気液二相流研究史と関連技術^{*}

— 気液二相流研究史の私感（第6報） —

A History of Gas-liquid Two-phase
Flow Research and the Related Technology(6th Report)

赤 川 浩 爾^{**}
AKAGAWA Koji

Abstract The progress of the two-phase flow research can be divided into four stages. These periods are 1948-1959, 1960-1970, 1971-1979, and 1980-1990. In this 6th Report, the initiation of research into flow oscillation in the natural circulation loop of boilers and boiling water reactors in the first period(1948-1959) is introduced. Also described is the progress of research on flow instability, that is, flow oscillation, in circulation loops conducted for the development of boiling water reactors at the initial stages of the second period.

Keywords : Gas-liquid two-phase flow, Natural circulation, Boiling water reactor, Flow instability, Flow oscillation

6. 蒸発管系中の流動不安定の研究の進展 — 沸騰水形原子炉と高速増殖炉用蒸気発生器の開発に関連して —

本論の気液二相流研究史の第II期(1960-1970)における研究の特徴を6項目で解説してきた。この第6報においてはその中の第6項目「気液二相流の安定性とダイナミックス」について前第5報[165]に続いて述べる。蒸発管系中の気液二相流の流動不安定の研究は、沸騰水形原子炉の開発および高速増殖炉用蒸気発生器の開発に関連して著しい発展がなされてきた。そこでそれらの研究の始まりから初期の研究の進展状況について、これら原子炉の技術的要請と関連づけながら解説することにする。

6. 1 研究史の第I期(1948-1959)における流動不安定問題の始まり

6. 1. 1 ボイラの水循環脈動の研究

第II期(1960-1970)における流動不安定問題を解説する前に、まずそれ以前の流動脈動の研究の状況を示しておこう。ボイラは人類が創り出した最初の熱機関として生れ、ドラム式ボイラに続いて開発された自然循環式水管ボイラは1850年頃から実用されて、現在に至るまで長い開発発展の歴史を持っている。この間に各分野で多くの工学的研究と技術の蓄積がなされてきたが、その中でボイラ水の自然循環の流動脈動問題（気液二相流系の流動不安定）についての研究は1950年代の中頃までは存在せず、また注目されることもなかった。

* 1993.1.21 受付

** 龍谷大学理工学部 〒520-21 大津市瀬田大江町横谷1-5 TEL(0775)43-7432 FAX(0775)43-7457

Fig.6.1 Flow oscillation in a natural circulation boiler(Taga,K.et al.[166]).

た。

ところでボイラの水循環の脈動が研究対象として初めて取り上げられて報告されたのは1956年の田賀らの論文[166]であり、これでは2.4MPa、330℃、110t/hの汽車製造会社製の発電用ボイラにおける水壁蒸発管中の流動脈動の状況が詳細に記述されている。それによると、低負荷(10t/h)の場合にはFig. 6. 1 (a)、(b)のように間欠的な流動脈動があり、同一蒸発管でも時期によっては約1分の周期の脈動とその半分の0.5分の脈動があることが示されている。また高負荷(このボイラの最大連続蒸発量の110t/h)の場合ではFig. 6. 1 (c)、(d)のように平均循環速度に比較して振幅の大きい周期約7秒の正弦波状の流動脈動が測定されている。また降水管中の流速は多数の蒸発管中の流動脈動が打ち消しあってほぼ一定であることが測定されている。この実用ボイラ蒸発管では上記のような大振幅の流動脈動が存在するにもかかわらず、管壁温度の異常な上昇は認められず安全上からは問題はなかった。このように当時までの自然循環ボイラにおいては、伝熱面の冷却のために十分の平均の循環速度がえられておれば、流動脈動の有無は安全性には無関係であったのである。したがって流動脈動あるいは流動の動的特性について特に研究を行う必要性は

感じられなかったのである。

しかし1950年代後半で大容量高性能の自然循環ボイラの開発が進められる段階になると、流動脈動の解明が必要であることが予想されるようになった。例えば1957年の石谷の著書「蒸気原動機II」[167](後に「ボイラ要論」に改訂)では、ボイラの本としては始めて自然循環の脈動問題が記述されている。それによると「自然循環ボイラ蒸発管への水の流入速度は、程度の差こそあれ必ず脈動しているものである。この原因は充分明らかではないが……」と書かれて、流動脈動の生じる原因は「気液二相流系に固有に存在するスラグ流のような流動特性および蒸発管系としての固有の特性によるものである」と定性的な解説のみが述べられている。この1950年代後半の頃ではまだ流動脈動についての解析的な研究が皆無であったのである。しかし石谷がこの本の中で流動脈動の項を特に設けていることは、この問題が将来の重要な研究課題となる

Fig.6.2 Natural circulation experimental loop(Wissler,E.H,Isbin H.S[168]).

