another one developed by the maker for dynamic analysis. The main focus was to deliver the reliable stress/strain and deformation values, necessary to evaluate the integrity margins in the event of a large earthquake, the worst loading scenario.

Particular attention was given to the core mount model, which we fitted to reproduce the behavior of a newly developed solid 3D version. An example of the fitting procedure can be seen in Fig. 2, where stress levels for both shell and solid models are compared.



Fig. 1: Final 3D shell model for structural integrity evaluation of Monju's reactor core support structures

The final shell model so developed can flexibly accommodate:

- Different cracks on different parts of the structure.
- Different loading patters, which can easily be adjusted based on individual components.
- Adjusting of plate thickness for individual components.



Fig. 2: Detailed analysis of Monju's cracked core support mount (25% of full circumference). Von Misses stress comparison between solid and adjusted shell (Top[T], Middle[M], and Bottom [B]) models.

3. Main results

Analysis based on the aforementioned model showed that the extraordinary large design margin available for Monju's reactor core support structures, and contribute to justify for them to be exempted of periodic visual examinations such as those required for similar components in LWR.

4. References

- [1] Finite Element Modeling And Post-processing, FEMAP v. 10.1.1
- [2] Finite Element Nonlinear structural Analysis System, FINAS v.20
- [3] IAEA SSR-2/1 Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements (5.47).

2. ナトリウム技術開発 Gr.

液体ナトリウムの濡れ性における金属不純物効果の研究 河口 宗道 Study of the Impurity Effect on Wetting Property by Liquid Sodium Munemichi KAWAGUCHI

要旨

ナトリウム冷却高速炉(SFR)の冷却材は、液体ナトリウム(Na)が使われているため炉 内の光学的な目視検査は困難である。そのため原子力機構は超音波を用いて Na 中の目視・ 体積検査を行う Na 中目視検査装置(USV: <u>Under Sodium Viewer</u>)を開発してきた。本装置の 実用化には Na と USV センサの濡れ性の向上が必要である。濡れ性は表面張力により決定さ れるため、本研究では炉内の Na 中に金属粒子が溶解した場合の Na の表面張力について検 討した。初めに Na 中の金属不純物の活量を溶解度から推定し、次に Na の表面張力の変化を 計算した。金属不純物の Na への溶解度は微量であるため、表面張力の変化は小さく、変化 量が最大となる Ag が溶解した場合でも表面張力の変化量は 0.5%以下となった。

Abstract

It is difficult to perform the optical visual inspection in the reactor vessel of the sodium-cooled fast reactor (SFR). The <u>Under Sodium Viewer</u> (USV), which uses supersonic waves for the visual and volumetric inspection in sodium, is regarded as a promising device for the SFR. In the practical use of the USV, it is necessary to improve the wetting of the USV sensor with sodium. The surface tension of sodium including metal particles was discussed considering its dependence of the wetting property in this study. The solubility of metal impurities in sodium and the change of the surface tension calculated from the activity of the metal impurities were very small; the maximum change of surface tension was less than 0.5% in the case of Ag impurity.

1. 研究背景

2-1

SFRで使われるNa は冷却材として多数のメリットがあるものの,Naは不透明であるため, 炉内の光学的な目視は困難である。そこで原子力機構はSFR の炉内の目視・体積検査を目的 とした USV の開発を行ってきた。USV 装置はNa 中を透過した超音波信号を開口合成処理 により画像化する。そのため、本装置の実用化にはNa と USV センサの濡れ性が重要であ る。USV センサ表面の濡れ性は様々な要因、例えば、①表面のメッキ条件、②表面の幾何学 的条件、③温度条件、④Na の不純物濃度条件等によって変化すると考えられる。Na の濡れ 性の制御には、これらの条件について実験的及び理論的な観点から研究する必要がある。SFR のNa 中の不純物濃度はコールドトラップにより十分管理されており、金属不純物量は微量 と考えられるが、これまで不純物濃度の影響を研究した例がないことから、本研究ではNa 中に金属不純物が混合した場合のNa の表面張力への影響について検討した。

2. 評価方法

本研究では簡単のために、Na中に1種類の金属不純物が溶解した場合のNaの表面張力に

ついて評価した。対象とする金属不純物は SFR の炉内 Na に混入する可能性のある物質として、Mn, Co, Cr, Zn, Ag, Sb, Fe を選定した。2元系混合物の表面張力(σ^{mix})の推算には(1)式が提案されており^[1], スラグ物質の表面張力の推算等で 0~100mol%の全濃度範囲で非常に精度よく推算できる。

$$\sigma^{mix} = \sigma_i^{pure} + \frac{RT}{A_i} ln \frac{N_i^{Surf}}{N_i^{Bulk}} + \frac{1}{A_i} \Big[G_i^{E,Surf} \Big(T, N_j^{Surf} \Big) - G_i^{E,Bulk} \Big(T, N_j^{Bulk} \Big) \Big]$$
(1)

ここで、R:気体定数、T:温度、A:モル表面積、N:モル濃度、 G^{E} :過剰ギブス エネルギーである。添え字の*i*、*j*は混合物の粒子種類、*mix*, *pure* は混合物及び純物質での値、 *Surf*, *Bulk* は表面及びバルクでの値を表す。また、表面の過剰ギブスエネルギーには Speiser ら^[2]によって近似された(2)式を使った。 $\beta_{mix}=0.83$ は比例定数である。

 $G^{E,Surf} = \beta_{mix} G^{E,Bulk}$

(2)

(1)及び(2)式において,混合物の過剰ギブスエネルギーが必要である。混合物の飽和状態は,溶質が溶解した状態と溶解していない固体状態のときのケミカルポテンシャルが釣り合った状態であるため,混合物の過剰ギブスエネルギーは溶解度から推算して式(2)に用いた。

3. 結果及び考察

微量不純物の場合での(1)式の適用可能性の確認のために,既に実験データが取得されている Fe-C 及び Fe-P の 1~1000ppm の濃度での表面張力の実験値と計算値を比較した(図 1)。 この場合,1~100ppm では C 及び P の濃度が小さいため表面張力に大きな変化は見られない ものの,100ppm を超えると混合物の影響が大きく現れ,表面張力は大きく減少した。実験値 と計算値は良く一致し,(1)式は微量不純物の場合においても精度よく実験結果を再現するこ とが分かった。

次に、金属不純物が溶解した場合のNaの表面張力の計算を行った。図2は(a)100℃、(b)150℃、 (c)200℃、(d)250℃での表面張力の濃度依存性を示している。Naの表面張力は不純物の活量 によって、濃度と共に減少する結果となった。各元素の溶解度での表面張力を赤で示す。SFR の炉内に溶解する可能性のある金属不純物が溶解した場合でも溶解度以下となり、金属不純 物の表面張力への影響は小さいことが分かった。金属不純物を含むNaの表面張力の最大の 変化量を調べるため、飽和溶解度での表面張力を図3にプロットした。選定した金属不純物 の中で最もNaの表面張力に影響を及ぼす元素は、溶解度の大きいAg元素であったが、表面 張力の変化量はたかだか0.5%程度であり、金属不純物の影響は無視できるほど小さいことが 分かった。したがって、表面張力によって決定される濡れ性においても、金属不純物の影響 は無視できるほど小さいことが示唆される。

なお原子炉内の Na で重要な不純物は酸素であるが、実際の原子炉では酸素濃度が 1 次系 では 3ppm、2 次系では 10ppm 以下となるように純度管理されている。本研究から不純物濃 度が十分小さい場合は表面張力に大きな影響が現れなかったことを踏まえると、これによる 表面張力への影響はないと考えてよい。しかし、原子炉外の実験等で Na を使用する場合に は純度管理を正しく行わないと表面張力の影響が無視できない結果を与えることがあるので 注意を要する。





図 3. 溶解度での Na の表面張力の温度依存性

●参考文献

[1] J. A. V. Butler: Proc. R. Soc. A, 135 (1932), p.348.

[2] R. Speiser, D. R. Poirier and K. Yeum: Scr. Metall., 21 (1987), p.687.

[3] X.M.Xue, et.al, Metallurgical and materials B. 27B (1996), pp.71-79

●本稿に関する発表

[0] 河口宗道, 浜田広次, "液体ナトリウムの濡れ性における不純物効果の研究", 2012 年秋の年会, M26.

JAEA-Review 2013-035

2-2 CONTAIN/LMR コードのナトリウム - コンクリート反応モデルについて 土井 大輔 A Model of Sodium-Concrete Reaction in the CONTAIN/LMR Code

Daisuke DOI

要旨

格納施設安全解析コード(CONTAIN/LMR)には、ナトリウムとコンクリートとの反応解 析モデル(SLAM)が組み込まれている。その解析モデルを概説するとともに、モデル高度 化の一環として実施したナトリウム - コンクリート反応試験の予備解析結果を紹介する。

Abstract

The sodium-concrete reaction model (SLAM) is implemented in the CONTAIN/LMR computer code which is an integrated analysis tool used for predicting severe accident phenomena inside an LMFBR containment facility. The purpose of this study is to review the SLAM model and to preliminary analyze the sodium-concrete reaction for the improvement of the current SLAM model.

1. 研究目的

高速増殖原型炉「もんじゅ」では、ナトリウムが冷却材として使用されるため、高温のナ トリウムが漏えいしてコンクリートと接触すると、化学反応により反応熱や可燃性ガス(水 素)が発生する。したがって、ナトリウム - コンクリート反応防止のためにライニング設備 が設置される。ライニング設備が破損するような重大事故の想定においては、ナトリウム -コンクリート反応による事象進展を現実的に評価することが重要であり、機構論的な解析モ デルを用いた評価が必須となる。本研究では、SLAM で採用されているナトリウム - コンク リート反応解析モデルを概説するとともに、モデル高度化に向けて実施したナトリウム - コ ンクリート反応試験予備解析を解析結果例として紹介する。

2. ナトリウム-コンクリート反応モデルの概要

CONTAIN/LMR コードは、高速増殖炉の重大事故時に格納施設内で生じる様々な現象(熱流動挙動、エアロゾル挙動、放射性物質移行挙動等)を解析対象とした総合的な解析コードであり、幾つかの主要な現象をモデル化したモジュールから構成される。そして同コードに組み込まれたモジュールの1つである SLAM は、ナトリウム - コンクリート反応を対象として、米国・Sandia 国立研究所(SNL)で開発された機構論的なモデルである[1]。SLAM では、高温のナトリウムとコンクリート中の水分(水蒸気)とが反応する過程、およびナトリウムとコンクリート中の骨材等とが反応してコンクリートが浸食される過程を過渡的に解析することができる。

SLAM の解析モデルの概要を図1に示す。このモデルは、ナトリウムプールが形成される POOL 領域、コンクリートとして水分が脱水された DRY 領域および水分が残存する WET 領域の3領域に大別される。また POOL 領域と接する DRY 領域の一部は、ナトリウムとコ ンクリートとの化学反応が生じる境界領域(B/L領域)として取り扱われる。POOL 領域は B/L 領域へのナトリウム供給源であるとともに、DRY 領域の温度境界条件および反応物/生 成物の濃度境界条件となる。DRY 領域およ びWET 領域は、ナトリウム - コンクリート 反応によるコンクリート浸食や、コンクリー トの温度上昇に伴う結合水分解や自由水蒸 発により伸縮する。また B/L 領域内では拡散 や対流により反応物/生成物の濃度分布が 形成される。なお、骨材の主成分が二酸化ケ イ素であるコンクリートでは、B/L 領域にお ける主要な化学反応として以下の 2 つの化 学反応が考慮される。

