



# 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

Water Experiments on Thermal Striping Phenomena at the Core Outlet of  
an Advanced Sodium-cooled Fast Reactor  
(1) Proposal of Countermeasures to Mitigate Temperature Fluctuations  
around Control Rods

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

A design study of an advanced sodium-cooled fast reactor (Advanced-SFR) has been conducted in Japan Atomic Energy Agency (JAEA). Hot sodium from the fuel assembly can mix with cold sodium from the control rod (CR) channel and the blanket assemblies at the bottom plate of the Upper Internal Structure (UIS). Temperature fluctuation due to mixing of the fluids at different temperature between the core outlet and cold channel may cause high cycle thermal fatigue on the structure around the bottom of UIS. 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 UIS. In this paper, we focused on the temperature fluctuations near the primary and backup control rod channels, and studied the countermeasure structure to mitigate the temperature fluctuation through temperature distribution and flow velocity distribution measurements. As a result, effectiveness of the countermeasure to mitigate the temperature fluctuation intensity was confirmed. And we obtained knowledge to avoid high cycle thermal fatigue that can be applied in the design of the reactor.

**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は、高速炉の実証技術の確立に向け、先進的な概念を導入した高い安全性を有する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）の設計研究を実施してきた[1]。Figure 1 に本研究で対象とする先進ナトリウム高速炉の原子炉容器の概略図を示す。炉心出口部では温度差のあるナトリウムが混合することによって温度変動が生じるサーマルストライピング現象の発生による構造健全性評価が重要な課題となっている。Figure 2 に炉心出口部で発生するサーマルストライピング現象の概要を示す。先進ナトリウム高速炉の炉心は、高温のナトリウムが高速で流出する燃料集合

体 (FA: Fuel Assembly) と、低温のナトリウムが低速で流出する主炉停止系制御棒 (PCR: Primary Control Rod) チャンネル、後備炉停止系制御棒 (BCR: Backup Control Rod)

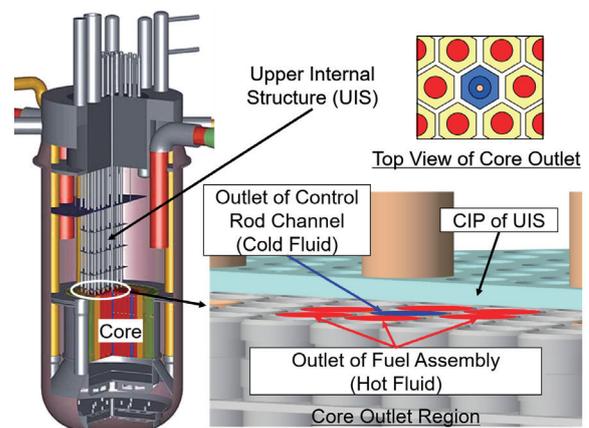


Fig. 1 Overview of reactor vessel of Advanced-SFR

連絡先: 小林順, 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町  
成田町 4002, 日本原子力研究開発機構大洗研究所  
E-mail: kobayashi.jun41@jaea.go.jp

