

超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）

序文：このアニュアルレポート内のすべてのシステム別レポートを均一にするために、この章は意図的に少ないページ数にまとめられている。刊行物の完全なリストを含む 2019 SCWR システム別レポートの完全版は、GIF Web サイトにアップロードできる。

システムの主な特徴

超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）は、水の熱力学的臨界点（374°C、22.1 MPa）を以上で作動する高温高压の軽水冷却炉である。一般的に、SCWR の概念設計は、2 つの主要なカテゴリに分類できる。1 つは、最初に日本が提案し、最近では Euratom パートナシップと中国が提案した圧力容器の概念で、もう 1 つはカナダが提案した圧力管の概念である。これらの概念には、炉心設計の詳細以外に、多くの同様の特性がある（たとえば、出口の圧力と温度、熱中性子スペクトル、蒸気サイクルオプション、材料など）。したがって、各原子炉タイプの R&D ニーズは一般的であり、共同研究を進めることができる。

SCWR の主な利点は、高い熱力学的効率とプラントの簡素化の可能性により、経済性が向上することである。安全性、持続可能性、および PR&PP の分野での改善も可能であり、先進燃料サイクルの使用を含む、熱および高速スペクトルを使用したいくつかの設計オプションを検討することによって追求されている。

現在、SCWR システム内には次の 3 つのプロジェクト管理委員会（Project Management Board : PMB）がある。システム統合と評価（暫定）、材料と化学、および熱流動と安全。カナダ、中国、Euratom は、2017 年に熱流動と安全および材料と化学に関するプロジェクト協定の延長に署名した。

R&D の目的

以下のクリティカルパス R&D プロジェクトは、SCWR システム研究計画で確認されている。

- システム統合と評価：圧力管と圧力容器の概念に基づいた、持続可能性、経済性の向上、安全で信頼性の高いパフォーマンス、および実証可能な拡散抵抗性の第 4 世代の要件を満たす基準設計の定義。重要な共同 R&D プロジェクトは、基準燃料設計を認定するための原子炉内燃料試験ループを設計および構築することである。SCWR はこれまで運用されたことがないため、プロトタイプの原子炉のライセンスを取得する前に、このような一般的な試験が必須であると考えられている。
- 熱流動と安全：SCWR の熱伝達と臨界流データベースにはギャップがある。熱水力コードを検証するには、プロトタイプの SCWR 条件でのデータが必要である。SCWR の設計基準事故は、従来の軽水炉といくつかの類似点があるが、低温低圧の水と比較した場合の熱水力学的挙動の違いと臨界点周辺の流体特性の大きな変化をよりよく理解する必要がある。
- 材料と化学：圧力管と圧力容器の両設計の炉心内コンポーネントと炉心外コンポーネントで使用するための主な材料の認定。基準水化学の選択は、材料の劣化と腐食生成物の輸送を最小限に抑えるもので、材料の適合性と水の放射線分解の理解に基づいて行われる。

主な活動と成果

システム統合と評価

熱スペクトルを用いた4つのSCWR炉心概念が提案されている。カナダ、EU、日本は概念開発を完了した。中国は、压力容器型の熱スペクトルSCWRの炉心およびプラント概念の開発を続けている。中国の压力容器型SCWR（CSR1000という名前）の特徴は、熱中性子スペクトル、減速材としての軽水、炉心内の冷却材の2つのフローパス、直接貫流サイクルである。基準CSR1000には、9×9燃料棒単位の燃料集合体があり、中央の5×5燃料棒単位が水減速材ボックスで使用されている。最近、燃料集合体と炉心構造の設計が簡素化されている。新しい設計では、均一かつ十分に減速できるように、 UO_2 燃料棒が管の周りに配置される。MOX燃料棒は、スペクトルに一致するように外側のゾーンに配置される。ウォーターロッドや固体減速材は必要ない。図SCWR1は、基準設計と新しいFA設計を示している。SCWR炉心の反応度制御要件とその強い核熱結合特性を目指して、従来の「チェッカーボード」制御棒挿入設計法の欠点を克服するために、新しいタイプの制御棒挿入設計が発明された。新しい挿入方法は、制御棒駆動機構の配置の数およびSCWR压力容器の上部カバーを設計する際の難しさを減らし、制御棒の運転管理手順を簡素化するものである。中国のSCWR設計を促進するために、中国科学技術部は2019年、2つのプロジェクト案を承認した。2つのプロジェクトは2020年に始まり、2022年に終了する。中国のSCWR設計の国際的なレビューは、この期間中に完了する予定である。

図 SCWR 1. SCWR 熱スペクトル炉心概念

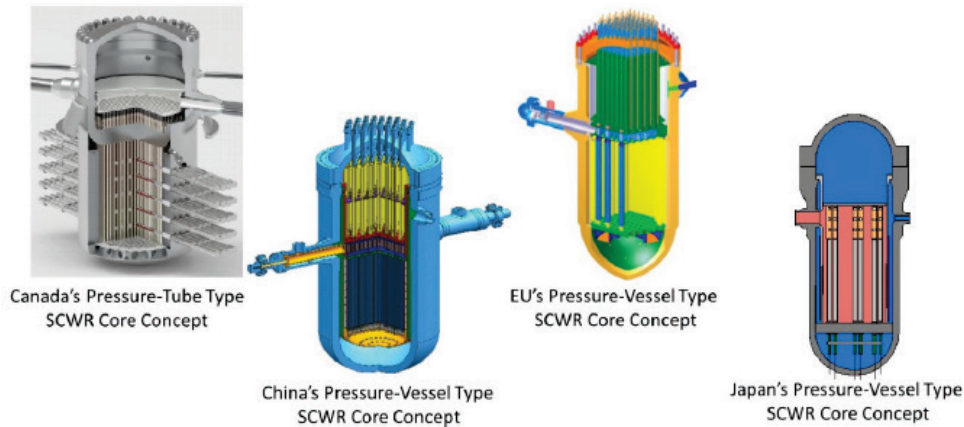
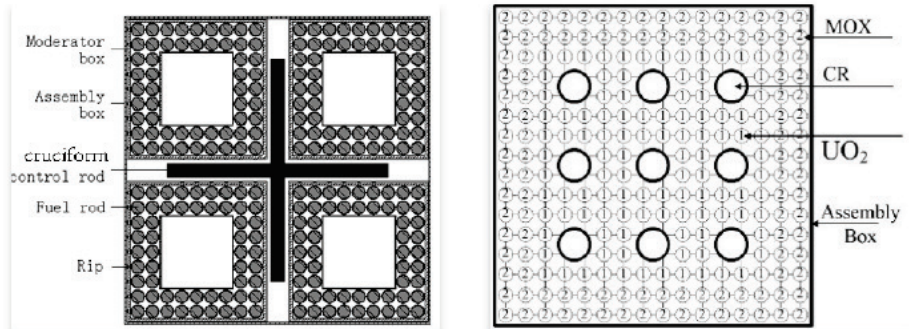


