

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～25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、貫流型による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という特徴がある。この貫流型炉では炉心流量が軽水炉よりはるかに少なく、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よい。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。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。

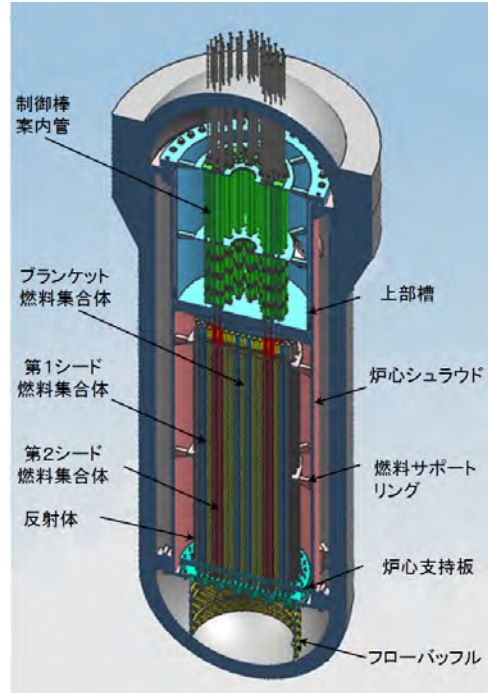


図1 スーパー高速炉の炉内構造

表1 大型炉心の主要諸元

項目	改良炉心
熱出力/電気出力[MW]	2325/1000
炉心実効高さ/炉心等価直径 [m]	1.8/3.1
燃料棒外径[mm]	5.5
燃料棒ピッチ/外径比 (P/D)	1.19
燃料集合体数 第1シード/第2シード/ブランケット	72/126/163
平均出力密度[MW/m ³]	170.6
炉心冷却水流量[kg/s]	1174.5
冷却材入口/出口温度[°C]	280.0/512.2
炉心出口蒸気圧力[MPa]	25.0
被覆管表面最高温度(BOEC/EOEC)[°C]	629.8/640.0
平均線出力密度(BOEC/EOEC)[kW/m]	第1シード 15.6/14.8 第2シード 15.7/15.3
最大線出力密度(BOEC/EOEC)[kW/m]	第1シード 37.5/29.7 第2シード 36.2/20.7
平均/最大取出燃焼度[MWd/kgHM]	52.95/62.92
Keff(BOC/EOC)	1.0003/0.9998
冷却水ボイド反応度(BOEC/EOEC) [%dk/k]	-0.83%/-0.11%

2. 研究開発成果

2.1 サブテーマ1：プラント概念の構築

これまでの研究開発の成果[1]を踏まえつつ、電気出力100万キロワットクラスの大型炉心のプラント概念とその特性を炉心設計と安全解析などを実施して明らかにする。

(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。すべての燃料集合体を上昇流冷却とした第1次炉心設計(平成23年度実施)を基に、第2シード燃料集合体とブランケットの本

数を増加して炉心を短尺化した改良炉心を設計した(表1)。炉内流動解析では第1シード燃料・ブランケット出口から第2シード燃料入口までの3次元乱流解析を行い、第2シード燃料への流量配分特性を検討している。被覆管表面温度低減のためにサイドサブチャンネル用に独自のスペーサを考案し、燃料棒周りの熱流動解析で熱伝達率が改善されることを確認した(図2)。

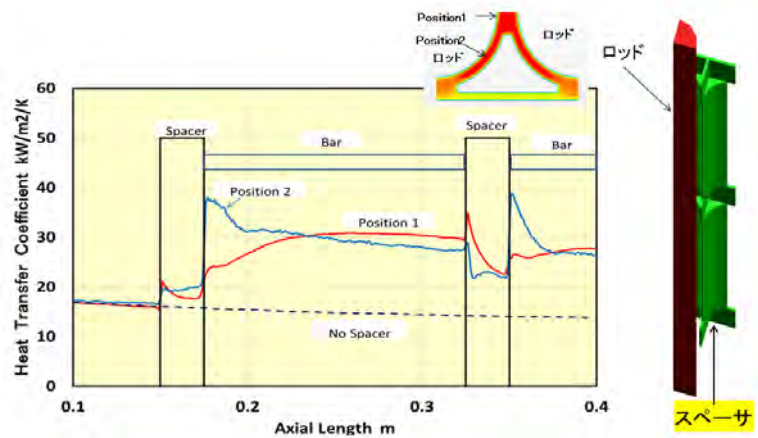


図2 考案したスペーサによる熱伝達率の改善

(2) 大型炉設計 (安全解析)