ことを見通した結果を示唆したものである。将にその予想通りに、その発表の直後から原子力発電技術の開発に伴われて、以下に述べるように流動不安定の研究が盛んに行われるようになったのである。

ボイラの自然循環の脈動に関する最初の工学的な研究は1956年のWissler, Isbin[168]らの“二相自然循環ループにおける流動脈動”の論文である。この研究はミネソタ大学における「自然循環研究プロジェクト」によるものであって、研究費はアメリカ原子力委員会のサポートによっている。しかしこの論文の研究目的には沸騰水形原子炉のことには全く触れられていない。この実験装置はFig. 6. 2[168]のように高さ約7.4mの大規模なものであり、加熱部高さが約1.38m、下流の非加熱上昇管部（ライザー部）が約6mであって、ライザー部が非常に長いことが本装置の特色である。この実験における流動脈動はFig. 6. 3[168]のように平均循環速度に比較して脈動振幅が非常に大きい。この実験によって、ボイラに限らず一般の沸騰流路系においてはこのような大振幅の不安定流動が生じる可能性があることが示されて、流動不安定問題は沸騰流路系の計画、設計における重要な課題であることが示されたのである。なおこの論文では流動脈動の理論解析もなされているが（後記の6. 2. 2で紹介する）、これが文献に現れた最初の理論解析である。

Fig.6.3 Flow oscillation in a natural circulation loop (Wissler, E.H, Isbin, H.S. [168]).

なお筆者は1959年から後記のFig. 6. 20(a) [169]のボイラ自然循環実験装置（高さ約4.5 m、1.6MPa、100kg/h、4本の並列蒸発管）により自然循環特性の研究を始めた。この研究の最初の目的は自然循環速度に及ぼす圧力、加熱量、流路抵抗など各関係因子の影響を実験的、理論的に解析することであった。筆者はすでに自然循環速度の計算法などの研究を終了していたので、これに対する実験的な裏付けなどを意図しており、この最初の段階ではまだ流動脈動とか流動不安定問題は全く念頭になかったのである。

ところで実験を開始してみると水循環速度は条件によっては大振幅の脈動をすることがわかった。このような流動脈動を実際に観測したことによって、沸騰流路系における不安定流動問題はボイラにおけるよりはむしろ沸騰水形原子炉において深刻な問題であることを実感したのである。そのような事情で筆者は流動不安定問題を新しく研究テーマに取り入れることになったのである。つまり世界中で広く研究されるようになった沸騰流路系の流動不安定問題に関与するようになったのは、偶然に観測した流動脈動現象に対する工学的興味によったのである。一方、現実の社会では後述のように原子力発電の開発のための技術上の要望に応えるために、流動不安定問題が盛んに研究されるようになっていたのである。

以上が本二相流研究史の第Ⅰ期におけるボイラを対象とした流動脈動に関する情報の全てであった。ところでこの第Ⅰ期は一方では沸騰水形原子炉の開発の初期と一致しており、その技術上の問題から流動不安定が注目されるようになり、研究の萌芽が生じ、次の本研究史の第Ⅱ期では多くの研究が行われるようになった。すなわち流動不安定問題は原子炉の開発に伴い発展したのである。そこで次節以降では、沸騰水形原子炉の開発の歴史を流動不安定問題の側面から述べることにする。

6. 1. 2 沸騰水形原子炉の開発初期の水循環の問題

現在では沸騰水形原子炉は加圧水形原子炉と同等の立場にあると見られているが、実は最初に加圧水形原子炉が開発されて、後で沸騰水形原子炉が開発されたのである。1942年にシカゴ大学のスタジアムの地下で原子炉の臨界実験に成功してから、3年後の1945年に原子爆弾と云う武器としての原子力の悲劇的幕開けがあった。これにつづいて原子力の動力としての利用は1954年に潜水艦ノーチラス号の加圧水形原子炉としてやはり軍用として実用化された。ところで1955年に第1回の原子力平和利用国際会議が開かれた。このように“平和利用”とわざわざ名付けられたことからわかるように、原子力が軍事用を離れて民生用に用いられるようになったのは1950年代後半からである。その第一歩として加圧水形原子炉による発電所の開発がなされたのである。すなわち核燃料からの熱の取り出しは加圧水と云う液単相流によって行わせる加圧水形原子炉形式が原子力潜水艦の原子炉の技術に基づいて最初に確立されたのである。

ところで、核燃料の表面で冷却水を沸騰させることにより熱の取り出しを行うような沸騰水形原子炉の形式をとことは、沸騰による伝熱性能の著しい向上（単相流熱伝達率よりも沸騰熱伝達率ははるかに大きい）と云う利点はあるが、炉心内で気液二相流の非均質な流れの存在と沸騰現象と云う複雑で予測の困難な（当時の沸騰熱伝達の研究の状況から見て）現象の存在を考えると、この形式の採用に疑念を感じるがあったと思われる。筆者がもしその時代にこの開発に関係していたならば、気液二相流の現象の複雑さと、二相流が非均質で局所値の推定が困難であることを知っているために、却って沸騰水形原子炉の形式の採用にはためらいを感じたであろう。

核燃料体を水中に浸漬させて、水を直接的に沸騰させ、自然循環により沸騰蒸気を除去する形式の沸騰水形原子炉が提案されたのは

1949年頃である。そしてこの形式の実用性を検証するために1952年頃に行われた実験の装置はFig. 6. 4 [170]のような簡単なものである（この図は文献[170]の本の写真から筆者が模写したものである）。核燃料体を模擬するものは7枚の電気加熱のステンレス板であり、この流路で発生した蒸気は自然循環により上昇し、大気に放出される構造となっている。このような簡単な実験によって自然循環形式の沸騰水形原子炉の実用化ができると云う確認がANLでなされたと云われている。現在の一基120万kWにも及ぶ大出力の沸騰水形原子炉の出発点はこのように簡単な実験装置による研究であったことは興味深い。

なおKramerの記述[170]によると、この沸騰水形原子炉の開発の初期では原子炉科学者たちは自然対流沸騰の熱除去方式に対して次のような考えを持っていたようである。

Fig.6.4 Apparatus to prove the principle of boiling water reactor, (1952) (ANL [170]).

