

氏 名	塩 津 正 博 しお っ まき ひろ
学位の種類	工 学 博 士
学位記番号	論 工 博 第 1054 号
学位授与の日付	昭 和 53 年 3 月 23 日
学位授与の要件	学 位 規 則 第 5 条 第 2 項 該 当
学位論文題目	<b>Heat Transfer Problems in Nuclear Reactor Safety</b> (原子炉安全性に関する熱伝達諸問題)

論文調査委員 (主査) 教授 桜井 彰 教授 岐美 格 教授 西原 宏

### 論 文 内 容 の 要 旨

本論文は、軽水冷却熱中性子炉およびナトリウム冷却高速中性子炉において、反応度事故、1次冷却系配管破断事故など原子炉重大事故の際に想定される炉内熱伝達問題に関連した定常および非定常沸騰の基礎研究を、水および高温液体ナトリウムに対して行った結果をまとめたものであって、緒論および6章からなっている。

第1章では、冷却水中の発熱体に対して、時間と共に指数関数状に上昇する発熱率を与え、種々の冷却水サブクール度における初期気泡発生過熱度および熱流束を求め、発熱率の指数関数周期との関係を明らかにしている。又、すでに独立に提案されているキャビティ・モデルと過熱液層モデルの結合モデルが、この実験結果を良く説明出来る事を示すと共に、この結合モデルを表す式の中の定数を実験結果から定め、過熱液層モデルで仮定している値と異なる事を指摘している。

第2章では、高圧下における冷却水中の発熱体に指数関数状に上昇する発熱率を与えた場合の過渡沸騰熱伝達係数を求め、同じ熱流束に対応する定常値と比較し両者の差異を定量的に検討している。非沸騰状態から出発する場合の過渡沸騰熱伝達係数が対応する定常値より低い値を示す原因は、沸騰核の活性化の遅れに基づく事を指摘し、又、十分に沸騰核の活性化が完了している定常核沸騰状態から出発する場合の過渡沸騰熱伝達係数は、定常値と一致する事を明らかにしている。次に、発熱率上昇周期と、過渡 DNB (Departure from Nucleate Boiling) 熱流束および極大熱流束との関係を各々の系圧力に対して明らかにし、周期が短くなると定常値より高い値となる事を示し、かつ、この原因をよく説明する事が出来る機構を示している。

第3章では、初期条件として、高圧下の冷却水中の発熱体を核沸騰状態におき、次に系圧力を大気圧迄、指数関数状に急減した場合の過渡沸騰熱伝達および過渡 DNB 熱流束と圧力減少周期との関係を、次の3種類の初期条件について明らかにしている。即ち、初期水温が 373K 以下で、減圧過程で冷却水がバルク沸騰を起さない場合、初期水温が初期圧力のもとで飽和温度にあり、系圧力の急減直後に冷却

水中でバルク沸騰が起る場合、初期水温がサブクール度をもつが 373K 以上であり、減圧過程の途中で冷却水がバルク沸騰を起す場合である。何れの初期条件においても、減圧周期が数ミリ秒に及んでも、減圧過程で過渡 DNB 熱流束に至る迄の過渡沸騰熱伝達係数は、対応する圧力における定常値と殆ど一致して推移する事を明らかにしている。又、各々の初期条件に対し、種々減圧周期を変えて過渡 DNB 熱流束と対応する圧力における定常値との比較を示した。さらに、両者に差異がある原因について説明を与えている。

第 4 章では、冷却水中の発熱体を加熱する電流を、高速アナログ電子計算機に依って発熱体温度を設定値に保つように制御する実験方式を開発して、非沸騰、核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰の全領域にわたって沸騰曲線を求めている。この結果、非沸騰から核沸騰へ遷移する領域と、極大熱流束近傍にヒステリシスが存在する事を明らかにしている。

第 5 章では、高温液体ナトリウムにおけるプール沸騰に関する研究結果について述べている。即ち、水平円筒形発熱体に依る自然対流熱伝達は、Kutateladze に依る一般式から求められる値と実験結果が殆ど一致する事を明らかにしている。次に、系圧力の低いナトリウム沸騰実験の結果から、発熱体中心軸上の液頭に基づく圧力の増加を考慮して、沸騰熱伝達係数と圧力の関係を与える実験式を示している。次に、低い系圧力のもとで液温を系圧力の飽和温度に保つと、容器深さ方向の液温分布は殆ど一定で、水平円筒形発熱体の中心軸上の液頭に依る圧力増加に起因するサブクール度が無視出来ない程大きい値になり、液頭が高くなると極大熱流束が大きくなる事を明らかにしている。さらに、種々の液頭に対する極大熱流束から、液頭が零、即ち、サブクール度が零に対応する極大熱流束の値を外挿して求めて、冷却水が飽和温度の条件で蒸発に起因するとして理論的に求められた Kutateladze に依る極大熱流束の表示式から求めた値との差を、種々の圧力に対して求め実験式を与えている。この差は、極大熱流束における対流および伝導に起因する部分の熱流束に相当し、非液体金属において無視出来るこの項が、液体金属では蒸発に起因する項より著しく大きい値をもつ事を明らかにしている。

