

軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発

(受託者) 学校法人 早稲田大学

(研究代表者) 岡芳明 大学院先進理工学研究科 (共同原子力専攻)

(再委託先) 国立大学法人東京大学、国立大学法人九州大学、国立大学法人東北大学

独立行政法人日本原子力研究開発機構、独立行政法人産業技術総合研究所、

株式会社テプコシステムズ

(研究開発期間) 平成22年度～24年度

1. 研究開発の背景とねらい

地球温暖化防止やエネルギー安定供給に貢献するために原子力の技術革新を進める必要がある。超臨界圧水を冷却材に用いる軽水冷却スーパー高速炉（以下、スーパー高速炉という。）は気水分離の必要がなく体積当たりの冷却水エンタルピーも大きいので、単純でコンパクト化および高い熱効率という特徴がある。この貫流型プラントは水冷却の高速炉心と相性がよく、減速材が不要で出力密度が高い高速炉の利点を最大限に発揮できる。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。

本事業では、火力発電で経験豊富な超臨界圧水冷却を用い、熱中性子炉より高出力密度である高速炉の利点を生かして、安全性と経済性に優れた大型スーパー高速炉の概念と特性を炉心設計と安全解析で明らかにする。開発上の重要課題である炉物理、伝熱流動、材料・冷却材相互作用の試験を行い基盤となるデータベースを構築する。

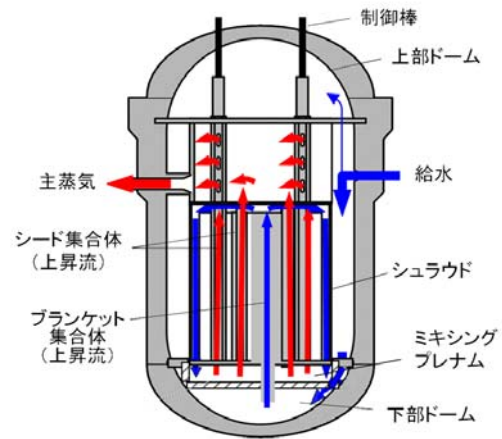


図1 スーパー高速炉の概略構造と新炉内流動方式

2. 研究開発成果

2.1 サブテーマ1：プラント概念の構築

電気出力100万キロワットクラスの大型スーパー高速炉（図1）のプラント概念とその特性を明らかにすることを目標に、これまでの研究開発の成果[1]を踏まえつつ行い、大型炉心の設計と安全解析などを実施する。

(1) 大型炉設計（炉心設計）

炉心設計は3次元核熱結合計算で行う。表1に大型炉心の第1次設計結果を示す。

炉内流動解析では、燃料集合体への流量配分に影響をおよぼすミキシングプレナムを解析対象に選定し、市販の汎用流体解析ソフトを用いて3次元乱流解析を行った。計算の結果、ミキシングプレナム周辺領域に比べ中央領域での上昇流が多くなる傾向が認められ、燃料集合体入口オフィスの抵抗に分布を持たせる必要性が示唆された。

表1 大型炉心の仕様（第1次設計）

項目	仕様
熱出力/電気出力 [MW]	2325/1000
炉心実効高さ/炉心等価直径 [m]	3.6/1.86
燃料棒外径 [mm]	5.5
燃料棒ピッチ/外径比 (P/D)	1.19
シード燃料集合体集合数	162
ブランケット燃料集合体数	73
平均出力密度 [MW/m ³]	237.69
炉心冷却水流量 [kg/s]	1199.7
冷却材入口/出口温度 [°C]	280.0/500.8
核分裂性プルトニウム平均富化度 [%]	25.75
被覆管表面最高温度(BOEC/EOEC) [°C]	636.0/638.6
平均線出力密度(BOEC/EOEC) [kW/m]	1st pass: 15.3/14.1 2nd pass: 15.5/14.7
最大線出力密度(BOEC/EOEC) [kW/m]	1st pass: 29.4/23.3 2nd pass: 26.9/23.9
平均/最大取出燃焼度 [MWd/kgHM]	55.81/64.68
冷却水ボイド反応度(BOEC/EOEC) [%dk/k]	-1.86%/-0.84%

