U.D.C. 621.1.016.4: 536.423.1: 621.039.534.4

# 沸騰伝熱の実験的研究

Experimental Studies of Boiling Heat Transfer

斎	藤	良	平*	桜	間	直	樹*	山	内	淳	男*
Ryōhei Saitō				Na	oki Sa	akuran	na	Atsu	uo Ya	manou	chi

### 内 容 梗 概

沸騰水形原子炉(BWR)の設計ならびに動特性解析上,最も不明確であり,しかも早急に解決しなければ ならぬ工学的重要課題は炉心内における沸騰伝熱現象の解析であろう。すなわち,発生気泡の挙動,燃料体の 焼損限界熱流束および二相流流動現象などに対する国内外の研究結果に相当の差異が認められるからである。

日立製作所は沸騰水形原子炉の開発計画を強力に進めているが,沸騰伝熱の研究もその一環として数年来精力的に続けられている。本報は実験設備,高圧下におけるボイド,バーンアウト限界熱流束ならびに水力学的 不安定性の実験結果についての概要を述べたものである。

### 1. 緒

百

動力用原子炉としては安全でありしかも発電原価の安価なことが 最も望まれる。そのため各国で各種の原子炉形式についてそれぞれ 研究開発が進められているわけであるが,決定的な結論はまだ得ら れていない。しかし,現状では低濃縮ウラン燃料,軽水冷却減速形原 子炉が最も経済的であろうということはほぼ明らかにされている。

日立製作所としては、なかでも沸騰水形原子炉(以下BWRと略

第1表 沸騰伝熱研究設備のおもな仕様

				常圧回路	高圧回路
系	圧	カ	(kg/cm <sup>2</sup> )	最大 5	最大 75
流		量	(m <sup>3</sup> /h)	最大 10	最大 18
試験部加熱容量		容量	( <b>k</b> W)	最大 80 DC (25V) ゲルマニウム整流器	最大 300 DC (50V) シリコン整流器
補助	力加熱	容量	(kW)	最大 10 AC(200V)	最大 200 AC(200V)

記す)を最有望と考え,実用化のための諸問題点について種々検討 を続けているが,その重要問題の一つに炉心内における沸騰と水力 学的現象がある。

本来BWR プラントは在来火力プラントのボイラを原子炉に置き 換えたのみの形に最も近く,炉心内伝熱現象もまた本質的にはボイ ラの蒸発管内におけるものと異なるところはないとみなされる。す なわち,水-蒸気の二相混合体の問題であって,

(1) 混合流体中の気相の挙動(発生,消滅,移動,存在割合など)

(2) 回路内の二相流と動現象

\* 日立製作所日立研究所

(3) 沸騰を伴う熱伝達および焼損熱流束の検討

などがあげられる。ただ従来ボイラの缶水循環を主体として検討さ れてきた条件よりは原子炉において与えられる条件のほうがきびし いため、より高度の研究が必要であることは否定できない。したが って、一方で実機BWRを建設しながらも他方では沸騰現象の基礎 研究を行ない、確実な設計、運転方式の開発が進められている。

日立製作所日立研究所ではここ数年来,この問題と取り組み,特に 核反応と密接な関係をもつ炉心内のボイド,二相流流動損失,流動の 不安定性,焼損限界熱流束ならびに発生蒸気の純度確保などの究明 に精力的な研究を続けているが,本報では特にボイドならびに焼損 限界熱流束(バーンアウト限界熱流束)についての実験結果の概要を 述べる。

### 2. 実験設備の概要

BWRを対象とした沸騰伝熱現象については特に高圧下のデータ が要求される。そこで、われわれは高圧下におけるボイド、バーン アウト、ならびに水力学的不安定性などの実験を目的とし、電気加 熱による模擬燃料体を用いた沸騰伝熱実験設備ならびに現象観察を 主目的とした常圧回路の2基を設置した。各回路のおもな仕様につ いては第1表に示す。 第1図は高圧回路実験設備の全景を示したものであり、本回路(付 属機器を含む、ただし冷却系は除く)の骨子図を第2図に、常圧回 路については第3図に示す。いずれも試験部、気水分離タンク、冷