図 SCWR 2. 中国のSCWR燃料集合体の設計改良

(a) Reference design

(b) Improved design



カナダは、炉心構成が同様の予備的な小型圧力管型の SCWR 概念を開発した。現在、43 エレメントバンドルが、170 の燃料チャンネルを収容する燃料バンドルの推奨候補である。動作圧力が 25MPa で、出口温度は約 450°C である。この概念を完成させるための作業が進行中である。

SCWR 開発のほぼすべての分野をカバーする主な一般的活動の 1 つは、欧州-カナダ-中国の小型モジュール SCWR 技術 (European-Canadian-Chinese Small Modular SCWR Technology : ECC-SMART) 提案の準備であった。この提案は、非常に強力な多国際コンソーシアムを設立するために、欧州、中国、カナダ、ウクライナの SCWR 開発の分野で活動している重要な機関が協力するものである。この提案は、SCWR 技術の熱流動と安全および材料と化学の問題における主な知識のギャップ、および主に技術のスケールアップと法律の側面に関連する特定の SMR トピックを取り上げている。

SCWR に関する第 9 回国際シンポジウムは、カナダ原子力学会が主催し、2019 年 3 月にカナダのバンクーバーで開催された。カナダ天然資源省、カナダ原子力公社、およびカナダ原子力研究所がこのシンポジウムを支援した。カナダ、中国、EU および日本から約 60 名がこのシンポジウムに参加し、概念開発と技術分野を取り上げた 58 のプレゼンテーションが行われた。

熱流動と安全

TH&S PMB の活動には、流れと熱伝達の実験と相関関係の開発、臨界流と流れの不安定性の調査、数値調査とコードの開発が含まれる。

カナダ原子力研究所 (CNL) は、現在の予測方法のフレームワーク、それらの方法に関連するパラメータ、およびそれらが適用される流体の概要を示すために、プロジェクトを立ち上げた。このプロジェクトの目標は、超臨界流体 (SC 流体) の熱伝達予測方法に関する文献レビューの要約を完成させることである。文献レビューによると、SC 流体への熱伝達は、少なくとも 6 つのシステムパラメータと 4 つの流体フローパラメータに左右される。6 つのシステムパラメータには、ジオメトリ、流れの方向、流体の流れの方向、流体の種類、熱流束の方向、および電力プロファイルが含まれる。一般的に使用されるジオメトリと流体タイプは、SC 熱伝達が発生する産業応用および研究クラスを反映している。これらのパラメータをより詳細に分析すると、SC 熱伝達が発生する応用の大部分は、狭い範囲の流体パラメータに制限されていることがわかる。それらの 4 つの流体フローパラメータは次のように定義されている。1) 流体圧力、2) 流体の質量流束、3) 表面熱流束、4) 流体のバルクエンタルピーまたはバルク温度。現在、次の 6 つの異なる SC 熱伝達予測方法が使用されている。1) 相関、2) 半経験的モデル、3) ルックアップテーブル、4) ルックアップリスト、5) ニューラルネットワーク、6) 数値/計算流体力学。

CNL は、超臨界条件用に特別に開発されたブレイク流量 (break discharge) モデルの適用性を調査するための研究を実施した。この目標を達成するために、このモデルはカナダの熱流動システムコード CATHENA に導入された。このモデルを、以下、修正均一平衡モデル (Modified Homogeneous Equilibrium Model : M-HEM) と呼ぶ。以前に使用された均一平衡モデル (Homogeneous Equilibrium Model : HEM) と修正均一平衡モデル (M-HEM) モデルの比較が行われた。流量モデルの評価は、単純なジオメトリ構成の実験データを使用して行われた (2 つの代表的な結果が示されている)。評価の結果は、カナダの SCWR の概念化に使用される LOCA シミュレーションを更新するためのベースとして

使用される。

カナダの SCWR の燃料チャンネルは、冷却材の流れの状態が疑似臨界点を超えて変化するにつれ、炉心に沿って密度変化が大きくなる。CNL は、設計の安定性を検証するために、カナダの SCWR 設計の安定性マップを検証、評価、および開発することを目的としたタスクを作成した。このタスクは、i) ツールの評価と ii) カナダの SCWR 安定性マップの作成の 2 つの段階に分けられた。現在、CNL は、純粋な熱流動の不安定性とモデリングツールの評価に焦点を当てている。選択されたツールはシステムコード CATHENA であった。コードの適用性を検証するために、次の 2 つのデータセットが選択された。1) 中国核動力研究設計院 (Nuclear Power Institute of China : NPIC) が実施した 2 つの並列チャンネル不安定性実験、および 2) マニトバ大学が実施した自然循環数値実験。シミュレーション結果は、CATHENA が流れ振動を予測できることを示したが、その大きさは実験データとは異なる。ただし、実験者が推奨するようにモデルが大幅に簡略化されており、流れの不安定性がジオメトリーに大きく左右されることを踏まえると、これはシミュレーション結果に影響を与える可能性がある。図 SCWR4 は、2 つの代表的な CATHENA 予測ケースを示している。