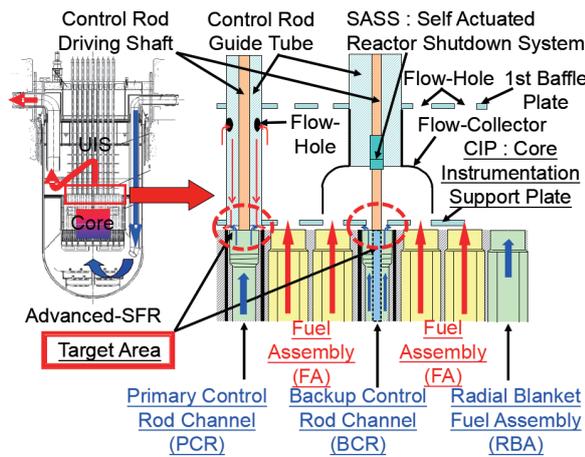


Fig. 2 Thermal stripping phenomena at the core outlet

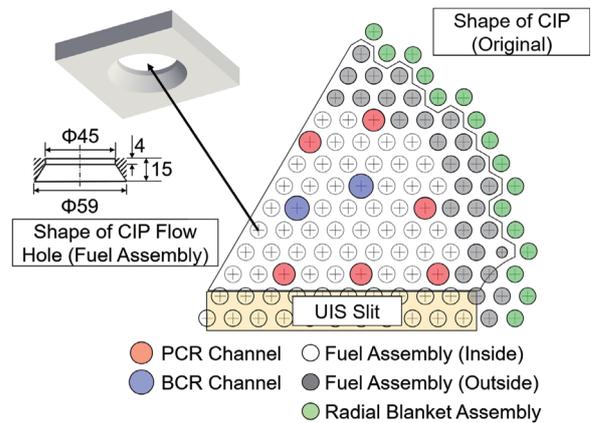


Fig. 4 Reactor arrangement and shape of CIP

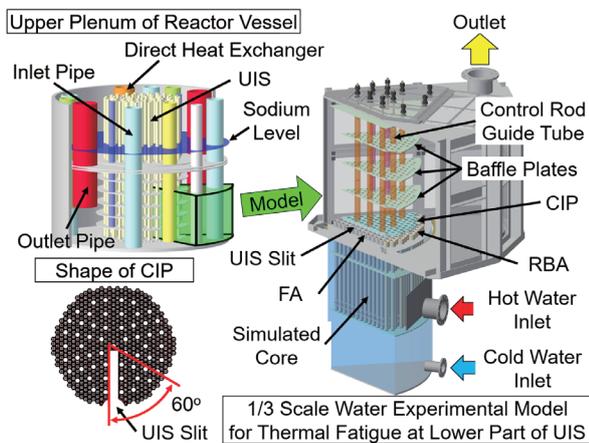


Fig. 3 Test section

チャンネルおよび径方向ブランケット燃料集合体 (RBA: Radial Blanket Fuel Assembly) から構成される。炉心上部には UIS (Upper Internal Structure) と呼ばれる水平多孔板と制御棒案内管から構成される炉内構造物が配置される。UIS の最下端に設置される水平多孔板は、炉心計装支持板 (CIP: Core Instrumentation Support Plate) と呼ばれ、炉内計装類が設置される。炉心頂部では、FA からは高温のナトリウムが流出し、BCR チャンネル、PCR チャンネル及び RBA からは低温のナトリウムがそれぞれ流出する。これら温度差のあるナトリウムが混合することにより流体中に温度変動が発生する。この温度変動が、炉心頂部直上にある CIP に接触することにより、高サイクル熱疲労が誘起される可能性がある。

このサーマルストライピング現象は、発生が懸念される箇所の構造形状及び熱流動条件に強く依存することから、先進ナトリウム高速炉 (暫定設計) を対象に、炉心出口部から上部プレナム部の一部を 1/3 スケール 60° セクタでモデル化した試験装置を用いた水流動試験を実施

してきた[2][3]。これまでに、UIS 下部での制御棒チャンネル周辺の流体温度を詳細に計測するとともに、温度変動場の特徴を調べ、構造物への影響評価および UIS 下部で発生する流体温度変動の影響緩和策の検討に資する根拠データの提供を目的とした水流動試験を実施してきた。FA 出口部と CIP 間の距離を実機的设计値相当で試験を実施した結果、制御棒チャンネル出口部周辺において大きな温度変動振幅が観察された。この制御棒チャンネル出口部周辺での大きな温度変動は、CIP 等の構造材料の内部に大きな熱応力を発生させる可能性があることから、温度変動を低減させることで構造物に対する高サイクル熱疲労を緩和することが重要となる。

本報告では、温度変動を低減させるための対策構造を考案し、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することで、温度変動を緩和させる形状の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

Figure 3 に示した試験部は、先進ナトリウム高速炉の設計情報 (暫定設計) に基づき、原子炉容器の上部プレナムと炉心出口部を 1/3 スケール 60° セクタでモデル化したものである。UIS はスリットの影響を含めて評価するためにスリットを含めてモデル化した。実機では炉心上部から約 7 m 上方の自由液面まで 6 段のバッフル板がほぼ等間隔に設置されており、CIP 周辺の流動に対する UIS 上部の流動の影響が僅少になると考えられる 4 段目までをモデル化した[4]。実験では、光学的手法による流動可視化観察および流速分布測定を実施するため、側壁と天