「ANLの炉工学の技術者たちは、蒸気速度が Stokes の法則に従うものとする、沸騰水形の形式の炉を実用化することは困難であると思っていた」。(筆者注: Stokes の法則とは単独の小気泡の上昇速度の式のことであろう)。「しかし単管で水を加熱して蒸気を発生させる単純な実験装置での実験結果によると、蒸気流速の Stokes 式での予測値が0.9m/sであるのに対して実際の測定では21 m/sであることがわかった。この実証により沸騰水形原子炉の形式が成り立つことを確認した」と書かれている。このことは誠に意外に思える。すなわち当時でもボイラ技術者、化学プラント技術者にとっては、高熱負荷でも沸騰流路系で自然循環による熱除去が可能なのは自明のことであったのであるが、一方では炉工学技術者が上記のような常識に反するような認識を持っていたのである。このことはANLにおいてすらも原子炉開発と云う新しい分野において従来の長い歴史による蓄積をもったボイラ関連技術との断絶があり、従来技術の伝承がなされていなかったことを示している。

上記のようなごく初期の実験と研究によって沸騰水形原子炉への道が開かれると、その後は急速に大規模の研究プロジェクトにより研究が始まった。すなわち1952年から Boiling Reactor Experiment (BORAX) と名付けられた一連の研究が開始された。その最初の実験装置の BORAX-I は Fig. 6. 5 [171] に示されるように高さ約4.1m、直径約1.3m、燃料板数18枚、出力密度8.4kW/l、圧力は大気圧であって、これが現在のBWRの原型となっている。この炉本体は高さ約6 m、直径3.3 mの圧力容器中に入れられ、半分は地下に埋めこまれ、地上部に制御棒駆動部が置かれた構造である。

さらに1954年に BORAX-II (燃料板数10、出力密度27kW/l、圧力2.1MPa)、1955年には Fig. 6. 6 [172] の BORAX-III (燃料板数24、出力密度27kW/l、圧力2.1MPa) が作製され、それに続いて1956年には BORAX-IV

(燃料板数6、出力密度56.5kW/l、大気圧)の実験炉が製作されるなどして、急速に研究開発がなされた。BORAX-IIIは熱出力15MW、電気出力3500kWであって、Fig. 6. 6 に

Fig. 6.5 BORAX-I (1952)[170].

Fig. 6.6 BORAX-III (1955)[170].

見られるように現在のBWRと殆ど同じ形状をしている。さらにこれらの実験炉に続いて1956年には実証炉(Experimental Boiling Water Reactor, EBWR)が建造されて、圧力4.2MPa、熱出力20,000kW、電気出力5000kWで運転されている。また同年の1956年にはより実用化を目指して原子炉の過渡状態における安全性研究のための特殊な実験炉 SPERT (Special Power Excursion Reactor Test、熱出力1000MW、大気圧) が Philip Petroleum Corporation で運転されている。

以上のように1954年から1956年にかけてA NLにおいて実験炉、実証炉により集中的にまた大規模な研究開発が行われたのであるが、実用炉への発展にはさらに中間段階の研究が必要であった。そのために原子炉メーカーによる中規模の試験炉の研究が行われて、1957年にはGE社のValleitos炉(電気出力5000kW、7 MPa)により各種の試験が行われている。これらの経験に基づいて1960年にはGE社による世界最初の商業用沸騰水形原子炉のDresden 発電所(180MW、7 MPa)の運転が開始されている。

このように1949年頃の沸騰水形原子炉形式の提案から180MWの商業炉の稼働までわずか10年間で開発がなされたのである。この期間において各種の実験炉、実証炉、試験炉が研究期間を重複させながら建設と実験が行われ、またこれらとは別に後述の循環ループ実験装置により工学的、技術的研究が行われて、原子炉の各種技術は著しく進展したのである。本論ではこれらの研究の中で循環流路中の流動不安定問題に関する研究の進展の面のみを解説することにする。

6. 1. 3 沸騰水形原子炉開発の初期における流動不安定問題の発生

沸騰水形原子炉では出力(核反応度)が増加すると蒸発量が増大して、その結果ボイド率が増大するので沸騰水の中性子減速効果がへり、核反応度すなわち出力が減少することになる。すなわちボイド率と出力の間にフィードバック作用があるので、沸騰水形原子炉形

Fig. 6.7 An example of oscillation record in BORAX-I [170].