図 SCWR 3. École Polytechnique de Montréal での 1mm のオリフィス直径 (左) と 1.395 mm のオリフィス直径 (右) の超臨界流量実験に対する CATHENA の予測冷却剤質量流束

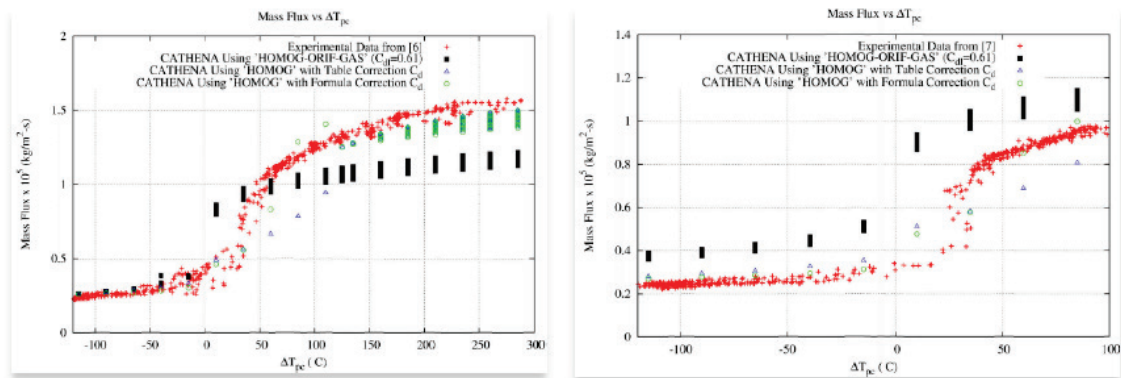
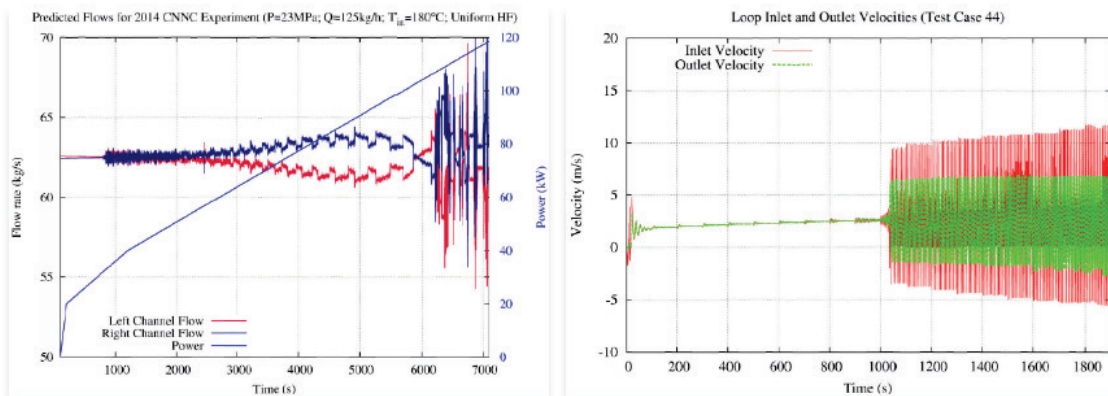


図 SCWR4. 2 つの並列チャンネル不安定性の CATHENA 質量流量予測 (左) と CATHENA の予測自然循環ループ内の速度と圧力降下 (右)



西安交通大学 (XJTU) で、管外プールの沸騰に伴う管内 SC 流体冷却の熱伝達が調査された。内径 20mm の滑らかな水平円管を大気圧で水槽に沈めた。管内の試験パラメータは次のとおりである。圧力：23~28 MPa、質量流束：600~1,000 kg/m²s、流体温度：400~725 K、バルクと壁の温度差：300~374K。管外のプール沸騰に基づく熱増幅システムを使用して、疑似臨界領域付近の局所的な必要熱量の測定精度を改善した。実験によると、プール内での核沸騰から膜沸騰への遷移は、疑似臨界流体領域付近で発生した。熱物性の急激な変化は、疑似臨界領域での熱伝達係数のピーク値につながった。プール沸騰の熱流束は、疑似臨界点付近で 1.19 MW/m² まで徐々に増加した。実験データに基づいて、修正された Gnielinski 方程式を使用し、管のプール沸騰のない管内 SC 流体冷却の熱伝達係数を予測した。

西安交通大学は、4.2MPa の圧力条件で、熱流束 20~65 kW/m²、質量流束 400~1,000 kg/m²s、バルク流体温度 80~115°C の内径 10mm の円管内を上下に流れる超臨界 Freon R134a への熱伝達の実験も行った。超臨界 R134a 熱伝達に対する熱流束、質量流束、流れ方向、浮力、および流れ加速度の影響がそれぞれ考察された。浮力と流れ加速度が熱伝達に及ぼす影響を調査し、無次元パラメータが得られた。上向きおよび下向きの流れの新しい熱伝達相関がそれぞれ提案された。

中国核動力研究設計院 (NPIC) は、自然循環 (Natural Circulation : NC) 実験と、水と二酸化炭素を使った数値解析を行った。超臨界水 NC 不安定性については、システム分析コードを使用して予備分析作業が行われた。このコードからは、自然循環の不安定な挙動を予測することが可能である。ただし、さらなる改良が必要な矛盾がある程度存在する。SC-CO₂ NC の不安定性については、SC-CO₂ の流れと熱伝達の理論的分析に基づいて、SC-CO₂ 自然循環における流れ振動のメカニズムの新たな説明が提示された。新しいメカニズムの信頼性は、実験結果から検証されている。

