



# 先進的なナトリウム冷却高速炉の炉心出口部における サーマルストライピング現象に関する水流動試験 (2) 径方向ブランケット燃料集合体周辺部の 温度変動緩和対策の提案

## Water Experiments on Thermal Striping Phenomena at the Core Outlet of an Advanced Sodium-cooled Fast Reactor (2) Proposal of Countermeasures to Mitigate Temperature Fluctuations around Radial Blanket Fuel Assemblies

原子力機構	小林 順	Jun KOBAYASHI	Member
原子力機構	相澤 康介	Kosuke AIZAWA	Member
原子力機構	江連 俊樹	Toshiki EZURE	Non-Member
原子力機構	栗原 成計	Akikazu KURIHARA	Non-Member
原子力機構	田中 正暁	Masaaki TANAKA	Non-Member

Focusing on the thermal striping phenomena that occurs at a bottom of the internal structure of an advanced sodium-cooled fast reactor (Advanced-SFR) that has been designed by the Japan Atomic Energy Agency, a water experiment using a 1/3 scale 60 degree sector model simulating the upper plenum of the Advanced-SFR has been conducted to examine countermeasures for the significant temperature fluctuation generated around the bottom of Upper Internal Structure (UIS). In the previous paper, we reported the effect of measures to mitigate temperature fluctuations around the control rod channels. In this paper, the same test section was used, and a water experiment was conducted to obtain the characteristics of temperature fluctuations around the radial blanket fuel assembly. And the shape of the Core Instrumentation Support Plate (CIP) was modified, and it was confirmed that it was highly effective in alleviating temperature fluctuations around the radial blanket fuel assembly.

**Keywords:** Thermal Striping, High Cycle Thermal Fatigue, Sodium-cooled Fast Reactor, Upper Internal Structure, Particle Image Velocimetry

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構で設計研究を実施してきたナトリウム冷却高速炉（以下、「先進ナトリウム高速炉」という）の炉内構造物（UIS: Upper Internal Structure）の底部で発生するサーマルストライピング現象による構造健全性評価が重要な課題となっている。そこで、実機の上部プレナムを1/3スケール60°セクタでモデル化した試験体による水流動試験を実施した。前報[1]において、主炉停止系制御棒チャンネル及び後備炉停止系制御棒チャンネル周辺部での温度変動を緩和する対策の効果について報告した。

本報では、径方向ブランケット集合体（RBA: Radial

Blanket Fuel Assembly）から流出する低温のナトリウムにさらされる炉心計装支持板（CIP: Core Instrumentation Support Plate）の周辺部に着目し、CIP 端部における温度変動を低減させるための対策構造について、詳細な温度分布と温度変動を発生させる低温流体の流速分布を計測した。本報では、その対策構造の温度変動低減効果を確認した結果について報告する。

## 2. 試験装置

### 2.1 試験部

本研究では前報[1]と同一の試験体を使用した。試験部の詳細は前報を参照されたい。Figure 1 に燃料集合体 (FA: Fuel Assembly) およびRBA のハンドリングヘッド (H.H.) 形状を示す。FA と RBA の H.H.形状は同一で、実機と相似形状とした。

