

# 超臨界圧水冷却炉の材料開発

Development of Materials for Supercritical-Water-Cooled Reactor

鹿野 文寿

■ KANO Fumihisa

土屋 由美子

■ TSUCHIYA Yumiko

斎藤 宣久

■ SAITO Norihisa

大川 雅弘

■ OKAWA Masahiro

超臨界圧水冷却炉 (SCWR) は、熱効率向上、システムの簡素化、既存技術転用による開発費用の低減、炉心設計の自由度に優れた革新型原子炉である。東芝は、2000 年度から経済産業省／(財) エネルギー総合工学研究所 (IAE) の支援のもと、国内の大学及び原子炉メーカーと共同で SCWR 概念の実用化を目指した技術開発を行ってきた。このプロジェクトでは、材料開発を SCWR 成立性を示すための重要技術開発項目の一つとして取り上げ、既存材からの選定とそれらの改良策の検討を実施することで、いくつかの有望な候補材を選んだ。更に、それらの材料を基本とした開発材が良好な結果を得、その結果、SCWR で使用できる材料の見通しが立った。今後は、海外研究機関との協力体制を構築し、国際協力により実証性の確立を目指していく。

The supercritical-water-cooled reactor (SCWR) is regarded as a promising future nuclear reactor due to its prominent advantages of high thermal efficiency, system simplification, R&D cost minimization, and flexibility of core design. In response to the growing demand for advanced nuclear systems, a Japanese R&D project involving cooperation between universities and nuclear reactor plant manufacturers commenced in 2000 with the aim of providing technical information essential for demonstration of an SCWR system. The development of materials was designated as one of the important items in this project to demonstrate the viability of such a system.

Toshiba selected candidates from among commercial alloys, evaluated them, and obtained some promising candidate materials. Furthermore, good performance results were obtained for materials developed from those candidate materials. In the future, we plan to build up a cooperation program with overseas research organizations aiming at verification of the SCWR system through an international program.

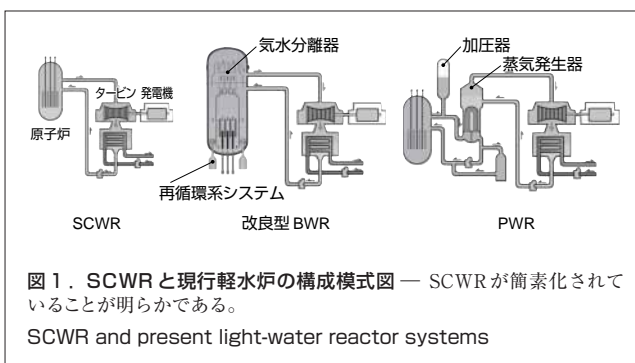
## 1 まえがき

原子力プラントの開発は、これまで信頼性や安全性に重点を置き、また、スケールメリットを生かした大型化を実施して、日本国内だけで50基以上の商業用原子炉の導入を実現してきた。ところが、エネルギーの安定供給や環境保護の観点からの魅力は認められつつも、最近では、他電源と比較して経済性の点で更に優位に立つことが求められ、経済性に優れた原子力プラントの開発が望まれている。その実現には、蒸気サイクルの高温高压化(超臨界圧化)による発電性能向上と、システム簡素化による発電と建設コストの低減が有効である。これを満たす新しい概念として提案されたのが、超臨界圧水冷却炉 (SCWR) である。

## 2 SCWR の特長

現在運転中の軽水炉プラントでは、一般に、タービン入口条件が6~7 MPa、280~290℃程度で、熱効率は30~35%である。一方で、火力プラントでは、タービン入口条件が24 MPa、530~600℃で熱効率が40~45%程度のものが主流である。