1) Na + H₂O \rightarrow NaOH + 0.5H₂

2) $2NaOH + SiO_2 \rightarrow Na_2SiO_3 + H_2O$

3. ナトリウム-コンクリート反応試験の予備解析

今後予定しているナトリウム - コンクリ ート反応試験に対して、SLAM による予備解 析を実施した。ここではコンクリート試験体 (約 50kg)の上部に反応槽を設置し、ナト リウム(約 10kg)を反応槽へ注入後、ナト リウムを一定温度(約 600℃)に保持するも のとした。ナトリウム - コンクリート反応に よる水素発生およびコンクリート浸食は、図 2に示すようにナトリウム注入後約 8時間か ら 12 時間程度でほぼ終息している。

ナトリウム - コンクリート反応の反応継 続性は、反応界面付近(B/L領域)における 反応物(Na、H₂O、NaOH、SiO₂)の残存 量や、反応閾値を持つ界面温度に強く影響さ れると考えられている。予備解析では、B/L 領域における反応物が枯渇して化学反応率 が徐々に低下したために、コンクリートへ供 給される化学反応熱が減少し、反応界面温度 が低下してナトリウム - コンクリート反応 が終息している。反応終息後のコンクリート 中の反応物の残存量を図3に示す。前述した 化学反応1)や2)の反応物のうち少なくとも







図3 反応終息後のコンクリート中反応物残存量

一方の反応物の残存量は、化学反応が起こるために必要な反応物量(10⁻³kg-mol/m³)を下回る。また反応終息以前の化学反応の進行や反応物の移行等により反応物の残存量に分布が生じるため、枯渇する反応物はコンクリート中の場所に応じて異なる。ゆえにコンクリート中では化学反応熱等の熱伝導による温度分布だけでなく、反応物や水分等の拡散や対流による 濃度分布もナトリウム - コンクリート反応の反応継続性を検討する上で重要であることが示 唆された。

4. まとめ

CONTAIN/LMR コードに組み込まれた SLAM の解析モデルを概説した。また SLAM を 使用したナトリウム - コンクリート反応試験の予備解析では、化学反応の進行に伴いコンク リート中の様々な反応物が枯渇することに起因して、ナトリウム - コンクリート反応が終息 することがわかった。今後はナトリウム - コンクリート反応の反応停止機構の解明に向けて、 試験体系からの放熱、コンクリート中の反応物や水分等の移行、ナトリウムプールとコンク リートとの反応界面における生成物の堆積といった影響について検討し、ナトリウム - コン クリート反応解析モデルの高度化を進める予定である。

参考文献

 A. J. Suo-Anttila, "SLAM – A Sodium-Limestone Concrete Ablation Model", NUREG/CR-3379 SAND83-7114, 1983.

3. 炉心·燃料特性評価 Gr.

3・1 γ線輸送を考慮した総合発熱計算システムの開発 羽様 平 Development of Versatile Nuclear Heating Calculation System

Taira HAZAMA

要旨

高速炉の発熱計算システムをγ線計算機能を含めて再構築し、中性子、γ線に関する発熱 特性を一貫的に高精度で評価できる総合発熱計算システムを開発した。サンプル計算により 従来手法での発熱評価結果が 0.6%過大評価であること、γ線輸送効果により集合体内での燃 料発熱が約 2%低下することを確認した。

Abstract

A versatile nuclear heating calculation system has been developed. The system provides an accurate heating calculation tool considering the incident energy dependent Q-values and the spatial transport of gamma rays. A sample calculation confirmed that the neglect of the incident energy dependence in the conventional method causes an overestimation of 0.6 % for the total heating. Heat carried away by gamma rays results in a decrease in heating by 2 % in the fuel for a fuel sub-assembly.

1. 研究目的

原子炉出力(発熱量、発熱分布)の解析では、発熱計算やγ線計算も重要であるが、従来 の計算システムは中性子計算側に比べて簡易的なものにとどまっている。例えば、γ線計算 ではγ線生成量の算出に中性子反応量の評価が必要であるが、その評価には超微細群計算な どの中性子計算側の成果が反映されていない。発熱計算については、反応あたりの発熱デー タ(Q値)のエネルギー依存性を考慮していない。本研究では、発熱計算やγ線計算システ ムを中性子計算側のレベルに整合するように改良し、中性子、γ線に関する発熱特性を同一 の手法に基づき高精度で評価できる総合発熱計算システムを開発する。

2. 解析システム

2.1.システム構成

解析システムは、基礎工学研究部門との協力により開発した。同部門で開発中の汎用炉物 理コードシステム MARBLE に発熱と y線それぞれの計算機能を付加する形で構築した(図 1)。両機能とも専用の炉定数ライブラリ(UFKLIB と UFGLIB と称す)を JENDL-4.0 な どの核データファイルから作成し、炉定数を中性子計算側で得た断面積と組み合わせること によって発熱断面積と y線生成断面積を作成する。中性子束との積によりそれぞれ中性子に よる発熱量と y線生成量を得る。 y線生成量と UFGLIB に格納された y線反応データを用 いて y線炉心計算を行い、y線束と y線による発熱量を得る。

JAEA-Review 2013-035



図1 総合発熱計算システムの概要

2.2.システムの特徴

発熱計算、y線計算上の特徴を既存のものと比較して述べる。

(1) 発熱計算

既存システムでは発熱断面積 K を、核種・反応毎に Q 値データを用いて(1)式により作成 している。

$$K_{i,g} = (Q_{f,i} + Em_g)\sigma_{f,i,g} + (Q_{c,i} + Em_g)\sigma_{c,i,g} + \sum_{g'} (Em_g - Em_{g'})\sigma_{s,i,g \to g'}$$
(1)

i:核種、g:エネルギー群、f,c,s:反応(核分裂、捕獲、散乱)、
 Em_g:エネルギーg群のエネルギー代表値

この手法には二つの課題がある。一つは、Q値の入射中性子エネルギー依存性を無視して いる点、もう一つは、エネルギー代表値 Em を正確に決定できない点である。

例として、影響が比較的大きい核分裂反応のQ 値のエネルギー依存性を図2に示す。0.1 MeV 以 上で有意に低下することが分かる。

開発したシステムには、上記の問題を解決する ため、炉定数 UFKLIB に入射中性子エネルギー 毎の Q 値を格納している。

UFKLIBには γ 線の寄与を除いた Q 値も格納 しており、 γ 線計算機能と併用することによって、 γ 線が空間的に輸送されて発生場所と異なる点 で発熱する効果(γ 線輸送効果)を考慮した発熱 量も一括計算することができる。



(2)γ線計算

γ線計算では、γ線生成断面積(中性子入射によるγ線生成の反応断面積マトリックス) の評価と核分裂生成核種から発生するγ線(遅発γ線)の評価が重要である。

y線生成断面積の評価には生成の基となる中性子反応断面積に高い精度が求められるが、

従来のシステムは中性子計算側とは独立しており、中性子反応断面積の算出法が簡易的(均 質計算)であった。開発したシステムは中性子計算側と連携したシステムとなっており、中 性子計算側で確立された高精度な中性子反応実効断面積を反映することができる。

遅発γ線については、従来は別途 ORIGEN コードなどで評価する必要があったが、開発 したシステムでは、炉定数 UFGLIB に遅発γ線生成量のデータを核分裂核種毎に格納して おり、一つのシステム内で完結した評価ができる。

開発したシステムには、UFKLIB と UFGLIB を作成するシステムも備わっており、従来 のシステムではできなかった核データファイル間の差異も分析することができる。

3. 評価例

3.1. 評価方法

典型的な「もんじゅ」設計計算(均質組成、2次元 RZ 拡散計算)について発熱量を評価 し、既存手法との差異とγ線輸送効果を評価した。

(1) 既存手法との差異

領域別発熱量について、開発したシステムによる結果を基準とし、既存手法の結果の差異 を図3に示す。既存手法では、燃料領域で+0.6%の過大評価となることが分かる。図2で示 したQ値のエネルギー依存性を無視する影響である。



(2) γ線輸送効果

炉心全体の領域毎、及び内側炉心内の物質毎のγ線輸送効果を図4に示す。γ線輸送効果 は、炉心全体よりも集合体内で大きく現れ、燃料の発熱は2%近く小さくなる。これはγ線 の反応断面積が中性子のものより大きい(透過距離が中性子より短い)ためである。



図 4 γ線輸送による発熱量の変化(左図:炉心領域毎の寄与、右図:内側炉心の物質毎の寄与)

4. まとめ

中性子、γ線に関する発熱特性を一貫的に高精度で評価できる総合発熱計算システムを開 発した。今後、性能試験や炉心設計の解析高度化に活用していく。

本稿に関する投稿論文

 [0] Hazama, T. et al., "Development of versatile nuclear heating calculation system in MARBLE", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 50, No. 5, pp.525–533 (2013).
3-2 「もんじゅ」性能試験(炉心確認試験)におけるフィードバック反応度評価 北野 彰洋 Evaluation of Feedback Reactivity in Monju System Start-Up Test in 2010 Akihiro KITANO

要旨

2010年の炉心確認試験において、温度変化に伴う反応度フィードバック特性を確認するため、フィードバック反応度評価試験が実施された。本研究では、フィードバック反応度が2 種類の成分(原子炉容器入口温度成分、原子炉出力(広域系中性子検出器(WRM)信号) 成分)で記述できると仮定し、各成分の分離評価を行った。試験時の炉内温度分布等を詳細 に模擬した解析値と測定値に基づく評価値とを比較し、両者が一致することを確認した。

Abstract

The feedback reactivity measurement was conducted in Monju System Start-up test in 2010. The total feedback reactivity was evaluated together with its two reactivity components related either to power or to the core inlet coolant temperature. The separated coefficients were evaluated by simulating temperature distribution in the core under experimental conditions of the power and the inlet coolant temperature. The calculated and measured values of the feedback reactivity showed a reasonable agreement.

1. 研究目的

出力運転時の炉心挙動評価では、炉心内の温度変化による反応度フィードバックが安全上 極めて重要なパラメータである。その特性を確認するため、2010年のもんじゅ性能試験(炉 心確認試験)においてフィードバック反応度評価試験が実施された。試験では零出力臨界状 態で制御棒の引抜きにより正の反応度を添加し、負のフィードバック反応度により、一定時 間経過後に出力(計数率)が安定することを確認した。本研究では、その際のプラント時系 列データを基に、フィードバック反応度を原子炉出力(WRM 信号)成分と原子炉容器入口 温度成分に分離することを試みた。さらに、同成分の解析値を求め、両者を比較した。

2. 評価方法

フィードバック反応度は、5種類の反応度効果(ドップラー効果、燃料膨張効果、炉心支 持板膨張反応度効果、冷却材温度効果、及び構造材膨張効果)が複合したものである。それ ぞれ関連部位の温度変化に依存する。この温度変化を生じさせる要因は、炉心の発熱と冷却 材温度である。この2つのパラメータは計測値として、WRM 計数率(出力)の変化分(Δn_{WRM}) と原子炉容器入口冷却材温度の変化分(ΔT_{in})として現れる。本研究ではこの計測値に上記 2つのパラメータの値が代表されると仮定する。この場合、フィードバック反応度は次式で 表される。 $\rho_{feedback} = K_R \Delta n_{WRM} + K_{in} \Delta T_{in}$

 K_R :出力依存成分の反応度係数 (Δ k/k/cps) K_{in} :冷却材温度依存成分の反応度係数 (Δ k/k/C) (1)

2.1. 測定値

試験では、添加反応度の異なる3ケース(+2¢、+4¢、+6¢)についてフィードバック反応度特性が測定された。WRM 計数率の推移を図1に示す。反応度添加後の時間経過に応じて極小点・極大点が現れている。それらの点では反応度がゼロ、すなわち添加反応度とフィードバック反応度が等しい。極大点では、反応度添加前の状態からWRM 計数率が大きく変化しており、(1)式右辺第1項の寄与が大きい。一方、極小点では、WRM 計数率の変化は小さく、残りの原子炉容器入口温度の変化((1)式右辺第2項の寄与)が大きい。2点のデータを(1)式に用いれば K_R 、 K_{in} を得ることができるが、ここでは、3ケースの極大・極小点データ(計6点)をすべて考慮する方法として未知数フィッティングにより K_R 、 K_{in} を求めた。