式では自己制御性と出力の安定化作用があるのであるが、また一方ではこの相互作用によって二相流の流動特性が影響をもち、水の循環流量と出力が脈動すると云う不安定性の要因も持っている。この核的フィードバックによる出力の不安定は沸騰水形原子炉の開発初期から予想されていて、最初のBORAX-Iの実験でも不安定現象の観測が行われている。Fig. 6.7(a)[173]はこの実験において炉心から制御棒を0.4秒で引き上げた場合の出力変動の測定結果であり、約1秒の周期の脈動が持続している状況が示されている。この脈動の周期は冷却材の流路中の滞留時間と同一オーダーであることから、この種の出力の不安定現象は核的問題と流路中の水力学的問題との複合作用によるものであることが認められたのである。この現象は当時Chuggingと名付けられたが、後にはこの名称は用いられていない。

なおこのBORAX実験において不安定の発生限界が求められていて、多くの実験条件から流路出口のボイド率 α_e がある値以上であると不安定になるとの判定条件が求められている。その限界値はBORAX-I (0.1MPa)、BORAX-II (1.05MPa)、BORAX-III (10.5 MPaおよび2.15MPa)、BORAX-IV (0.1 MPaおよび0.495MPa)においてそれぞれ $\alpha_e = 0.9, 0.5, 0.48, 0.8, 0.8$ であった [174]。このように研究の初期段階では理論的解析も

進展していなかったもので、このような簡単な安定の判定基準が用いられていたのである。この問題を従来のボイラ技術における知識と対比して見ると次のようである。自然循環ボイラにおける安全上の設計基準として、1953年頃に石谷と筆者は $\alpha_c=0.7$ 程度を提案していた[24]。また後に1970年代には古寺[175]は自然循環の実験および解析によって自然循環速度の脈動発生の限界は α_c がほぼ0.7であることを示している。このように沸騰水形原子炉の研究においてもボイラの自然循環計画上の基準値と同様に α_c の値が一つの測定値とされたことは興味深いことである。

この一連のBORAXの実験において流動不安定現象が観測されて、問題の所在が明らかになったのであり、この問題をさらに深く解明するために、前記SPERT（出力逸走特別テスト）により故意に脈動を発生させる Boiling Ramp Test の研究が行われた。その一例を示すと、核反応度2.5%において反応度が毎秒0.09%の割合で29.2秒間増大された場合に、Fig. 6. 7 (b) [170] に示されるような周期約5秒の脈動が発生し、振幅が増大してゆき、48秒後にスクラムしている。このような実験から沸騰水形原子炉の実用化のためには不安定現象の解明と解決が必要であることが明らかにされていたのである。

なお、核的フィードバックが無い場合でも、循環ループにおいては熱水力学的な原因で流動不安定が生じることも明かであったので、上記のような原子炉の実験炉による研究の他に核反応によらない電気加熱などによる沸騰ループによる熱水力学的不安定の研究および気液二相流の静的特性の研究が盛んに行われるようになった。次節でそれらについて述べる。

6. 1. 4 沸騰ループによる流動特性の研究状況

沸騰水形原子炉開発の基礎的研究として、1956年頃から1958年にかけてANLでは8種類の自然循環ループが建設されて、ボイド率、圧力損失などの二相流の流動特性の研究が行

Fig. 6.8 An experimental apparatus of ANL, (1956) (based on [170]).

われている[174]。その実験装置の一例はFig. 6. 8 [170]であり、核燃料の模擬部はステンレス板の電熱発熱体で、流路は高さ1.53m、断面矩形8.7cm×1.27cm、6チャンネル、圧力1.8MPaの小形のループである。この他にも圧力が0.1～4MPaで各種の流路断面形でチャンネル数1～20の各種実験装置が作られている。この時期は本気液二相流研究史の第I期終期に対応していることからわかるように、まだボイド率あるいはスリップ比の特性などが十分に明かになっていない状況にあったので（第2報[120]参照）、これらの装置によって気液二相流の各種因子の静的特性が求められたのみであって、まだ特に流動不安定は研究対象とはされていなかった。

またANLにおける中規模の実験装置の一つはFig. 6. 9 [174]のように高さ約4mの単管ループで、2"×(1/4、1/2、1/8、3/4、1")の各種の矩形断面流路をもち、圧力は0.1～4.2MPaで実験されている。これによって自然循環状態におけるボイド率、スリップ比、圧力損失、熱伝達率およびバーンアウト熱負荷などの気液二相流の基礎的データが求めら

Fig.6.9 An experimental apparatus of ANL, (1958)(based on[174]).

(a)without restriction

(b)with restriction

Fig.6.10 Record of flow oscillation(Lottes,P. A. et al.[174]).

れている。この実験に対する1958年の報告[174]ではFig. 6.10(a)のようにある条件下では周期約1秒の流動脈動が発生すること、またその脈動は降水管中の絞り抵抗によって止まること (Fig. 6.10(b)) が示されている。しかし流動不安定についての記述はこれだけであった。このことからわかるように1958年当時においては沸騰水形原子炉で最先端にあった米国においても、まだ流動不安定の本格的な研究報告はなかったようである。

6. 2 研究史第Ⅱ期 (1960-1970) 初期における流動不安定の研究の始まりと進展

6. 2. 1 沸騰水形原子炉に関連した初期の実験的研究

本論の気液二相流研究史の第Ⅱ期 (1960-1969年) は筆者が気液二相流の全般的な研究の発展を通観し、体系化して区分したものである。ところでこの第Ⅱ期の始まりの1960年は最初の商業用沸騰水形原子力発電所の Dresden 発電所が稼働した年であり、また沸騰水形原子炉を対象とする流動不安定の研究が本格的に開始された年である。このことから実用技術は二相流の流動不安定などの工学的研究よりはるかに先行していることがわかる。

この最初の Dresden 発電所を建設したGE社は1960年にFig. 6.11[176]の自然循環ループ (加熱部長さ2.7m、内径2.22cmの鋼管中に外径1.37cmあるいは0.95cmの棒状電気発熱体を挿入したもの、圧力は実用炉と同じ7 MPa) によって圧力損失、流量の脈動および発熱体の温度変動などの不安定特性の研究[176]を行っている。この実験によって、(1)

Fig.6.11 Circulation loop in GE, (1960) (Levy,S.et al.[176]).