このような火力プラント並に蒸気条件を高めることを狙った SCWR では、熱効率が40%以上に高まるだけでなく、蒸気の比容積が1/2程度になることにより、従来軽水炉プラントと比較して、冷却水や蒸気が流れる熱交換器サイズが小型化でき、付随する系統や建屋も小型化できる。超臨界圧状態では水と蒸気の区別がなくなるので、図1に示すように、従来軽水炉である沸騰水型炉 (BWR) で用いられている気水分離系統や冷却材再循環システム、あるいは加圧水型炉 (PWR) で用いられている加圧器や蒸気発生器などが不要となり、付随する系統や建屋も大幅に簡素化できる。結果として、プラントの出力当たりの設備規模を30~40%低減すると

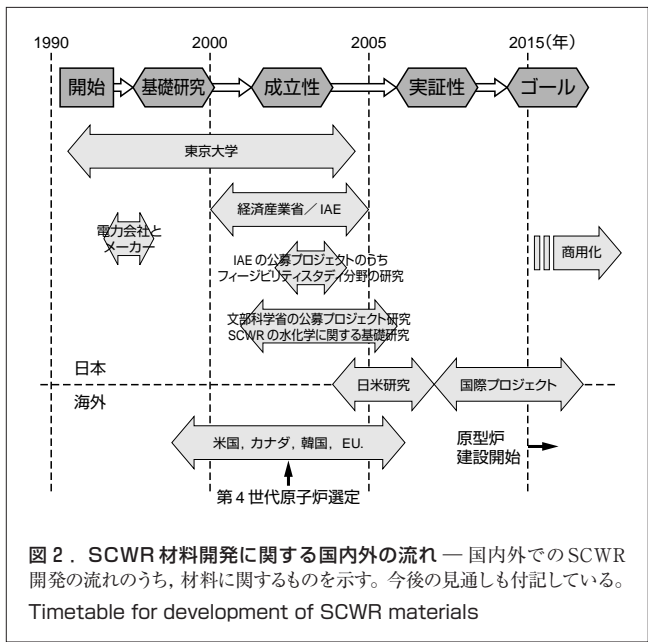


見込んでいる。更に成熟した超臨界圧火力のタービン・ボイラ技術を活用することで、開発費の抑制や火力標準品の利用などによる経済効果も見込める。

以上の観点から、SCWRでは従来にない革新的な方法で経済性の大幅な改善が見込まれる。また、高温の水蒸気が得られるため、水素製造プラントなどへの適用も考えられる。

### 3 SCWR 開発の流れ

SCWR 材料開発の国内外の流れを、図2に示す。SCWR 概念は、1992年に東京大学から提案された。その研究成果を出発点に、東芝は、2000年からSCWR概念の実用化を目指した技術開発を国内の大学及び原子炉メーカーと共同で実施してきた。ここで、材料開発を炉設計及び伝熱特性と合わせた三つの開発項目の一つとして取り上げ、材料選定試験と選定された材料の改良策の検討を実施しており、いくつかの有望な候補材を選定するとともに、当社独自の改良材が良好な機能を示すことが明らかとなっている。これを契機に、SCWRに関する放射線水化学の基礎研究やフェライトステンレス鋼のSCWR適用に関する予備検討が開始された。



海外では、米国を中心に、第4世代原子炉 (GEN-IV) の開発が進められている。GEN-IVは、2020年台の実用化を目指す種々の次世代原子力システム概念で、2002年にSCWRを含む六つの原子力システムが選ばれている。選択された原子炉システムについて、GIF (Generation-IV International Forum) という国際協力の枠組みで、研究開発ロードマップが作成され、実用化開発計画が展開されている。当社はGIFに積極的に参画し、国際協力を進めようとしている。

### 4 材料開発

水の温度、圧力状態図と従来軽水炉であるBWR, PWRとSCWRの冷却水圧力、温度域を図3に示す。SCWRの炉心冷却水は、圧力は炉内全体で高压 (25 MPa) であるが、温度は、炉の下部で臨界点以下 (約290℃)、上部に行くに従って上昇し超臨界 (500℃以上) となる。この環境中で中性子照射を受けること、更には経済性すなわち製造性や製造コストが重視されることから、図4に示すような材料要求項目が