燃料棒周りの熱流動解析では、被覆管表面温度を低減させることを目的にスペーサ形状に関して試計算を実施した。グリッドスペーサを設置するとスペーサ後流部で熱伝達率が向上し、スペーサが無い場合に比べ燃料被覆管温度が低減することが確認できた(図2)。燃料集合体設計では各要素の構造を検討し、燃料棒、スペーサ、上部タイプレートおよび下部タイプレートの構造を具体化した。

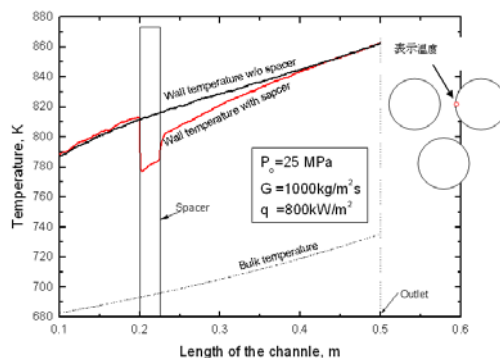
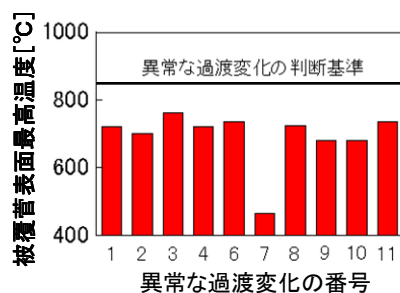


図2 被覆管表面温度の解析例

(2) 大型炉設計 (安全解析)

本事業ではスーパー高速炉により適した炉内流動方式を明らかにすることが主要な目的の一つである。既存のスーパー高速炉用の安全解析コードを改修し、シード燃料集合体内およびブランケット燃料集合体の冷却材を全て上昇流とする新炉内流動方式に適用可能にした。改修したコードを用いて新炉内流動方式での異常な過渡変化(図3)と事故事象を予備解析すると共に、炉内流動方式と出力密度の関係について検討した。



解析事象

番号	異常な過渡事象
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	負荷喪失 (タービンバイパス弁作動)
6	負荷喪失 (タービンバイパス弁不作動)
7	制御棒の異常引き抜き (起動時)
8	制御棒の異常引き抜き (運転時)
9	原子炉冷却材流量制御系の誤動作
10	原子炉圧力制御系の故障
11	主蒸気隔離弁の誤閉止

図3 異常な過渡変化の予備解析例

(3) 原子炉特性考察

炉心設計に関するモデル化の検証、評価法の妥当性について既往の炉心燃料設計における経験をもとに考察した。また、グリッドスペーサ形状を含む燃料集合体設計について、構造としての基本的な成立性、予想される核熱的特性について考察し、炉心設計との整合性を検討した。

(4) 炉物理基盤実験データ整備

高速炉臨界実験装置において実施する実験に関して、炉心サーベイ計算を実施し、臨界性及び冷却材ボイド反応度の観点から、測定が有望な実験候補炉心を選定した。具体的には、炉心中央部の5x5のドロワ領域に試験領域を設けた炉心を検討した。その試験領域にブランケット燃料ドロワを13体程度設置して、ブランケット燃料の構成、配置等を工夫して効果的な測定が可能である見通しを得た。

2.2 サブテーマ2：炉心伝熱流動に関する研究開発

燃料被覆管の健全性評価に重要なサブチャンネル間の乱流混合とクロスフローおよび高エンタルピー領域の伝熱に焦点を置いて基礎データを構築する。

(1) 模擬流体伝熱流動試験

模擬流体を用いて超臨界圧におけるサブチャンネルの伝熱流動試験を実施する。得られる基礎データは、汎用CFDコードの乱流モデルの検証に、さらに伝熱流動解析の検証データとしても活用される。