第1図 高圧回路実験設備

却器ならびに補助加熱器から構成された閉回路を循環ポンプにてイ オン交換で処理された純水が循環するようになっている。循環ポン プは機械的軸封の渦巻あるいはタービン形であり,循環量はポンプ の回転を無段変速することにより調整される。補助加熱器はシース 形ヒータで誘導電圧調整器にて入力電圧を可変し試験部の入口温度 を調整する。発生した蒸気は凝縮器により復水され脱気後ふたたび 給水ポンプで主循環系に送り込まれる。温度,流量,圧力,液面そ のほかの測定検出器類ならびに主要弁類は**第2**図のように設置され ている。各計測量はそれぞれ電子管式平衡電位差計にて記録され る。温度測定は抵抗線式を用いているが,特に試験部入,出口にはア ルメルークロメル熱電対一電位差計を取り付け測定の正確を期した。 圧力計もブルドン管形とひずみ計形とを併用し,それぞれ目的に応 じて計測するように設備されている。流量計はベンチュリー形で, 測定範囲を3区分し,それぞれ切り替えにより適正に測定する。

試験部の供給電力量加減は誘導電圧調整器の制御用電動機の駆動 によって連続的に可変制御できるようにしてある。 高圧回路の場合は特に安全対策を十分考慮し安全弁を設け,また 回路内に冷却体が満たされていない場合は加熱用電源の投入ができ ないかあるいは遮断されるような安全装置が組まれている。また, 運転中に駆動する弁類はすべて電動式および空気圧式とし手動を避



4図に示す。



給水ポンプ

A-A 断 面

常臣回路骨子図 第3図

けるようにした。

実験用特殊機器たとえば試験部構造あるいは特殊計測器類につい ては別章で述べる。

### ボイド(蒸気体積割合)

沸騰伝熱の諸現象については数多くの報告(1)(2)が発表されてお り,沸騰についての定性的な知識,あるいは個々の条件についての 定量的な結果は与えられているが、実際にわれわれが最良のBWR を設計しようとするとき,あるいはBWRの特性解析を進めようと するときに必要な知識は必ずしも満足されていない。特にBWRで は循環量,密度分布,中性子束分布あるいは系の安定性などに関係 する炉内の蒸気体積割合(Steam Volume Fraction or Void)が 問題となるが、このボイドは二相系における蒸気の相対速度あるい は水と蒸気の速度比ならびに蒸発開始点がわかれば容易に求められ る。しかし、これまでの知識によると速度比は圧力、流速によって 減少し, 蒸気重量率 (Steam Quality) の増すことにより増大する ことは定性的にほぼ明らかにされているが、関係諸因子の定量的影 響については今後さらに解明しなければならない。そこでわれわれ はボイドに対する圧力, サブクール温度, 幾何条件などの影響を明 らかにするために実験を進めているが、本報では特に圧力の効果に ついて述べる。

加熱電源設備の容量は300 kW でシリコン整流器,整流器用変圧 器,誘導電圧調整器から成る。

### 3.2 ボイド測定装置

気水混合二相流の密度測定法は種々考えられ、また実施されてい るが、われわれはγ線透過法を採用し開発してきた(3)。従来はシン チレーションカウンタ1組を試験部に沿って走査することによりボ イドを測定したが、さらに能率ならびに精度向上をねらった多重方 式を用いた。

本方式はこれまでのγ線源一検出器を走査する代りに測定に必要 な数だけのγ線源一検出器を設置し、各検出器と接続された計数器 をタイマによって同時に動作させ、試験部における各測定点のγ線 透過量を計測するものである。さらに試験部内の詳細な分布をうる ためにγ線源―検出器を固定した移動台を試験部の長さ,幅,前後 の三方向に移動しうるようにしてある。シンチレーションカウンタ は日立製 RDC-2 A 形で, r線源としては Cs<sup>137</sup> (0.662 MeV)を使用 した。