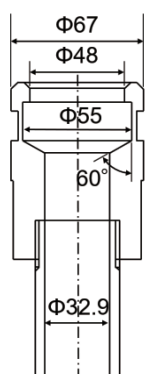


Fig. 1 Shape of fuel assembly or radial blanket assembly

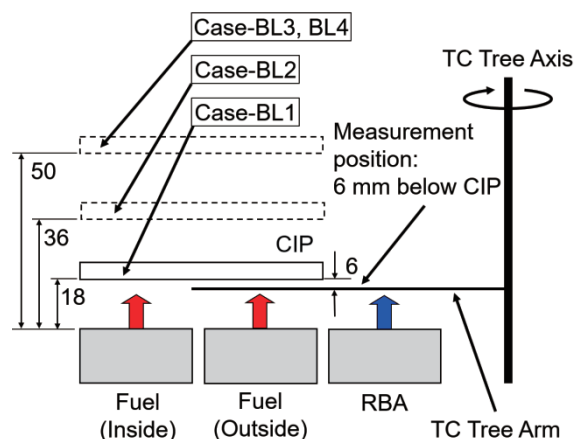


Fig. 3 Thermocouple tree measurement position and test cases

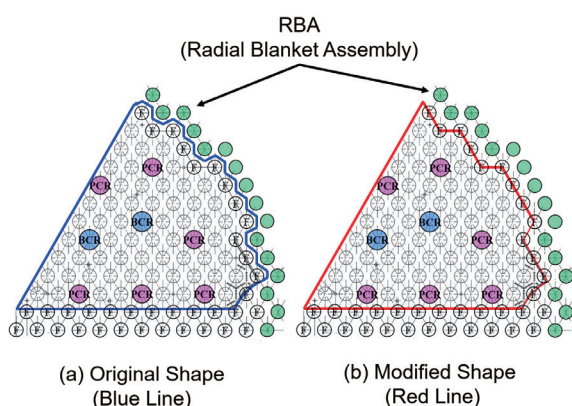


Fig. 2 Shape of CIP edge

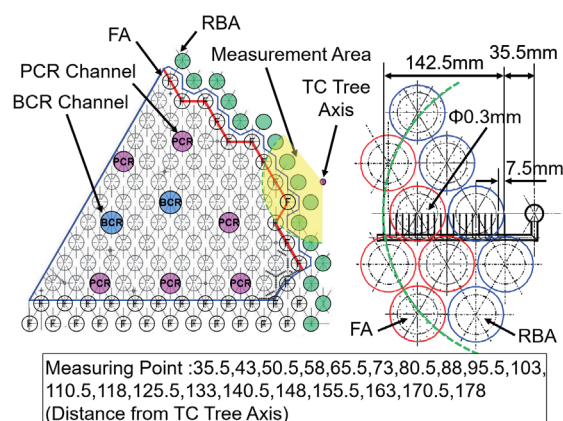


Fig. 4 Thermocouple tree arrangement

## 2.2 試験ループ

本研究では前報[1]と同一の試験ループを使用した。試験ループの詳細は前報を参照されたい。

## 2.3 温度変動緩和対策

Figure 2 に RBA 周辺部に対する温度変動の緩和対策を示す。Figure 2 (a) に示すように対策前の形状は CIP 端部が鋸刃状となっている。これを Fig. 2 (b) に示すように、CIP 端部を切り詰めた形状に改良することで CIP 端部が低温流体にさらされにくいようにした。また、Fig. 3 に示すように、低温流体が CIP に到達しにくくなるように CIP と H.H.間の距離を拡大した。CIP-H.H.間距離を 18 mm (実機 50 mm 相当)、36 mm (実機 100 mm 相当)、50 mm (実機 150 mm 相当) とする 3 ケースについて温度計測を行った。

## 2.4 温度計測方法

RBA から流出する低温流体と FA から流出する高温流体の混合によって CIP 端部の下部表面近傍で生じる温度変動を、熱電対ツリーを使用して計測した。Figure 4 に熱電対ツリーの形状と計測領域を示す。熱電対ツリーを

RBA 近傍に設置して、支持軸を回転させることにより、RBA 周辺の温度分布を詳細に計測することができる。熱電対の配列ピッチは 7.5 mm とした。使用した熱電対は非接地、シース直径 0.3 mm の K 型熱電対であり、応答時定数は約 10 ms である。熱電対ツリーのアーム長は 178 mm とし、FA から流出する高温流体と、RBA からの低温流体との混合挙動を把握できるようにした。Figure 3 に示したように、計測位置は CIP 下面から 6 mm 下方の断面で計測した。

熱電対ツリーにより計測した温度データはコンピュータ制御のデータ収録システムによって収録した。サンプリング周波数は 100 Hz とし、収録時間は全ケースとも 600 s とした。恒温槽を用いた校正済み温度計との相対校正による温度計測値の不確かさは 0.2 °C 以下である。

## 2.5 流速分布測定方法

RBA から流出する低温流体の UIS 下部周辺における流動状況を捉えるために、炉心頂部と CIP 間の流速分布を

Table 1 Test cases and conditions  
(Temperature Measurement Case)

Test Case	Measuring Position	Outlet Temp. [°C]	Flow Velocity in H.H. [m/s]	Re
	FA (Outside)	35.0	0.88	$3.8 \times 10^4$
Case-BL1	RBA	26.2	0.29	$1.1 \times 10^4$
Case-BL2	RBA	27.3	0.29	$1.1 \times 10^4$
Case-BL3	RBA	26.8	0.29	$1.1 \times 10^4$

Table 2 Test condition for Case-BL4  
(Flow Velocity Measurement Case)

Measuring Position	Outlet Temp. [°C]	Flow Velocity in H.H. [m/s]	Re
FA (Outside)	19.4	0.88	$3.9 \times 10^4$
RBA	20.0	0.30	$9.7 \times 10^3$