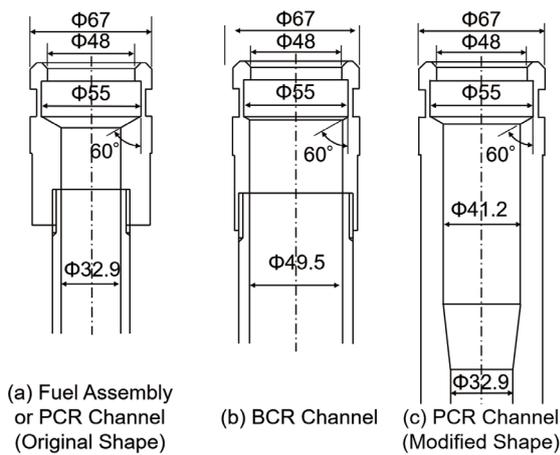


Fig. 5 Shape of fuel assembly and CRD channel

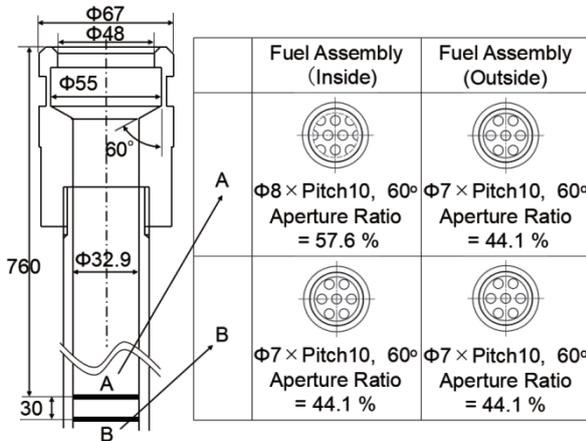


Fig. 6 Shape of orifice in the fuel assemblies

井部に透明なアクリル樹脂製の観察窓を設け、作動流体はイオン交換樹脂で精製した純水を使用した。

Figure 4 に試験部の炉心配置を示す。模擬炉心は実機の炉心構成を模擬して、FA が 95 体、PCR チャンネルが 6 体、BCR チャンネルが 2 体、RBA が 16 体で構成した。制御棒チャンネルからの低温流と FA から的高温流の混合状況は集合体出口部における流速分布に影響されるため、FA および PCR、BCR、RBA のハンドリングヘッド (H.H.) 形状は実機と相似とした。Figure 5 (a) に改良前の設計形状である FA と PCR チャンネル、Figure 5 (b) に BCR チャンネルの H.H. 形状を示す。実機の炉心は内側の FA と外側の FA で流量差が設けられているため、試験体においても 95 体の FA を内側 67 体と外側 28 体の 2 種類に分け、外側 FA は内側 FA の 73% (計算値) の流速が得られるよう、FA 流路内に設置したオリフィスにより調整した。FA 流路内部に設置したオリフィス形状を Figure 6 に示す。なお、実機の BCR に設置されているフローコレクタは本試験体では模擬していない。

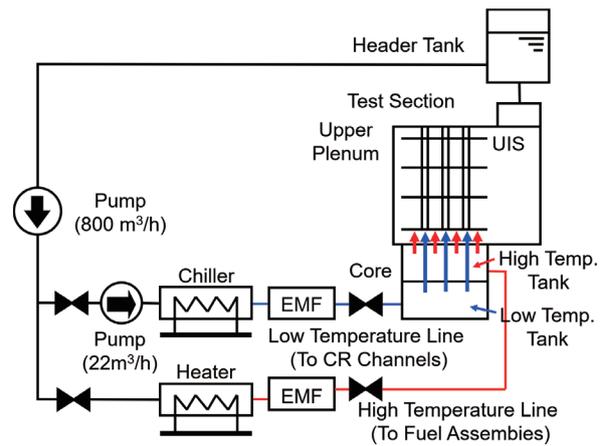


Fig. 7 Test loop flow diagram

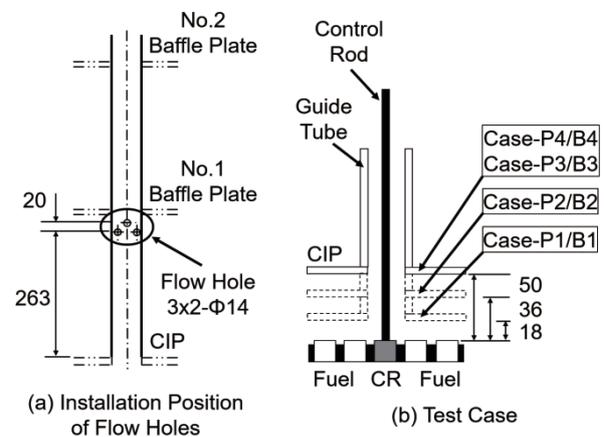


Fig. 8 Flow holes on PCR guide tube and test cases

## 2.2 試験ループ

Figure 7 に試験ループの概略図を示す。試験ループは FA に高温水を供給するラインと制御棒チャンネルに低温水を供給する 2 つのラインから構成される。模擬炉心部は高温側と低温側の 2 つのタンクで構成されており、それぞれ高温水ラインと低温水ラインに接続する。ヒータで加熱された高温流体とチラーで冷却された低温流体は上部プレナム内で混合後、ヘッダタンクを通してメインポンプに戻る。高温側のポンプ容量は最大で 800 m<sup>3</sup>/h であり、ヒータ出力は 95 kW である。一方、低温側の最大ポンプ容量は 22 m<sup>3</sup>/h であり、冷却ユニットの除熱容量は 100 kW である。