本装置については予備実験によりγ線源を数個ならべることによ って生ずる線束干渉を緩和する, すなわち線量分布を平担化するた めに線源ならびに検出部を遮へい、コリメートし、さらに散乱線は デスクリ回路で除くようにした。また試験部加熱電流による磁場の 影響のないことを確かめ以後の実験を行なった。

### 3.3 実験結果と検討

本実験の終局的目標は統一的なボイド整理式をうることである。 そのためには各種の実験条件下における多数のボイド分布の実測値 が必要となる。第5回は既述の装置によるボイド分布の実測結果の 一例を示したもので、出力密度を一定(23 kW/l)とし、試験部入 口流速 (0.6, 0.8 m/s) および圧力 (15, 30 kg/cm<sup>2</sup>) を変えた場合

3.1	試	験	部							
試験	部はB	WR	)炉心構	造を模	凝する	ので最	も重	要な	部分であ	>
る。B	WRの	燃料体	*形状は	一般的	にみて衣	刃期はあ	え状が	用い	られてい	
たが,	最近の	動力物	同では棒	状が採	用されて	ている。	しか	ι,	本実験て	5
はボイ	ド測定	の技術	时的制約	から簡	単な板北	犬加熱討	、験部	22	た。	2
加熱	体はス	テンレ	ノス鋼板	で直流	加熱方式	式を採用	JL,	印加	電圧を加	1

のデータである。圧力によるボイドの圧縮、および入口流速の増加 によるボイド平行移動の効果が明瞭に表われている。また図から明 らかなように,熱平衡から計算される蒸発開始点より上流において 相当量のボイドが実測されていることは注目されよう。この部分は 亜冷却沸騰と呼ばれ,核的にも水力学的にも無視できない現象であ り、現在この部分についてより詳細な実験検討を進めている。

- 38 ----







ーンアウト限界熱流束に及ぼす諸因子として、冷却体の物性値(軽 水冷却原子炉のみを対象に考えれば系の圧力), エンタルピー, 流 量ならびに発熱部の幾何条件などがあげられており,これらの定量 的な関係を明らかにするために研究を進めている。ここではおもに 圧力の効果について述べる。

#### 部 4.1 試 験

最近のBWR では棒状燃料体群が採用されている。幾何形状の影 響がまだ明らかにされていない現状を考え、実際の原子炉燃料体に なるべく近い形状として,われわれは試験部を二重管とした。本実 験に用いた試験部の構造を第8図に示す。加熱体はステンレス鋼管 の両端に銅棒の端子を銀ロウで接 合したものである。発熱体の加熱 法は直流加熱方式で, 発熱体両端 子間の電圧を加減することにより 発熱量を調整した。



沸騰流路内の二相の速度に関係し,二相流動の動特性問題で重要 な因子として速度比s(蒸気速度と循環水速度の比)があるが、この 速度比と系の条件との関係はまだ十分実験的に解明されていない。 第6図は種々の出力密度(22.9~30.5kW/l)と入口流速(0.6, 0.8m/s) について圧力(15, 30, 45 kg/cm<sup>2</sup>)を変えて実験を行なった結果を 蒸気重量率について整理したものである。

データはかなりばらついているが, 蒸気重量率が一定の場合は圧 力の増加とともに速度比は減少し, 圧力一定の場合は蒸気重量率に 対しほぼ一定となる結果が得られた。図中の破線はアメリカのアル ゴンヌ国立研究所で求めた圧力45 kg/cm<sup>2</sup>の場合の実験結果<sup>(1)</sup>を比 較のために示したものであるが、われわれの結果とよく一致してい る。しかし、これらの結果も蒸気重量率が0.02までの範囲について いえることであり、より高蒸気重量率の場合についてさらに実験の 蓄積が必要である。