2.2.解析值

すべての評価点を対象に試験条件を模擬した解析を行った。炉心を径方向に3領域(内側 炉心、外側炉心、径方向ブランケット)、軸方向に8領域(上下軸ブランケット+炉心部6領 域)に分け、各領域に対して反応度係数と温度を求め、両者の積によりフィードバック反応 度を算出した。反応度係数は200℃臨界状態を対象に、前述の5種類の反応度効果(ドップ ラー効果、燃料膨張効果、炉心支持板膨張反応度効果、冷却材温度効果、及び構造材膨張効 果)について求めた。温度分布は、評価点毎の出力と原子炉容器入口冷却材温度を反映し、 集合体毎に軸方向温度分布を求め、領域内で平均することによって求めた。フィードバック 反応度の冷却材温度依存成分は、反応度係数と入口温度の変化から算出し、同出力依存成分 は、出力変動に伴う各部温度上昇分(入口温度上昇分を除外した温度上昇分)を算出し、各 部の温度係数を考慮して評価した。

3. 評価結果

実測データから評価した K_R 、 K_{in} を以下に示す。(1)式の適用性は、フィッティングの精度から妥当であることを確認している。

 $K_R = -3.21 \times 10^{-10} (\Delta k/k/cps)$ $K_{in} = -2.80 \times 10^{-5} (\Delta k/k/^{\circ}C)$

フィードバック反応度の解析値と実測値の比較を図2に示す。極大点では約5%以内で、 極小点では、約8%以内で一致した。 K_R については C/E が 0.92、 K_{in} については、C/E が 1.09 となり、解析値は実測値に対して 10%以内で一致することを確認した。これら解析値と測定 値の相違については、測定誤差評価を行った上で詳細を確認していく必要がある。



4. まとめ

「もんじゅ」性能試験で実施されたフィードバック反応度評価の試験結果に基づいた成分分離評価により、解析値と実測値の一致性を確認した。

本稿に関する投稿論文

[0] Kitano, A. et al., "Evaluation of Feedback Reactivity in Monju start-up test", International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France 2013.

JAEA-Review 2013-035

3-3 IAEA 共同研究 - Phenix End-of-Life 試験における制御棒引抜試験の解析 - 高野 和也

Benchmark Calculations on Control Rod Withdrawal Tests in PHENIX End-of-Life Experiments Kazuya TAKANO

要旨

仏の高速増殖原型炉 Phenix の End-of-Life 試験において実施された「制御棒引抜試験」 を対象に、IAEA/CRP(共同研究プロジェクト)として8機関(CEA、ANL、IGCAR、IPPE、 IRSN、JAEA、KIT、PSI)の参加の下ベンチマーク解析が実施された。JAEAの解析手法 は他機関における解析手法と同等以上の精度を有していることを確認した。

Abstract

The IAEA launched a Coordinated Research Project (CRP) devoted to benchmark calculation on "Control Rod Withdrawal Tests Performed during the PHENIX End-of-Life Experiments". The CRP was performed by experts coming from CEA, ANL, IGCAR, IPPE, IRSN, JAEA, KIT and PSI. Based on the results, the accuracy of JAEA's calculation system is confirmed to be comparable to or better than that of the other calculation systems.

1. 背景及び概要

2009 年に仏 Phenix の End-of-Life 試験において、「制御棒引抜試験」(以下「本試験」 という)が実施された。定格出力時における制御棒(以下「CR」という)の非対称挿入/引 抜時の径方向出力分布を把握することが目的である。IAEA の TWG-FR(高速炉技術作業部 会)では、本試験のベンチマーク解析を実施する共同研究プロジェクト(CRP)が CEA(仏)、 ANL(米)、IGCAR(印)、IPPE(露)、IRSN(仏)、JAEA(日)、KIT(独)、PSI(スイス)の参 加により進められている。ここでは、本 CRP でこれまでにまとめられた結果を基に、測定 値との差、各機関の解析値の差、及び JAEA の解析手法の精度について述べる。

2. 試験概要

Phenix は仏 CEA が所有する Na 冷却タンク型の高速増殖原型炉(定格出力 350 MWth (1993~))である。1973 年に初臨界を達成し、2009 年に運転を終了している。「End-of-Life 試験」は、文字通り最後の試験として運転終了直前に実施された。

「制御棒引抜試験」では、CR を均等引抜位置とした状態から、一部の CR (CR#1 及び CR#4:図1参照)に位置偏差(約500mm)を付けたときの集合体出力相対変化を集合体出 入口温度及び集合体出口流量から評価している。CR 挿入パターンを表1に示す。集合体出 力相対変化(均等引抜時(Reference state)⇔ CR#1 挿入・CR#4 引抜時(Step.2))は、-10.9% ~+12.1%の範囲である。

表1	「制御棒引払	友試験」に:	おける CR 信	立置(mm)
	Reference	Step 1	Step 2	Step 3
	state		-	_
CR #1	558.3	608.5	848.4	848.4
CR #2	557.4	608.6	567.7	523.6
CR #3	558.0	606.6	571.0	523.4
CR #4	557.4	340.8	340.6	523.4
CR #5	557.4	608.5	566.3	523.5
CR #6	557.6	607.8	573.5	523.5



図1 Phenix 炉心配置図

3. 解析項目及び手法

解析項目は、「臨界性(過剰反応度)」、「CR 価値」、「中性子束分布」、「出力分布」である。 JAEA の解析手法は次の通りである。臨界性(過剰反応度)及び CR 価値に対しては、拡 散計算コード(MODIF) による基本計算結果(核データライブラリ:JENDL·3.3、エネル ギー群数:70g、3 次元 Tri-Z)をベースとし、各種解析モデル補正(メッシュ補正、輸送補 正、超微細群補正)を施して厳密解相当値を得た。中性子束分布および出力分布については、 均等引抜位置からの相対変化であり、各種解析モデル補正の効果は小さいと考えられること から、基本計算結果を用いた。CR 吸収体領域に対するセル計算には、周囲の燃料集合体 6 体 分を考慮して1 次元リングモデル化したスーパーセルモデルに基づく非均質セルモデル[1] を基に、周囲の燃料集合体と制御棒領域との反応率比を保存する反応率割合保存法(Reaction Rate Ratio Preservation Method (RRRP 法))[2][3]を適用した。

他機関の解析手法との差異を表2に要約する。

Participant	Nuclear Library	Energetic Structure	Cell Code	Cell Treatment	Control Rod Treatment	Code	Method
IPPE	ABBN-93	299	CONSYST	Het 3D	Het 3D	MMKKENO	Monte- Carlo
JAEA	JENDL-3.3	70	SLAROM-UF	Het 1D	Het 1D +super cell model+RRRP method	DIF3D	Diffusion +correction
CEA	ERALIB-1	33	ECCO	Het 2D	Het 2D + 2D SN transport calculation	ERANOS	Transport
IRSN	ERALIB-1	33	ECCO	Het 2D	Het 2D + 2D SN transport calculation	ERANOS	Transport
IGCAR(1)	ERALIB-1	33	ECCO	Het 2D	Het 2D + 2D SN transport calculation	ERANOS	Diffusion
IGCAR(2)	ABBN-93	26	CONSYST	Het 1D	Het 2D without correction	FARCOB	Diffusion
P SI	ERALIB-1	33	ECCO	Het 2D	Het 2D without correction	ERANOS	Transport
KIT	KFKINR-26	11	SIMMER-IV	Homogeneous	Homogeneous without correction	SIMMER-IV	Transport

表2 各機関における解析手法概要

4. 解析結果

CR価値及び出力分布に対する解析結果を図2及び図3にそれぞれ示す。CR価値は、CR #1-6(図1参照)を均等に引き抜いた際の値である。全CR価値(図2(a))に対する解析結 果は約7500pcm¹⁾(IPPE、JAEA、CEA、IRSN、IGCAR(1)、ANL)と約8000~9000pcm (IGCAR(2)、PSI、KIT)の2グループに分かれる傾向を示した。CR価値校正曲線(図 2(b))に対する解析結果については、全CR価値に起因する差以外に特段の差はない。

図3は、CR#1挿入・CR#4引抜時(Step.2)の集合体出力相対変化を評価したものである。解析結果は、燃料領域に対するC/E値が約±2%以内(CEA、IGCAR、IRSN、JAEA、IPPE)と約±5%以内(KIT、PSI)の2グループに分かれる傾向を示した。いずれの解析結果も試験結果に比べて集合体出力相対変化(絶対値)を大きめに評価している。



図2 CR価値(CR#1-#6の合計)解析結果



(評価対象集合体位置は図1参照)

¹⁾ pcm = $[(k_{eff}-1)/k_{eff}] \times 10^{5}$

5. 考察

図 2(a)の全 CR 価値に対する解析結果の違いは以下のように説明できる。CR 吸収体領域 は非均質性が強いため、単純均質化(領域内のみの反応率を保存)して領域平均断面積を算 出した場合、B4C ペレットにおける自己遮蔽効果を過小評価し、吸収反応率ひいては CR 価 値を過大評価する。そのため、CR 吸収体領域に対して領域平均断面積を算出する際には、 周囲の燃料集合体領域との反応率バランスを保存するなどの補正が必要になる。約7500pcm となったグループについては、当該補正を適用し、あるいはモンテカルロコードを用いて平 均化せずに評価している。一方、約8000~9000pcmとなったグループは補正を適用してい ない。この取扱いの違いが CR 価値評価結果の違いにつながったものと考えられる。

図3の出力分布(相対変化)に対する解析結果も、上記のCR吸収体領域の取扱いに起因して概ね2グループに分かれる。CR吸収体領域に対して特別な取扱いをしていないグループにおいてC/E値が若干大きいのは、前述のCR価値の過大評価に起因して、CR挿入及び引抜に伴う周囲の燃料集合体領域における核分裂反応率の減少幅及び増加幅を過大評価したためと考えられる。

すべての機関に共通する集合体出力相対変化(絶対値)の過大評価の要因としては、集合体出口部における冷却材の混合やラッパ管を通じた集合体間の熱移動の影響を解析側で考慮していないことが考えられる。それらの影響は集合体出口温度変化が緩和される方向に現れるため、解析値の過大評価になる。特に、冷却材流量や冷却材温度が大きく異なる外側燃料集合体(約15kg/s、約470℃²⁾)とブランケット燃料集合体(約3kg/s、約420℃²⁾)の境界にて影響が大きく、そのことは図3でも確認できる。

JAEA による解析結果は CR 価値及び出力分布(相対変化)を含めたいずれの解析結果に対しても、CR 吸収体領域における非均質性をより厳密に考慮した他機関解析結果とほぼ一致した。

6. まとめ

仏 Phenix の End-of-Life 試験において実施された「制御棒引抜試験」に対し、IAEA/CRP を通じて各機関(CEA、ANL、IGCAR、IPPE、IRSN、JAEA、KIT、PSI)によるベンチ マーク解析結果を比較した。その結果、JAEA を初めとする CR 吸収体領域の非均質性を考 慮した解析が重要であること、また JAEA の解析手法は他機関における解析手法と同等以上 の精度を有していることを確認した。

本稿に関する投稿論文

[0] V. Pascal, K. Takano et al: "BENCHMARK CALCULATIONS ON CONTROL ROD WITHDRAWAL TESTS PER-FORMED DURING PHENIX END-OF-LIFE EXPERIMENTS", Proceedings of ICAPP'13, (2013).