中国原子能科学研究所 (China Institute of Atomic Energy : CIAE) は、超臨界圧力条件の臨界流モデルの調査を実施した。このモデルは、等エントロピー流と熱平衡の仮定に基づいて、吐出流量と臨界圧力を計算するために作られている。摩擦と局所抵抗の影響の補正係数が追加される。このモデルは質の計算をせずに、サブクール水、二相混合物、未臨界圧力下の蒸気臨界流、および SC 圧力を含む広範囲に適用できる。モデルの計算結果は、SC 圧力下での実験的な臨界流データとよく一致している。

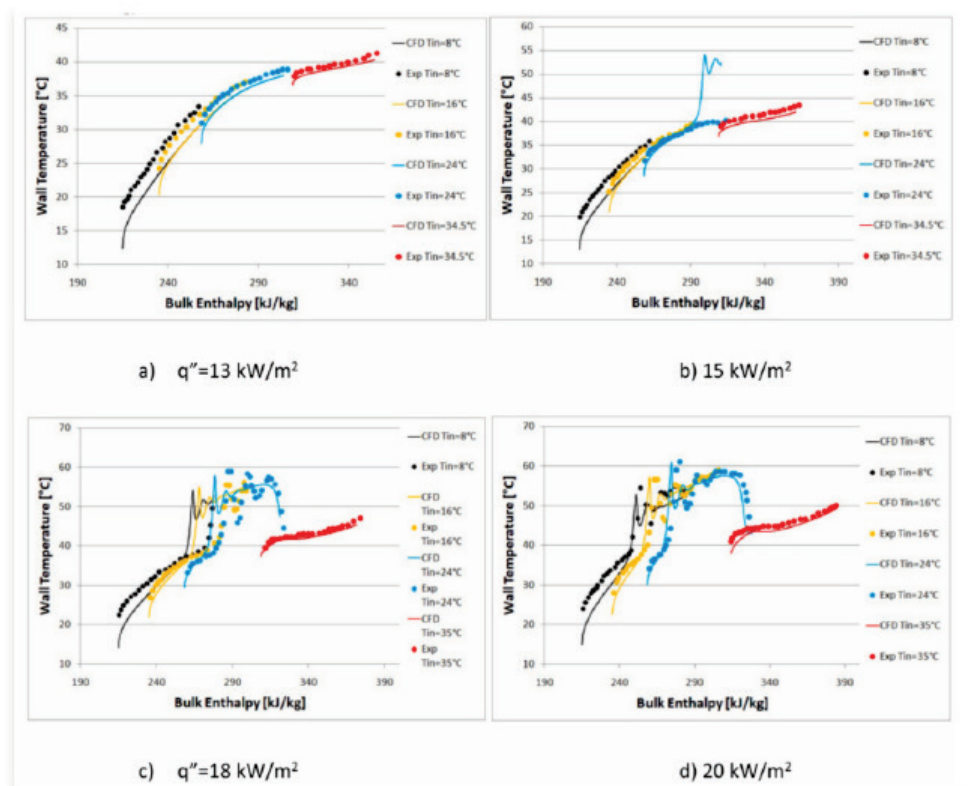
2019 年、BME NTI の研究者が SCWR TH&S の分野で数値調査を実施した。トリウムを燃料とする SCWR の概念は、結合の弱い CFD (中性子コードシステム) で焦点が当てられていた。Th-SCWR の燃料集合体設計の熱流動は、ラップされたワイヤスペーサーの概念がある場合とない場合の詳細な 3D 数値モデルによる ANSYS CFX CFD コードを用いて、シミュレートされている。SC-水の密度場 (CFD の結果から得られる) は、各反復ステップの境界条件として MCNP モンテカルロ輸送コードに使用された。MCNP コードで熱源場を計算し、この熱源場は境界条件として CFD コードの代わりに提供された。これらの計算により、ラップされたワイヤスペーサーが燃料集合体内のほとんどのサブチャンネルの熱伝達を改善し、TH&S の観点から実行可能な燃料集合体の設計には軸方向および半径方向の燃料濃縮分布が不可欠であることが証明された。線形の熱源分布は軸方向に最適化されているが、最大壁面温度は現在利用可能な被覆材の溶融温度よりも高いようである。したがって、この研究の方向性を継続することで、燃料濃縮のさらなる最適化が予見される。

超臨界水冷却材 (Super Critical water Coolant : SCC) の熱流動に関する CVR の主な活動は、LVR-15 原子炉の超臨界水ループ (SCWL) の導入でローテーションする開発および

びライセンス活動に基づいている。このため、施設の一貫した入力デッキが ATHLET3.1A Patch1 コードで開発された。SCC 媒体をシミュレートするために ATHLET で採用されたいくつかの相関関係から、チェコ共和国で 3 つ (Watts-Chou、Mokry および Gupta) が選択され、認定された。ただし、ATHLET3.1A Patch1 評価は、原子力安全規制局 (Regulatory State Office for Nuclear Safety : SONS) が管理する熱流動委員会に提出され (コードおよびユーザー資格)、2017 年 3 月に認定された。流動様式の最初の改訂後、SCWL の作動圧が 25MPa から 24MPa に低下したため、すべてのシナリオが再検討された。実際の活動は、新しい仕様に従って流動様式シナリオを完了することに重点が置かれる。これらの選択されたシナリオ分析は、安全基準に従ってシステムパフォーマンスを検証するために使用される。構造解析のためにこれらの条件での作動様式データを提供することで、特別注意が払われた。

ピサ大学は、Lien らのモデルに基づいて、STAR-CCM +コードで開発された代数熱流束モデル (Algebraic Heat Flux Model : AHFM) を利用して、2017 年に CO₂ データの RANS 分析を開発した。その中で利用可能なモデル。RANS モデルは、さまざまな実験データで評価および改善されており、Kline による非常に体系的なデータは、このフレームで開発された改善された AHFM の機能と制限を理解する機会をもたらした。さまざまな段階で公表された結果は、比較的低い流量で熱伝達現象を正しくシミュレートするモデルの優れた能力を示していた。特に、図 SCWR 5 に示すように、ガス状流体への遷移時の劣化した熱伝達終了の現象が妥当な精度で観察された。