改良炉心の事故事象と異常な過渡事象を解析し、全て上昇流とする新方式が安全基準を満たしていることを明らかにした(図3)。全流量喪失時に被覆管温度がもっとも高くなるが、スーパー高速炉は減圧すると炉心冷却水流が生じる。この特徴を生かして自動減圧弁を流量低下時信号で開くことで、被覆管温度が大幅に低下し、安全余裕が向上することが分かった。冷却材喪失事故(LOCA)解析を進めている。大破断LOCA再冠水解析で、第2シード燃料の被覆管表面最高温度を低下させる対策として、シュラウド内直接注水が効果的であることを明らかにした。

(3) 原子炉特性考察

新流動方式における燃料集合体の浮上がり対策および燃料棒や冷却材攪拌助長のための細長構造物における水力振動について検討し、これらの項目の簡易的評価手法を提案した。

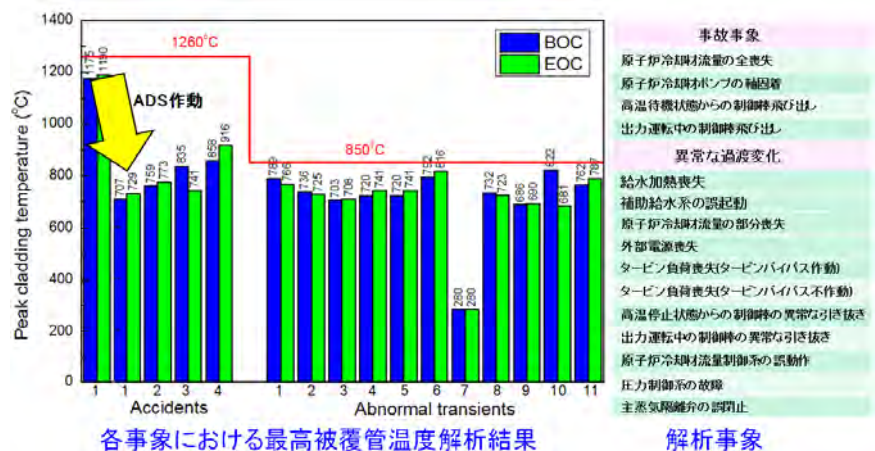


図3 事故・異常な過渡変化事象の安全解析結果

(4) 炉物理基盤実験データ整備

高速炉臨界実験装置(FCA)運転上の核的制限値等、FCA実験の実施可能性を勘案した予備解析を実施した。なお、平成24年度に実験を予定していたFCA施設は東日本大震災の影響により平成25年度以降の復旧見込みのため、本課題の研究期間を1年間延長することとした。

2.2 サブテーマ2：炉心伝熱流動に関する研究開発

燃料被覆管最高温度を予測するうえで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下でのサブチャンネル間の熱流動試験を行い、乱流混合に関する基礎データを取得した。擬似臨界点近傍の乱流混合係数は、川原の予測式による計算値に比べ大きな値を示すことを明らかにした(図4)。現在、サブチャンネル間のクロスフローと乱流混合に関する基礎データを得るための4本バンドル試験の準備を進めている。