参考文献

[1] 杉野,岩井,"実機高速炉核特性解析手法の高度化 –二重非均質性取扱い手法及び制御棒均質化 断面積計算法の検討–", PNC TN9410 98-067 (1998).

²⁾ 集合体出入口平均温度。

- T. Hazama et al., "SLAROM-UF: Ultra Fine Group Cell Calculation Code for Fast Reactor, -Version 20090113- (Translated Document)", JAEA-Review 2009-003 (2009).
- [3] T. Kitada et al., "New Control Rod Homogenization Method for Fast Reactors", J. Nucl. Sci. Technol., 31, 7, 647(1994).

4. プラント特性評価 Gr.

4-1 分散型監視診断システム(dMOni)の運用 大草 享一 Operation of the Distributed Monju Monitoring and Diagnosis System Kyoichi OKUSA

要旨

プラントに発生した異常を早期に検出するためにプラントの主要な機器・系統の状態など 運転に必要な様々な情報を幅広く提供する分散型監視診断システム(dMOni:Distributed Monju Monitoring System)の開発及び運用を行っている。平成24年度は、4月にシステムが 不定期に停止するトラブルが発生し、一時運用を停止したが、原因究明及びプログラムの改 修を実施し、システムの運用を再開した。

Abstract

In order to detect an anomaly in Monju as early as possible, the Distributed Monju Monitoring and Diagnosis System (dMOni) which displays diversified information for plant operation has been developed and operated. In 2012 fiscal year, unexpected system troubles occurred frequently in April. So, system operation was stopped temporarily, the cause of the troubles was investigated, identified and the program of this system was repaired. Then, operation of the system was resumed.

1. はじめに

原子力プラントにおいては、プラントに発生した異常を早期に検出し、その進展を阻止す ることが求められている。そこで、運転員、設備担当者、R&D 担当者等のプラントエンジニ アがプラントの状態を監視し、早期に異常を検知するために、プラントの主要な機器・系統 の状態など運転に必要な様々な情報を幅広く提供するシステムが必要である。これまでにプ ラント特性評価 Gr. では、インターネット技術を適用し、プラントの監視・診断を様々な場 所で行うことができる分散型監視診断システムの開発を行ってきた。

本報では、本システムの概要及び平成24年度の運用実績について報告する。

2. 分散型監視診断システムについて

分散型監視診断システムは、分散化、標準化の点を考慮して開発を行った。

- (a)分散化: 監視・診断対象及び手法の追加および変更を容易にするため監視・診断プログラムは、それぞれ対象機器や手法ごとにモジュール化した。また、個々の計算機に掛かる負荷を軽くするため、計算機を複数台用いた分散型のシステム構成とした。
- (b)標準化: 開発のコストを抑えるために計算機およびソフトウェアはできる限り標準 的なものとし、Windows 計算機の使用及びインターネット技術を用いたシス テムとした。
- システムの概要を図1に示す。「もんじゅ」のLAN環境にインターネット技術を活用した

システムを構築している。既設の プラントデータ収録システム (MIDAS)から、温度、流量、圧力等 のプラントデータを取得し、デー タ配信サーバ経由で、診断用のWeb サーバへデータを配信する。診断 結果はイントラネット用のサーバ 機能により、各ユーザのパソコン で標準的なWebブラウザを用いて 表示される。

監視診断部は診断手法を組み入 れるため、診断手法・対象ごとに、 モジュール化し、モジュール間 のコミュニケーションが図れる ようにした。

表示部には、標準化を計るた めインターネット技術を取り入 れ、Web ブラウザーによる表示シ ステムとした。表示機能として、 診断結果を表示するとともに、 プラントの系統図上にプラント データを表示する監視画面表示 (図2)、複数のパラメータを同 一時刻軸上に表示するマルチト レンド表示、過去の運転実績の





図2 監視画面例

上に現在のプラント状態を表示するトレンド重ね書き機能を実装している。

3.24年度の運用実績

(1)運用実績

現在、分散型監視診断システムは、「もんじゅ」運転再開までの間、試運用と言う位置付けで運用している。

平成24年度は、4月にシステムが不定期に停止するトラブルが発生した。応急処置と して、停止する都度システムを再起動して、運用を続けていたが、システム停止が頻発 したため、4月24日にシステムを停止し、原因究明及びプログラムの改修を実施し((2) に記載)、システムの運用を再開した。

(2) トラブル対応

原因究明の結果、MIDAS システム内で、時刻の修正が行われた際、時刻データに重複 または遡りが生じた場合、分散型監視診断システムが停止することが判明した。

そこで、分散型監視診断システムのデータ受信部の改修を行い、受信した時刻データ に重複または遡りが生じた場合にはそのデータに関する処理をスキップ、破棄するよう な処理を追加した。 現在のところ、改修後にシステムが停止する不具合は発生していない。

4. おわりに

今後は、ユーザ等からの要望を反映し、使いやすいシステムとしていくとともに、運用を 通じてシステムの不具合の摘出及び改良を行い、頑強なシステムとしていきたいと考えてい る。

4-2 制御棒挿入機能喪失時の炉心損傷リスク評価

素都 益武

Evaluation of MONJU Core Damage Risk due to Control Rod Function Failure Masutake SOTSU

要旨

一般に,原子力発電プラントにおける重要な設備・系統は,多重性を有しており,単一の 系統が停止した場合,それが常用系設備ならば通常運転系統の多重性低下,安全系設備ある いはそのサポート設備ならば事故時の安全機能の低下に直接または間接的に関連している。

「もんじゅ」の保安規定では、主炉停止系制御棒のスタックによる機能喪失が発生した場合、これを運転上の制限(LCO)の逸脱と定義し、必要な措置が定められている。主炉停止系制御棒は多重性を有しており、1本が機能喪失したとしても原子炉の停止機能を阻害することにはならないため、直ちに運転を停止する措置とはなっていない。しかしながら、この様な状態を潜在的な原子炉停止機能の喪失につながる兆候と考えた場合、運転の継続が許容される時間を制限することで、潜在的な安全機能の低下を抑制することができる。

従って、必要な措置には、その完了時間が定められており、その時間内の原子炉の運転継 続が許容されている。この措置及びその完了時間が炉心損傷のリスクをどの程度変動させ得 るのか、確率論的安全評価(PSA)の手法に基づいて評価した結果、完了時間は妥当である ことを明らかとした。

Abstract

In general, the important equipment and systems in nuclear power plant are designed to have multiplicity. When a single train of normal equipment system fails, it causes multiplicity reduction in normal operation system. Alternatively, single failure of safety system or its support system leads to reduce safety functions at the time of the accident directly or indirectly.

The limiting conditions of operation are defined in the safety regulations for MONJU. If a function failure is found in a control rod of the main reactor shutdown system, certain measures and its allowed outage time are required by the safety regulations. Main reactor shutdown system control rod has also multiplicity, and then reactor shutdown function is not inhibited if one rod stuck is observed. However, it is considered that such plant state is a symptom leading to loss of reactor shutdown function. Therefore, it is possible to suppress the loss of the safety function potential by limiting the time to continue such operation is allowed.

The necessary measures, the completion time has been established, and then the continuous operation of the reactor that time is allowed. As the evaluation results core damage risk entailed in this measure, the timeframe defined in the present safety regulations was concluded to be appropriate.

1. 研究目的

「もんじゅ」において整備されている保安規定の第4章運転管理で定める運転上の制限及 びこれを満足していない場合に要求される措置の完了時間について、PSAの観点から妥当性 を評価するため、共通原因故障を考慮した制御棒挿入失敗確率を保安規定に定める場合につ いて算出し、完了時間すなわち許容待機除外時間(AOT)の妥当性について考察する。

2. 評価方法

保安規定による LCO 逸脱の条件及び要求される措置を表1に示す。

表1 主炉停止系に係る LCO 逸脱条件と要求される措置及びその完了時間

LCO逸脱(保安規定別表30-2)	要求される措置	完了時間(h)
主炉停止系1ロッドスタック発見	他の制御棒動作確認	24
主炉停止系2ロッドスタック発見	原子炉トリップしゃ断器を開く	速やかに

図1に示す原子炉スクラム失敗事象(ATWS)イベントツリーで制御棒挿入ヘディングに 与えられた分岐確率は原子炉の停止に必要な本数の制御棒の挿入に失敗する確率である。本 研究では、この確率が制御棒スタックを発見したことにより低下した多重性や増加した機器 故障率,共通原因故障割合に基づいて変動することを考慮した炉心損傷頻度の再計算結果か ら、炉心損傷リスクの変動を評価した。



図1 ATWS イベントツリー

3. 評価結果

表2に各条件に対する炉心損傷頻度の割合を計算した結果を示す。保安規定に定める条件の一つである、1ロッドスタック発見時は基準ケース(通常運転時)の約300倍となる。この時、要求される措置である,他の制御棒の動作確認の完了時間は24時間と規定されている。従って,この増加した炉心損傷頻度に基づいた条件付炉心損傷確率増分(ICCDP)を用いて完了時間である24時間を評価した。

LCO 及び要求される措置	炉心損傷頻度割合	ICCDP<5×10 ⁻⁷ となる AOT(h)
基準ケース	1.0	-
主炉停止系 1 ロッドスタック発見	2.9×10 ²	76
他の制御棒の動作確認	1.3	6.3×10⁴
主炉停止系 2 ロッドスタック発見	3.0×10 ³	7.2

表2 各条件の炉心損傷頻度の増加割合

NRC の RG 1.177[1]で示されるリスク許容基準である ICCDP<5×10⁷を満たす AOT は 同文献に定められている方法を用いると 76 時間以内となる。現状の保安規定に定める完了 時間である 24 時間はこれを十分下回る。また,24 時間以内に完了しない場合は6 時間以内 に原子炉を通常停止する措置が定められている。この場合でも運転継続時間は 30 時間であ り、上述の 76 時間と比較して十分短いため、リスク許容基準は十分下回っている。

24 時間以内に他の制御棒がスタックでないことを確認した場合、表2によると、炉心損傷 頻度は約1.3 倍となる。この時の ICCDP<5×10⁻⁷を満たす AOT は6万時間以上となり、運 転継続の措置は ICCDP による評価からみても妥当である。これらの炉心損傷頻度割合の変 動を図2に示す。

一方、2 ロッドスタック発見時、炉心損傷頻度は表2のとおり約3000倍となる。この時, 保安規定上は速やかに原子炉トリップしゃ断器を開放させる措置が定められている。上述の ICCDP<5×10⁻⁷を満たす AOT は約7.2時間であり, ICCDP<5×10⁻⁷という条件が成立し ている間に措置を完了させることができるため,表1の要領は妥当である。

さらに、この時の措置として手動トリップではなく、通常停止あるいはアクシデントマネ ジメントとして定めている制御棒保持電源のしゃ断操作などを行った場合の炉心損傷頻度割 合を評価すると、図1に示す原子炉自動トリップを起因とする制御棒挿入に失敗する事象を 回避できる。従って、図2に示すように基準ケースの100分の1程度に小さく維持すること ができる。



図2 制御棒スタック時の炉心損傷頻度割合の変動

4. まとめ

制御棒のスタックを発見した場合の炉心損傷リスクは共通原因故障による挿入失敗確率の 増加に伴い,有意に増加する。しかしながら,この時の完了時間は RG 1.177[1]に定められ たリスク許容値の観点から妥当である。また,完了時間以内に他の制御棒の動作確認を行っ た場合,増加した炉心損傷リスクは効果的に減少するため,原子炉の運転継続は許容できる。

以上より,保安規定で定める運転上の制限を満足していない場合に要求される措置の完了 時間は妥当である。また,2 ロッドスタック発見時の措置については,通常停止あるいはア クシデントマネジメントを適用すれば大幅な炉心損傷リスクの低減が見込まれる。