図 SCWR 5. $p=8,35$ MPa、 $ID=4,6$ mm および $G=300$ Kg/m² のケースの結果



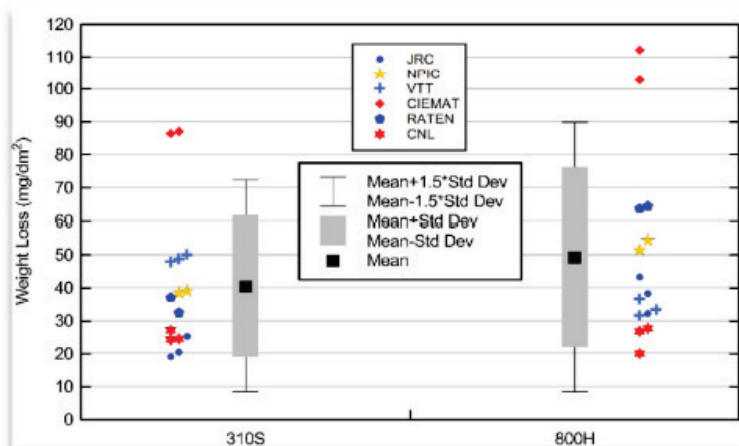
材料と化学

M&C PMB は、SCWR のすべての主要コンポーネントの候補合金の選択と認定に重点を置いている。これには、オートクレーブおよびループでの一般的な腐食および応力腐食割れ試験、試験設備の開発作業、燃料被覆候補合金のイオン照射試験、および燃料被覆用の新規合金の開発が含まれる。さらに、一般的な腐食と熱流動の相互作用をよりよく理解するために、燃料被覆の熱伝達に対する酸化膜の影響のモデリングが行われた。

M&C の主な活動は、さまざまな試験施設での腐食試験の結果を比較するための、パートナー（カナダ、中国、Euratom）間での第 2 ラウンドロビン腐食試験の組織であった。各研究所では、同じバッチから作成され、JRC-IEC によって準備されたクーボン資料（切り取り試片）を用いた標準的な試験プロトコルを使用した。試験は 2017 年に完了し、試片はスケール除去のために CNL に送られ、結果が 2019 年に報告された。550°C の超臨界水に 1,000 時間さらした後、Alloy 800H および Type 310S ステンレス鋼の試片ではそれぞれ $54 \pm 26 \text{mg/dm}^2$ および $41 \pm 22 \text{mg/dm}^2$ の（スケール除去された）重量損失が観察された。興味深いことに、データは参加者によってまとめられ、図 SCWR 6 に示すように、同じ施設で同時に公表された同じ試片材料で相当な一致が見られた。参加者間の不一致がオートクレーブでの流速の違いによるものかどうかは明らかではない。これは、考えられる説明として提案されたものである。

2019 年、カナダの材料と化学プログラムは、一連の高温一般腐食データの拡張、SC-水（500°C）でのジルコニウムおよびチタン合金の腐食に対する被覆の影響の評価、および SC-水試験設備の開発に重点を置いていた。

図 SCWR 6. 550°C および 25MPa の脱気水に 1,000 時間曝露した後のスケール除去された重量損失データの箱ひげ図

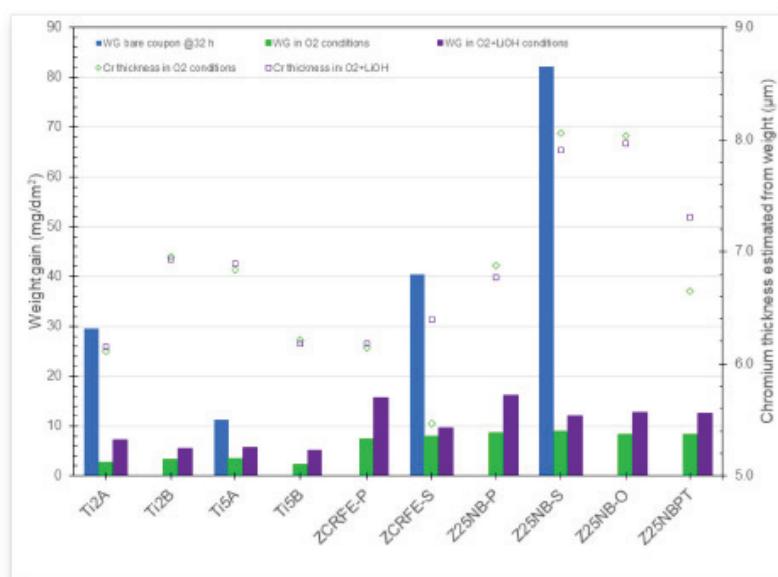


Alloy 625 は、優れた耐食性を備えたカナダのベンチマーク SCWR 概念の候補燃料被覆である。2019 年、650~700°C の温度での Alloy 625 の腐食に対する過酸化水素の添加の影響を調べることを目的とした実験が行われた。これらの実験では、熱伝達に対する酸化物の成長の影響を判断するのに役立つ可能性がある熱電対データもループの加熱されたセクションから収集された。収集されたデータは 2020 年に分析される。

クロムコーティング・ジルコニウムおよびチタン合金の腐食試験は、300MWe の小型モ

ジュール炉概念であるカナダの小型 SCWR を支援するために 2019 年に実施された。中性子経済性を改善して燃料サイクルを長くするために、コーティング処理したジルコニウム合金がチタン合金とともに再評価されている。後者は、中性子経済性が低いことを考えると、候補になりそうもないが、Ti-50 濃縮合金は、中性子経済性と耐食性が優れている。Zr-1.2Cr-0.1Fe (R60804)、Zr-2.5Nb (R60901 および R60904)、純チタン (R50400)、および Ti-6Al-4V (R56400) の試片を、10 μm のクロムの均一な層でコーティングし、pH 制御剤として LiOH を使用した場合と使用しない場合で、500°C の酸素化 SC-水に 150 時間曝露させた。重量増加の測定値は、図 SCWR 7 に示すように、未処理の合金と比較して、コーティング処理した試片の耐食性が 8 倍向上したことを示している。アルカリ処理により、純粋な酸素化 SC 水よりもはるかに高い重量増加が得られた。試片の顕微鏡分析、および水素吸収測定は、2020 年に行われる。