Table 3 Countermeasures

Case	CIP-H.H. Distance [mm]	CIP shape
Case-BL1	18	Original
Case-BL2	36	Modified
Case-BL3	50	Modified
Case-BL4	50	Modified

粒子画像流速測定法 (PIV) により計測した。Figure 5 に計測領域を示す。計測領域は制御棒チャンネル出口部近傍の水平方向 102.3 mm で、垂直方向 204.6 mm の長方形の領域とした。トレーサ粒子の直径は約 90  $\mu\text{m}$  で、ダイヤイオン HP20SS にローダミン 640 を吸着させたものを低温流体に混入し、シート上に拡げた YLF レーザー (COHERENT 社製 Evolution45) を照射した。レーザー光の反射による粒子画像を、デジタル高速度カメラ (Photron 製 SA4) に光学フィルタを取り付けて撮影した。

## 2.6 試験条件と試験ケース

試験パラメータは前報[1]と同様、低温チャンネル出口の流体温度と高温タンク部温度との温度差  $\Delta T$  および FA

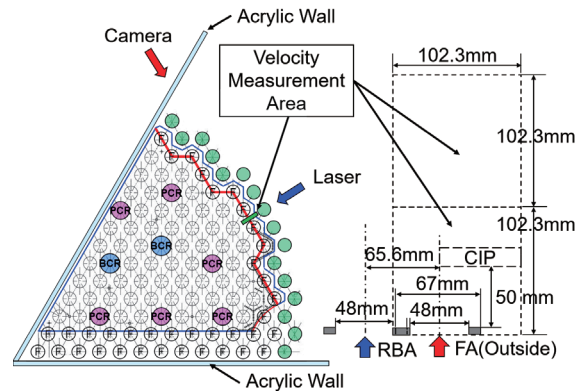


Fig. 5 Velocity measurement area

の H.H. 部における平均流速  $V$  とし、実機[2]のリチャードソン ( $Ri$ ) 数と一致するように試験条件を設定した。

実機  $Ri$  数とほぼ一致する条件として、制御棒チャンネルとそれに隣接する FA から流出する流体の温度差は 8  $^{\circ}\text{C}$  とし、FA の H.H. 部平均流速は 0.88 m/s, RBA の H.H. 部平均流速は 0.29 m/s とした。このとき、FA の H.H. 部での流速は実機の 1/4.7 で、レイノルズ ( $Re$ ) 数は  $3.8 \times 10^4$ ,  $Ri$  数は  $1.1 \times 10^{-3}$  である。

Table 1 に試験ケースと試験条件を示す。Figure 3 に示したように CIP-H.H. 間距離をパラメータとし、RBA 周辺での温度分布測定を 3 ケース (Case-BL1, BL2, BL3) 行った。流速分布測定を行うケースを Case-BL4 とし、高温側温度と低温側温度が等しい条件で流速分布測定を行った。試験体系および流量は Case-BL3 と同一である。流速分布測定の試験条件を Table 2 に示す。

Table 3 に各試験ケースと使用した CIP 形状の対応を示す。Case-BL1 にはオリジナル形状の CIP (Fig. 2 (a) 参照) を適用し、Case-BL2, BL3 および BL4 には修正形状の CIP (Fig. 2 (b) 参照) を適用した。

## 3. 試験結果

### 3.1 温度分布測定結果

熱電対ツリーによって計測した Case-BL1, BL2, BL3 の結果について、時間平均温度分布をコンターで表示したものをそれぞれ Fig. 6 の (a-1), (a-2), (a-3) に示す。また、温度変動強度分布をコンターで表示したものをそれぞれ Fig. 6 の (b-1), (b-2), (b-3) に示す。平均温度  $T^*$  と温度変動強度  $T^*_{rms}$  は、低温チャンネル出口の流体温度  $T_c$  と高温タンク部温度との温度差  $\Delta T$  で正規化したものである。この結果から、修正形状の CIP を適用した Case-BL2, BL3