今後,本研究で得られた知見に基づいて保安規定の変更,2 ロッドスタック発見時の具体 的な操作手順など運用の検討を行っていく。

本件に関する投稿論文

[0] M. Sotsu and K. Kurisaka, "Evaluation of MONJU Core Damage Risk due to Control Rod Function Failure," Journal of Power and Energy System, 2012

参考文献

[1] US Nuclear Regulatory Commission, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision making : Technical Specifications," RG1.177, 2002

JAEA-Review 2013-035

4-3 炉外燃料貯蔵設備冷却系の空気冷却器解析モデルの改良 森健郎 Improvement of the Analytical Model of Air Cooler in Ex-Vessel Fuel Storage System Takero MORI

要旨

炉外燃料貯蔵設備(Ex-Vessel Fuel Storage System)において全交流電源喪失が発生した 場合、崩壊熱除去は自然循環のみで行う。自然循環を評価する場合、流路の圧力損失特性は 重要な因子となる。本研究では、最終ヒートシンクである炉外燃料貯蔵設備冷却系の空気冷 却器の空気側の圧力損失特性を精度良く模擬できる解析モデルを検討した。現行の冷却系の 空気冷却器の空気側の圧力損失計算モデルである1点近似モデルから、各抵抗因子を個別に モデル化する詳細モデルに改良した。試験値と比較した結果、試験値とほぼ一致することを 確認した。

Abstract

If Station blackout occurs in Ex-Vessel Fuel Storage System, the decay heat removal by natural circulation is required. The pressure losses of air flow path are very important factors for evaluating the cooling capability by natural circulation. Therefore, the analytical model, which calculates the pressure drop characteristic more accurately, was developed in this study. The improved model calculates the pressure drop of each resistance factor individually, while the original model calculates over-all pressure drop as one resistance factor. It was confirmed that the improved model can accurately predict the actual pressure drop characteristics by comparing the test result with the calculation.

1. 研究目的

炉外燃料貯蔵設備において全交流電源喪失が発生した場合、強制循環させるポンプや送風 機の動力源が無くなるため、崩壊熱除去は自然循環のみで行う。自然循環は、強制循環とは 異なり、流路方向の流体の温度分布の変化によって自然循環流量が変化するため、自然循環 時のプラント特性を評価する場合は、流路の圧力損失特性は重要な因子となる。特に空気冷 却器の空気側は、最終ヒートシンクであり、空気側の圧力損失特性は自然循環時の炉外燃料 貯蔵設備の除熱能力を大きく左右する。

そこで本研究では、炉外燃料貯蔵設備冷却系の空気冷却器の空気側の圧力損失特性について、実プラントの圧力損失特性を精度良く模擬できる解析モデルを検討することを目的とした。

2. 炉外燃料貯蔵設備の概要

炉外燃料貯蔵設備は、燃料取扱い及び貯蔵設備の一部であり、主に炉外燃料貯蔵槽(EVST) 及び EVST 冷却系で構成されている。

EVST は、たて型円筒二重容器であり、新炉心構成要素及び使用済炉心構成要素合計約250体を1次ナトリウム中に貯蔵できる。炉心構成要素は移送ポットに挿入され、6列同心円状に配置された貯蔵位置に収納される。

図1に EVST 冷却系の概要図を示 す。1次ナトリウムの熱は、冷却管 を介して2次ナトリウムに伝えられ、 空気冷却器で外気に放出される。通 常の運転は、全3ループのうち2ル ープを使い、最大 660kW の熱を除 去する。空気冷却器出ロナトリウム 温度を200±5℃に保つよう送風機 と入口ベーン開度の調整により空気 流量を制御している。残りの1ルー プは、出入口ダンパ及び入口ベーン を全閉とし、待機状態としている。 崩壊熱が小さい場合は、送風機を停 止し、自然通風によって除熱する。



3. 圧力損失計算モデルの改良

図1 EVST 冷却系の概要

現行の空気冷却器の空気側の圧力

損失計算モデルは、流路方向の各抵抗因子を1点で近似するモデルであるため、試験結果が 無い場合は、計算モデル内の空気の平均温度の算出方法等を調整することが困難である。ま た試験結果で得られた温度範囲を超える温度領域へ適用する場合は、外挿性を別途検討する 必要がある。そこで、実プラントの流路の形状から抵抗因子となる部位を選定し、ハンドブ ックから抵抗因子毎に圧力損失計算式を設定し、各抵抗因子を個別にモデル化する詳細モデ ルを作成した。この詳細モデルで圧力損失を求め、試験値と比較した。

3.1 各部の圧力損失

空気側の流路は、入口ダクト、フィルタ設備、入口ベーン、入口ダンパ、伝熱部、出口ダンパ、出口ダクトで構成されている。この流路において、抵抗因子として考慮した部位を表 1に示す。一般に管壁と流体との間の摩擦や流路断面の大きさや形の変化等によって生じる 圧力損失は、式(1)で表すことができる

[1][9]		
	±	阝 位
$AP = 7 \frac{\rho v^2}{r^2} \qquad \cdots \qquad \cdots \qquad (1)$		a.直管部
$m = \zeta_2$		b.ベンド部
		a.拡大部
⚠️: 圧力損失(Pa)	(の)フィル友設備	b.プレフィルタ
	(2) ノイ ルンション1用	<u>c.メインフィルタ</u>
ζ :損失係数(-)		d.縮小部
	(3)入口ベーン	
p :空気の密度 (kg/m ³)	(4)入口ダンパ	
		a.拡大部
v :流速 (m/s)	(5)伝熱部	b.管束部
ハンドブックを参照し、各部位につ		c.縮小部
	(6)出口ダンパ	
いて、週辺な圧力損大式や損大係数を	(7) 出口がた	a.直管部
選定して、圧力損失を計算した。なお、		b.ベンド部

表1 空気側の流路の抵抗因子

考慮した部位の内、入口ベーン及び出 入口ダンパは可動する部位であり、損 失係数は開度に応じて変動する。

3.2 試験値との比較

空気冷却器の据付後、送風機を運転 した状態(出入口ダンパは全開)にお ける各ベーン開度の風量と送風機の差 圧(吸込側–吐出側)が測定された。 定常時は、送風機の差圧と系統の圧力 損失は釣り合うため、送風機の差圧は 系統の圧力損失と見なすことができる。 そこで、3.1で計算した圧力損失(計算 値)と試験値を比較し、計算値の検証 を行った。図2に EVST 冷却系 A ルー



図2 空気冷却器の空気側の圧力損失特性

プの計算値と試験値の比較を示す。計算値は、低風量側については、試験値と良く一致して おり、選定した部位及びそれぞれ部位で設定した圧力損失式は、実プラントの自然通風時の 圧力損失特性を概ね模擬できることを確認した。

ここで改良した各抵抗因子を個別にモデル化した詳細モデルは、個々の圧力損失が、当該 部位を通過する空気の温度から決まる物性値を用いて計算されるため、解析する温度範囲に 限らず圧力損失計算に使用することができる。

4. まとめ

空気冷却器の空気側の流動計算モデルにおいて、自然循環時の流動特性を精度良く模擬で きるよう圧力損失の計算モデルを改良した。改良したモデルは、試験から得られた圧力損失 特性を精度良く模擬することを確認した。

参考文献

[1] 日本機械学会, "管路・ダクトの流体抵抗", 1979

[2] 日本機械学会, "伝熱工学資料 改訂第5版", 2009

JAEA-Review 2013-035

4-4 炉外燃料貯蔵槽(EVST)内多次元熱流動解析

大野 純

Multidimensional Thermal-Hydraulic Analysis on Internal Ex-Vessel Fuel Storage Tank Jun OHNO

要旨

高速増殖原型炉「もんじゅ」における炉外燃料貯蔵槽(以下、「EVST」という)のシビア アクシデント評価には1次元フローネットワークコードが用いられているが、EVST内の流 れは自然循環であるため、そのフローパスを正確に予測し設定することは難しい。そこで EVST内部の熱流体挙動を明らかにし、同フローネットワークコードのEVSTモデルの適合 性を評価するために多次元熱流動解析を実施した。この結果、定格条件におけるEVST内の 熱流体挙動には顕著な多次元性は現れず、フローネットワークコードのEVSTモデルの適合 性は十分であることが示唆された。

Abstract

The severe accident evaluation on the Ex-Vessel fuel Storage Tank (EVST) of MONJU has ever been performed by one-dimensional flow network code "Super-COPD". However, it is difficult to predict thermal-hydraulics in the EVST accurately because the fluid in the EVST is driven by natural circulation. Thus we have performed multidimensional thermal-hydraulic analysis in order to clarify the thermal-hydraulic behavior and evaluate the appropriateness of the flow network model. As a result, it was suggested that the multidimensionality in the EVST was small enough and the flow network model would be almost appropriate under rated power and flow conditions.

1. 研究目的

EVST のシビアアクシデント評価に用いられている1次元フローネットワークコード (Super-COPD)では、モデル構築時に予めフローパスや混合範囲等を定める必要がある。し かし EVST 内の流れは自然循環であることから、それらを正確に予想し設定することは難し い。また EVST に関してはこれまでに設計発熱条件での運転経験がなく、実機データを利用 したコードの検証には課題がある。そこで本研究では、計算流体力学(CFD)を用いて EVST 内部の熱流体挙動を明らかにし、同フローネットワークコードの EVST モデルの適合性を評 価することを目的とする。

2. 評価方法

本研究では、EVST 内の構造物を全て模擬したフルセクタの解析モデル(図 1)を用いた。こ れにより燃料移送ポットの発熱分布、プレナム領域の自然対流、フローホールのバイパス流、 ヘリカル形状の冷却管廻りの流れなどの多次元性の影響を評価できる。燃料移送ポットの発 熱総量は設計最大値の 660kW とし、均一発熱分布と図 1 に示す設計発熱分布の 2 つの条件 を考えた。また冷却系統は B ループと C ループの 2 系統が稼働するものとした。以上の解析 モデルと汎用 CFD コード FrontFlow/red を用い定格条件における定常解析を実施した。



図 1. 解析モデル

表1. 解析条件と結果

Case			Case 1	Case 2
条件	発熱分布 (総発熱量 660 kW) 冷却材		均一発熱分布 (全数 1180 W/m ²)	設計発熱分布 (図1 参照)
释析 :			1次系・2次系ともにナトリウム	
冷却系統		Bループ / Cループ (入口温度 475 K, 出口温度 495 K)		
解析結果 日	白ᄽ狂傳法县 [[/-]	主流	約 42	約 41
	日然循環抓重[Kg/S]	バイパス	約1	約1
	EVST冷却材温度 [K]	入口	約 497	約 497
		出口	約 509	約 509

3. 評価結果

表1に両ケースの解析条件と結果を示す。両ケースの比較より、設計発熱分布では自然循 環流量が若干低くなることがわかる。これは図2(b)に見られるように、加熱が集中する箇所 の流速が高まり非一様となることで、流動抵抗要素である支持板を通過する際の圧力損失が 増大するためである。一方で回転ラックを通過した後の温度場および速度場は発熱分布に関 わらず両ケースに顕著な違いは無いことから、上部プレナムにおいて十分な温度混合が生じ ており、それ以降の領域では発熱分布の影響は殆ど無いことが伺える。

図3にCase1の冷却管廻りの速度等値面を示す。図より冷却管のヘリカル形状に起因して 冷却管廻りの流れは非一様となることがわかる。自然対流が支配的な流れ場では加熱および 冷却箇所近傍の流れが局所的に発達し、このような多次元的な熱流体挙動が観測される。こ れは図4に示す上部プレナム部の流れについても同様である。この局所的に発達した流れは、 180度方向に大きく偏った強い下降流として下部プレナム部に流入し、鏡板やリブ構造物に 衝突して図5に示すような複雑な流れを発生させる。この結果、下部プレナム部では混合が 促進され、回転ラック底部に設けられた252箇所の流入孔における温度は両ケースともほぼ 一様となる。つまり冷却管の形状に起因する多次元的な影響はその後流にある下部プレナム によって打ち消され、結果として回転ラックへの流入条件は一様なものとなる。 また表1より、回転ラック側部に存在するフローホールのバイパス流量は発熱分布によら ずほぼ同値であり、加えて主流量に比べて十分小さいことから全体への影響は無視できると 考えられる。

4. まとめ

以上の多次元熱流動解析の結果より、定格条件における EVST 内の熱流体挙動には顕著な多 次元性は現れず、1次元フローネットワークの EVST モデルの適合性は十分であることが示唆 された。但し発熱分布がある場合は支持板の圧力損失が増大することから、フローネットワ ークモデルを用いた安全解析等ではこの圧力損失を保守的に見積もる必要がある。今後は冷 却系統の組合せの影響の調査や、過渡事象を対象とした多次元解析を実施する予定である。



5. 原型炉安全技術 Gr.