図 SCWR 7. 500°C の SC-水に 150 時間曝露させた後のクロムコーティング・ジルコニウムおよびチタン合金の重量増加



さらに、2019 年、SC-水試験施設の開発が CNL で継続された。2.5MeV ヴァンデグラフ電子加速器用の再生された SC-水ターゲットシステムが試運転され、変更と改善が続けられている。SC-水液体遠心分離機が、活動輸送と高温精製に関する将来の研究のために、649°C (1,200°F) で 29.25MPa の MAWP で設計された。

CNL では、Alloy 625 および Alloy 800H の溶接試験片の腐食と引張挙動は、575°C の SC-水に 500 時間曝露させて調査された。管試験片は、Swagelok® M200 球状溶接システムを使用したガスとタングステンアークによる溶接によって自己生成的に突合せ溶接された。Alloy 800H の場合、暴露後の分析では、溶接されていない試験片と比較して、溶接された試験片の重量増加が 20% 増加することが示された。Alloy 800H の腐食と劣化により、溶接および非溶接の両方の試験片の延性が 25% 低下し、降伏強度が 30% 増加した。腐食がほとんどない Alloy 625 の場合、溶接された試験片は、溶接されていない試験片と比較して 60% 重量が増加した。Alloy 625 の腐食と劣化により、溶接および非溶接の両方の試験片の延性が 40% 低下し、降伏強度が 25% 増加した。SC-水に曝露させた溶接試験片は、溶接されていない試験片と比較して、UTS が 10% 高く、延性が最大 15% 低いことが観察された。

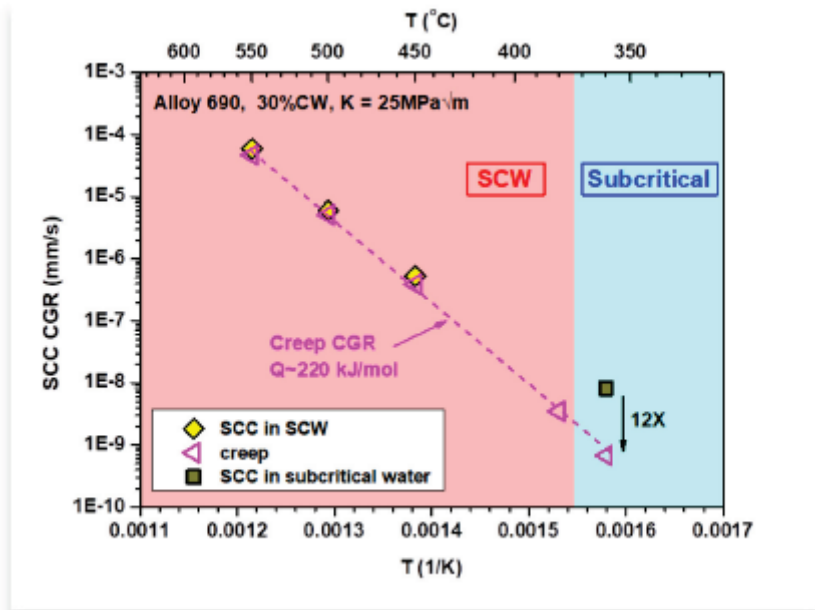
図 SCWR 8. 腐食試験前（左）、250 時間の曝露後の 800H（中央） および 500 時間の曝露後の Alloy 625（右）



SCC 試験は、上海交通大学（Shanghai Jiaotong University : SJTU）で、 $360^{\circ}\text{C}\sim 550^{\circ}\text{C}$ の温度の高温加圧水中で 30%冷間加工された Alloy 690 に対して実施された。不活性アルゴン環境および各試験温度で、クリープに起因した亀裂を測定し、全体的な亀裂成長挙動に対するクリープの影響が研究された。各条件での亀裂成長速度を図 SCWR9 に要約する。実験結果は、クリープが SC - 水中で、温度が 450°C を超えると全体の亀裂成長率の 80%以上に起因したのに対し、未臨界水中では、 360°C でわずか 8%であることを示した。冷間加工された Alloy 690 では、未臨界温度から SC 温度までの亀裂の優勢モードが異なることが明確に証明された。腐食に起因した亀裂は未臨界水環境での亀裂成長速度を制御し、クリープが SC-水での亀裂の主要な要因である。

冷間加工された Alloy 690 の亀裂挙動に及ぼす粒界（InterGranular : IG）炭化物の影響も、未臨界環境と SC-水環境の両方で研究された。事前の溶体化（solution annealed : SA）処理によって IG 炭化物を除去した場合、亀裂成長速度は遅く、IG 炭化物の有害作用が示された。IG 炭化物の存在は、格子不整合による粒界での局所的なひずみ蓄積を高め、それにより、亀裂先端のひずみ速度が促進され、亀裂成長速度を増加させる。Alloy 690 の SCC CGR を SC-水中の 310S SS の SCC CGR と比較した結果、 550°C の SCW での 310S SS 試験片の SCC CGR は $1.4\times 10^{-7}\text{mm/s}$ であり、同じ試験条件での Alloy 690 試験片 ($8.3\times 10^{-9}\text{mm/s}$) より約~17 倍高かった。試験前後の感受性化の程度は、粒界での TEM 分析と二重ループ電気化学的再活性化（DL-EPR）法を用いて確認された。SCC 試験後、310S の感受性化は Alloy 690 よりも劇的に増加することがわかった。これは、SCW 曝露中に 310S で重度の原位置感受性化が発生したことを示している。

