

平成 30 年 6 月 20 日現在

機関番号：82110

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2015～2017

課題番号：15K06676

研究課題名(和文) 受動的安全性を持つ原子炉压力容器の冷却設備

研究課題名(英文) A novel reactor cavity cooling system (RCCS) with passive safety features

研究代表者

高松 邦吉 (Takamatsu, Kuniyoshi)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター・研究
副主幹

研究者番号：70414547

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,800,000円

研究成果の概要(和文)：動的機器および非常用電源等を必要とせず、受動的安全性を持つ新しい原子炉压力容器(RPV)の冷却設備(RCCS)を提案する。このRCCSは連続した2つの閉空間(RPV周囲にある压力容器室、大気と熱交換を行う冷却室)から構成される。また輻射及び自然対流を用いてRPVからの放出熱を効率的に除去するために、今までに無い新しい形状を採用している。さらに作動流体及び最終ヒートシンクとして空気を用いることで、全交流電源喪失(SBO)を含めた原子力事故時に崩壊熱を除去する際、両者を失う可能性が大幅に低減される。本RCCSは定格運転時の放出熱及び炉停止後の崩壊熱を、常に安定的に受動的に除去できることがわかった。

研究成果の概要(英文)：A new reactor cavity cooling system (RCCS) with passive safety features without a requirement for electricity and mechanical drive is proposed. The RCCS consists of two continuous closed regions: an ex-reactor pressure vessel (ex-RPV) region and a cooling region with a heat-transfer surface to ambient air. The RCCS uses a novel shape to efficiently remove the heat released from the RPV through thermal radiation and natural convection. Employing air as a working fluid and ambient air as an ultimate heat sink, the novel RCCS design strongly reduces the possibility of losing the heat sink for decay-heat-removal during nuclear accidents including a station blackout(SBO). The RCCS could stably and passively remove the heat released from the RPV at the rated operation and the decay heat after reactor shutdown.

研究分野：原子力工学

キーワード：格納容器 冷却設備 受動的安全性 輻射 自然対流 熱伝導 崩壊熱 高温ガス炉

1. 研究開始当初の背景

平成 23 年 3 月 11 日に発生した福島第一原子力発電所の事故後、深層防護の観点から炉心損傷の防止対策が重要となった。

平成 26 年 4 月に閣議決定された国のエネルギー基本計画に高温ガス炉の研究開発を推進することが明記された。

日本原子力研究開発機構にある高温ガス炉 (HTTR) では、ポンプ等による水の強制循環により原子炉圧力容器 (RPV) を冷却しており、電力の供給が遮断されるとポンプ等が駆動できず、除熱能力が著しく減少する可能性がある (但し、燃料破損は生じない)。そのため、将来型高温ガス炉の設計では、空気其自然循環により RPV を冷却する方法が検討されている。

2. 研究の目的

本研究では、動的機器及び非常用電源等を必要とせず、福島第一原子力発電所の事故のようにヒートシンクを喪失することなく、事故時の崩壊熱を受動的に除去できる新しい冷却設備を提案する。

自然対流 (循環) よりも、できるだけ輻射を用いた除熱を目指し、想定できる事故以上の異常事象が生じても対処できるよう、動作条件が広く除熱性能に優れた、極めて信頼性の高い新たな冷却設備を考案する。

本冷却設備の概念の成立性を解析的及び実験的に示し、RPV から放出される熱を除去可能であることを明らかにする。

なお、火星 (惑星)、月 (衛星) では輻射による除熱や放射冷却しか使用できない。

3. 研究の方法

熱放射を考慮した乱流自然対流モデルを用いて、冷却設備の熱流動現象を解析的に詳細に評価する。具体的には、HTTR の通常運転時の RPV からの放出熱 (熱損失) は 300 (kW) から 600 (kW)、熱流束に換算すると 1.2 から 2.5 (kW/m²) であるが、さらに安全裕度を含めて 200 (kW) を追加した 800 (kW)、熱流束にすると 3 (kW/m²) の除熱を試みた。

詳細解析で求められた形状を参考に、実機の冷却設備を縮小したスケールモデル (伝熱試験装置) を設計及び製作する。

4. 研究成果

大気 (空気) と熱交換できる面の数を冷却室の内面、上面、外面と 2 つ以上になるよう設計した。この方法により、大気と熱交換をする面を加工したり、フィン等を追加できるので、さらに熱交換面積を増加できる (図 1)。

ドーナツ (トーラス) 形状を採用することで耐震性を持つ強い構造となった (図 1)。

大気 (空気) の温度が 40 () の場合でも、HTTR の通常運転時に RPV から放出される 300 (kW) から 600 (kW)、熱流束に換算すると 1.2 から 2.5 (kW/m²) を、受動的に除熱できることを解析的に明らかにした (図 1)。

