

**革新的実用原子力技術開発費補助事業
平成20年度成果報告書概要版**

Innovative and Viable Nuclear Energy Technology (IVNET)
Development Project

超臨界圧水冷却炉(SCWR)の材料開発

「超臨界圧水中腐食の評価」

平成21年3月

株式会社 東 芝
株式会社 日立製作所
日立GEニュークリア・エナジー株式会社
東 北 大 学
日本原子力研究開発機構

本報告書は、株式会社 東芝、株式会社 日立製作所、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、東北大学、及び日本原子力研究開発機構が連携して経済産業省からの補助金を受けて実施した技術開発の成果報告書であり、その著作権は上記連携機関に属します。本報告書の一部または全部について使用・転載する場合には、事前に許可を受ける必要があります。

超臨界圧水冷却炉(SCWR)の材料開発(平成 20 年度)
Development of Materials for Supercritical Water-Cooled Reactor (SCWR)

研究者の所属と氏名

株式会社 東芝 Toshiba Corporation	三村 聡 S. Mimura 斎藤 宣久 N. Saito 樋口 真一 S. Higuchi	大川 雅弘 M. Ookawa 鹿野 文寿 F. Kano 櫻井 俊吾 S. Sakurai	山田 勝己 K. Yamada 土屋 由美子 Y. Tsuchiya 師岡 慎一 S. Morooka
株式会社 日立製作所 Hitachi, Ltd.	金田 潤也 J. Kaneda	木藤 和明 K. Kitoh	笠原 茂樹 S. Kasahara
日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社 Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.	守屋 公三明 K. Moriya	松浦 正義 M. Matsuura	
東北大学 Tohoku University	四竈 樹男 T. Shikama	鳴井 実 M. Narui	松井 秀樹(現、名誉教授) H. Matsui
日本原子力研究開発機構 Japan Atomic Energy Agency	大塚 智史 S. Ohtsuka		

事業成果概要

「超臨界圧水冷却炉(SCWR)の材料開発」(以下、本事業)を平成16年度から平成20年度まで実施した。本事業全体の成果は以下の通りである。

キーワード：

第4世代原子力システム、超臨界圧水、燃料被覆管、原子炉構造材料、中性子照射、高温機械強度、クリープ強度、全面腐食、応力腐食割れ、照射脆化、スエリング、相安定性

1. 目的

発電性能向上とシステム簡素化により経済性に優れた超臨界圧水冷却炉(SCWR)の実用化に向けて、燃料被覆管を初め、SCWRの炉内環境で使用できる材料の開発が不可欠である。本事業では、SCWR用候補材料の中性子照射特性、高温での機械強度特性、超臨界圧水中での腐食特性を評価し、候補材料の絞込みと材料特性データの蓄積を行い、SCWRの開発・設計に資するデータベースを構築することを目的とする。

また、上記材料試験と設計との整合性を確認する目的で、プラント目標仕様の設定、燃料被覆管に対する要求の検討、原子炉の構造・材料の検討等の設計検討を行い、得られた試験結果を燃料被覆管健全性評価にフィードバックして成立性評価を実施する。

2. 技術開発成果

本事業は「設計との整合性評価」、「SCWR温度条件での照射特性」及び「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」の3つのサブテーマからなる。なお、「設計との整合性評価」及び「SCWR温度条件での照射特性」については、平成19年度を以って終了しており、本報告書は「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」の成果について記載するものである。

2.1. 設計との整合性評価

本サブテーマでは、最新の知見を元にSCWRのプラント目標仕様を設定した。特に、材料試験の条件設定に必要な燃料・炉心の仕様を決定し、被覆管の健全性確保の観点から必要な材料特性を明確にし、材料試験の項目・試験範囲等を設定した。また、原子炉構造及び材料について検討し、SCWR特有の構造となる原子炉出口ノズルの構造解析を行って技術課題を明確にした。

材料試験と燃料・炉心設計の取合い点として重要な燃料被覆管表面最高温度(MCST)について検討を進め、燃料・炉心設計の改良により、冷却材炉心出口平均温度を超臨界圧火力並みに高めつつ、MCSTを現実的な範囲に抑える設計ができる見通しを得た。さらに、伝熱流動試験等の今後、注力すべき技術開発内容を明確にした。