## 2.3 温度変動緩和対策

PCR チャンネル周辺部での温度変動の緩和対策として、Figure 8 (a) に示すように、PCR 案内管の第 1 バッフル板付近に 6 個のフローホールを設けた。これらのフローホールによって制御棒案内管内部に下降流が発生することが別途実施された数値解析によって確認されており、CIP

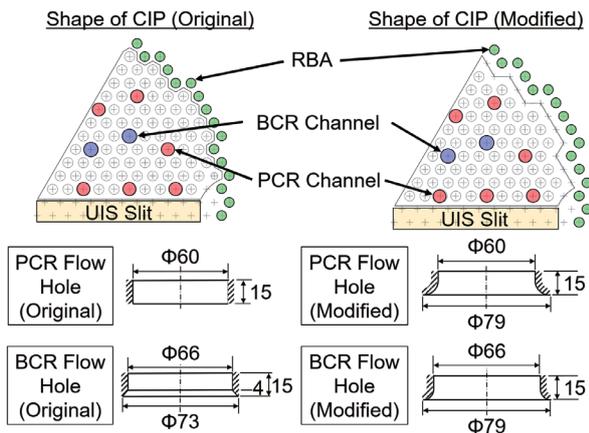


Fig. 9 Shape of CIP and CIP flow holes

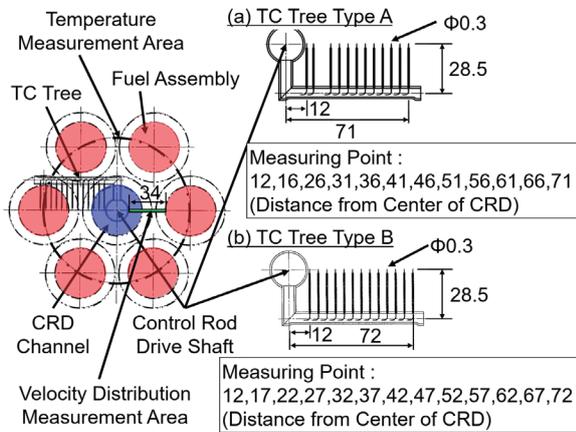


Fig. 10 Thermo-couple tree arrangement

下部における温度変動の緩和に効果があることが示唆されている[5]。また、Fig. 8 (b) 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。拡大した距離は18mm(実機50mm相当)、36mm(実機100mm相当)、50mm(実機150mm相当)とする3ケースについて、PCR、BCRチャンネル周辺で温度計測を行った。なお、PCRチャンネル周辺の構造物近傍に対する温度変動を緩和させる対策として、Fig. 5(c)に示すようにPCRチャンネルの流路断面積を2倍に拡大し、H.H.部からの低温流体の流出速度を低下させた。

Figure 9に示すように、PCRとBCRに共通する温度変動緩和対策として、CIPに設けられたフローホールのテーパ形状を滑らかに加工し、CIP上部からの下降流が剥離しにくい形状とすることで構造物表面が低温流体に直接さらされないようにした。

## 2.4 温度計測方法

制御棒チャンネル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

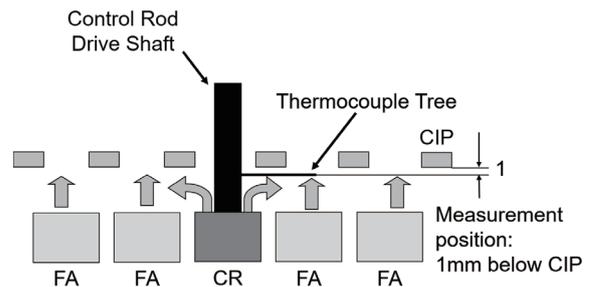


Fig. 11 Thermo-couple tree measurement position

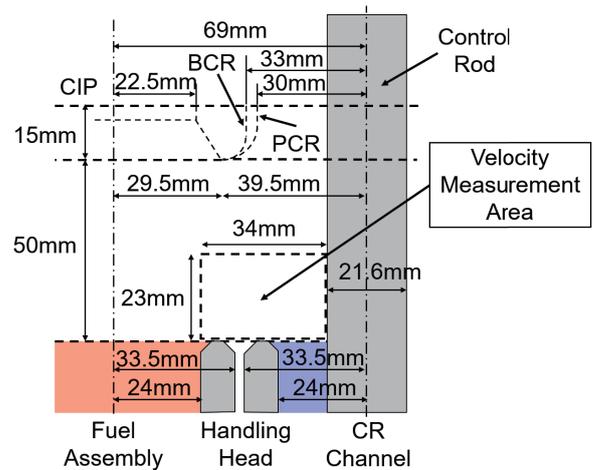


Fig. 12 Velocity measurement area

10に熱電対ツリーの形状と計測領域を示す。熱電対ツリーは模擬制御棒駆動軸として設置され、中心の軸を回転させることにより、制御棒チャンネル周辺の温度分布を詳細に計測できる。熱電対の配列ピッチは5mmとした。使用した熱電対は非接地、シース直径0.3mmのK型熱電対であり、応答時定数は約10msである。熱電対ツリーのアーム長は集合体配列ピッチである69mmより長い71mmまたは72mmとし、集合体出口部から流出する高温流体と、制御棒チャンネル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 11に示すように、計測位置は制御棒チャンネル周辺の構造物近傍の位置として、CIP下面から1mm下方の断面で計測した。