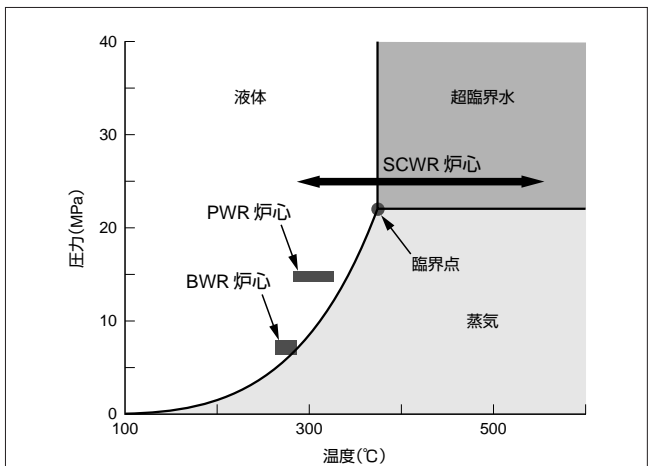


図3. 水の温度、圧力状態図と現行軽水炉、SCWRの冷却水領域 — 水の温度、圧力による状態図を示す。BWR, PWRが液体の水中で運転されるのに対し、SCWRは液体と超臨界水の両方にまたがっている。  
Phase diagram of water with temperature ranges of coolant of light-water reactors

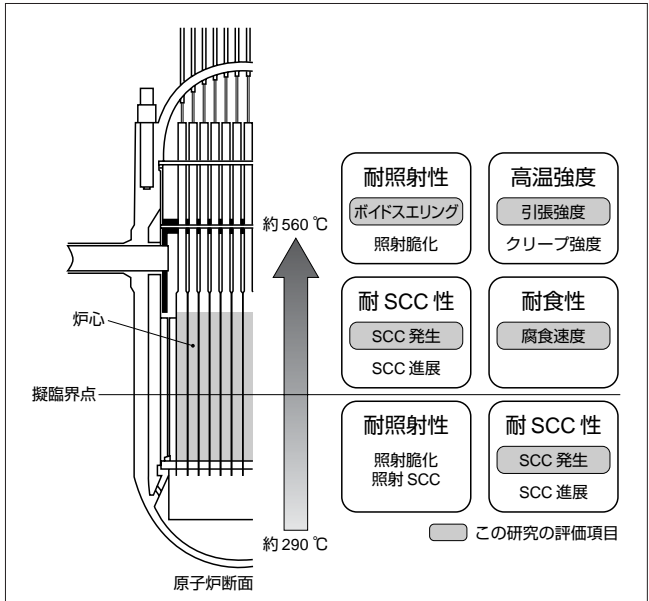


図4. SCWR材料に要求される項目 — SCWR材料の想定技術課題と対応する要求項目を示す。高温高压での照射、腐食の問題がある。  
Requirements for SCWR materials

考えられる。SCWRを実用化するためには、超臨界圧水条件という原子力分野では経験のない厳しい環境下でも十分な信頼性を持って使用できる燃料被覆管及び原子炉構造材の開発が必要である。現在、軽水炉の燃料被覆管として、中性子経済に優れたジルカロイ(ジルコニウム合金)が使用されているが、350℃を超える高温下では強度不足である。

このような課題を踏まえ、図5のような考え方で材料選定試験を行った<sup>(1)</sup>。候補材は、これまで運用実績のある超臨界火力発電プラント、超臨界水酸化(SCWO：Supercritical Water Oxidation)廃棄物処理設備、高速増殖炉(FBR：Fast Breeder Reactor)などの適用材や適用候補材から抽出した。しかし超臨界火力発電プラントやSCWOでは、高温強度や耐食性について評価されているが、クリープ特性、耐照射評価はされていない。FBRでは、高温強度や高温照射特性について評価されているが、腐食データは乏しい。