5-1 炉心局所事故に関わる実験的知見の総合解釈と「もんじゅ」安全評価への適用 深野 義隆

-Comprehensive and Consistent Interpretation of Local Fault Experiments and Application to Hypothetical Local Overpower Accident in Monju-

Yoshitaka FUKANO

要旨

炉心局所事故に関する炉内・炉外試験の広範なレビューと定量分析を実施し、(1)燃料ピンの破損閾値、(2)溶融燃料の放出閾値、(3)放出燃料のスイープアウト、(4)集合体内損傷拡大 速度に関する統一解釈を得た。また、この統一解釈を「もんじゅ」設置許可申請における安 全評価項目の一つである燃料要素の局所的過熱事象に適用した結果、「もんじゅ」設置許可申 請における評価は十分保守的であることを明らかにした。

Abstract

Comprehensive and consistent interpretations of in-pile and out-of pile experiments in terms of (1)the failure thresholds of the fuel pin, (2)molten fuel ejection, (3)fuel sweep-out behavior after molten fuel ejection, and (4)pin-to-pin failure propagation were arrived at in this study based on broad-ranging review and data analysis on experiments related to local fault. Based on these comprehensive and consistent interpretations, it was clarified that the safety evaluation of the hypothetical local overpower accident in the Monju licensing was sufficiently conservative.

1. 研究の背景及び目的

高速増殖炉(FBR)は軽水炉と比較して燃料ピンが稠密配置され、炉心部の出力密度が高い(FBR: 350~1000kW/ℓ、PWR: ~100kW/ℓ、BWR: ~50kW/ℓ)という特徴を有している。これを踏まえ、FBRの安全研究では、炉心の局所異常から過酷事故(SA)に至る可能性について、その開発当初から研究されてきたという歴史的経緯がある。このため、国内外で炉心局所事故(LF)に関する多数の炉内・炉外試験や解析評価が実施されて来た。一方、「もんじゅ」の設置許可申請に関わる LF の安全評価の一つとして、燃料要素の局所的過熱事象が評価されており、本研究では、炉規法改正に伴う SA バックフィット対応(最新知見の反映)のため、燃料要素の局所的過熱事象評価の主要現象について、当初申請以降の国内外の実験的知見のレビュー・定量分析と統一解釈を行い、これを踏まえた評価の保守性を確認することとした。

2.「もんじゅ」における燃料要素の局所的過熱事象の評価と主要現象

図1に「もんじゅ」における燃料要素の局所的過熱事象の評価の流れを示す。燃料要素の 局所的過熱事象では、相対出力が200%となる燃料ペレット10個が1本の燃料要素の軸方向 中央部に誤装荷されることを事象想定としている。なお、燃料の製造工程は自動化されてお り、工程管理上の配慮と十分な品質管理により、富化度の異なる燃料が誤装荷されることは なく、また、仮に内側燃料と外側燃料の取替違いが生じたとしても、相対出力が 200%に至 らないことから、この事象想定は非常に保守的であると言える。この評価において結果への 影響が大きく、当初申請以降、新たな知見が得られている主要現象として、 (1)燃料ピンの 破損、(2)溶融燃料の放出、(3)放出燃料のスイープアウト、(4)集合体内損傷拡大について、炉 内・炉外試験の広範なレビューと定量分析を実施し、統一解釈を行った。この統一解釈と「も んじゅ」安全評価に適用した結果について次章で詳述する。



図1 「もんじゅ」における燃料要素の局所的過熱事象の評価の流れ

3. 主要現象の統一解釈と燃料要素の局所的過熱事象の評価への適用結果

(1)燃料ピンの破損

相対出力が200%となるペ レットが誤装荷された場合、 制御棒の引抜き過程で出力が 上昇するため、炉内ランプ型 過出力試験を参照することが 出来る。既存の炉内ランプ型 過出力試験をレビューした結 果、日米仏の種々の燃料仕様 (燃料ピン径、被覆材、燃料

密度、燃焼度)や幅広い出力 上昇率での試験データが存在

するが、これら試験データを分析した結果、燃料スミア密度が燃料破損閾値の支 配因子であることを明らかにした[1]。









破損時または最高出力到 達時の断面溶融割合を評 価した結果を図3に示す。 「もんじゅ」の安全評価 では、各種安全余裕を見 込んだホッテストピンの 断面溶融割合は最大発熱 部(PPN)で62%(ノミナ ルピンではPPNで43%) と評価されており、断面 溶融割合の観点からも、 燃料ピンは破損しないと 言える。

図3において、75%程度の断面溶融割合で被覆管が破損した試験の軸方向破損位置と被覆 管温度の評価値を図4に示す。被覆管が破損した試験は、冷却材温度が高く、被覆管強度の 低下する軸方向上部での破損であり、破損時の被覆管温度は900℃以上となる。燃料要素の 局所的過熱事象では、誤装荷される燃料ペレット10個は軸方向中心部のため、冷却材温度が 低く、被覆管温度の評価値は600℃程度であることから、被覆管温度の観点からも被覆管が 破損する可能性は低いことがわかった。

(2)溶融燃料の放出

前述の通り、「もんじゅ」の安全評価では、被覆管が破損する可能性は低いが、仮に被覆管 が破損した場合、溶融燃料放出の程度が重要となる。日仏独共同 CABRI-RAFT 計画で実施し た RB1、RB2 試験では、「もんじゅ」と同等のスミア密度燃料を用い、被覆管に人工欠陥を 設け、低融点合金で塞いだ上で、過出力中に流量減少を加えることで、破損閾値より低い温 度で被覆管開口破損を実現した(図5)。RB1 試験では、初期出力の約 2.1 倍で被覆管を意図 的に破損させたが、図6に示すように、溶融燃料放出はなかった。一方、RB2 試験では、初 期出力の約2.5 倍で被覆管破損させ、溶融燃料が 放出される結果となった[2]。これらの試験結果を 踏まえると、「もんじゅ」では、相対出力200%で 仮に被覆管が破損しても、溶融燃料は放出されな い可能性が高いと言える。





図6 RB1試験後断面金相写真

(3) 放出燃料のスイープアウト

前述の通り、「もんじゅ」の安全評価では、溶融燃料が放出される可能性が低いが、仮に放 出された場合でも、密な閉塞が形成されず、溶融燃料・冷却材相互作用(FCI)の発生と微 粒化、FCI発生圧力等に駆動されたフィッサイル領域外への溶融燃料の分散(スイープアウ ト)が期待できる。このため、ピン束中に溶融燃料を放出した炉内・炉外試験を広範に調査 し、試験データを総合・分析した。その結果、燃料の放出量に対して冷却材流速が速いほど、 また、流路断面積が広いほどスイープアウトが促進される傾向が認められたため、放出燃料 量を冷却材の体積流量(冷却材流速×流路断面積)で除した指標で燃料のスイープアウト率、 流量回復割合を整理した(図7、図8)。

この整理結果から、「もんじゅ」の流路側条件で10g程度の溶融燃料が放出された場合、溶 融燃料は100%スイープアウトされる可能性が高いことを明らかにした。また、「もんじゅ」 の流路側条件で遅発中性子検出器(DN計)自動トリップレベルに相当する50g程度の溶融 燃料が放出されても、流量の回復率は高く、実機の169本ピンバンドル条件では、同一軸方 向位置で密な閉塞が形成される可能性は低いことがわかった。



図7 燃料スイープアウト率

図8 流量回復率

(4)集合体内損傷拡大

前述のように、10g程度の溶融燃料の放出に対して、密な流路閉塞が形成される可能性は 小さいが、仮に形成された場合、損傷領域の拡大の有無、原子炉スクラムまでの損傷拡大速 度が重要となる。この観点から、破損後継続照射(RBCB)試験からの損傷拡大、初期に発 熱閉塞を設置した炉内ピン束試験を調査するとともに、損傷拡大領域を概略定量化し、損傷 拡大速度を算出した。「もんじゅ」の DN 計の自動トリップレベル(50gの燃料放出または約 50cm²の燃料露出に相当)をゼロ点として炉内試験データと「もんじゅ」安全評価における 損傷拡大速度の評価結果を比較し、図9に示す。DN 計の自動トリップレベルに至る前の損 傷拡大は非常に緩慢であり、それ以前に DN 計警報(2gまたは約 2cm²に相当)及びカバー ガス法警報により十分手動炉停止可能である。一方、DN 計の自動トリップレベルに達した 以降は、燃料の燃焼度が高いほど損傷拡大は速くなる傾向があるが、燃料ペレット誤装荷集 合体は新燃料であるため、燃焼度の低い試験の結果(Mol-7C/3, 5, 7)から、DN の輸送遅れ、 DN 計の検出遅れ(~60s)以内に急速な損傷拡大に至る可能性は低い。従って、いずれの場 合も、「もんじゅ」の損傷拡大速度の評価結果は十分保守的であることがわかった。



図9 炉内試験と「もんじゅ」における集合体内損傷拡大速度の評価結果の比較

4. 結論

LF に関わる炉内・炉外試験の広範なレビューと定量的な分析を行い、これに基づく既存試

験の統一解釈を行った。この統一解釈は「もんじゅ」以外の他の燃料や炉心仕様の FBR の安 全評価にも適用可能であり、また、今後実施する LF の確率論的安全評価 (PSA) における分 岐確率の定量化にも有用である。

また、上記統一解釈により、「もんじゅ」 燃料要素の局所的過熱事象の評価は以下の観点から、いずれも十分保守的であることを明らかにし、当初申請以降の最新知見を踏まえても「もんじゅ」の 燃料要素の局所的過熱事象の評価は保守的であることを確認した。

(1)燃料ピンの破損閾値

「もんじゅ」の燃料仕様では相対出力 200%で燃料ピンが破損する可能性は低い。 (2)溶融燃料の放出閾値

仮に燃料ピンが破損しても、相対出力 200%では溶融燃料が放出されない可能性が高い。 (3)放出燃料のスイープアウト

仮に 10g 程度の溶融燃料が放出されても、放出燃料はスイープアウトされ、密な閉塞 が形成される可能性は低い。

(4)集合体内損傷拡大速度

仮に密な閉塞が形成されても、DN計の検出遅れ(~60s)以内に急速な損傷拡大に至る可能性は低い。

本稿に関する投稿論文

[0] Y. Fukano, "Comprehensive and consistent interpretation of local fault experiments and application to hypothetical local overpower accident in Monju," J.Nucl.Sci.Technol Vol.50, No.9, pp.950 - 965.