温度データは100Hzでサンプリングし、収録時間は全ケースとも600s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って得た、校正係数に基づく温度計測値の不確かさは0.2℃以下である。

## 2.5 流速分布測定方法

制御棒チャンネル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間の流速分布を粒子画像流速測定法(PIV)により計測した。

Table 1 Test cases and conditions  
(Temperature Measurement Case)

Test Case	Measuring Position	Outlet Temp. [°C]	Flow Velocity in H.H. [m/s]	Re
Common	FA (Inside)	34.7	1.60	$7.2 \times 10^4$
Case-P1	PCR	20.6	0.33	$3.7 \times 10^3$
Case-P2	PCR	19.1	0.16	$3.1 \times 10^3$
Case-P3	PCR	19.6	0.17	$3.2 \times 10^3$
Case-B1	BCR	19.8	0.06	$1.6 \times 10^3$
Case-B2	BCR	18.7	0.06	$1.6 \times 10^3$
Case-B3	BCR	19.6	0.06	$1.7 \times 10^3$

Table 2 Test condition for Case-P4/B4  
(Flow Velocity Measurement Case)

Test Case	Measuring Position	Outlet Temp. [°C]	Flow Velocity in H.H. [m/s]	Re
Case-P4	FA (Inside)	36.4	1.59	$7.4 \times 10^4$
	PCR	36.8	0.16	$4.5 \times 10^3$
Case-B4	FA (Inside)	21.7	1.59	$5.4 \times 10^4$
	BCR	22.1	0.06	$1.7 \times 10^3$

Table 3 Countermeasures

Case	CIP-H.H. Distance [mm]	Expand Flow Area at CR H.H.	Set Flow Holes at CR Guide Tubes	Modify CIP Flow Hole Shape
Case-P1	18	/	/	/
Case-P2	36	O	O	O
Case-P3	50	O	O	O
Case-P4	50	O	O	O
Case-B1	18	/	/	/
Case-B2	36	/	/	O
Case-B3	50	/	/	O
Case-B4	50	/	/	O

Figure 12 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 34 mm × 垂直方向 23 mm の領域とした。トレーサ粒子はダイヤイオン 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。その粒子画像を、デジタル高速度カメラ (Photoron 製 SA4) を用いて撮影した。

## 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 の H.H. 部における平均流速  $V$  とした。代表長さ  $L$  は H.H. 部の最小内径 (ネック直径) である 32.9 mm とした。対象とする現象は、高温側流体の流速と低温側流体との温度差に基づく浮力が支配要因であると考えられるため、実機[6]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。 $Ri$  数の定義式を(1)に示す。

$$Ri = \frac{g\beta\Delta TL}{\nu^2} \quad (1)$$

ここに、 $g$  は重力加速度、 $\beta$  は体積膨張率である。

実機  $Ri$  数とは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を 15 °C とし、FA の H.H. 部平均流速は 1.60 m/s、PCR チャンネルで 0.33 m/s、改良 PCR チャンネルで 0.17 m/s、BCR チャンネルで 0.06 m/s とした。このとき、FA の H.H. 部での流速は、実機の 1/3.5 でレイノルズ ( $Re$ ) 数は  $7.2 \times 10^4$ 、 $Ri$  数は  $6.04 \times 10^4$  である。 $Re$  数の定義式を(2)に示す。

$$Re = \frac{VL}{\nu} \quad (2)$$

ここに、 $\nu$  は動粘性係数である。

Table 1 に試験ケースと試験条件を示す。Figure 8 (b) に示したように CIP-H.H. 間距離をパラメータとし、PCR 及び BCR 周辺での温度分布測定をそれぞれ 3 ケース (Case-P1, P2, P3 および Case-B1, B2, B3) 行った。流速分布測定を行うケースを Case-P4, B4 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。これらは Case-P3, B3 と同一体系、同一の流量条件としている。流速分布測定の試験条件を Table 2 に示す。

Table 3 に各試験ケースと適用する緩和対策の対応を示す。PCR チャンネルを対象とした緩和対策は、Case-P2, P3, P4 に適用され、BCR チャンネルを対象とした緩和対策は Case-B2, B3, B4 に適用される。