図 SCWR 9. 360°Cから 550°Cまでの温度範囲における未臨界および超臨界水中での Alloy 690 の SCC およびクリープ CGR の比較



中国核動力研究設計院 (NPIC) は、オーステナイト系ステンレス鋼から改質された 2 つの候補合金にイオン照射して、放射線損傷の影響を確認した。これら 2 つの合金の主な違いは、最適化された微量合金元素にあり、合金 SC1 に Mo、Nb、W、Ta が添加され、SC2 に Mo と Zr が添加された。武漢大学は、イオン加速器を用いて、50 keV の注入エネルギー、陽子線による 0.1 および 0.3 dpa の線量まで 290°C、および Ar イオンによる 5、15、30 dpa の線量まで 550°C の温度で陽子線照射試験を実施した。図 SCWR10 は 550°C で照射した試験片の TEM 顕微鏡写真を示し、図 SCWR11 は照射によって引き起こされた欠陥を示している。照射試験は、合金に添加された微量合金元素が照射後に異なる役割を果たしたことを示した。290°C で、Zr 改質合金 SC2 は、Nb、W、および Ta を含む SC1 よりも低い密度のボイドおよび転位ループ欠陥を示した。ただし、550°C では、Zr は SC2 でボイドの膨張を引き起こし、SC1 の Nb と Ta はボイドの密度を低下させた。

図 SCWR 10. 550°C で照射した合金 SC1 および SC2 の TEM 顕微鏡写真

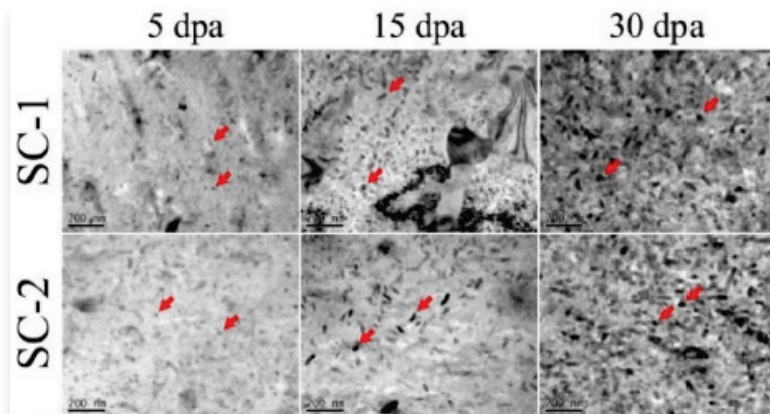
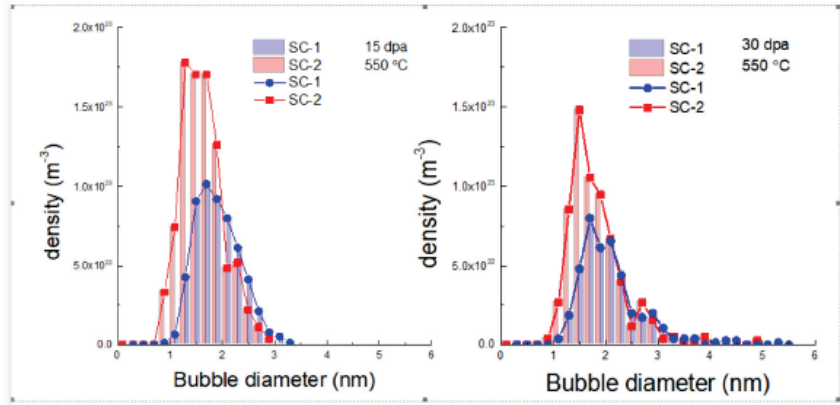
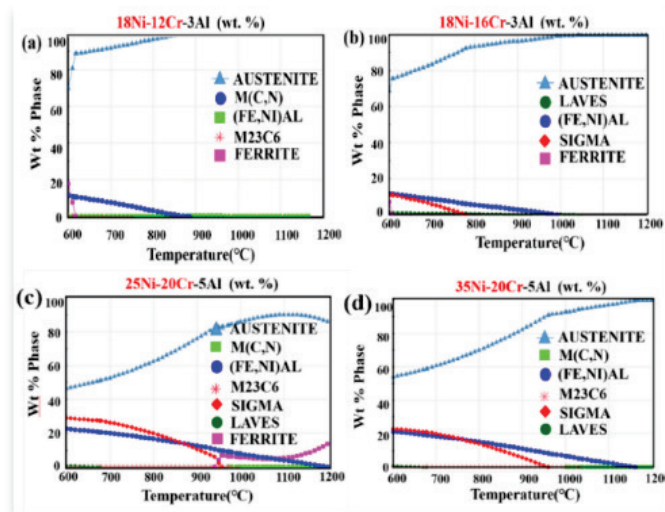


図 SCWR 11. 550°Cで照射した合金 SC1 および SC2 の TEM から分かった欠陥の密度



北京科技大学 (University of Science and Technology Beijing : USTB) の主な活動は、被覆管用の新しい候補合金の開発に焦点を当てている。現在報告されている研究成果、および PMB パートナー (カナダ、中国、Euratom) 間のラウンドロビン腐食試験の結果を踏まえ、アルミナ形成オーステナイト (Alumina Forming Austenitic : AFA) 合金が、新しいグレードの SCWR 候補合金として提案されている。AFA 合金の組成設計における重要な課題の 1 つは、耐食性のバランスを取り、良好なクリープ強度を得るために単一のオーステナイト系マトリックス相を維持することである。図 SCWR12 は、コンピュータによる熱力学計算プログラム JMatPro を使用して計算された、600~1,200°Cでの Al%が異なる材料のマトリックス相と析出物の部分体積を示している。Al は強力なフェライト安定化元素であるため、Al、Cr の含有量は高いが、Ni の含有量が不十分 (25Ni20Cr5Al) の場合、二重 $\gamma+\alpha$ マトリックスが形成されることは明らかである。したがって、Ni の含有量は、必要な単一の γ 相構造を得るために、Al、Cr、およびその他の微量フェライト形成元素の含有量に基づいて慎重に設計する必要がある。ODS オーステナイト合金は、SCWR の炉心内構造用途向けの他の有望な新グレード材料である。500°Cでさまざまな時間の長さで、老朽化させた後の 310 タイプ ODS オーステナイト合金の微細構造の安定性が調査される。