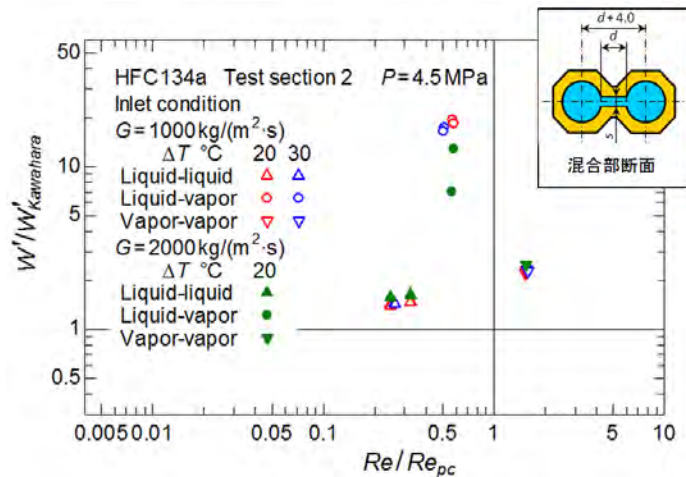


図4 乱流混合係数の実験値と予測式の比

(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し、試験部の基本性能データが得られつつある。

(3) 伝熱流動解析

超臨界圧流体解析用に開発された3次元熱流動計算コードACE-3Dを改良・拡張してクロスフローの予測手法を開発する。燃料集合体の一部を模擬した体系で流路間に温度差を与えた場合に発生するクロスフロー現象を解析し、数値的に再現できる見通しが得られた(図5)。

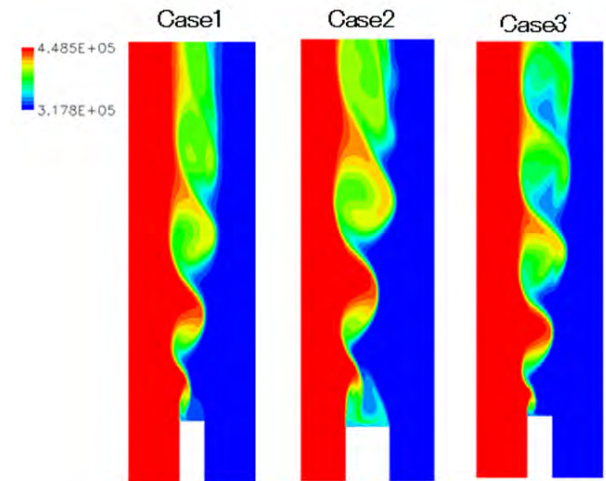


図5 チャンネル断面のエンタルピー分布

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

スーパー高速炉は貫流直接サイクル型の冷却システムであり、冷却水への放射化生成物の溶出と移行はプラントの保守方式の検討に必須であるが未解明である。被覆管は第1期で良い材料が開発されているが、高温での酸化挙動は被覆管使用温度の上限と関係し重要である。超臨界水への材料の溶出と高温酸化挙動について検討し開発のための基盤となるデータベースを構築する。

(1) 質量移行試験

燃料チャンネル流路に従って生ずる腐食現象を模擬するために、質量移行試験装置を用いて擬臨界温度(約380°C)をまたぐ領域、すなわち入口温度300°Cから出口温度550°Cの流路中の

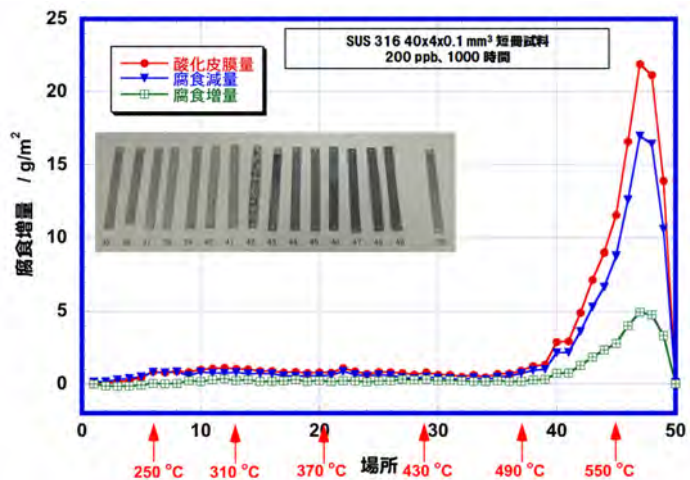


図6 腐食増量の温度依存性

材料腐食挙動を測定し、材料の腐食・溶解・析出を分析し、水化学基礎データを取得する。これまでに SUS 316, Inconel 645 を材料として幾つかの条件下での腐食実験を実施し、酸化膜厚さ、元素分布、化学形態、酸化粒子観測、酸化量の絶対量などの温度依存性を分析した。560°C で腐食増量が最大になりその後減少することが分かった (図 6)