参考文献

- Y. Fukano et al., "Fuel Pin Behavior under Slow Ramp-type Transient-overpower Conditions in the CABRI-FAST Experiments," J.Nucl.Sci.Technol., 46, No. 11, pp.1049-1058 (2009)
- [2] Y. Fukano and J. Charpenel, "The Adventitious-Pin-Failure Study under a Slow Power Ramp," Proc. of ICONE12, Arlington, Virginia USA (2004)

JAEA-Review 2013-035

5-2 「もんじゅ」性能試験データを用いた1次主冷却系配管大口径破損事象解析評価 山田 文昭

Evaluation on the Loss of Large-Diameter Piping Integrity Event at the Primary Heat Transport System in "MONJU" by Using the System Start-up Tests Data.

Fumiaki YAMADA

要旨

「もんじゅ」1次主冷却系配管大口径破損事象の解析について、1次主冷却系循環ポンプ 可変速流体継手付 M-G セットの回転慣性を付加したコーストダウン特性等の性能試験データ を反映した実機ベース解析を実施し、従来解析結果と比較した。燃料被覆管及び炉心ナトリ ウム最高温度の1次ピークは変わらないものの、2次ピークは実コーストダウン特性により 高くなるが沸騰に至らず、炉心燃料の破損割合は従来解析結果を上回らないことを評価した。

Abstract

An as-built basis analysis on the loss of large-diameter piping integrity event at the primary heat transport system in "MONJU" has been carried out, by using the measured System Start-up Test data of the primary main pump coast-down curve, which includes the effect of the rotational inertia induced by the variable-speed motor-fluid-coupling generator set, etc. As a result, it turned out that the secondary peak temperatures of the fuel cladding and sodium coolant will be increased, compared with the original analysis, due to the actually measured pump coast-down curve, while the initial peak temperatures will not be changed. However it was also clarified that the sodium coolant will not be boiled and the fuel cladding failure ratio was evaluated not to exceed the value of the original evaluation.

1. 研究の背景及び目的

本事象は発生頻度は無視し得る程極めて低いが、1次主冷却系配管の大口径破損(両端完 全破断)により1次冷却材が原子炉容器ガードベッセル内に流出すると仮定した。この場合、 1次主冷却系循環ポンプをトリップする際に、ポンプの吐出流量を調節する可変速流体継手 付M-Gセット(以下、M-Gセット)の回転慣性を付加することにより、炉心への冷却材流入量 の低下を抑制する(図1)。そこで性能試験で得られたポンプトリップ時のコーストダウン特 性等を組込んだ当該事象の解析(以下、実機ベース解析)を行い、その結果と従来解析結果 との比較から、実プラント特性が当該事象解析に及ぼす影響を評価した。

2. 解析に用いた主な性能試験データ

原子炉停止に係わる条件には、原子炉トリップ信号応答時間、制御棒のそう入時間及びそ う入反応度を用いた。一方、流量低下に係わる条件には、主循環ポンプトリップ信号遅れ時 間、M-G セット付加コーストダウン特性、原子炉容器とオーバフロータンクのカバーガスを 連通する連通管止め弁閉止特性(開閉時間)を用いた。ここで、M-G セット付加コーストダウ ンの実プラント特性は、流量 50%低下以降、解析と比べて早く低下する(図 2)。M-G セット 回転慣性(GD²)は、解析では一定して継続するモデルとしているが、徐々に低下し切り離しさ れることが実機から明らかとなった。これが差異の要因となっている。



図11次主冷却系配管大口径破損事象の主な防止対策



図2 事象推移と解析に用いた主な性能試験データ

3. 評価結果

性能試験データを組込んだ PIBRA コード[1]を用いて当該事象の解析を行った。その結果、 「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉は自動停止し、これに伴い3ループの循 環ポンプはトリップされ、ゆるやかにコーストダウンした後ポニーモータによる低速運転に 引継がれ原子炉の崩壊熱除去が行われる(図3(1))。以下に主な結果を示す。

- 1) この事象時の炉心ナトリウム最高温度の1次ピークは、約 990℃に達し短時間沸騰する が、従来解析結果を超えることはない(図 3(2))。
- 2) 炉心流量は約10秒以降、流量ヘッドが従来解析に比べて早く低下するため、漏えい量、 炉心への冷却材流入流量とも低下する(図3(1))。これにより生じる炉心ナトリウム最高 温度の2次ピークは、従来解析結果に比べて約90℃上昇するが沸騰は生じない(図3(2))。
- 3)被覆管のクリープ寿命分数和の増分を評価した結果、炉心燃料の破損割合は小さく、従 来評価結果(全炉心燃料要素の約3%破損)を上回らない。この破損は、燃料被覆管最 高温度の1次ピークが支配的であり、実コーストダウン特性の影響はない。
- 4) 炉心の崩壊熱量と配管破損の大きさを条件に、燃料被覆管最高温度の2次ピークへの影響を評価した。崩壊熱量が及ぼす影響は小さい(図 4(1))。配管破損の大きさを小さくすると2次ピーク温度は上昇するが、1次ピーク温度の上昇は抑制され冷却材沸騰に至らず燃料破損は生じない(図 4(2))。



以上のことから、実プラント特性を反映しても、従来評価結果を超えないことを確認した。

図3従来解析結果と実機ベース解析結果の比較



図4 燃料被覆管最高温度の影響評価

4. 結論

性能試験データを用いた1次主冷却系配管大口径破損事象の実機ベース解析と従来解析を 比較した結果、燃料被覆管及び炉心ナトリウム最高温度の1次ピークは変わらないものの、 2次ピークは実コーストダウン特性により高くなるが沸騰に至らず、炉心燃料の破損割合は 従来解析結果を上回らないことを評価した。

本稿に関する投稿論文

[0] 山田,「もんじゅ」性能試験データを用いた1次主冷却系配管大口径破損事象解析,日本原子力学会 2011春の年会J41,2011.03.

参考文献

[1] 動燃,高速増殖炉の安全解析に用いる計算コードについて,PNC TN241 81-28,1981.

付録1 報告書リスト

深野 義隆

"Comprehensive and consistent interpretation of local fault experiments and application to hypothetical local overpower accident in Monju," J.Nucl.Sci.Technol Vol.50, No.9, pp.950 - 965 .

森健郎、素都益武、鈴木悟志、本多慶、大平博昭

"Development of Plant Dynamics Calculation Model Using Flow Network for MONJU Ex-Vessel Fuel Storage Cooling System," Annals of Nuclear Energy ,ANE53C, March issue,pp.535-544 (2013).

Mihalache Ovidiu, 山口 智彦, 上田 雅司, "ADVANCEMENT AND PERFORMANCE IN LARGE SCALE ECT SIMULATIONS FOR ISI OF FBR MAGNETIC SG TUBES", abstract for CEFC2012 (Conference on Electromagnetic Field Computation), Oita Univ., Nov 2012.

素都 益武, 栗坂 健一,

"Evaluation of MONJU Core Damage Risk due to Control Rod Function Failure", Journal of Power and Energy System, Vol.6, No.3, pp.462-471 (2012).

山田 文昭, 深野 義隆, 西 裕士, 此村 守

"Evaluation on Coolability of the Reactor Core in Monju by natural circulation under Earthquake and subsequent Tsunami event", International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13 个投稿.

北野 彰洋, 宮川 高行((株)日本原子力発電), 大川内 靖, 羽様 平

"Evaluation of Feedback Reactivity in Monju start-up test", International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13 个投稿.

大平 博昭, Xu Y. (CIAE), Bieder U. (CEA), Velusamy K. (IGCAR), 望月 弘保(福井大学), Choi S. (KAERI), Shvetsov Y. (IPPE), Sofu T. (ANL), Thomas J. (ANL), Monti S. (IAEA), 吉川 信治, Stanculescu A. (IAEA)

"Benchmark Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel", International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13 ~投稿.

羽様 平, 北野 彰洋, 岸本 安史,

"Criticality Evaluation for the Monju Restart Core", Nucl. Technol., Vol.179, No.2, pp.250-265 (2012).

高野 和也,福島 昌宏,羽様平,鈴木 隆之,

"Control Rod Worth Evaluation for the Monju Restart Core", Nucl. Technol., Vol.179, No.2, pp.266-285 (2012).

毛利 哲也, 丸山 修平, 羽様 平, 鈴木 隆之,

"Isothermal Temperature Coefficient Evaluation for the Monju Restart Core", Nucl. Technol., Vol.179, No.2, pp.286-307 (2012).

Mihalache Ovidiu, 山口 智彦, 上田 雅司,

"Large Scale 3D FEM Electromagnetic Simulations and Validations for FBR Steam Generator Tubes", ENDE2012.(9/3 提出).

羽様 平,横山 賢治,

"Development of Versatile Heat Calculation System in MARBLE,"Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.50, No.5, pp.525-533, (2013).

森 健郎,素都 益武,本多 慶,鈴木 悟志,大平 博昭

"Plant dynamics of a MONJU ex-vessel fuel storage system during a station blackout", Journal of Energy and Power Engineering, 投稿.

土井 大輔, 中桐 俊男,

"Hydrogen flux through the heat transfer tube wall in the steam generator of Monju", Journal of Nuclear Science and Technology, 投稿.

大田 恭史, 猿田 晃一, 上田 雅司,

"Non-contact Acoustic Emission Measurement for Condition Monitoring of Bearings in Rotating Machine using Laser Interferometry", Nuclear Safety and Simulation.

此村 守,

"「もんじゅ」を中心に据えた GACID 国際共同研究プロジェクト;将来世代のエネルギー選択肢を 広げる技術の提供",日本原子力学会誌,Vo154,No.5, pp.312-314 (2012).

此村 守,山口 智彦, Ovidiu Mihalache, 矢田 浩基, Daniel Garcia-Rodriguez,河口 宗道, 土井 大輔,羽様 平,高野 和也,毛利 哲也,素都 益武,森 健郎,山田 文昭,仲井 悟,西 裕士,

JAEA-Review 2012-039, "FBR プラント工学研究センター年報 (2011)".

松尾 陽一郎, 佐々木 新治, JAEA-Review 2013-007,"高速炉における放射性腐食生成物 (CP) のナトリウム中移行挙動評価 のための解析手法の調査",(2013).