## 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-P1, P2, P3 の結

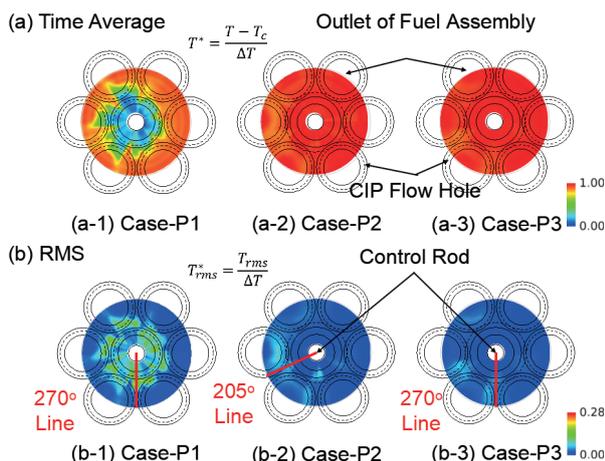


Fig. 13 Temperature distribution around PCR

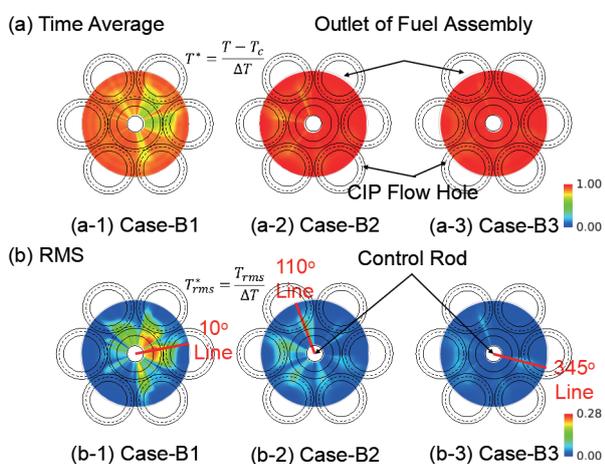


Fig. 14 Temperature distribution around BCR

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. 13 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. 13 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、CIP-H.H.間距離が拡大するに従って温度の低下している領域が減少し、温度変動強度が大きい領域も減少していることが分かる。

同様に、Case-B1, B2, B3 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. 14 の(a-1), (a-2), (a-3)に示し、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. 14 の(b-1), (b-2), (b-3)に示す。BCR チャンネル周辺についても、CIP-H.H.間距離が拡大するに従って温度の低下している領域が減少し、温度変動強度が大きい領域も減少する結果となった。

### 3.2 径方向温度変動強度分布

PCR チャンネル周辺の構造物近傍における変動強度の

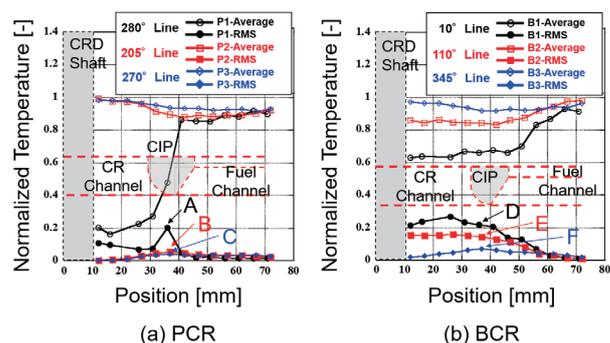


Fig. 15 Temperature distribution at maximum RMS

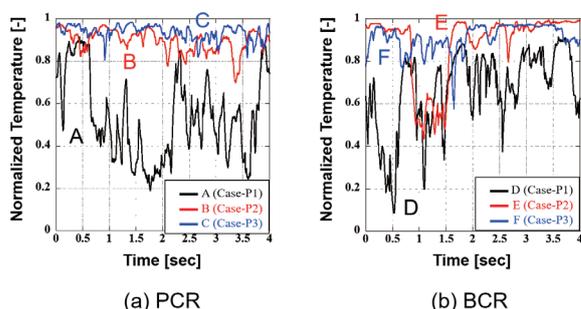


Fig. 16 Time trend of temperature at maximum RMS

最大値は、Fig. 13 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-P1 (Fig. 13 (b-1)) では270°ライン、Case-P2 (Fig. 13 (b-2)) では205°ライン、Case-P3 (Fig. 13 (b-3)) では270°ラインで発生している。一方、BCR チャンネル周辺の構造物近傍における変動強度の最大値は Fig. 14 に示したように、Case-B1 (Fig. 14 (b-1)) では10°ライン、Case-B2 (Fig. 14 (b-2)) で110°ライン、Case-B3 (Fig. 14 (b-3)) では345°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として表したものを Fig. 15 に示す。Figure 15 (a)はPCR チャンネル周辺に対する結果である。Case-P1 では、構造物である CIP 付近で大きな温度勾配と変動強度の増加が観察された。これは高温と低温の流体の混合現象により生じているものである。一方、Case-P2, P3 では平坦な温度分布となり、変動強度分布も平坦となる結果となった。Figure 15 (b)はBCR チャンネル周辺についての結果である。PCR の結果と同様に BCR についても CIP-H.H.間距離が拡大するにつれて温度分布が平坦化し、構造物近傍の変動強度値が低下していることが分かる。