不確定な変動の多いボイド量を定量的に表わす整理式を導出する ことは相当困難であるが、解決しなければならない問題である。 Martinelli & Nelson<sup>(4)</sup> および最近では Levy<sup>(5)</sup>, Bankoff<sup>(6)</sup> らに よりボイドαを圧力をパラメータとして蒸気重量率Xで整理しよう という試みがなされている。われわれのデータをこの方式に基づい てまとめたのが第7図である。これにより α-X 整理法の若干の見 通しをうることができる。この方法は複雑なボイドをXのみで整理 しているところに問題はあるが、従来より統一的に扱われている点 は有望であり, 今後Xを修正した新しい整理変数の導入が期待され るところである。



第8図 バーンアウト限界 熱流束実験用試験部

---- 39 -----

### 4.2 バーンアウト検出と

### 発熱体焼損の保護

バーンアウトの検出法には熱電 対法,抵抗変化検出法,自熱検出 法など種々考えられ,各方面で使 用されているが、われわれは抵抗 変化検出法を採用した。このバー ンアウト検出器は第9図に示した ように,発熱体そのものを利用し て電橋(ブリッヂ)を組み、発熱 体表面での沸騰状態が核沸騰から **膜沸騰に遷移したときの発熱体の** 急激な温度上昇によるブリッヂの 平衡のくずれからバーンアウトを 検出し, 発熱体の焼損寸前にその 熱入力を遮断するものである。冷



4. バーンアウト限界熱流束

バーンアウト限界熱流束は原子炉燃料体設計上一つの熱的制限を 表わす意味できわめて重要な問題であり, 内外の関係方面で精力的 な研究が続けられ、多くの報告が発表されている。しかし、バーン アウトの現象,機構の詳細はいまだ必ずしも明確にされておらず, BWR設計上に必要な知識は十分に得られないのが現状である。バ

第9図 バーンアウト検出と発熱体焼損保護回路



第10図 バーンアウト限界熱流束と出口エンタルピーの関係

却効果の差により発熱体軸方向に温度こう配ができるため、バーン アウト以外の原因でもブリッヂの平衡がくずれることがある。この ような原因による平衡のくずれは一般にバーンアウト時の変化と異 なり、比較的ゆるやかな変化であることに注目して、図に示したよ うなサーボ機構を用いて、ゆるやかな電圧変化にはサーボが追従し、 バーンアウト信号に対してのみ作動するような検出器を作ることが できた<sup>(7)</sup>。なお、バーンアウト検出器による検出熱流束と実際の試 料焼切り時の熱流束との間には平均約1%程度の差があり、一般に 後者のほうが大きいが、実用的にはこの検出器により十分バーンア ウト熱流束を決定できることを実験により確かめた。



の特長は非常に振動周期の長いことで、負のボイド係数に基づく核 的フィードバック作用による不安定な系が1秒以下の振動周期を有 するのに対して、この現象は数秒の振動周期を有する。われわれは この不安定現象が核的フィードバックを伴わない電気加熱系におい ても発生しうることに着目し、自然循環回路を用いて実験し、この 現象の原因を二相流の非線形圧力損失特性に求め理論的解析もすで に行なった(10)。また多重流路内での水力学的現象を究明するため の第一段階として第3図に示した3チャンネル加熱部を有する循環 回路について実験を行なった。これらの実験結果の一例を第11図 に示す。第11図の上の波形は単チャンネルの場合の循環流量振動 の一例であり、下の波形は3チャンネルの場合の例である。3チャ ンネルの場合はそれぞれの流路における流量振動に規則的な位相の ずれがあることが認められ、チャンネル間の相互作用が重要である ことがわかる。これらの現象は二相流の負性抵抗のみならず、加熱 部と上昇部 (Riser) におけるボイド発生およびボイド蓄積量の時間 的変化を考えることにより説明できることがほぼ明らかにされた。