(2) 高温水蒸気酸化試験

燃料被覆管あるいは炉内構造物の健全性確保にとって重要な最高温度部位近傍を想定した温度範囲において、候補材料 (オーステナイト系耐食合金など) の水蒸気酸化動力学の評価を行い、設計に寄与する基盤データを得る。酸化動力学評価において評価すべき試験パラメータとして抽出した 5 つの合金種、溶存酸素濃度、冷間加工の有無に着目し、750°C ならびに 780°C の温度条件下での高温水蒸気酸化挙動を評価した。酸化速度がべき乗則に従うと仮定して、水蒸気酸化動力学データセットを取得した (図 7)。超臨界圧水中酸化試験では、酸化速度に及ぼす合金種の観点からは、温度・溶存酸素に依らず SUS316L、1520 鋼シリーズ、SUS310S の順に酸化による重量増が大きい事が示された。冷間加工の影響については、常圧過熱水蒸気下と同様に冷間加工が酸化を抑制することが示唆された。

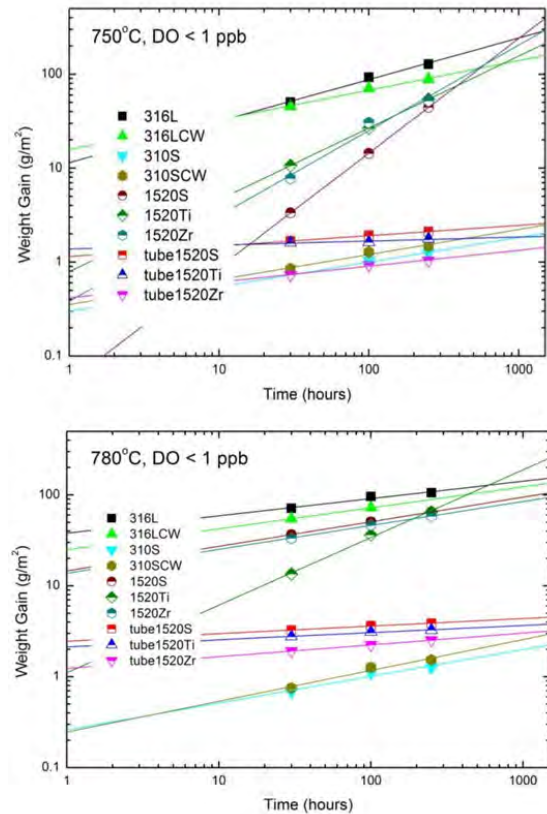


図 7 候補材料の高温水蒸気酸化挙動

(3) 溶出・析出挙動把握

超臨界圧水冷却炉システム内は、温度および密度条件が広範にわたるため、湿食から乾食 (水蒸気腐食) の環境が連続的に変化する。このような環境での腐食挙動を理解するため、構造金属材料の溶出・析出傾向に関する情報を把握する必要がある。平成 22 年度に開発した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ける金属酸化物の溶解度推算システムを用いて質量移行試験、高温水蒸気酸化試験に必要な溶解度データを構築した。

3. 今後の展開

事業の 2 年目として所期の目標を達成し、3 年目の計画を実施中である。高出力密度の高速炉の利点を生かしつつ改良を進め、大型炉心の概念と特性を炉心設計と安全解析で明らかにする。設計と安全性評価にとって重要な燃料棒チャンネル間のクロスフロー挙動と腐食生成物の溶出挙動など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).