Fig. 6.12 Record of flow oscillation and burnout (Levy, S. [176]).

Fig. 6.13 Burnout heat flux at flow oscillation (Levy, S. et al. [176]).

脈動の発生限界はサブクールの大きいほど低乾き度、高流量側へ移ること、(2)脈動は降水管中の絞り抵抗によって抑制されること、(3)脈動周期は2～4秒であること、(4)流動脈動の振幅が増大してバーンアウトに到ること (Fig. 6.12参照) [176]、(5)バーンアウト熱負荷は脈動のない強制循環の場合の値より低下すること (Fig. 6.13[176]参照) などが明らかにされている。

このように原子炉流路系の基本計画と設計に重要な流動不安定に関する情報が発表された1960年の時期には実用の沸騰水形原子炉が稼働しているのである。すなわち実用炉の設計はこのような工学的研究を待たずに行われており、技術の進展を追って工学的研究が急速に発展して行ったことがわかるのである。

上記のように原子力開発の最先端にある米国において流動不安定の研究が、始められていたのと同じ時期に、まだ実験用の炉さえも持たないような段階にあった我が国では流動不安定の研究が行われていたのである。すなわち1960年頃から流動不安定に関する研究が葉山[177-180]、寺野ら[181,182]、大木ら

Fig. 6.14 Experimental apparatus of natural circulation by Hayama, S. (1960) [177].

[183]および筆者[169]によって一勢に発表されている。まず本節ではそれらの実験装置の概要を紹介し、次章で理論解析の手法について紹介する。これによって研究の初期におけるこの流動不安定問題の状況を明かにするとともに、先行して参考となる研究資料がない状態の下で、各研究者がそれぞれ独自の考え方と手法で研究を行っていることを示すことにする。

我が国における沸騰水形原子炉の流動安定性の最初の研究は葉山[177]によるものである。この葉山真治氏(現東京大学教授)は当時は東京大学工学部の藤井澄二教授(振動学)の研究室の大学院学生であって、同研究室に対する三井造船株式会社からの委託研究(1958年以来)の形で研究が行なわれている。その実験装置はFig. 6.14[177]に示されるように、高さ0.72m、大気圧の小規模なものである。加熱部は内径22mmのガラス管とその中の外径12mm、長さ0.32mのエレマ発熱体からなり、単管ループおよび並列2本管ループで大気圧下で実験が行なわれている。

この実験で明らかにされた流動振動は、例えばFig. 6.15[177]で示されるような入口流量、出口ボイド率および差圧変動であり、脈動周期は4.9秒であった。またボイド率の変

動測定に対しては独自に開発された電気容量形ボイド計が用いられている。この当時ではまだ市販のボイド計などはなく、全て研究室で開発しなければならないような状況であった。この流動脈動の解析については後述するが、この実験結果に対しては入口流量の変動とボイド率の変動の間の位相差について脈動の原因の論議がなされている。また、不安定領域はFig. 6.16[177]のように加熱量とサブクーリング平面上で示されていて、これが安定判別線図として最初のものである。

Fig.6.15 Records of oscillation of flow rate, pressure difference, and void fraction(Hayama,S.[177]).

Fig.6.16 Flow stability map(power input-inlet temperature)by Hayama,S., (1960)[177].

これらの研究結果の詳細は“動力用原子炉動特性の研究”[177]および“動力用原子炉自動制御の研究”[178]と題して三井造船依頼によるKAP報告として1961年に発表されている。このKAP報告No.3[177]およびNo.4[178]はそれぞれ116ページ、215ページの大部のガリ版印刷の出版物である（当時に筆者が寄贈を受けたものが手元にある）。これによって原子炉を持たない我が国でも、実験は小規模ではあったが、不安定問題の理論的解析は進んだものがあったことがわかる。

また1960年には寺野ら[181,182]によりFig. 6.17[182]に示される加熱部長さ1.3mの自然循環ループ（内径20mmのガラス管中に直径8mmの電熱棒発熱体に挿入されたもの）の流動脈動の実験および解析が行なわれている。この実験ではFig. 6.18[182]に示されるように入口流速と加熱部の3ヶ所におけ

Fig.6.17 Experimental apparatus of water circulation by Terano,H. et al. (1960)[182].

Fig. 6.18 Oscillation profiles of inlet velocity and void fraction. upper: measured, lower: analysis by analog computer (Terano, H. et al. [182]).

Fig. 6.19 Experimental apparatus of water circulation in Hitachi Ltd. (1961) (Ooki, A. [183]).

