

学位論文題名

高温ガス炉における核分裂生成物挙動と設計への
応用に関する研究

学位論文内容の要旨

非電力分野への原子力利用等を目指し、高温ガス炉の研究開発が進められており、日本原子力研究所では、現在、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉(H T T R : High Temperature Engineering Test Reactor)の建設を行っている。本論文は、高温ガス炉における核分裂生成物の挙動、具体的には燃料からの放出挙動、1次冷却系への沈着挙動および事故時の離脱挙動に関して行った成果およびその成果をH T T Rの燃料設計および安全設計へ応用した結果について述べたものである。

本論文は5章から構成されており、各章の概要は以下の通りである。

第1章では、高温ガス炉の特徴、H T T Rの概要および関連する既往の研究をレビューし、本研究の目的と範囲について述べた。高温ガス炉では、燃料として被覆燃料粒子を用いるという特徴を有するため、これまでの被覆管を用いる原子炉燃料とは核分裂生成物放出挙動が大きく異なる。また、冷却材として高温のヘリウムガスを使用しているため、通常運転状態における1次冷却系内における核分裂生成物の挙動や安全設計における事故シナリオ、環境への核分裂生成物移行挙動等も従来の原子炉におけるものとは大きく異なる。そのため、原子炉の設計に当たっては、これらの挙動を評価する方法を新たに開発するとともに、その妥当性を確認する必要がある。具体的には、核分裂生成物挙動に関し、以下に示す課題を解決するために本研究を行った。

- ①高温ガス炉の設計、建設は、日本では初めての経験であり、評価モデルを確立する必要がある。
- ②燃料からの核分裂生成物放出挙動については、燃料核の組成や被覆層の製造方法等が異なるため、海外の既往のデータを直接設計に使用することができない。
- ③950℃の高温のヘリウムガスを炉外に取り出すのは、H T T Rが世界で初めてであり、1次冷却系における核分裂生成物挙動については、海外のデータを直接適用できない。
- ④離脱挙動に関しては、海外の高温ガス炉では事故として大口径破断事故を想定していないが、H T T Rでは想定している。そのため、新たに評価モデルを開発する必要がある。

第2章では、被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出モデルの妥当性を検討した結果について述べた。原子炉設計の観点からは、希ガス、ヨウ素および一部の金属状核分裂生成物の挙動予測が重要である。本研究では、スィープガスキャプセル照射試験および日本原子力研究所大洗ガスループ-1(O G L - 1)を用いて行われたO G L - 1燃料体照射試験

における核分裂生成物放出率を解析し、実験データとの比較を行った。その結果、希ガスおよびヨウ素の放出率の計算値は、空間的な温度分布および時間的な温度変化を有する第5次OGL-1燃料体照射試験における測定値と良い一致を示した。 ^{133}Xe および ^{131}I については計算値は測定値よりも約1桁大きかったが、これは低温部における拡散の効果をモデル上過大評価していることによることを明らかにした。また、金属状核分裂生成物である ^{137}Cs と ^{140}Ag の放出率の計算値は、全体としてキャプセル照射試験の測定値よりも大きな値となったが比較的良い一致を示した。本検討結果から、ここで用いた高温ガス炉燃料からの核分裂生成物放出モデルおよびデータベースは、金属状核分裂生成物の放出率を適切に評価できることがわかった。さらに、第5次OGL-1燃料体照射試験結果との比較から、金属状核分裂生成物の燃料棒における保持効果も適切に評価していることがわかった。全体として、本研究で得た燃料からの核分裂生成物放出率評価手法は、実炉体系への適用性があるという結論が得られた。本モデルを用いてHTTRの安全評価等において核分裂生成物線源計算を実施した。

第3章では、高温ガス炉の1次冷却系内における核分裂生成物の沈着および離脱挙動に関する研究について述べた。核分裂生成物の沈着挙動については、解析コードPLAINを作成し、いくつかの沈着ループ試験データを用いて検証を行った。その結果、PLAINコードは、適切な余裕を考慮することにより、ダストの少ない高温ガス炉の1次冷却系の核分裂生成物沈着分布評価に十分用いることができることを明らかにした。さらに、このコードに基づき、高温ガス炉の1次系における核分裂生成物沈着挙動を推定し、核分裂生成物は蒸気発生器等の冷却器伝熱管に主に沈着すること、表面の核分裂生成物沈着密度が大きくなると下流側に移行しやすくなるため、設計上注意が必要であることを明らかにした。また、事故条件下における沈着核分裂生成物挙動に関し、高温ガス炉の減圧事故状態を模擬した実験を行い、これに基づき事故時の離脱割合評価モデルの検討を行った。これらの実験から、以下のことが明らかとなった。

- ①同一条件下では、ヨウ素の離脱割合の方がセシウムの離脱割合よりも大きい。これは、セシウムが金属表面の酸化物皮膜内に侵入しやすいのに対し、ヨウ素は表面にのみ存在するという沈着特性の差に起因するものと考えられる。
- ②試料表面および酸化物皮膜は、減圧事故条件下においても大量には剥離しない。
- ③黒鉛ダストは酸化物皮膜よりも離脱しやすく、黒鉛ダストが1次冷却系内に存在する場合は大口徑破断事故時において主要なソースタームとなりうる。その離脱挙動は、剪断力比と関連はあるものの、単純なモデルでは記述できない。

