

蒸気インジェクタを用いた 革新的簡素化超安全軽水炉に関する研究

学位論文内容の要旨

発展途上国における今後の経済成長により、世界全体のエネルギーの総消費量は今後大幅に拡大すると予想されている。地球規模でのエネルギー消費の増大に伴い、二酸化炭素 (CO_2) 排出量も大幅に増加すると予想されており、 CO_2 排出抑制・削減は全世界で取り組むべき最重要課題となっている。発電における CO_2 排出削減策としては、太陽光発電や風力発電等のいわゆる新エネルギーの導入が有効な手段と考えられがちであるが、これら自然エネルギーはエネルギー密度が低いため供給安定性や経済性の面で多くの課題を抱えている。一方で、原子力発電も発電の過程で CO_2 を全く排出しない。発電所の建設や燃料輸送等を含めたライフサイクル全体で見た場合でも、原子力の CO_2 排出量は、天然ガスの約 1/22、石油の約 1/32 程度であり CO_2 排出量を大幅削減することが可能である。しかし、近年は建設コストの増大や新鋭火力の発電コスト低減化などにより、建設、発電、使用済核燃料処理等、総合的なコスト面で原子力発電の魅力が失われつつある。従って、機器・設備の大幅簡素化と物量削減によるコスト低減、及び、安全性のさらなる向上を目指した技術開発を行い、我が国の原子力発電プラントの信頼性と国際的な価格競争力を向上させることが求められている。

そこで、本研究は、革新的な系統の簡素化によるコストダウンと、安全性の更なる向上を図ることを目的とし、静止型噴流ポンプの一種である蒸気インジェクタ (Steam Injector : SI) を原子力発電プラントへ適用する革新的簡素化超安全軽水炉のシステム研究を実施した。革新的簡素化原子力発電プラントの概念検討から始め、SI 駆動静的炉心注水システムについての実験と解析による成立性検討、および SI 特性解析による実機大 SI 性能評価、さらに SI 簡素化給水加熱システムの縮尺 SI 試験による性能評価と耐久性評価を実施した。

本論文は全 5 章で構成されており、各章の概要は以下の通りである。

第 1 章「緒論」では、SI を用いた革新的簡素化超安全軽水炉に関する研究の背景、研究目的、従来の研究の概要と本研究の位置付けと研究方針について述べた。

第 2 章「革新的簡素化原子力発電プラントの技術開発」では、従来の SI の性能と適用範囲を超えて高性能化し、広範囲な運転領域に適用でき、かつ過去に例のない多段・並列運転を可能とした「高性能 SI」技術を、原子力発電プラントへ適用し、設備の大幅な簡素化・物量削減を図ると共に、事故時の炉心冠水維持によりシビアアクシデントに至らない固有の高い安全性を目指した”高性能 SI による革新的簡素化原子力発電プラント”の概念検討を行った。革新的簡素化原子力発電プラントは、SI 簡素化給水加熱システム (SI-FWH)、SI 駆動静的炉心注水システム (SI-PCIS)、SI 駆動静的格納容器冷却システム (SI-PCCS) で構成される。

第3章「蒸気インジェクタ駆動静的炉心注水システム (SI-PCIS)」では、広範囲な運転領域に適用可能な SI を原子力発電プラントの炉心注水系へ適用する SI-PCIS について、炉心注水可視化デモ試験、試験の検証解析、SI-PCIS を適応したプラントの LOCA 解析および実機大 SI の性能特性解析を行った。炉心注水可視化デモ試験から、炉内で発生する蒸気で駆動する SI により、電源を必要とせずに、炉内への注水が可能であることを確認した。TRAC コードを使用した炉心注水可視化デモ試験体系の解析結果は、SI 注水による容器内水位の上昇および、容器内圧力の降下について縮尺モデル試験をよく再現した。また、液相への注水と気相への注水の 2 ケースの解析を行い、水位上昇率は同程度であるが、圧力降下率は気相へ注水する場合の方が液相へ注水する場合より大きくなることが分かった。RETRAN コードを使用した SI-PCIS を適応したプラントの小 LOCA 時のプラント応答解析の結果、GDCS で注水するために小 LOCA の場合であっても破断面積を大 LOCA 相当に拡大する静的安全系としての矛盾を、DPV を削除して SI 炉心注水系を適用することにより解消できることを示した。さらに実機大 SI の性能特性解析評価を行い、SI 吐出圧を最大にする蒸気ノズルスロット断面積と混合ノズルスロット径の最適値を確認した。