材料試験の結果を被覆管健全性評価にフィードバックし、燃料被覆管として成立する可能性のある材料を示した。

本サブテーマは、平成19年度を以って終了した。

2.2. SCWR 温度条件での照射特性

前項の結果を受け、燃料被覆管への適用を想定し、定常及び過渡時に相当する温度にて高温引張り強度、クリープ特性及び相安定性の評価を行った。非照射試験の結果から有望と考えられる候補材を用い、実炉と同様な製造工程で細薄肉管の試作を行い、被覆管の製造性を確認した。また、照射下内圧クリープ試験及び照射後の高温引張り試験、硬さ測定、ミクロ組織観察により、SCWR温度条件における機械特性変化、ボイドスエリング、ヘリウム脆化、相安定性を評価した。燃料被覆管の設計上クリープ特性が最も重要と考えられるが、いくつかの候補材は設計要求である50000時間のクリープ強度を満足すると評価された。また、照射下内圧クリープ試験の結果、700°Cのクリープ変形に対しては熱クリープが支配的であることが判明した。本サブテーマは、平成19年度を以って終了した。

2.3. 照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果

平成20年度までの開発で以下の成果を得た。

燃料被覆管への適用を想定し、SCWR冷却水温度条件における非照射材の全面腐食試験を行い、温度、時間及び溶存酸素濃度をパラメータとして重量変化及び減肉量を評価した。材料間の腐食特性を比較し、HCM12、SUS316L系材料、SUS310S系材料、Ni基合金の順に重量変化、減肉量ともに減少することが分かった。また、温度依存性から減肉量を外挿して700°Cでの減肉量を求めSUS310S系材料及びNi基合金の燃料被覆管への適用可能性が判明した。ODS鋼の全面腐食特性を評価し、Cr濃度が増加するに従い重量変化が小さくなることが確認された。

中性子照射材を用いた超臨界水中の全面腐食試験については、小型の腐食試験装置を設計・製作し、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター内の放射線管理区域内に設置した。この装置を用いて、中性子照射した試験片を超臨界圧水中600°C、溶存酸素8ppm、浸漬時間500時間の全面腐食試験を実施した。供試材は、非照射試験の結果より耐食性が良好であったSUS310S系材料(及びその改良材)から約600°Cで照射した中性子照射量2水準で試験片を選択し、試験に用いた。同時に腐食試験に装荷した同一化学成分の非照射材との比較より、SUS310S及びそれをベースとした改良材の腐食増量は概ね同等であり、フェライト/マルテンサイト系ステンレス鋼やSUS316L等に比べて耐食性は十分に優れていた。このことは燃料被覆管の成立性、健全性を腐食減肉の観点より評価する上で、中性子照射の影響は小さい可能性が示唆された。

低歪速度試験(SSRT)にて各候補材の550°Cまでの応力腐食割れ(SCC)感受性を評価した。超臨界域で温度の上昇とともに鋭敏化ステンレス鋼のSCC感受性が低下する一方、550°Cでは殆どのオーステナイト系材料の表面に微細き裂が発生することがわかった。この原因を調べるために、真空中SSRT試験を実施し、このき裂が熱クリープによる粒界すべりを主因とすると推定された。照射試験炉「JMTR」にて、600°CでBWRの照射誘起応力腐食割れ(IASCC)の発生下限といわれる照射量(4×10^{24} n/m²、E>1MeV)まで照射したミニチュア試験片のSSRT試験を実施し、SUS310S、Zr添加310、微細粒310にSCC感受性発現が無いことから、SCWR高温部での照射はBWR温度に比べIASCC加速性が高くないことが判明した。

3. まとめ

本事業を通して、当初予定していた目標を達成することができた。今後、本事業で得られた成果を有効に活用し、SCWRの早期実現に向けて国内外の研究開発協力の枠組みを利用し、さらに技術開発を進めていく予定である。

Outcome of Project

The Project of “Development of Materials for Supercritical-Water-Cooled Reactor” (hereinafter this Project) has been conducted from fiscal year (FY) 2004 through FY 2008, which produces the following outcomes.