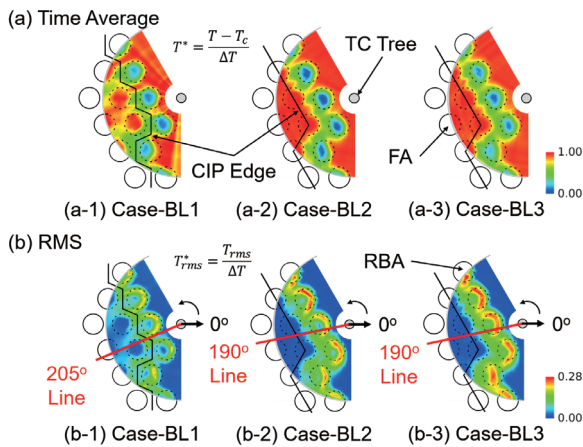


Fig. 6 Temperature distribution around RBA

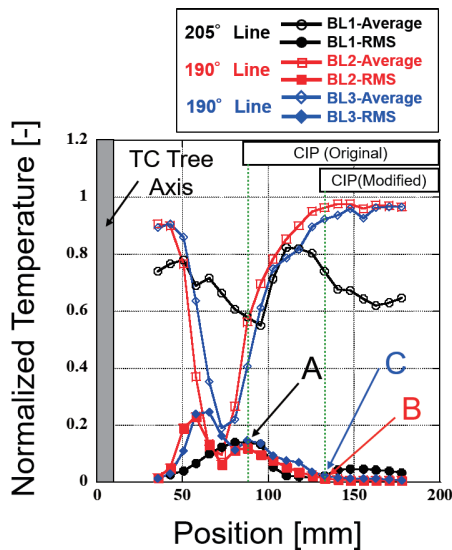


Fig. 7 Temperature distribution at maximum RMS

では CIP 端部周辺における温度変動強度が減少する結果となった。

### 3.2 径方向温度変動強度分布

RBA 周辺の CIP 端部近傍における変動強度の最大値は、Fig. 6 の変動強度分布コンター図に赤色の線で示したように、Case-BL1 (Fig. 6 (b-1)) では 205°ライン、Case-BL2 (Fig. 6 (b-2)) では 190°ライン、Case-BL3 (Fig. 6 (b-3)) では 190°ラインで発生している。これらの最大温度変動強度が発生するラインに沿った温度分布と変動強度分布を Fig. 7 に示す。BL1 のオリジナル形状のケースでは CIP 端部近傍での変動強度は 0.14 程度の値を示した。一方、BL2, BL3 の切り詰め形状のケースではそれぞれの変動強度は 0.01, 0.02 程度で、BL1 のケースから大幅に低下していることが分かった。

### 3.3 温度時系列とパワースペクトル

Figure 7 に示した CIP 端部近傍での最大温度変動強度点

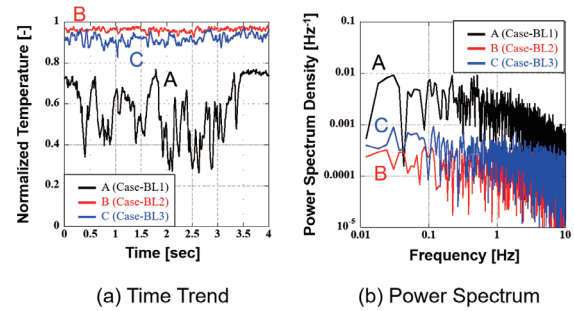


Fig. 8 Time trend and PSD of temperature at maximum RMS point

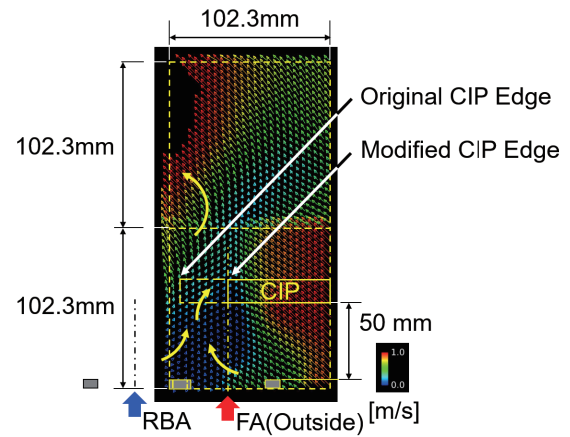


Fig. 9 Velocity distribution around RBA

である点 A, B, C の温度変動の時系列を Fig. 8 (a) に示す。点 A では不規則でスパイク状に 0.3 から 0.8 の間で温度が変動しているが、点 B および C では点 A に比べて温度変動幅が大きく減少していることが分かる。

Figure 8 (b) に最大温度変動強度点である点 A, B, C に対する PSD を示す。特に卓越した周波数成分は観察されず、幅広い周波数分布となっている。また、点 B および C では 0.01 Hz から 1 Hz 程度の周波数領域において、点 A より変動強度が低下していることが確認できる。0.02 Hz から数 Hz 程度の周波数帯域は構造物への熱応力に変換されやすく[3]、点 B および C ではこの周波数領域において点 A より変動強度が低下していることから、本報で提案した温度変動緩和策は CIP 端部下部における高サイクル熱疲労の緩和に有効であると言える結果が得られた。

