

課題名	軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発			
参画機関	早稲田大学、東京大学、九州大学、日本原子力研究開発機構、東北大学、テプコシステムズ、産業技術総合研究所			
事業規模	期間	平成22～25年度	総額	586百万円

【研究代表者】 岡 芳明（早稲田大学教授）現在は原子力委員会

【研究概要】

水は圧力を超臨界圧（221気圧以上）にすると高温にしても沸騰現象が無くなります。超臨界圧では水蒸気を水と分離する必要がなく、冷却水の全量を発電に用いることができるのでプラント系統が単純コンパクト化し、沸点の制約もないので高温化による発電効率の向上が可能です。火力発電ではこの方式が長年用いられています。我々は、この超臨界圧水を冷却に用いる原子炉の概念（スーパー高速炉、スーパー軽水炉）を国際的に提案しました。第4世代原子炉システム（次世代原子炉システム）に選ばれ、現在国際的な研究開発が行われています。



本研究開発では、炉心設計と安全解析により、炉内構造を軽水炉並みに簡素化した軽水冷却スーパー高速炉の単一流動パス炉心の概念を開発し、その特性を明らかにしました。さらに超臨界水冷却に適した燃料スペーサー形状を開発し、実験により高温伝熱流動特性と超臨界水冷却時の燃料集合体のクロスフロー特性を世界で初めて明らかにしました。さらに材料・冷却材相互作用について質量移行試験と高温腐食特性試験を行い、材料面での成立性を見通せる基盤データを得ました。高速炉では減速材が不要なため高出力密度となり、超臨界圧水を冷却に用いた高速炉システムはその能力を最大限に発揮させることができます。研究開発成果を英文書にまとめ SPRINGER 社より出版しました。これは超臨界水冷却炉の2冊目の英文書です。

【その後の取組】熱中性子炉のスーパー軽水炉も水減速棒もふくめて上昇流冷却の単一流動パス炉心が可能なことを示しました。これで超臨界水冷却炉の概念はほぼ完成し、熱流動と材料の基盤データも得られたので実用化開発の不確実性が大きく低減しました。増殖炉心の検討を行い、燃料棒を密に束ねた集合体をブランケットに用いることで、先進国のエネルギー需要の伸びに匹敵する高増殖が軽水冷却でも可能です。本研究は軽水炉の人材育成に役立ちます。

一口知識：「第4世代原子炉システム」とは？ 米国エネルギー省が2030年ごろに実現可能な次世代原子炉を世界から募集し、02年に6種類の炉が採択されました。超臨界圧水炉はその1つです。この炉は海外でも関心が高く、カナダや中国も研究開発中です。欧州では燃料照射試験装置の設計と解析が中国も参加して行われ、次期計画としてチェコの炉内ループでの燃料照射試験が検討されています。

【成果】

研究開発の背景・意義

- ◆ 原子力発電は資本費・建設費の低減が課題(軽水炉の建設費はガスタービン複合火力の数倍)
- ◆ 超臨界水冷却炉の特徴:貫流直接サイクルで原子炉システムの簡素化・コンパクト化および高い発電効率(再循環や蒸気発生器不要、沸点の制約なし)→資本費の大幅低減可能
- ◆ 貫流型炉では炉心流量が軽水炉の1/10で、圧力損失やポンプ動力の増加が設計上の制約にはならず高速炉心との適合性が高い
- ◆ 成熟した超臨界圧火力発電と軽水炉技術が基盤にあり、ボイラの発展法則にもしたがう
- ◆ 高速炉は減速材が不要→出力密度が高く、軽水炉に資本費で優る高速炉の可能性がある:スーパー高速炉>スーパー軽水炉>軽水炉