材料選定は、耐食性、耐照射性、高温強度の三つの項目評価を中心に行い、それぞれの材料の特性と既存データの調査から合理的な試験計画を立案した。耐照射性については、電子線照射又はイオン照射した金属組織の観察により評価した。耐食性は、超臨界圧環境中での全面腐食試験、応力腐食割れ(SCC)試験により評価した。高温強度は、常温と550℃での引張試験により評価した。

図6に超臨界環境における500時間の全面腐食試験の結果を示す。耐食性については、オーステナイトステンレス鋼及びニッケル(Ni)基合金は優れているが、フェライトステンレス鋼では腐食量が多く、現状では採用が難しいことがわかった。

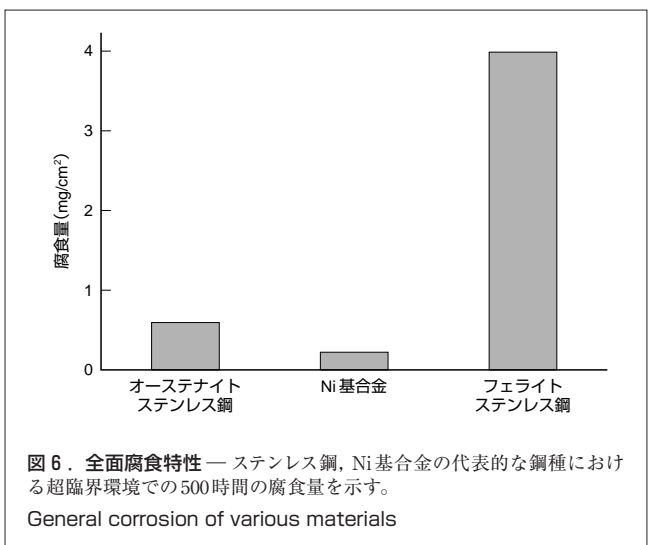
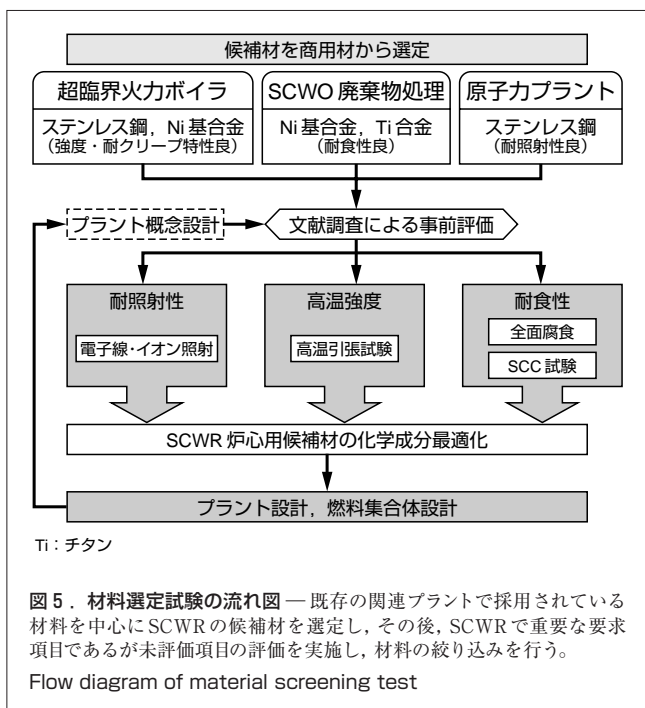


図6. 全面腐食特性 — ステンレス鋼, Ni基合金の代表的な鋼種における超臨界環境での500時間の腐食量を示す。  
General corrosion of various materials

熱処理を施して鋭敏化したオーステナイトステンレス鋼SUS304(以下、鋭敏化SUS304鋼と略記)の各温度でのSCC感受性を評価した結果<sup>(2)</sup>を図7に示す。これは、温度の低い軽水炉環境では鋭敏化SUS304鋼のSCCが発生しやすいが、超臨界環境ではほとんど発生しないことを示している。