### 3.4 流速分布測定結果

Figure 9 に RBA 周辺の流速分布測定した Case-BL4 の結果を示す。速度ベクトルの算出点数は、水平、垂直ともに 27 点とした。流速データのサンプリング周波数は 500 Hz で、997 枚 (19.94 秒間) の画像から得られた流速を平均化した。RBA 出口部から流出した低温流体は FA から

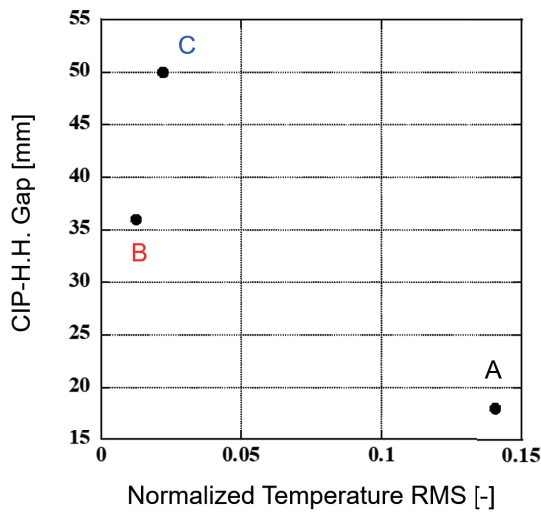


Fig. 10 RMS value against to CIP-H.H. gap

の高温流体と混合しながら、CIP 上方に流れていく様子が捉えられている。

#### 4. 考察

Figure 10 に CIP-H.H.間距離に対する温度変動強度値の変化を示す。点 B、C の温度変動強度は点 A に比べて大きく低下しているが、点 B と点 C の温度変動強度は同程度の大きさとなっている。この理由として、Fig. 9 の流速分布測定結果から分かるように、高温流体と混合した低温流体は CIP 端部に向かって流れていくが、切り詰められた CIP 端部はその直下の FA からの高温流体のジェットに覆われ、低温流体とは直接接せず、CIP 端部においては温度低下が発生しにくくなっていると考えられる。このため、CIP-H.H.間距離の拡大による温度変動緩和効果以上に CIP 端部の形状を切り詰める方がその効果が高く、点 B と点 C の温度変動強度は同程度になったと考えられる。

#### 5. 結言

先進的なナトリウム冷却高速炉の RBA 出口部において発生するサーマルストライピング現象によって、UIS 下部に高サイクル熱疲労が発生しやすい環境となることから、温度変動を緩和する対策を検討した。原子炉の上部

プレナムを 1/3 スケール 60° セクタでモデル化した試験装置を使用し、UIS 下部で発生する温度変動と流速分布を計測することで、RBA 出口部周辺の熱流動場を実験的に把握することができた。流速分布計測により、低温流体は高温流体と混合しながら CIP 上部へ流れていく様子が捉えられた。CIP 端部を切り詰めることで CIP 端部への低温流体の接触が避けられ、その結果、温度変動強度が緩和されることが分かった。

本実験により CIP 端部を切り詰めた形状に改良する対策が有効であることが確認できた。本研究で得られた知見は、今後の先進的なナトリウム冷却高速炉の設計の検討に有効であると考えられる。

#### 謝辞

本研究を実施するにあたり、株式会社アセンドの皆様と株式会社 NESI の中根氏、長澤氏にご協力いただいた。ここに感謝の意を表します。

#### 参考文献

- [1] 小林順, 相澤康介, 江連俊樹, 栗原成計, 田中正暁: “先進的なナトリウム冷却高速炉の炉心出口部におけるサーマルストライピング現象に関する水流動試験 (1)制御棒周辺部の温度変動緩和対策の提案”, 保全学, Vol.20, No. 3 (2021)
- [2] J. Kobayashi, T. Ezure, M. Tanaka, H Kamide: “Water Experiments on Thermal Striping in Reactor Vessel of Advanced Sodium-cooled Fast Reactor -Influence of Flow Collector of Backup CR Guide Tube-”, Proceedings of the 10th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Kyoto, Japan, November 27-30, 2016, Paper No: N10P1113 (2016)
- [3] N. Kasahara, N. Kimura, H Kamide: “Thermal Fatigue Evaluation Method Based on Power Spectrum Density Functions against Fluid Temperature Fluctuation”, Proceedings of 2005 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (PVP2005), Denver, Colorado, USA, July 17-21, 2005, Paper No: PVP2005-71307 (2005)

(2021 年 1 月 29 日受理, 2021 年 8 月 5 日採択)