超臨界圧軽水冷却高速炉(スーパー高速炉)の研究開発

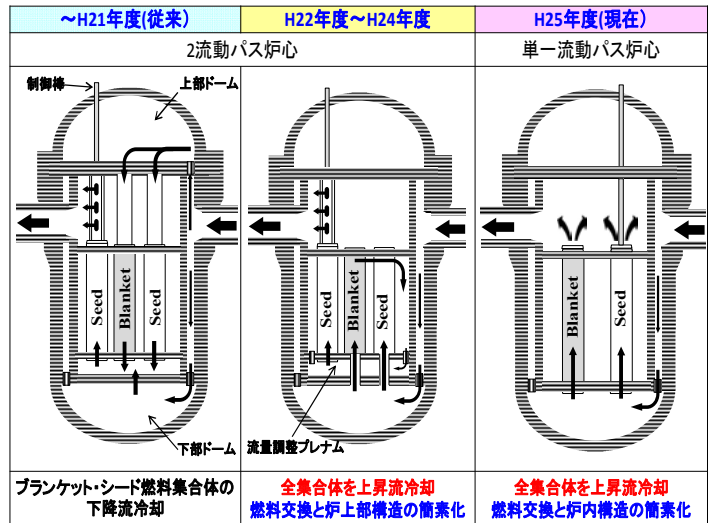


図1 スーパー高速炉の炉内流動方式

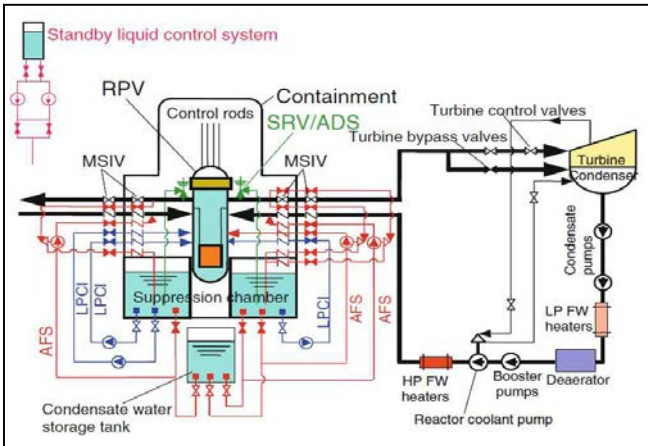


図2 スーパー高速炉プラント系統と安全系

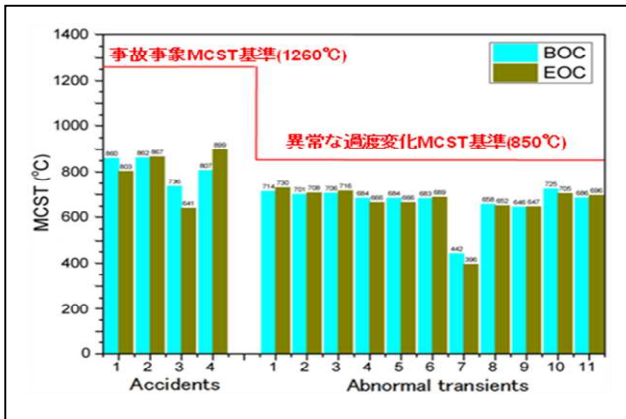


図3 安全解析結果 (MCST: 最高被覆管温度)

スーパー高速炉と既存プラントとの特徴比較

	スーパー高速炉 単一流動バス炉心	改良沸騰水型 軽水炉	加圧水型軽水炉 (設計より)
プラント冷却系統	貫流サイクル	再循環 直接サイクル	間接サイクル
電気出力 [MWe]	1006	1,356	890
熱効率 [%]	44	34.5	33.4
圧力 [MPa]	25	7.2	15.4
出力密度 [W/cm ³]	136	50.6	約100
冷却水炉心入口/ 出口温度 [°C]	280/501	216/287	284/321
冷却水流量 [t/s]	1.21	14.5	12.7
電気出力当りの冷却水 流量 [kg/s/MWe]	1.19	10.7	14.3

安全解析事象

- 事故事象**
- 1 原子炉冷却材流量の全喪失
 - 2 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - 3 高温待機状態からの制御棒飛び出し
 - 4 出力運転中の制御棒飛び出し
- 異常な過渡変化**
- 1 給水加熱喪失
 - 2 補助給水系の誤起動
 - 3 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - 4 外部電源喪失
 - 5 タービン負荷喪失(タービンバイパス作動)
 - 6 タービン負荷喪失(タービンバイパス不動作)
 - 7 高温停止状態からの制御棒の異常な引き抜き
 - 8 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - 9 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
 - 10 圧力制御系の故障
 - 11 主蒸気隔離弁の誤閉止

表的な特許、論文、受賞

- 1) Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors: Y. Oka et al., ISBN978-1-431-55025-2, Springer (2014).
- 2) Q. Liu, Y. Oka "Single pass core design of a Super Fast Reactor", Annals of Nuclear Energy, 80 (2015) 451-459
- 3) Sutanto and Yoshiaki Oka, "Accidents and abnormal transients analysis of a Super Fast Reactor with single flow pass core", Nuclear Engineering and Design, Vol. 273, p. 165-174 (2014)