HTTR で要求される RPV からの除熱量を上回る 800 (kW)、熱流束にすると 3 (kW/m²) を、受動的に除熱できることを解析的に明らかにした。これにより、実用高温ガス炉で要求される除熱量を達成することができた (図 1)。

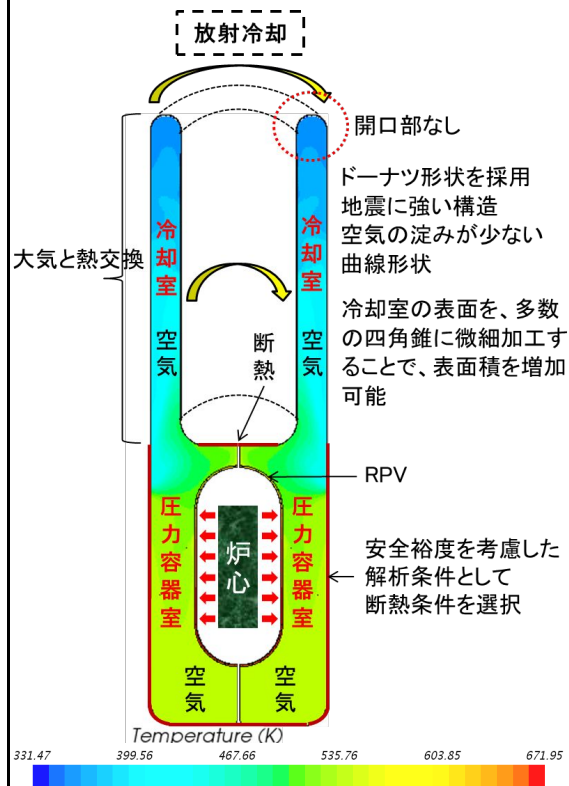


図 1 受動的安全性を持つ原子炉圧力容器の冷却設備の温度分布

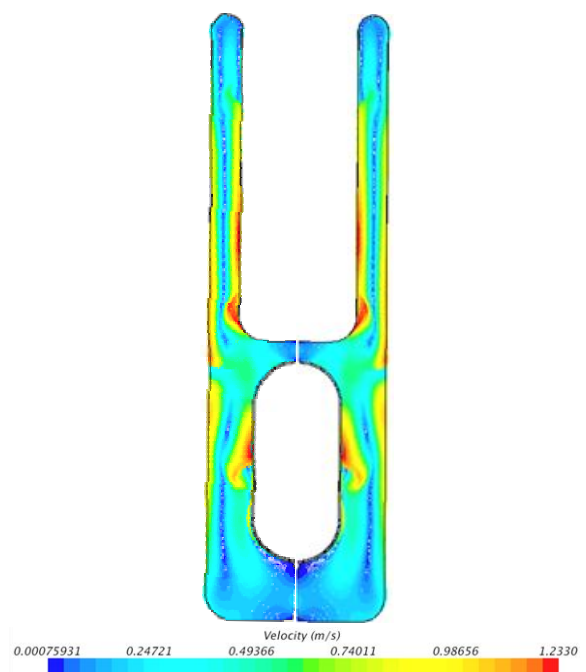


図 2 受動的安全性を持つ原子炉圧力容器の冷却設備の速度分布

RPV も含めた構造物及び冷却設備の温度は、最高使用温度 713.15(K)を超えないことを明らかにした(図1)。なお、事故時のRPVの制限温度は823.15(K)である。以上により、本冷却設備の有用性を解析的に実証することができた。

また、本冷却設備内の空気の大速度は、約1.2(m/s)で至軽風であった。ダクト(煙突)等による煙突(チムニー)効果を用いて自然対流を促進させる必要もないことがわかった(図2)。

次に、詳細解析で求められた形状を参考に、実機の冷却設備を縮小した伝熱試験装置(スケールモデル)を設計、製作した。製作した伝熱試験装置内にある模擬RPVへ熱を加えることで、伝熱試験装置の熱流動特性を測定し、輻射による除熱効果を定量的に明らかにした。

ここで、実機に対する伝熱試験装置の縮小率を x^1 で表す。例えば、3分の1の大きさの場合は $x=3$ となる。すると、実機の輻射及び自然対流を同時に再現するために必要な、伝熱試験装置の冷媒の加圧量は $x^{1.5}$ であることを明らかにした。

さらに、先に製作した伝熱試験装置の知見と経験を元に、より大規模な伝熱試験装置を新たに製作した(図3)。2つの伝熱試験装置を用いることで、輻射及び自然対流を含めた熱流動特性に関する定量的なデータを詳細に得ることができた。また、輻射率を変更するパラメータサーベイ実験を行った結果、実用高温ガス炉で求められるRPVからの除熱量を達成するために必要な知見が得られた。以上により、本冷却設備の有用性を実験的にも実証することができた。