### 4.3 実験結果と検討

バーンアウトは伝熱面の熱負荷が上昇するに従って核沸騰から膜 沸騰に遷移することにより,熱伝達特性が悪化し,発熱体が異常に 加熱される結果生ずるものと考えられている。このようなバーンア ウト現象は局所的な現象であり,バーンアウト限界熱流束の値はバ ーンアウトが起こった場所近くの種々な物理的状態で定まると考え られる。したがって,バーンアウトが起こった場所付近の冷却体の 温度,流速,蒸気泡分布などとバーンアウト限界熱流束との間の関 係を求めることが望ましい。われわれはこれらの主因子として発熱 部上端での平均エンタルピー(出口エンタルピー)および冷却体の 流量を選んだ。ここで,バーシアウトは加熱部の下流すなわち発熱 体の上端で起こるということを暗黙のうちに仮定している。これは このような場所でバーンアウトが必ず起こるとは決していいきれな いが,ほとんどの場合発熱部上端付近でバーンアウトが起こること が試料発熱体の直接焼切実験で経験しわかっている。

**第10図は上述の装置によるバーンアウト限界熱流束の実験結果**の一例である。試験部入口流速を1~3m/sとし,圧力(1~71 ata)をパラメータにして,試験部出口エンタルピーとバーンアウト限界熱流束との関係を示したものである。図から明らかなように,出口エンタルピーが高くなるに従ってバーンアウト限界熱流束はほぼ直線的に減少するが,そのこう配は圧力が高くなるに従ってゆるやかになっていることがわかる。しかし46~71 ataの実験値の傾向がよく似ているのは沸点の移動以外には圧力による水の物性値の変化が比較的小さいためであろう。また11 ataの実験値において,エンタルピーの大きいところに山ができているのは,沸点付近ではボイド量が増し冷却体の局部流速が増加した結果,伝熱面付近の冷却水の流れが強烈に乱されるための効果とも解釈することができる。このような現象は Collier<sup>(8)(9)</sup> らも指摘していることであり興味ある問題である。また試験部寸法を変えた実験も行なったが,その効果はあまり認められなかった。

### 6. 結 言

以上沸騰伝熱研究設備の概要ならびにボイドおよびバーンアウト 限界熱流束に対する圧力の影響について,また循環系における流れ の振動についての実験結果を述べたが,本実験は沸騰伝熱研究計画 の一部であり,しかも複雑な現象であるだけにここで総括的な結論 はさしひかえる。今後さらに精力的にデータを集積し,現象の解明 に寄与するとともに定量的な資料を提供したいと考えている。

終りにあたり,本研究にご援助下された社内の関係者諸氏,懇切 なるご指導を賜わった東京大学工学部西脇,内田両教授ならびに日 本原子力研究所技術研究室河原室長に対し厚くお礼申しあげる。

### 参考文献

- (1) P. A. Lottes et al: ANL-6063 (1959)
- (2) De Bortoli et al: WAPD-188 (1959)
- (3) 斎藤, 八巻: 日本原子力学会誌 1, 40 (1959)
- (4) Martinelli, Nelson: ASME, Trans. 70, 695 (1948)
- (5) S. Levy: J. of Heat Transfer, ASME, Trans. 82, 113 (1960)

## 5. 水力学的不安定性

水力学的不安定性は初期の沸騰水形原子炉においても認められ, 主として冷却循環水の沸騰動特性に基づく現象といわれている。そ

- (6) S.G. Bankoff: J. of Heat Transfer, ASME, Trans. 82, 265 (1960)
- (7) 斎藤,山内,桜間:第2回原子力総合発表会要旨集,238
   (1961)
- (8) J.G.Collier: Nuclear Power, 6, 61 (June 1961)
- (9) J.G.Collier: Ibid, 6, 64 (July 1961)
  (10) 大木, 杉野, 桜間: 日本機械学会誌 64, 56 (1961)

---- 40 -----