付録2 特許リスト

・特許登録(日本):山口智彦、オビデゥ ミハラケ 「渦電流探傷システム」 特許第 5158644 号、2012 年 12 月 21 日登録

・特許登録(日本):山口智彦、オビデゥ ミハラケ 「過電流探傷方法及び装置」
特許第 4986066 号、2012 年 5 月 11 日登録

付録3 用 語 解 説

アルファベット順

- ANL (Argonne National Laboratory、アルゴンヌ国立研究所):1946 年にイリノイ州アルゴンヌに設立された米国初の国立研究所。基礎科学から防衛政策まで研究対象とする。
- CFD (Computational Fluid Dynamics、数値流体力学):流体の運動に関する方程式(オイラー方程式など)をコンピュータで解くことで、流れを観察する数値解析・シミュレーション手法である。
- EVST (Ex-Vessel fuel Strage Tank、炉外燃料貯蔵槽):新燃料及び使用済燃料の中継貯蔵を行う貯蔵 容器、遮へいプラグ、回転ラックなどから構成される設備。炉心内で所定の燃焼期間を経た使用済燃 料を炉心から取り出す際に、使用済燃料から発生する崩壊熱が十分低下するまで、一定期間ナトリウ ム中で貯蔵できる冷却系統設備を有する。
- FBG (Fiber Bragg Grating、ファイバー・ブラッグ・グレーティング): 光ファイバーセンシング技術の一つ である。入射光を発信すると光ファイバーに設けたセンサー部で反射光が発生し、その波長の変化量 は FBG に加わった歪や温度の変化に対して線形に変化することがから、センサーとして利用できる。
- IGCAR (Indira Gandhi Center for Atomic Research、インディラガンジー原子力研究センター):高速増 殖炉(FBR)の研究開発の拠点機関で、チェンナイから南に約 80km の海岸沿いの、マドラス原子力発 電所隣接地点に 1971 年に設立された。
- **IPPE** (Institute of Physics and Power Engineering、物理エネルギー研究所): モスクワの南西約 100km のオブニンスクにあり、1946年5月31日に設立。原子力発電、とくに液体金属冷却炉の開発が中心で、 ソ連の高速炉研究開発の指導的立場にある。
- IRSN (Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire、放射線防護原子力安全研究所):フランスが 2002 年に組織した原子力安全と放射線防護を目的とした商工業的公施設法人で、国防、環境、研究 および産業および厚生労働大臣の共同監督の下で運営される。
- ISI (In-Service Inspection、供用期間中検査):原子力発電所など原子力施設は、安全性を重視するため、通常の運転休止期間中に非破壊検査を実施し、機器に要求される安全上の機能の確認を行っている。このような検査をISIとよんでいる。例えば、原子炉容器など高放射線領域の検査のため、遠隔操作が可能な自動超音波探傷装置などを用いた検査の事をいう。
- JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library):日本原子力開発機構 原子炉基礎工学研究部門 核データ評価研究グループ(旧 日本原子力研究所・核データセンター)が日本国内の核データ関係 者の協力を得て、原子炉核計算などで必要となる多くの核種の核データの推奨値をまとめ、世界共通 のフォーマットでファイル化したもの。アメリカの ENDF、欧州の JEFF 等とともに代表的な核データライ ブラリとなっている。
- KIT (Karlsruhe Institute of Technology、カールスルーエ工科大学):ドイツ最古の工科系大学であるカ ールスルーエ大学とカールスルーエ研究センターの合併により2009 年に創立された世界最大規模の 教育研究機関である。
- NRC (Nuclear Regulatory Commission):米国原子力規制委員会の略称。原子力の利用について国民の 生活の安全、環境の保全、および国の防衛と保安が本務であり、1974 年、米国議会により設立された。
- ORIGEN:米国オークリッジ国立研究所により開発された放射化量の計算に用いられる代表的な計算プログラムである。主に、燃料中の放射性同位元素の生成・崩壊を追跡し、放射性核種の量を評価するために開発された計算プログラムである。

- PSI(Paul Scherrer Institute、ポール・シェラー研究所): 自然科学と工学に関する スイス最大の研究センターであり、材料・物質科学、物質構造、健康科学、エネルギーおよび環境 分野における最先端の研究を行って いる。
- RF-ECT (Remote-Field Eddy Current Testing): 強磁性体の欠陥検査には材料の持つ磁気特性の不均一を原因とする雑音のため通常の渦流探傷法(ECT)の適用が困難だったことから、間接磁場を利用して、配管や容器などの傷の有無を検査する(探傷)方法の一つである。
- SG (Steam Generator、蒸気発生器):タービンを駆動するために蒸気を発生させるための熱交換器。軽 水炉の PWR では、原子炉 1 次冷却材と水/蒸気側で熱交換させているが、ナトリウム冷却高速増殖 炉では、放射化されていない 2 次冷却材ナトリウムと、水/蒸気側で熱交換させている。
- Super-COPD: プラント動特性解析コード:(機器・配管等の解析対象を1)次元で各々モデル化し、系 統構成に組合せて計算)
- UFGLIB:高速炉用ガンマ断面積ライブラリ:本データベースは、評価済み核データファイル JENDL-4.0 に基づく高速炉ガンマ線計算用のライブラリである。エネルギー群数は中性子が 70、ガンマ線が 42 である。
- UFKLIB:高速炉用発熱断面積作成用ライブラリ:本データベースは、評価済み核データファイル JENDL-4.0 に基づく高速炉用の発熱断面積作成用のライブラリである。エネルギー群数は中性子が 70 であり、ガンマ線による発熱を除去しない/する場合の2種類が格納されている。
五十音順

- 確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment):確率論的安全評価とは、発生する可能 性のあるさまざまな事象に対して、その発生の確率を考慮して安全性を評価することである。原子炉の 場合、原子力施設等で発生し得るあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評 価し、その積である「リスク(危険度)」がどれ程小さいかで安全性の度合いを表現する。なお、PSAと 対比される決定論的安全評価では、ある事故は起きるものとして、その時のプラントや環境に対する影 響を定量評価し、それがある一定基準以下であれば、その事故に対して安全性が確保されていると判 断する。PSAは、施設・設備の劣化を考慮に入れた安全評価として、海外では、広範に利用されてい る。
- カバーガス:容器に入った液体が空気に触れて反応することを防ぐ目的で、液面上部に充填する気体をいう。例えば、ナトリウム冷却の高速炉では、液体ナトリウムが活性なので原子炉容器の上部には不活 性気体のアルゴンガスを充填する。また、研究炉ではヘリウムが使われている。ただし、カバーガスは 不活性気体(希ガス)である必要はなく、原子炉以外では窒素ガスが用いられることもある。原子炉で は、窒素が中性子を吸収して半減期が長い放射性の¹⁴C ができるので、カバーガスに窒素を用いるこ とは適当でない。
- **コーストダウン(coast down)**:熱衝撃の防止の観点からは、1次主冷却系循環ポンプのコーストダウンが 特徴的である。コーストダウンというのは、ポンプが停止した後の冷却材循環流量の低下の仕方を言い、 ポンプの回転慣性(はずみ車のような惰性)により決まる。
- コールドトラップ(cold trap):一般には、真空ポンプを用いたシステムにおいて真空ポンプを保護する目 的で、水蒸気等の気体を減圧・冷却して液体または固体の形で除去する装置をいう。原子力分野では、 高速炉の冷却材ナトリウム中の不純物を除去する精製装置の一種として用いられ、CT とも呼ばれる。 不純物(普通は酸化ナトリウム)の溶解度が低温で小さくなる性質を利用して、ナトリウム中の酸素、水 素、炭素などの不純物を低温下で多様な化合物(反応生成物)の形で析出させ、分離・回収する。一 次系のコールドトラップは、核分裂生成物や放射化された不純物も反応生成物として析出させ、それ を分離・回収する。
- スイープアウト(sweep out):本稿では、溶融燃料の分散をいう。
- ピーニング効果(Peening effect):溶接金属に塑性変形を起こさせて,溶接による収縮歪を軽減し,溶接 残留応力の緩和,ならびに溶接変形および溶接部に生じる割れを防止する効果をいう。
- フェムト秒レーザ:時間単位を「フェムト:10-15」(千兆分の一)単位で扱い、数フェムト秒から数百フェムト 秒の間だけ発光することのできる光レーザーのこと。
- ブランケット(blanket):核分裂性物質に転換する目的で、炉心内もしくはその周囲に配置される親物質 をいう。プルトニウムを利用する高速増殖炉では、親物質であるウラン 238 をブランケット材とし、燃料ピ ンの上下端部に配置(軸方向ブランケット)する場合や、炉心の外周部にブランケット材だけで集合体 (ブランケット集合体)を作って配置(径方向ブランケット)する設計例が多い。ブランケット集合体を、炉 心内部に、燃料集合体と交互に配置する炉心設計を、非均質炉心という。
- 崩壊熱除去:原子炉では核分裂連鎖反応によりエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物が生成される。この核分裂生成物は放射性物質であり、核崩壊により放射線を放出しながら熱を発生する。このため原子炉の炉心は、炉停止後も核分裂生成物の崩壊により、持続して熱が発生する。これを崩壊熱といい、その発生量は、原子炉停止直後では、定格出力の約7%に相当する。その後、核分裂生成物の崩壊に伴って崩壊熱の発生量は減少する。したがって原子炉は運転停止後もこの崩壊熱を除去する必要があり、この目的のための冷却系を崩壊熱除去系(余熱除去系)と呼ぶ。

This is a blank page.

表 1. SI 基本単位					
甘大昌	SI 基本単位				
盔半里	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	А			
熱力学温度	ケルビン	Κ			
物質量	モル	mol			
光度	カンデラ	cd			

表2. 基本単位を用い	いて表されるSI組立里(豆の例				
知辛量	SI 基本単位					
和立里	名称	記号				
面 積平方	メートル	m^2				
体 積立法	メートル	m^3				
速 さ , 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 每メ	ートル	m ⁻¹				
密度,質量密度キロ	グラム毎立方メートル	kg/m ³				
面積密度キロ	グラム毎平方メートル	kg/m ²				
比 体 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),濃度モル	毎立方メートル	mol/m ³				
質量濃度+口	グラム毎立法メートル	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				
<u>比透磁率(b)</u> (数	字の) 1	1				
(a) 量濃度 (amount concentrati	on)は臨床化学の分野では	物質濃度				
(substance concentration) とも上げれる						

(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

			SI 租立单位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
亚	5.37 v (b)	red	1 (b)	m/m
	() / / / / / / (b)	(c)	1 1 (b)	2/ 2
		sr II-	1	m m -1
同 仮 多		пг		S .
カ	ニュートン	N		m kg s ⁻²
E 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	С		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	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^1$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	$\text{kg s}^{2} \text{A}^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^{-2} A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光束	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Βα		s ⁻¹
吸収線量 比エネルギー分与				~
カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ²
線量当量,周辺線量当量,方向	2 ((g)	Su	Ulta	2 o ⁻²
性線量当量, 個人線量当量		50	o/kg	m s
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol

酸素活性(カタール) kat [s¹ 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 ュヒーレントではない。
 (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。
 (a)測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に、そのまま維持している。
 (d)へルツは周崩現象についてのみ、ペシレルは抜焼性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (a)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度度を表すために使用される。
 (d)やレ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。
 (d)かりたきさは同一である。しただかって、温度度差やす数値はとちらの単位でましても同じである。
 (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

	S	[組立単位	
組立量	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
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 九	リニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	m m ⁻¹ s ⁻² =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、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{-2} K^{-1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
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	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	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
表 面 電 荷	「クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電 束 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	シファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ミヘンリー毎メートル	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	ジュール毎モル毎ケルビン	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
吸収線量率	ダレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{-3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放 射 輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酸素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ e ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語							
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号		
10^{24}	э 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d		
10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	с		
10^{18}	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m		
10^{15}	ペタ	Р	10 ⁻⁶	マイクロ	μ		
10^{12}	テラ	Т	10 ⁻⁹	ナノ	n		
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р		
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f		
10^{3}	+ 1	k	10 ⁻¹⁸	アト	а		
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z		
10^{1}	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	v		

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	٥	1°=(п/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²		
リットル	L, 1	1L=11=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

衣される剱値が美缺的に侍られるもの					
	名	称		記号	SI 単位で表される数値
電	子 >	ボル	ŀ	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダ	N	ŀ	\sim	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統-	一原子	質量単	单位	u	1u=1 Da
天	文	単	位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×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	-	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀	柱ミリメー	トル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オン	グストロ・	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海		里	М	1 M=1852m
バ	-	ン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm)2=10 ⁻²⁸ m ²
1	ツ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネ	-	パ	Np	CI単位しの粉値的な間接け
ベ		N	В	対数量の定義に依存。
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			
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N			
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s			
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1} = 10^{-4} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$			
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd } \text{ cm}^{\cdot 2} = 10^4 \text{ cd } \text{m}^{\cdot 2}$			
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx			
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²			
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$			
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T			
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4π)A 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 尾	禹さないその他の単位の例
	名称 言			記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ	IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
$\scriptstyle u$	ン	トゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ			K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
$\scriptstyle u$			ム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ	:	\sim	7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	II.	N	"		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートルネ	系カラ:	ット		1メートル系カラット=200 mg=2×10-4kg
ŀ			N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	進	大気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力	П	IJ	ļ	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J(「熱化学」カロリー)
3	カ	17	~		$1 = 1 = 10^{-6} m$

この印刷物は再生紙を使用しています