Keywords:

Generation-IV Nuclear System, Supercritical-Pressure Water, Fuel Cladding, Reactor Structure Material, Neutron Irradiation, High Temperature Mechanical Strength, Creep Strength, General Corrosion, Stress Corrosion Cracking (SCC), Swelling, Phase Stability

1. Objective

The SCWR is an innovative Light Water Reactor, which has high potential of improving the economics of power generation system mainly through its high thermal efficiency and system simplification. To make this potential viable, material development for SCWR core components, especially for fuel claddings, is indispensable. In this Project, the material data accumulation essential for reactor design, and the material selection for SCWR core components are carried out through the evaluation of neutron irradiation effects, high-temperature mechanical strength and corrosion characteristics in supercritical-pressure water.

In addition, to keep the material tests consistent with the SCWR design, design studies are carried out on the target plant specifications, requirements for the fuel cladding material, reactor structure and materials, and so on. The test data are used to evaluate the integrity of fuel claddings.

2. Outcome of Technology Development

This Project consists of three sub-themes, which are ‘Material/design compatibility’, ‘Irradiation properties under SCWR temperature condition’ and ‘Complex effect of irradiation and SCW corrosion’.

Material/design compatibility

In this sub-theme, target specifications of SCWR plant have been set. Especially, the specifications of the fuel and core have been set, which is necessary for determining material test conditions, and the material characteristics necessary for the integrity of fuel claddings are clarified to decide the items and their ranges of the material tests. The reactor structure and materials are studied and structural analyses of the outlet nozzle, which is specific to SCWR, to make the technical issues clear.

The Maximum Cladding Surface Temperature (MCST) is one of the most important specifications for both design and the material tests. Improvements on fuel/core design have shown the possibility to keep the MCST low enough, while the main

steam temperature is as high as that of fossil-fired power plants.

Technologies to be developed in the future R&D are made clear.

The material test data are used in the evaluation of the fuel cladding integrity and it has been shown feasible. This sub-theme was closed successfully in the end of 2007 FY.

Irradiation properties under SCWR temperature condition

Assuming the application to fuel claddings, high-temperature strength, creep strength and phase stability were evaluated for the candidate materials at elevated temperatures corresponding to the steady and transient states of SCWR plant operation. The manufacturability of the small-diameter tube with thin wall for the potential candidate alloys was confirmed through the trial tests in the factory of the actual fuel cladding tube. The mechanical properties, void swelling, helium embrittlement and phase stability were evaluated by means of pressurized tube tests under neutron irradiation and post irradiation examination on high-temperature strength, hardness, micro structure observation. The creep rupture stress for 50000 hours was evaluated using Larson-Miller parameter, considering the importance of creep performance for fuel tube design. The results demonstrated that some candidate alloys satisfied the requirement for creep strength at 700°C. The results of the pressurized tube tests revealed that the creep deformation was dominated by thermal effect rather than at 700°C.

This sub-theme was closed successfully in the end of FY2007.

Complex effect of irradiation and SCW corrosion

Weight change and penetration rate were evaluated via general corrosion tests with unirradiated samples on the parameters of temperature, exposure time and dissolved oxygen concentration. Corrosion resistance increased in the order of HCM12, SUS 316L, SUS 310S, Ni base alloys. The penetration rate at 700°C was estimated by extrapolation of corrosion data, which results showed the possibility of SUS 310S family and Ni base alloys. Oxide dispersion strengthened (ODS) steels demonstrated the decreasing weight change with increasing chromium contents.