第4章「蒸気インジェクタ簡素化給水加熱システム (SI-FWH)」では、広範囲な運転領域に適用可能な SI を原子力発電プラントの給水加熱系へ適用する SI-FWH について、SI 本体の性能向上を目指した伝熱流動解析、SI 内部の蒸気速度分布および水噴流表面速度分布を計測する PIV 可視化計測試験、実プラントへの適用可能性を評価するうえで重要な耐久性評価試験を行った。汎用の流動解析コード STAR-CD を使用した多段 SI の伝熱流動解析の結果、多段 SI トータルの現行 ABWR の給水加熱性能をしのぐことが解析的に示された。SI の定常作動条件における内部流動状況の可視化測定から、作動状態における SI 内部の液柱や液滴の状態を明らかにした。また、SI 起動時の過渡変動挙動を、毎秒 3 万コマの高速度カメラで 1 秒間にわたって可視化計測し、起動開始から準定常状態に至る液柱の挙動やその時系列変動情報を定量的な速度情報で明らかにした。最後に、簡素化給水加熱システム用 SI の耐久性試験により、SI の耐久性を定量評価し、常用系設備である給水加熱器への適用にあたり、耐久性と性能における十分な信頼性を有することが確認できた。

第5章では、本研究で得られた成果を総括している。

以上の研究により、蒸気インジェクタを用いた革新的簡素化超安全軽水炉の概念を構築するとともに、重力落下式炉心冷却系 (GDCS) で注水するために爆発弁型減圧弁 (DPV) を開放して小 LOCA (冷却材喪失事故) の場合であっても破断面積を大 LOCA 相当へ拡大するという安全系としての矛盾を抱えている ESBWR の弱点を回避する SI 炉心注水系のシステム成立性を検証した。この成果は、今後の次世代軽水炉開発における安全性の更なる向上および経済性の向上に貢献するものである。

学位論文審査の要旨

主 査 教 授 奈良林 直
副 査 教 授 島 津 洋一郎
副 査 教 授 杉 山 憲一郎
副 査 教 授 武 田 靖

学 位 論 文 題 名

蒸気インジェクタを用いた 革新的簡素化超安全軽水炉に関する研究

原子力発電も発電の過程で CO_2 を全く排出しない。発電所の建設や燃料輸送等を含めたライフサイクル全体で見た場合でも、原子力の CO_2 排出量は、天然ガスの約 1/22、石油の約 1/32 程度であり CO_2 排出量を大幅削減することが可能である。機器・設備の大幅簡素化と物量削減によるコスト低減、及び、安全性のさらなる向上を目指した技術開発を行い、我が国の原子力発電プラントの信頼性と国際的な価格競争力を向上させることが求められている。

そこで、本研究は、革新的な系統の簡素化による信頼性と安全性の更なる向上と経済性向上を図ることを目的とし、静止型噴流ポンプの一種である蒸気インジェクタ (Steam Injector : SI) を原子力発電プラントへ適用する革新的簡素化超安全軽水炉のシステム研究を実施した。各章の概要は以下の通りである。