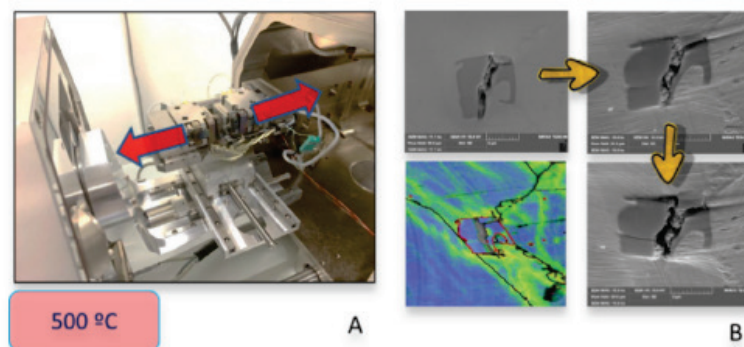
図 SCWR 12.Jmat-Pro 計算に基づく、Ni、Cr および Al の含有量が異なる AFA 合金の相



2019年、Ciematは、500°Cの脱気超臨界水（SCW）で以前に試験したニッケル基合金690TTを使用していくつかの引張原位置試験を実施した。これらの試験は、CVR研究所と共同で実施された。この作業の目的は2つあった。1つは、PilsenのCVRのスタッフがこの材料とこの試験片のジオメトリーを扱うのはこれが初めてであることを考慮し、チームが、高温での走査型電子顕微鏡（Scanning Electron Microscope：SEM）内の引張原位置試験によってAlloy 690TTを研究する手順を作成することであった（図SCWR 13参照）。第2の目的は、原位置試験によって微細構造の析出物や欠陥などの進展を追跡することであった。この最初の試みの結果、両研究所は、温度とひずみによってC、N（Ti）の変化を追跡することができた。この試験から、引張原位置試験中に炭化物の周りに塑性変形がどのように集まるかが分かった。他のグループによって報告されているこの挙動は、特にCNTiが高温でSCWと接触する表面近くにある場合、その材料の亀裂プロセスで何らかの意味を持つ可能性がある。これらの試験の後、最初の試験で検出された問題を回避するために、新しい引張試験片が設計された。それらの新しい試験片は、この作業を継続し、冷間加工と高温の結果として現れる粒界に沿った空孔のような、この合金に存在するいくつかの欠陥の機械的挙動についてより深い知識を得るために使用される。この作業の主な結果は、Sevill（スペイン）で開催されたEUROCORR会議、およびタンパ（米国）で開催されたEPRI会議のEPRI Alloy 690/52/152 Primary Water Stress Corrosion Cracking Research Collaboration Meetingで発表された。

これに加えて、Ciematは、SCWに関連する小さなタスクがある欧州の資金提供を受けたプロジェクトMEACTOSを調整する。このタスクでは、SCWを加速環境として使用して、オーステナイト系ステンレス鋼316LタイプLに応力腐食割れを発生させる。

図SCWR 13. A) SEMのチャンバー内で引張原位置試験を実施するために使用する装置の写真、B) 以前にSCWで試験したA690 TT試験片で見つかったC、N（Ti）の温度と応力による変化



2019年のVTTの活動は、主に、オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れプロセスの加速方法としてSCWを使用するEU MEACTOSプロジェクトへの参加によるものであった。さらに、VTTは、Horizon 2020要請のECC-SMART案の作成に参加した。これに加えて、VTTはアールト大学と共同で、フィンランドアカデミー（1つのワークパッケージが超臨界水条件での実験的試験と酸化膜のモデリングを扱う）に対するTAMAT（エネルギー技術の先進材料に向けて：原子力用などの多金属層状複合材料および革新的な被覆材ソリューション）と呼ばれるプロジェクト案を作成した。フィンランドアカデミーの決定は2020年6月までに下される予定である。

CVR の M&C は、SCWR 内部および燃料被覆の候補材料の微細構造評価に焦点を合わせていた。2018 年、超臨界水ループ (SCWL) で最初の 3 つの材料 (800H、T505 (T91 と同等) および 08Cr18Ni10Ti (AISI 321 と同等)) を曝露させた。2019 年の終わりに、別の 3 つの候補材料 (Nimonic 901、Nitronic 60 および In 718) に対し SCWL での曝露を開始した。最大 550 時間の最初の腐食曝露と最大 1,000 時間の 2 回目の曝露は、脱酸素水を用い、pH 6、導電率 $2 \mu \text{ S/cm}$ 以下、 $\text{Fe} < 100 \mu \text{ g/l}$ 、 $400^\circ\text{C}/25\text{MPa}$ で実施された。

1 回目の曝露の材料は、化学組成のための EDX および結晶学のための EBSD と組み合わせた SEM 技術を用いて分析された。最終的なラマンおよび XRD 分析により、すべての表面にマグネタイト酸化物 (Fe_3O_4) の化合物が確認された。800H および 08Cr18Ni10Ti には大きな酸化物層は発生せず、コンパクトな酸化物粒子ではなくランダムなもののみが発生した。T505 にダブルスピネル ($3\sim 7\mu\text{m}$) 層 (クロマイト FeCr_2O_4 /trevorit NiFe_2O_4 の内側パッシベーション層とマグネタイト Fe_3O_4 の外側層) が発生した。SCW での他の調査は、パラメータが容量 137 ml で $600^\circ\text{C}/25\text{MPa}$ 、および容量 850ml で $700^\circ\text{C}/30\text{MPa}$ の 2 つのオートクレーブの開発作業であった。これらのオートクレーブは 2020 年から機能する予定である。照射した材料を SC-水に曝露させるために、来年はもう 1 つのオートクレーブがホットセルで開発される予定である。



SCWR SSC の Yanping Huang 議長とすべての貢献者