### 3.3 温度時系列とパワースペクトル

Figure 15 において、構造物に最も近い計測点の中で変動強度が最も大きくなる点は、36 mm, 37 mm または 41 mm で、これらの点を A, B, C および D, E, F で示し

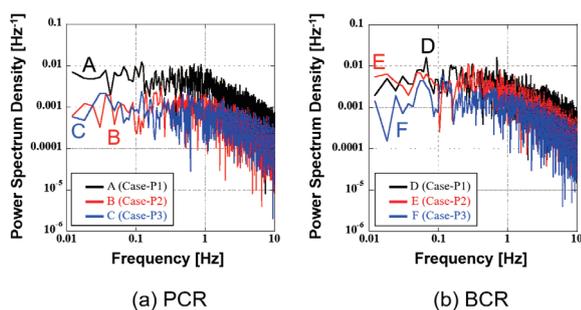


Fig. 17 PSD at maximum RMS point

た. 構造物近傍での最大温度変動強度点となるこれらの点の温度変動の時間変化を Fig. 16 に示す. Figure 16 (a)は PCR チャンネル近傍の温度変動である. 点 A では不規則でスパイク状に 0.2 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. 一方, BCR チャンネル近傍の温度変動を Fig. 16 (b)に示す. 点 D では不規則でスパイク状に 0.1 から 0.8 の間で温度が変動しているが, 点 E および F では点 D に比べて変動振幅が大きく減少している.

Figure 17 に最大温度変動強度点である点 A, B, C および点 D, E, F 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, 点 E および F では 0.01 Hz から 1 Hz 程度の周波数領域において, 点 A, 点 D 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 [7], 点 B および C, 点 E および F ではこの周波数領域において点 A および D 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 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 18 に PCR チャンネル周辺の流速分布測定結果を示す. 速度ベクトルの算出点数は, 水平方向が 43 点, 鉛直方向を 30 点とした. 流速データのサンプリング周波数は 750 Hz で, 226 枚 (0.3 秒間) の画像から得られた流速を平均化した. PCR チャンネル出口部から流出した低温流体は出口部近傍で渦を形成し, 周辺の高温流体と混合しながら, 高温側の FA に引き寄せられるように水平に流れる様子が捉えられている.

Figure 19 に BCR チャンネル周辺の流速分布測定結果を示す. 速度ベクトルの算出点数は, 水平方向が 42 点, 鉛直方向を 29 点とした. 流速データのサンプリング周波数は

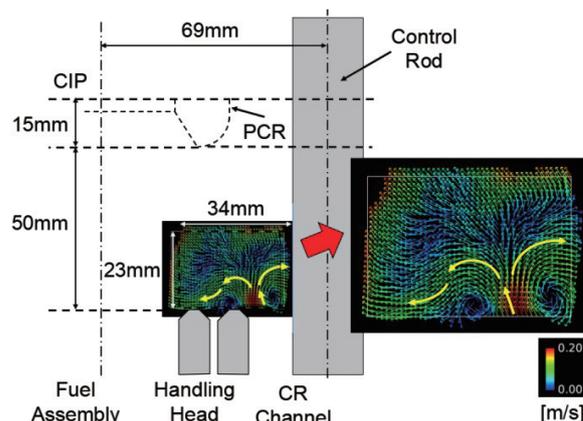


Fig. 18 Velocity distribution around PCR channel

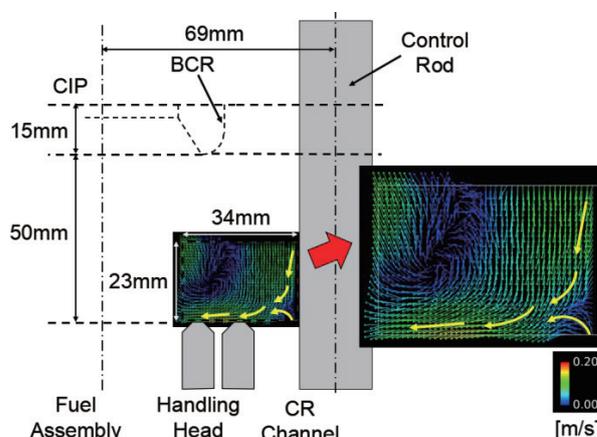


Fig. 19 Velocity distribution around BCR channel

は 500 Hz で, 246 枚 (0.49 秒間) の画像から得られた流速を平均化した. BCR チャンネル出口部から流出した低温流体は CIP 下部から制御棒に沿って下降する流れと合流し, BCR チャンネル出口部付近で水平方向に向きを変えつつ, FA 出口部からの高温流体と合流する流れが観察された.