第 1 章「緒論」では、SI を用いた革新的簡素化超安全軽水炉に関する研究の背景、研究目的、従来の研究の概要と本研究の位置付けと研究方針について述べた。

第 2 章「革新的簡素化原子力発電プラントの技術開発」では、従来の SI の性能と適用範囲を超えて高性能化し、広範囲な運転領域に適用でき、かつ過去に例のない多段・並列運転を可能とした「高性能 SI」技術を、原子力発電プラントへ適用し、設備の大幅な簡素化・物量削減を図ると共に、事故時の炉心冠水維持によりシビアアクシデントに至らない固有の高い安全性を目指した「高性能 SI による革新的簡素化原子力発電プラント」の概念検討を行った。革新的簡素化原子力発電プラントは、SI 簡素化給水加熱システム (SI-FWH)、SI 駆動静的炉心注水システム (SI-PCIS)、SI 駆動静的格納容器冷却システム (SI-PCCS) 等で構成される。

第 3 章「蒸気インジェクタ駆動静的炉心注水システム (SI-PCIS)」では、広範囲な運転領域に適用可能な SI を原子力発電プラントの炉心注水系へ適用する SI-PCIS について、炉心注水可視化デモ試験、試験の検証解析、SI-PCIS を適応したプラントの LOCA 解析および実機大 SI の性能特性解析を行った。炉心注水可視化デモ試験から、炉内で発生する蒸気で駆動する SI により、電源を必要とせずに、炉内への注水が可能であることを確認した。TRAC コードを使用した炉心注水可視化デモ試験体系の解析結果は、SI 注水による容器内水位の上昇および、容器内圧力の降下につい

て縮尺モデル試験をよく再現した。また、液相への注水と気相への注水の2ケースの解析を行い、水位上昇率は同程度であるが、圧力降下率は気相へ注水する場合の方が液相へ注水する場合より大きくなることが分かった。RETRANコードを使用したSI-PCISを適応したプラントの小LOCA時のプラント応答解析の結果、GDCSで注水するために小LOCAの場合であっても破断面積を大LOCA相当に拡大する静的安全系としての矛盾を、DPVを削除してSI炉心注水系を適用することにより解消できることを示した。さらに実機大SIの性能特性解析評価を行い、SI吐出圧を最大にする蒸気ノズルスロート断面積と混合ノズルスロート径の最適値を確認した。

第4章「蒸気インジェクタ簡素化給水加熱システム(SI-FWH)」では、広範囲な運転領域に適用可能なSIを原子力発電プラントの給水加熱系へ適用するSI-FWHについて、SI本体の性能向上を目指した伝熱流動解析、SI内部の蒸気速度分布および水噴流表面速度分布を計測するPIV可視化計測試験、実プラントへの適用可能性を評価するうえで重要な耐久性評価試験を行った。汎用の流動解析コードSTAR-CDを使用した多段SIの伝熱流動解析の結果、多段SIトータルの現行ABWRの給水加熱性能をしのぐことが解析的に示された。SIの定常作動条件における内部流動状況の可視化測定から、作動状態におけるSI内部の液柱や液滴の状態を明らかにした。また、SI起動時の過渡変動挙動を、毎秒3万コマの高速度カメラで1秒間にわたって可視化計測し、起動開始から準定常状態に至る液柱の挙動やその時系列変動情報を定量的な速度情報で明らかにした。最後に、簡素化給水加熱システム用SIの耐久性試験により、SIの耐久性を定量評価し、常用系設備である給水加熱器への適用にあたり、耐久性と性能における十分な信頼性を有することが確認できた。

第5章では、本研究で得られた成果を総括している。

以上の研究により、蒸気インジェクタを用いた革新的簡素化超安全軽水炉の概念を構築するとともに、重力落下式炉心冷却系(GDCS)で注水するために爆発弁型減圧弁(DPV)を開放して小LOCA(冷却材喪失事故)の場合であっても破断面積を大LOCA相当へ拡大するという安全系としての矛盾を抱えている革新的簡素化沸騰水型原子炉(ESBWR)の弱点を回避するSI炉心注水系のシステム成立性を検証した。これらの新知見は、原子力工学の発展に貢献するところ大なるものがあり、優れた学位論文である。依って、著者は北海道大学(工学)の学位を授与される資格あるものと認める。