耐照射性は、Ni基合金、フェライトステンレス鋼は良好であるが、オーステナイトステンレス鋼は、商用材のままではボイドスエリングが大きく耐照射性の改良が必要であることが判明した<sup>(3)</sup>。

高温強度は、ステンレス鋼, Ni基合金ともに優れていた<sup>(3)</sup>。

そこで、これまで軽水炉で実績はあるが、高温での照射特性の劣るオーステナイトステンレス鋼を改良して、ボイドスエリングの抑制を目指すことにした。ここでは、結晶粒を微細化することで耐照射性の改善を試みた。結晶粒は微細化する

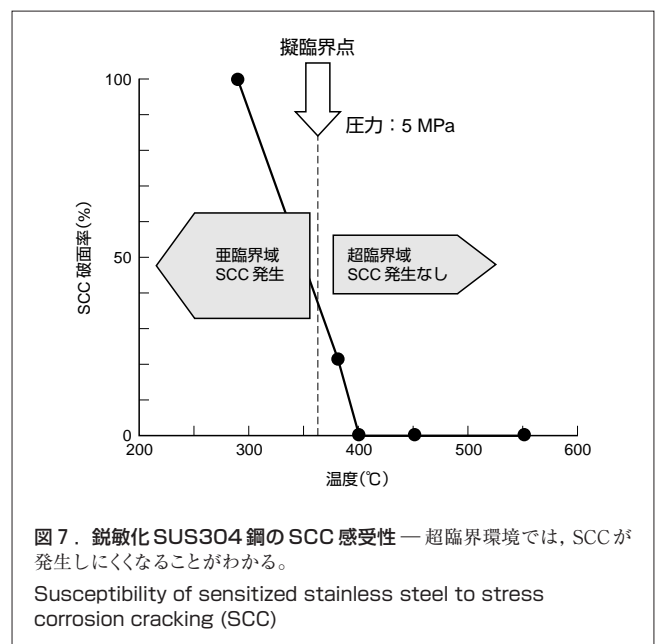
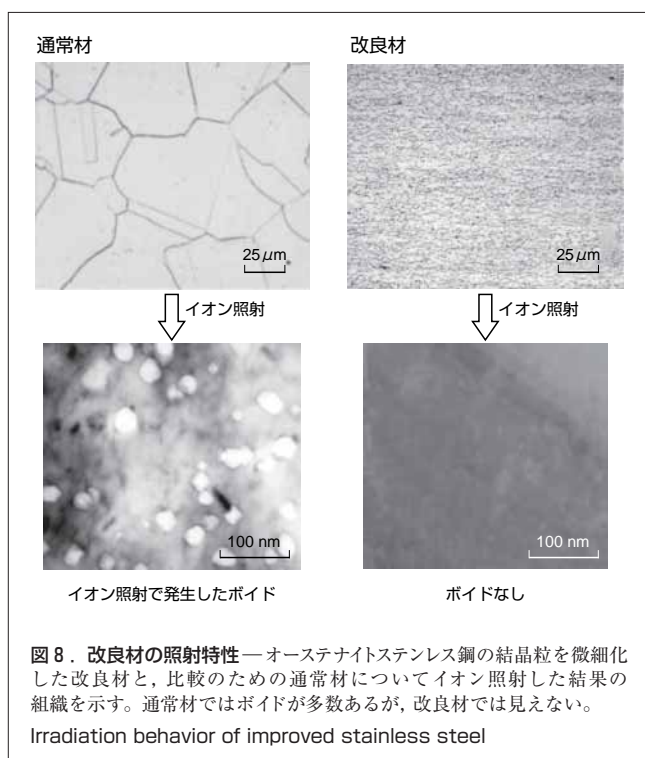


図7. 鋭敏化SUS304鋼のSCC感受性 — 超臨界環境では、SCCが発生しにくくなるのがわかる。  
Susceptibility of sensitized stainless steel to stress corrosion cracking (SCC)