平成22年度は、模擬流体を用いたサブチャンネルの流量配分試験に使用する4本バンドル試験体(図4)および単純化したサブチャンネル試験体を設計した。

(2) 超臨界水伝熱流動試験

超臨界圧水を用いた鉛直円管内伝熱流動試験を実施する。得られる高エンタルピー領域の基礎データは燃料棒健全性評価に活用される。

平成 22 年度は、単管流動試験装置を製作し、超臨界水の非加熱単管流路上昇流における圧力損失データを取得するために流動試験を実施した。試験で得られた摩擦損失は板谷の式による予測と良い一致を示していることを確認した (図 5)。

(3) 伝熱流動解析

前公募事業[1]で、定格運転条件の範囲で実験結果を高い精度で予測できる熱設計手法を開発した。しかしながら、定格運転条件の範囲を超えて熱出力が増大するような場合には、未だ十分な予測精度が実現していない。これは密度変化の大きい超臨界流体伝熱流動特性評価において重要となる燃料集合体内のクロスフロー挙動の定量評価手法が確立していないことが原因である。そこで、超臨界圧流体解析用に開発した ACE-3D コードで熱出力条件や流量配分が変化した場合の伝熱流動特性について評価解析を実施する。

平成 22 年度は、燃料集合体の一部を模擬した体系に対するパラメータ解析を行い、クロスフロー挙動の定量評価解析に必要な体系の諸元、解像度等を明らかにし、解析体系を構築した。

また、構築した解析体系において、燃料棒の出力をパラメータとした熱流動解析を実施し、クロスフロー量への出力の影響を評価した。

2.3 サブテーマ 3 : 材料・冷却材相互作用に関する研究開発

構造材や燃料被覆管外表面の酸化は、酸化皮膜成長による (1) 熱伝達率の低下、(2) 流路断面積の減少、(3) 皮膜剥離可能性の増大の観点から重要な検討課題である。また、放射化した酸化物皮膜が剥離すると系統全体に及ぶ問題となり得るため、皮膜成長速度の定量的予測が重要である。質量移行試験、高温水蒸気酸化試験および構成金属材料酸化被膜の溶出・析出挙動把握を実施し、上記の課題を解明する。

(1) 質量移行試験

スーパー高速炉の冷却材は炉心入口 280℃から燃料チャネル出口最高温度約 550℃までダイナミックに変化する。本試験では、この温度範囲をカバーできる質量移行用実験ループを作成して、単一材料の円筒チューブそのものを試験片として長時間稼働し、内部に蓄積する腐食生成物の生成量の厚さ分布、元素分布、酸化膜種類を測定する質量移行実験を実施する。質量移行用実験ループの概要を図 6 に示す。

平成 22 年度は次年度の質量移行実験装置作製に先立ちオートクレーブの昇温部分を試作した。試作オートクレーブを用いて予備試験を行い、流量 1 L/hr のもとで温度を 250℃から 550℃まで