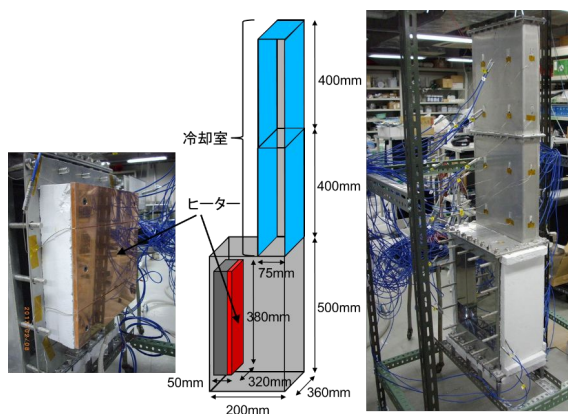


図3 伝熱試験装置(スケールモデル)

このように、数値解析と縮小版の伝熱試験装置による実験の両面から研究を進めることで、通常運転時だけでなく事故時においても、本冷却設備は十分に熱を除去できることを明らかにした。

特に事故時において、本冷却設備が持つ冷却能力の範囲まで崩壊熱が減少した際、それ以降は非常用電源等が必要なくなり、長期間(無限時間)に渡って受動的な除熱が可能と

なる。福島第一原子力発電所のように冷却を継続する必要はない。

炉心溶融物(溶融核燃料、燃料デブリ)の取り出し含めた数十兆円も掛かる廃炉費用は必要ない。

水や空気等の強制対流(循環)及び自然対流(循環)を用いず、放射冷却によってRPVを冷却する新しい冷却設備を提案できた。できるだけ輻射を用いた信頼性の高い冷却設備を開発できた。

人間の判断を必要とせず、運転員なし(事故時対応マニュアルなし)でも安全性が担保できる可能性がある。

本研究で提案した冷却設備は、全く新しい形状を採用しているため、受動的安全性の研究分野に対し、新たな知見を提供するものとなる。

<引用文献>

Shinzo Saito, Toshiyuki Tanaka, Yukio Sudo, et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994

片西昌司、國富一彦、辻延昌、前川勇、高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の受動的冷却設備の設計、日本原子力学会和文論文誌、Vol.3、No.3、2004、pp. 257 - 267
<https://doi.org/10.3327/taesj2002.3.257>

5. 主な発表論文等

[雑誌論文](計2件)

Kuniyoshi Takamatsu, Tatsuya Matsumoto, Koji Morita, New reactor cavity cooling system (RCCS) with passive safety features: A Comparative methodology between a real RCCS and a scaled-down heat-removal test facility, Annals of Nuclear Energy, 査読有り, Vol. 96, 2016, pp. 137 - 147
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.05.012>

Kuniyoshi Takamatsu, Tatsuya Matsumoto, Koji Morita, New reactor cavity cooling system with a novel shape and passive safety features, Proceedings of 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016) (国際会議)(CD-ROM), 査読有り, 2016, pp. 1250 - 1257

[学会発表](計8件)

細見成祐、山口修平、明石知泰、松元達也、劉維、守田幸路、高松邦吉、高温ガス炉における受動的冷却設備の伝熱特性に関する検討、日本原子力学会 2018年

山口修平、佐藤紀恭、松元達也、守田幸路、高松邦吉、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備のスケールモデルによる伝熱特性に関する実験的検討、九州大学 エネルギーウィーク 2017、2017

山口修平、佐藤紀恭、松元達也、守田幸路、高松邦吉、受動的安全性を有する原子炉压力容器冷却設備の伝熱特性に関する研究：スケールモデルによる実験的検討、日本原子力学会 九州支部 第35回研究発表講演会、2016

佐藤紀恭、山口修平、松元達也、守田幸路、高松邦吉、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備(2) スケールモデルによる伝熱特性に関する実験的検討、日本原子力学会 2016年秋の大会、2016

高松邦吉、松元達也、守田幸路、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備(1) 実機のRCCSと比較するために等倍縮小した除熱試験装置の実験条件、日本原子力学会 2016年秋の大会、2016

Kuniyoshi Takamatsu, Tatsuya Matsumoto, Koji Morita, New reactor cavity cooling system with a novel shape and passive safety features, 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016) (国際会議), 2016

高松邦吉、松元達也、守田幸路、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備 - 実機のRCCSと等倍縮小した除熱試験装置の比較方法 -、日本原子力学会 2016年春の年会、2016

高松邦吉、松元達也、守田幸路、受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備、日本原子力学会 2015年秋の大会、2015

6. 研究組織

(1) 研究代表者

高松 邦吉 (TAKAMATSU Kuniyoshi)
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター・研究副主幹
研究者番号：70414547

(2) 研究分担者

守田 幸路 (MORITA Koji)
九州大学・工学研究院・教授
研究者番号：40311849

松元 達也 (MATSUMOTO Tatsuya)
九州大学・工学研究院・助教