るボイド率の周期5～8秒の脈動が測定されており、入口流量と出口ボイド率が逆位相であることが示されている。なおこの電気容量形ボイド計も独自に開発されたものである。

なお、上記の研究と全く同時期の1961年には大木ら[183] (日立製作所) によってFig. 6.19[183]の高さ1.5mのループ (加熱部は円管中に4本のステンレス棒電気発熱体を挿入したもの、最大出力35kW/l) による流動不安定実験と解析が行なわれている。この実験では各種のサブクールと加熱量に対して周

期5～13秒の流動脈動が観測されていて、また低加熱量の場合には中高加熱量とは違って「ヒステリシス曲線状の非線形定常振動の水力学的不安定現象の存在が推測された」と報告されている。このようにこの時期に始めて流動振動は必ずしも1種類ではなく、後に明らかにされたように特性の異なるものがあることが認識されている。

〔自然循環の流動脈動の研究私史〕

上記のような沸騰水形原子炉を最初から対象とした流動不安定の研究が開始されていた頃に、筆者も前述のようにボイラの自然循環の流動脈動の観測から始まって流動不安定の研究を独自に行っていた。そこでその研究私史によって、当時に得られた流動脈動の知見を示そう。

筆者の実験装置はFig. 6.20(a)[169]のように蒸発管高さ4.5m、全高約6.3m、並列蒸

(a) Akagawa, K. (1960) [169].

(b) Ooki, A. et al., (1960) (c) Terano, H. et al., [183]. (Fig. 6.19) (1961) [182]. (Fig. 6.17)

Fig. 6.20 Experimental apparatus of natural circulation.

発管数4本、圧力1.5MPaのものであり、原子炉炉心部と同程度の高さであり、また圧力も国内の実験装置に比較して高いものであった。(Fig. 6.20(a))と対比して同時期の前記Fig. 6.19、Fig. 6.17の実験装置がFig. 6.20(b)(c)として同一縮尺で示されている)。このような大きな実験装置は当時の大学で研究費のない筆者には通常では到底製作できるようなものではなかったのであるが、周囲の多くの方々の協力によって次のようにして作ることができた。ボイラドラムは大阪大学石谷研究室の屋外に廃棄されていた高压ドラムを譲り受けたものであり、これを基にして並列蒸発管4本の実規模の循環回路を計画した。この装置は日立造船株式会社の好意で無償で製作していただいたのであるが、経費を節約するために初期計画の圧力3MPaから1.5MPaとし、本体とやぐらの全製作図面は卒業研究の学生(当時は大学院はまだ設置されていなかった)が会社に通って描いた状況であった。

この実験装置により1960年から1965年の間に流動脈動特性に関して圧力の影響、並列管本数の影響、降水管中の絞り抵抗の影響、および蒸発管入口絞りの影響などを体系的に研究[169,184-187]した。その頃ではまだ並列蒸発管中の流動脈動特性についての情報はなかったもので、これらの実験結果は目新しいものであった。以下にその成果の一部を示すことにする。

(1) この並列蒸発管系において自然循環速度はFig. 6.21(a)(b)(c)[184,186]に示されるように4~16秒の周期で大振幅の脈動が観測された。このような流動脈動の発生する範囲は広くて、Fig. 6.22[185]に示されるように4本並列管系で圧力1.5MPaの場合には蒸発量が50kg/h以下であって、それ以上の蒸発量では脈動は消滅する(図中の縦線は脈動振幅を示している)。循環速度の平均値は図中の破線のように蒸発量とともにわずかに増加する。

(2) 流動脈動がなく流動の安定化する限界蒸

Fig.6.21 Flow oscillation in parallel channel (2,3,and 4 tubes),(1962,1964) (Akagawa,K.[184],[186]).

Fig.6.22 Amplitude of circulation velocity oscillation,(1963) (Akagawa,K.[185]).

発量は上記のように1.5MPaでは50kg/hであるが、圧力1.0MPaでは約40kg/h、圧力0.5MPaでは25kg/hであって、圧力が高いほど不安定領域は広い。

(3) 並列蒸発管における各管の流動脈動の位相差は次のようであった。4本並列管の場合にはFig. 6.21(a)[184]のように2本づつが一对となつて逆位相の脈動をするが、また状況によっては4本の各管中の流れが90°の位

Fig. 6.23 Period of flow oscillation(effect of restriction in downcomer)
(Akagawa, K. [184]).

相差で脈動する。3本並列管系ではFig. 6. 21(b) [186]のように120°の位相差で脈動し、2本並列管系ではFig. 6. 21(c) [186]のように180°の逆位相で脈動する。

(4) 降水管中の絞り抵抗の大きいほど不安定領域が拡がり、また脈動振幅が大きくなることを明らかにした。当時では単管路の実験によって降水管あるいは蒸発管の入口絞り抵抗によって流動脈動を押えることが出来ることが知られていたもので、並列管においても降水管中の絞り抵抗によって流動の安定化がなされるとの誤解もあったのである。

(5) 流動脈動の周期はFig. 6. 23 [184]のように4～18秒であって、蒸発量の大きいほど周期は短く、また降水管中の流路抵抗の大きさには無関係である(図中のR-1, 2, 3は抵抗の値が異なる場合である)。また1本当りの蒸発量が同一の場合には周期は圧力の高いほど短く、また同一圧力では並列管本数の少ないほど短いことなどが実験により明らかにされた。