ると欠陥の挙動が変化するために強度が向上することが一般に知られており、ボイドスエリングの原因である照射点欠陥の挙動も変化することを期待したのである。商用ベースの選定材の平均結晶粒径は、50 μm から 100 μm あるが、それに冷間加工 + 熱処理を加えることで、粒径 1 μm のものを作成した。その評価結果を図 8 に示す。左が改良前の通常材、右が結晶粒微細化の改良を行った材料である。同じ条件でイオン照射した場合、ボイドの生成が抑制されていることがわかる<sup>(4)</sup>。結晶粒を微細化することで高温強度、耐食性が向上していることも試験で確認した。



これまでの試験で、Ni 基合金と改良オーステナイトステンレス鋼については良好な性能が示され、材料面での SCWR の成立性が示された。

## 5 あとがき

これまでの研究で、様々の候補材が検討されて、これらのいくつかは、模擬環境下で良好であることが明らかとなった。

これにより、SCWR 材料の成立性検討の段階が終了し、実証性検討へ発展させていく予定である。そのとき、より現実に近い原子炉照射試験を行い、照射と超臨界圧水の複合的な作用に対する評価を行う必要がある。また、絞り込まれた候補材に対して設計に資するための広範なデータベースの蓄積を進めるとともに、設計条件と整合性のある試験条件の選定を平行して進めなければならない。

これらの試験は、規模も大きく、時間もかかることから開発の加速、試験の効率化を鑑み、海外機関と協力して進めることを計画している。海外での SCWR 開発の取組みが活発化しており、材料開発に限っては、既に米国とカナダ、米国と韓国が共同研究に着手している。これらの国々に加え、最近の国際会議では、EU (欧州連合) の台頭が目覚ましい。日本では、2004 年 4 月に次世代原子炉開発に関する日米の協定が結ばれ、海外協力が本格化しようとしている。

日本発の技術、日本がリードしている技術を日本の産官学の連携で向上させ、実用化につなげ、国内はもとより世界の電気の安定供給を確保するための将来のエネルギー技術に寄与することがこの技術開発の狙いである。

## 謝辞

この研究は、“革新的実用原子力技術開発提案公募事業” ((財) エネルギー総合工学研究所) の一環として実施したものである。関係各位に深く感謝の意を表します。

## 文献

- (1) 鹿野文寿,ほか.“超臨界圧水軽水炉の材料開発”.日本学術振興会 133 委員会(2002).
- (2) Tsuchiya.Y., et al.“SCC properties of metals under supercritical-water cooled power reactor conditions”.Corrosion2004. 04485, 2004.(CD-ROM)
- (3) Kano.F., et al.“Irradiation and SCC properties of metal under supercritical-water cooled power reactor conditions”.ICAPP 03. 3285, 2003.(CD-ROM)
- (4) (財)エネルギー総合工学研究所.“革新的実用原子力技術開発提案公募事業.”超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発”.成果報告書,(平成 16 年 3 月).



鹿野 文寿 KANO Fumihisa, Dr.Eng.

電力・社会システム社 電力・社会システム技術開発センター 金属・セラミクス技術開発部主査,工博。原子力材料の開発,評価に従事。日本金属学会,日本原子力学会,日本顕微鏡学会 会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center



土屋 由美子 TSUCHIYA Yumiko

電力・社会システム社 電力・社会システム技術開発センター 金属・セラミクス技術開発部。原子力材料の開発,特に腐食・防食評価に従事。腐食防食協会 会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center



斎藤 宣久 SAITO Norihisa, Dr.Eng.

電力・社会システム社 電力・社会システム技術開発センター 金属・セラミクス技術開発部主幹,工博。原子力材料の開発,評価に従事。日本金属学会,日本原子力学会,腐食防食協会,電気化学会 会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center



大川 雅弘 OKAWA Masahiro

電力・社会システム社 原子力事業部 原子力エンジニアリングセンター主務。新型炉のシステム開発,設計に従事。日本原子力学会 会員。

Nuclear Energy Systems & Services Div.