## 4. 考察

Figure 20 に CIP-H.H.間距離に対する温度変動強度値の変化を示す. 流速分布計測の結果から, 上昇する低温流体は水平方向に拡がり, CIP-H.H.間距離の拡大によって CIP 下部周辺の構造物へ低温流体がより到達しにくくなり, 温度変動が緩和されたと考えられる. さらに, BCR チャンネルの結果ではほぼ直線的に変動強度が低下しているのに対し, PCR チャンネルの結果は CIP-H.H.間距離の拡大に伴い急激に温度変動強度値が低下している. また, PCR チャンネルの方が BCR チャンネルより全体的に温度変動強度値が小さい. これは, CIP-H.H.間距離の拡大

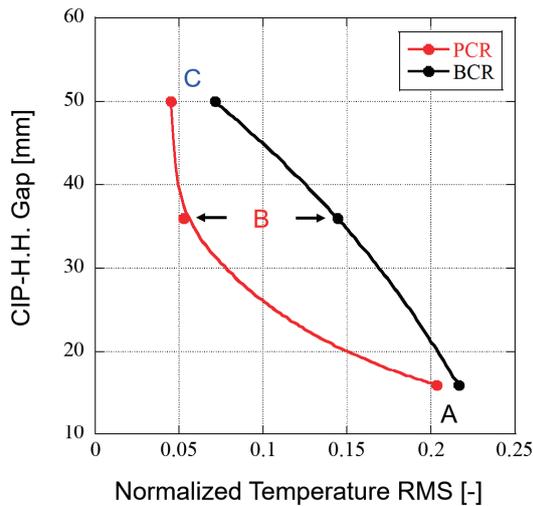


Fig. 20 RMS value against to CIP-H.H. Gap

による温度変動緩和効果に加え、PCR の制御棒案内管に設けられたフローホールにより発生する高温の下降流が、CIP 下部において上昇する低温流体を上から抑えつけることで、より温度変動が緩和されたと考えられる。

## 5. 結言

先進的ナトリウム冷却高速炉の炉心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 下部で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、制御棒チャンネル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。PCR 周辺部に対しては、今回の試験では対策毎の独立した効果については得られていないが、CIP-H.H.間の距離の拡大と制御棒案内管に設けたフローホールを設置する対策を組み合わせることで、改良前の形状に比べて温度変動が緩和される効果が認められた。BCR 周辺部に対しては、CIP-H.H.間の距離を拡大する対策が有効であることが確認できた。

## 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] S. Kotake, Y. Sakamoto, T. Mihara, S. Kubo, N. Uto, Y. Kamishima, K. Aoto, M. Toda: “Development of Advanced

Loop-Type Fast Reactor in Japan”, Journal of Nuclear Technology, Vol. 170 (2010), pp. 133-147

- [2] J. Kobayashi, N. Kimura, A. Tobita, H Kamide: “Study on Thermal Striping at UIS of Advanced Loop Type Fast Reactor (Water Experiment using a 1/3 Scale 60 Degree Sector Model)”, Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-17) (2009), Paper No. ICONE17-75575.
- [3] J. Kobayashi, T. Ezure, H. Kamide, K. Ohyama, O. Watanabe: “Water Experiments on Thermal Striping in Reactor Vessel of Japan Sodium-cooled fast reactor - Countermeasures for significant temperature fluctuation Generation -”, Proceedings of the 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23) (2015), Paper No. ICONE23-1577.
- [4] N. Kimura, K. Hayashi, H. Kamide, M. Itoh, T. Sekine: “Experimental Study on Flow Optimization in Upper Plenum of Reactor Vessel for a Compact Sodium-cooled Fast Reactor”, Journal of Nuclear Technology, Vol. 152:2, pp.210-222 (2005)
- [5] M. Tanaka, S. Murakami: “Development of Numerical Estimation Method using Spatial Connection Methodology for Thermal Striping in Upper Plenum of Reactor Vessel of an Advanced Loop-type Sodium-cooled Fast Reactor in Japan”, Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-25) (2017), Paper No. ICONE25-67876.
- [6] 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)
- [7] 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)

(2020年12月15日受理, 2021年8月5日採択)