第4章では、HTTRの燃料および安全性に関する設計研究を行った結果を述べた。得られた成果は次の通りである。

- ①被覆燃料粒子の破損モデルに基づき、HTTR用燃料の許容設計限度を定め、通常運転時における被覆燃料粒子の健全性を確認した。
- ②燃料から環境までの核分裂生成物の移行経路をモデル化し、通常運転時における被曝評価を行い、安全性を確認した。
- ③安全設計を行い、設計の妥当性を確認した。事故時の核分裂生成物線源の評価に当たっては、循環核分裂生成物、沈着核分裂生成物の離脱、炉心内核分裂生成物の時間依存放

出をモデル化した。さらに、仮想事故時における時間依存のソースタームの考え方を導入して被曝評価を行い、立地の妥当性を確認した。

本研究の成果は、H T T R の設計、製作および安全審査に直接用いられたが、被覆燃料粒子を用いる高温ガス炉に一般的に適用できるものであると結論することができる。

第 5 章は結論であり、本論文の各章において得られた結果を総括して述べている。

学位論文審査の要旨

主 査 教 授 大 橋 弘 士
副 査 教 授 石 川 迪 夫
副 査 教 授 成 田 正 邦

学位論文題名

高温ガス炉における核分裂生成物挙動と設計への 応用に関する研究

電力以外の分野への原子力利用をめざし、各国で高温ガス炉の研究開発が進められている。日本原子力研究所でも、現在、わが国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（H T T R : High Temperature Engineering Test Reactor）の建設を行っている。高温ガス炉では、燃料として被覆粒子燃料を用いるので、これまでの被覆管を用いる原子炉燃料とは核分裂生成物放出挙動が大きく異なる。また、冷却材として高温のヘリウムを使用しているため、通常運転状態における1次冷却系内における核分裂生成物の挙動や安全設計における事故シーケンス、環境への核分裂生成物移行挙動が従来の原子炉におけるものとは大きく異なる。そのため、原子炉の設計に当たっては、これらの挙動を評価する方法を新たに開発するとともにその妥当性を確認する必要がある。

本論文は、高温ガス炉における核分裂生成物の挙動、すなわち燃料からの放出挙動、通常運転時の1次冷却系への沈着挙動および事故時の離脱挙動に関して行った研究の成果とこれをH T T Rの燃料設計および安全設計へ応用して得た成果について述べたものである。主要な成果は次の点に要約される。

1) 被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出モデルの妥当性を検討した。すなわち、スイープガスキャプセル照射試験および日本原子力研究所大洗ガスルーブ-1を用いて行った燃料体照射試験における核分裂生成物放出率を解析し、実験データと比較した。希ガスおよびヨウ素の放出率の計算値は、空間的な温度分布および時間的な温度変化を有する燃料体照射試験における測定値とよい一致を示した。 ^{133}Xe および ^{131}I については計算値は測定値よりも約1桁大きかったが、これは、モデルが低温部における拡散の効果を過大評価していることによることを明らかにした。また、 ^{137}Cs と $^{110\text{m}}\text{Ag}$ の放出率の計算値は、全体としてキャプセル照射試験の測定値よりも大きな値となったが、比較的よい一致を示した。

2) 高温ガス炉の1次冷却系内における核分裂生成物の沈着挙動については、解析コードPLAINを作成し、沈着ルーブ試験データを用いて検証を行った。その結果、PLAINコードは、適切な余裕を考慮することにより、ダストの少ない高温ガス炉の1次冷却系の核分裂生成物沈着分布評価に十分適用できることを明らかにした。さらに、このコー

ドに基づき高温ガス炉の1次系における核分裂生成物沈着挙動を推定し、核分裂生成物が蒸気発生器等の冷却器伝熱管に主に沈着すること、表面の核分裂生成物沈着密度が大きくなると下流側に移行しやすくなるため設計上注意が必要であることを明らかにした。

3) 事故条件下における核分裂生成物の離脱挙動に関し、高温ガス炉の減圧事故状態を模擬した実験を行い、これに基づき事故時の離脱割合評価モデルを検討した。同一条件下では、ヨウ素の方がセシウムよりも離脱割合が大きいことを見出した。また、試料表面および酸化物皮膜は、減圧事故条件下においても大量には剥離しないことおよびまた黒鉛ダストは酸化物皮膜よりも離脱しやすく、黒鉛ダストが1次冷却系内に存在する場合は大口径破断事故時において主要なソースタームとなりうることを見出した。

4) 以上の成果をHTTRの燃料および安全性の設計に適用した。すなわち、被覆燃料粒子の破損モデルに基づき、HTTR用燃料の設計限度を定め、通常運転時における被覆燃料粒子の健全性を確認した。燃料から環境までの核分裂生成物の移行経路をモデル化し、通常運転時における被曝評価を行い、安全性を確認した。また、事故時の核分裂生成物線源の評価に当たっては、核分裂生成物の循環、沈着核分裂生成物の離脱、炉心内核分裂生成物の時間依存放出をモデル化した。さらに、仮想事故時における時間依存のソースタームの考え方を導入して、被曝評価を行い、立地の妥当性を確認した。

これを要するに、著者は、高温ガス炉における核分裂生成物の挙動を、燃料からの放出挙動、1次冷却系への沈着挙動と事故時の離脱挙動に分けて系統的に検討し、評価コードによるモデリングを行い、その妥当性を検討したものであり、原子力安全工学の進歩に貢献するところ大なるものがある。

よって著者は、北海道大学博士(工学)の学位を授与される資格あるものと認める。