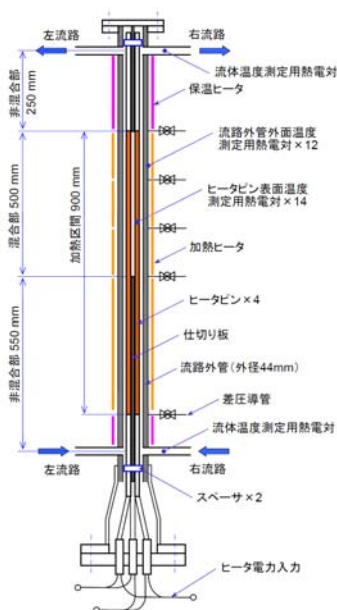


図 4 4本バンドル試験体

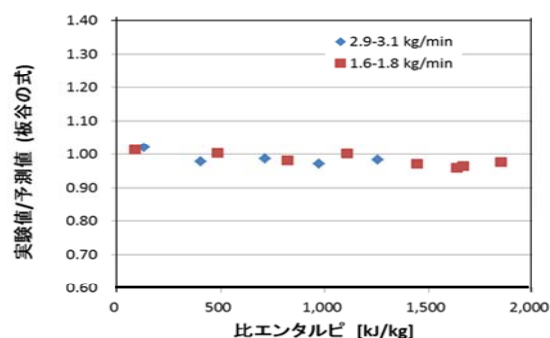


図 5 圧力損失の実験値と予測値の比較

連続的に昇温でき、安定して稼働できる事を確認した。

(2) 高温水蒸気酸化試験

常圧過熱水蒸気酸化試験装置を用いて、燃料被覆管あるいは炉内構造物の候補材料について高温水蒸気酸化挙動を評価した。

候補材料として選定した SUS316L、SUS310S、15Cr-20Ni 改良オーステナイト鋼、Ti 添加型 15Cr-20Ni 改良オーステナイト鋼、Zr 添加型 15Cr-20Ni 改良オーステナイト鋼の 5 鋼種について高温水蒸気酸化試験により酸化挙動を評価し、酸化速度に及ぼす合金種、冷間加工、酸素分圧の影響を調査した結果 (図 7)、①最も酸化 (重量増) が顕著な鋼種は SUS316L であり、ついで 3 種の 1520 鋼 (基準材、Ti 添加型および Zr 添加型)、SUS310S の順であったこと、②冷間加工が酸化を抑制すること、③鋼種によって酸化速度への酸素分圧の影響の程度が異なること、がわかった。酸化動力学評価において評価すべきパラメータとして、5 つの合金種、冷間加工、溶存酸素濃度がいずれも重要であることが判明し、試験パラメータとして抽出した。

(3) 溶出・析出挙動把握

スーパー高速炉では冷却材の密度が大きく変化し、湿食から水蒸気腐食まで環境が連続的に変化する。そこで、構造金属材料表面に酸化皮膜が形成されていることを前提に、その溶出・析出傾向に関する情報を把握するため、超臨界圧下で常温から高温に至るまでの広範な密度条件において、基本となる金属酸化物である酸化第 2 鉄 (Fe_2O_3)、酸化第 2 クロム (Cr_2O_3)、酸化ニッケル (NiO) などの純水中への溶解度の推算システムを開発し、必要な溶解度データを構築した。

3. 今後の展開

初年度として所期の目標を達成し、2 年目の計画を実施中である。電気出力 100 万キロワットクラスの大型炉心の 1 次設計をもとに安全解析と設計改良を実施する。設計と安全裕度向上にとって重要で未解明の燃料棒チャネル間のクロスフロー挙動と腐食生成物の溶解、移行挙動メカニズムや炉物理特性の基盤データを構築する。

4. 参考文献

- [1] Y. Oka *et al.*: “Research and Development of Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors in JAPAN”, *Proc. of The 5th Int. Sym. SCWR (ISSCWR-5)* K002, Vancouver, British Columbia, Canada, (March, 2011).

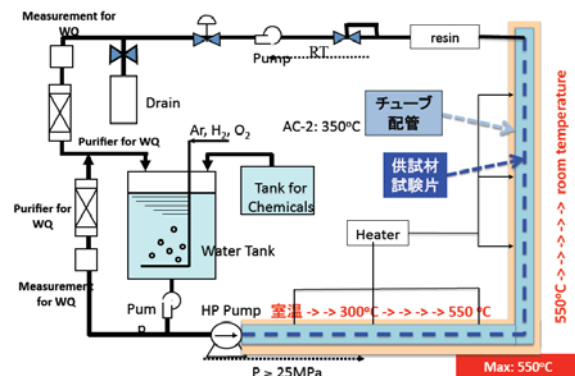


図 6 質量移行用実験ループ装置 (完成予定図)

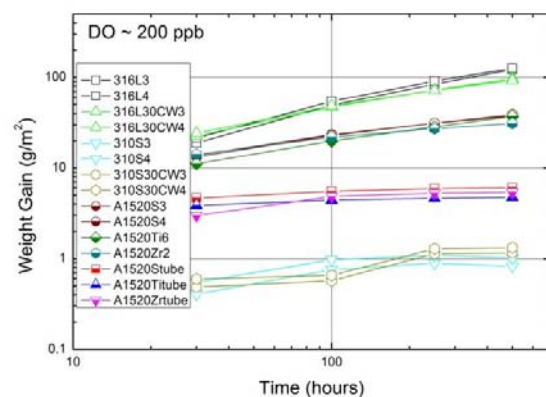


図 7 DO~200ppbの高温水蒸気酸化試験における各試験片の重量変化