(6) 本実験における流動不安定領域では、圧力損失は流量の多いほど大きく、すなわち、圧力損失-流量特性曲線の勾配は正であった。一方、前記の葉山[179]、寺野ら[181]、大木ら[183]の流動不安定の研究では、流動脈動の原因は圧力損失-流量曲線の負勾配特性によると確認されていた。筆者の自然循環の実

験では上部ドラム中の液は飽和水であるから、当然蒸発管入口における液のサブクーリングは小さく、また圧力は0.5MPa以上であったから、圧力損失特性は正勾配領域にあることは明らかである(第5報[165]の式(5-7)およびFig. 5. 7参照)。このように筆者の実験では圧力損失特性の正勾配領域でも流動脈動が生じることがわかり、前記の葉山ら三者の圧力損失の負勾配による流動脈動とは異なった流動不安定が存在することを明らかにしたのである。

しかし上記のような筆者の実験結果は学会講演などで発表したのみで、正式の論文に仕上げないままに終わってしまった。その理由は、この実験に対して流動不安定の線形理論解析を行った所が、この実験条件の下では常に安定であるとの結果となり、実験結果の説明ができなかったからである。この間に各国での流動不安定の研究が急速に進展して、折角にえられた上記の実験結果の脈動特性も知られるようになり、実験結果だけをまとめた論文として書く時期を逸してしまったのである。このことは今も心残りの思いがしている。
[研究私史の項終り]

上述のように我が国では1960年頃から大学(東京大学、東京工業大学、神戸大学)、研究所(運輸技術研究所)、および企業(日立製作所、三井造船)などで流動不安定の研究が行なわれていたのである。ところで沸騰水形原子炉を開発し、技術の最先端にあった米国においては、当時どのような研究がなされていたかについて示そう。

1960年のBetis Atomic Power 研究所における実験装置の概要はFig. 6. 24 [188]に示すようである。加熱部高さ0.68m、流路断面矩形24×25.4mm、電気加熱、単管の自然循環ループ(強制循環も可能)である。バイパス管により加熱管上下間の差圧を一定に保つことによって、単管路ではあるが多数の並列管系の場合と同様な流動特性が模擬されている。また系の圧力は高く4.2～11.2MPaであって、米国ではこの時期に実炉と同じよう

Fig.6.24 Single channel experimental loop in Betis Atomic Power, (1960)[188].

な圧力条件で基礎的な研究が行なわれているのである。

この装置に関する Quandt の論文[188]から見ると、脈動特性そのものを研究対象とするのではなくて、バーンアウト熱負荷が流動脈動によってどのように影響されるかと言うことを主要テーマとしている。例えば Fig. 6. 25[188]は熱負荷（縦軸）と質量流量（横軸）の関係であり、流動脈動の発生点（●および破線）とバーンアウト点（⊕および実線）とが比較されていて、両者の発生点が近いことが示されている。なお脈動発生の限界点が加熱部出口のボイド率 α_e によって求められており、この値は圧力、サブクーリングの関数であり $x_e=0.32\sim0.71$ であると報告されている。また Fig. 6. 26はこの実験における圧力損失（縦軸）と質量流量（横軸）の関係であり、破線より左側が流動脈動の生じる領域である。これによると流動脈動が圧力損失の正勾配領域で発生していること、および低熱流束の場合には流動脈動の発生が直ちにバーンアウト（図中の実線はバーンアウト限界値）を生じさせるものでないことが明らかにされている。なおこの論文では後述のように脈動の発生限界に対する理論解析が述べられているが、本実験で観測された流動脈動自体に関する記述はされていない。

Fig.6.25 Incipient point of flow oscillation and burnout point(flow rate-heat flux) (Quandt,E.R.[188]).

Fig.6.26 Incipient point of flow oscillation and burnout point(flow rate-pressure loss) (Quandt,E.R.[188]).

また、1961年の Wallis と Heasley[189]による流動脈動の研究があり、その実験装置は Fig. 6. 27に示されるように高さ1.82m、作動媒体は飽和温度の低いヘプタンの単管路自然循環ループである。この装置により次のような流動脈動の存在が示されている。(1) このライザー部を持つ循環回路での脈動の周期は約10秒であって、この値は気体スラグの流動時間とほぼ等しい。(2) 加熱部と出口絞りのみからなる（ライザー部のない場合）循環回路の場合の脈動周期は1～2秒であって、この値は二相流の加熱部中の流動時間にはほぼ等しい。(3) ライザー部のある循環回路で、

Fig.6.27 Experimental apparatus of natural circulation oscillation, (1961) (Wallis, G.B. et al.[189]).