第 6 章では、前章と同様な考え方を、低い系圧力の水に対して適用したもので、低圧力における極大熱流束に対する液頭の影響は、ナトリウムの場合と同様であり、種々の液頭の実験結果から液頭の影響を除去した極大熱流束の値を外挿し、Kutateladze の表示式から求めた値と比較して、ごく低い圧力で両者に僅かな差異がある事を明らかにしている。

## 論文審査の結果の要旨

原子炉重大事故に伴う炉内熱伝達問題の解明は、原子炉安全性の評価にとって極めて重要である。本論文は、軽水冷却熱中性子炉およびナトリウム冷却高速中性子炉において、重大事故時に想定される炉内熱伝達問題に関連した、水および高温液体ナトリウムにおける定常および非定常沸騰現象を明らかにする事を目的とした実験的研究をとりまとめたもので、主な成果を要約すると次の通りである。

(1) 過渡的発熱率増大に伴う初期気泡発生過熱度および熱流束を表示するモデルとして、すでに独立に提案されているキャビテイ・モデルと過熱液層モデルの結合モデルを提案し、実験結果を良く説明出来る事を明らかにした。

(2) 指数関数状に上昇する発熱率に伴う過渡沸騰現象は、発熱体表面における沸騰核の活性化の遅れが重要な因子となる事を明らかにした。又、発熱率上昇周期が短くなる程、過渡 DNB 熱流束および極大熱流束は、定常値を越えて増大する事を明らかにし、上昇周期との関係を与える実験式を示した。

(3) 高圧下で冷却水中の発熱体が定常核沸騰にある状態から、系圧力を急減した場合の過渡的な沸騰熱伝達係数の推移および過渡 DNB 熱流束について、指数関数状減圧周期との関係を明らかにした。

即ち、前者は減圧周期が数ミリ秒においても、全ての冷却水初期温度条件に対して、過渡 DNB 熱流束に至る迄は対応する圧力における定常値と殆ど一致して推移する事を示した。又、後者については、減圧過程で冷却水がバルク沸騰を起さない場合と、起す場合の冷却水初期温度について、過渡 DNB 熱流束と対応する圧力における定常値とを比較し、減圧周期との関係を定量的に示した。

(4) 冷却水中の発熱体温度を計算機制御する実験方式を開発し、電流加熱に依り安定に遷移沸騰を実現した。又、非沸騰から沸騰へ遷移する領域と、極大熱流束近傍にヒステリシスが存在する事を明らかにした。

(5) 高温液体ナトリウムにおけるプール沸騰に関して、次の事柄を明らかにした。即ち、水平円筒形発熱体に依る自然対流熱伝達は、Kutateladze に依る一般式から求められる値と実験結果が殆ど一致する事を示した。系圧力の低いナトリウム沸騰実験の結果から、発熱体中心軸上の液頭に基づく圧力増加を考慮して、沸騰熱伝達係数と圧力との関係を与える実験式を示した。又、液温を系圧力の飽和温度とし、種々の液位を異にした場合の極大熱流束を求め、発熱体中心軸上の液位に起因するサブクール度の影響を除去し、サブクール度が零に相当する極大熱流束の値を外挿して定めた。次に、この外挿値から、飽和液温において理論的に求められる蒸発のみに起因する極大熱流束の値を差し引く事に依り、極大熱流束における対流および伝導に起因する部分の熱流束と圧力との関係を実験式で示した。飽和液温において非液体金属で無視している対流および伝導に起因する部分の熱流束は、液体金属においては蒸発に起因する部分の熱流束より著しく大きい事を定量的に示した。

以上要するに、本論文は原子炉重大事故時に想定される炉内熱伝達問題に関連する定常および非定常沸騰現象について検討し、原子炉安全性評価のための新しい基礎資料を提供したもので、学術上、工業上寄与するところが少なくない。

よって、本論文は工学博士の学位論文として価値あるものと認める。