出口絞りのある場合には、周期が約2分の特異な形態の流動脈動を生じる。すなわちライザー出口絞りによって上部水平流路中の水は逆流できないので、垂直流路中のライザー部の水が逆流して加熱部で蒸発し、ライザー中は蒸気のみになる。それに続いて降水管から水が加熱部に流入して、上の過程が繰り返されて、周期の長い2分程度の流動脈動が生じるのである。以上のように流路条件によって流動脈動の形態が著しく変わることが明らかにされているが、脈動波形などの定量的な実験結果については示されていない。ただし後述(次報)のように各種の流路条件に対する流動不安定の発生条件の理論解析が全く新しく研究されている。

本節で紹介した流動不安定の各研究(文献[176~189])で見られるように、1960年代初期では形状、寸法および圧力などの異なる各種の実験ループによって流動脈動の発生条件と脈動の様相が多様であることがわかってきた。そしてこの段階では各研究者がまだ必ずしも流動不安定の多様性を認識していなかったように思える。そしてその後の研究の急速な拡がりや発展によって、1971年には Bouré、Bergles および Tong[190]により多

種類の流動不安定の分類表が提出され、この優れた分析によって流動不安定問題が見事に体系化されている(これについては後述する)。

なお次報においては上記の実験に関連して、流動不安定に関する理論的解析法の発展について述べることにする。

参考文献

- [165] 赤川浩爾：気液二相流研究史と関連技術、(第5報)、混相流、Vol.5, No.2, 79-101 (1991)。
- [166] 田賀喜一、大園俊朗：缶水循環の測定とその一考察、K S K 技報、Vol.5, No.1, 10-19 (1956)。
- [167] 石谷清幹：蒸気原動機II、熱機関体系9巻、山海堂、(後に“ボイラ要論”として改訂)、(1957)。
- [168] Wissler, E. H., Isbin, H. S. and Amundsen, N. R.: Oscillatory Behavior of a Two-Phase Natural-Circulation Loop. AICH E. J. Vol. 2, No. 2, 157-162 (1956)。
- [169] 赤川浩爾、武藤万秋ほか3名：ボイラ水循環の実験、(第2報、循環の脈動)、機械学会関西支部第36期定時総会講演会前刷、87-89 (1961)。
- [170] Kramer, A. W.: Boiling Water Reactors, Anderson-Wisley Pub. Corp. INC. 1958。
- [171] 文献[170]のp. 47
- [172] 文献[170]のp. 83による
- [173] 文献[170]のp. 57による
- [174] Lottes, P. A., Marchaterre, J. F., Viskanta, R., ほか3名：Experimental Studies of Natural Circulation Boiling and Their Application to Boiling Reactor Performance, 2nd. U. N. Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Vol. 7, 784-800 (1958)。
- [175] 古寺雅晴：自然循環沸騰二相流の不安定流動(第1報)、機械学会二相流ダイナミクスに関する研究分科会(2P-SC26)成果報告書、45~48(1977)。
- [176] Levy, S. and Beckjord, E. S., Hydraulic Instability in a Natural Circulation Loop with Net Steam Generation at 1000 Psia, ASME Paper 60-HT-27(1960)。(この図は原論文に基づいて筆者が作成したものである。)
- [177] 葉山真治：動力用原子炉の動特性の研究(コア・カイネティクス、水力学的不安定、静電容量型ボイド計、2チャネル実験装置) KAP, No. 3 (1960~1961)。
- [178] 葉山真治：動力用原子炉自動制御の研究(BWRの安定性と制御方式の研究)、KAP. No. 4 (1961-1962)。
- [179] 葉山真治：沸騰チャネル内の水力学的不安定(第1報、単一沸騰チャネル系)、機械学会論文集、28巻、195号、1607-1614 (1962)。

- [180] 葉山真治：並列沸騰チャンネル系の水力学的不安定（第一報）、機械学会東京秋期講演大会前刷集、No.75,45-48(1962).
- [181] 寺野寿郎、真弓昌三、村山雄二郎、奥村幸輝：沸騰水型原子炉の水力学的不安定、自動制御研究会プリント、(1961.4.18).
- [182] 寺野寿郎、黒須顯二、村山雄二郎、奥村幸輝：沸騰水型原子炉の水力学的不安定、機械学会論文集（第2部）、28巻、195号、1597-1606(1962).
- [183] 大木新彦、杉野栄美、桜間直樹：沸騰水形原子炉の自然循環ループにおける水力学的不安定性、機械学会誌、64巻、508号、736-745(1961).
- [184] 赤川浩爾、魚住昌宏、上田英夫、梶井培秀：並列蒸発管系の循環脈動に関する実験的研究、機械学会関西支部第37期定時総会前刷集、147~148(1962).
- [185] 赤川浩爾、坂口忠司、松居基夫、森本好郎、二宮佳夫：並列蒸発管系の循環脈動に関する実験的研究（統報）、機械学会関西支部第38期総会講演会前刷集、113-115(1963).
- [186] 赤川浩爾、坂口忠司、山下宣詔、前田新一、二宮佳夫：並列蒸発管系の循環脈動に関する実験的研究（蒸発管本数の影響）、機械学会全国大会関西支部第39期定時総会講演前刷集、113~114(1964).
- [187] 赤川浩爾、坂口忠司、野村稔郎、二宮佳夫、光川章三、上川忠夫：並列蒸発管系の循環脈動に関する実験的研究（降水管内抵抗の影響）、機械学会関西支部第40期定時総会学生卒研発表会前刷集、113~114(1965).
- [188] Quandt, E.R.: Analysis and Measurement of Flow Oscillation, 4th Int. Heat Transfer Conf. (1960).
- [189] Wallis, G.B. and Heasley, J.H.: Oscillation in Two-Phase Flow Systems, ASME paper No.60-WA-209(1960).
- [190] Bouré, J.A., Bergles, A.E. and Tong, L.S.: Review of Two-Phase Flow Instability, Nuclear Engineering and Design 25, 165-192(1973), (最初の報告はASME paper 71-HT-42(1971)になされている).