Corrosion test loop with an autoclave was installed to handle radioactive specimens due to neutron irradiation in the hot laboratory of International Research Center for Nuclear Materials Science, Institute for Materials Research (IMR), Tohoku University. Specimens, which were irradiated with neutrons at 600°C (design temperature) in JMTR irradiation capsule and JOYO irradiation capsule, were used for general corrosion tests in supercritical pressurized water at 600°C. The selected specimens were made of SUS310S and modified alloys of SUS310S. General corrosion of irradiated specimens were studied for 500 hours under the condition of

supercritical-pressure water at 600°C, 8ppm dissolved oxygen. Weight change of the irradiated specimens showed slightly larger than that of unirradiated specimens, but much less than that of SUS316L. These facts suggest that general corrosion seemed not to be accelerated by neutron irradiation. Therefore, corrosion thinning of the fuel claddings in supercritical pressured water under neutron irradiation would not be a serious issue on the fuel design from the view points of the integrity of them.

Stress corrosion cracking (SCC) properties were evaluated up to 550°C utilizing slow strain rate tests (SSRT). While SCC susceptibility of sensitized material decreased with increasing temperature in supercritical region, most austenitic alloys exhibited a significant number of surface cracks. Through SSRT under vacuum condition, these surface cracks were understood to be primarily caused by grain boundary slip due to thermal creep. The SSRT was performed for miniature size specimens irradiated in JMTR at 600°C with fluence up to 4×10^{24} n/m², which is regarded to be the lower limit of irradiation assisted (IA) SCC under the BWR condition. It was revealed that the high-temperature irradiation in SCWR did not have higher effect than BWR temperature for IASCC.

3. Summary

The objectives of this project have been fulfilled. The outcome of the project will be utilized effectively to promote technology development for early realization of the SCWR plant in domestic and international collaborations.

平成 19 年度及び平成 20 年度要旨

「超臨界圧水冷却炉(SCWR)の材料開発」(以下、本事業)を平成16年度より開始した。本報告では平成19年度及び平成20年度に得た成果について報告する。

キーワード：

第4世代原子力システム、超臨界圧水、燃料被覆管、中性子照射、高温機械強度、全面腐食、応力腐食割れ

1. 目的

発電性能向上とシステム簡素化により経済性に優れた超臨界圧水冷却炉(SCWR)の実用化に向けて、燃料被覆管を初め、SCWRの炉内環境で使用できる材料の開発が不可欠である。本事業では、SCWR用候補材料の中性子照射特性、高温での機械強度特性、超臨界圧水中での腐食特性を評価し、候補材料の絞込みと材料特性データの蓄積を行い、SCWRの開発・設計に資するデータベースを構築することを目的とする。

また、上記材料試験と設計との整合性を確認する目的で、プラント目標仕様の設定、燃料被覆管に対する要求の検討、原子炉の構造・材料の検討等の設計検討を行い、得られた試験結果を燃料被覆管健全性評価にフィードバックして成立性評価を実施する。

2. 技術開発成果

本事業は「設計との整合性評価」、「SCWR温度条件での照射特性」及び「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」の3つのサブテーマからなる。なお「設計との整合性評価」、「SCWR温度条件での照射特性」は平成19年度までに終了したため記載は割愛し、「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」について述べる。

平成19年度～20年度に実施した開発で以下の成果を得た。

燃料被覆管への適用を想定し、SCWR冷却水温度条件における非照射材の全面腐食試験を行い、温度、時間及び溶存酸素濃度をパラメータとして重量変化及び減肉量を評価した。材料間の腐食特性を比較し、HCM12、SUS316L系材料、SUS310S系材料、Ni基合金の順に重量変化、減肉量ともに減少することが分かった。また、温度依存性から減肉量を外挿して700℃での減肉量を求めSUS310S系材料及びNi基合金の燃料被覆管への適用可能性が判明した。ODS鋼の全面腐食特性を評価し、Cr濃度が増加するに従い重量変化が小さくなることが確認された。

中性子照射材を用いた超臨界水中の全面腐食試験については、小型の腐食試験装置を設計・製作し、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター内の放射線管理区域内に設置した。この装置を用いて、中性子照射した試験片を超臨界圧水中600℃、溶存酸素8ppm、浸漬時間500時間の全面腐食試験を実施した。供試材は、非照射試験の結果より耐食性が良好であったSUS310S系材料(及びその改良材)から600℃で照射した中性子照射量2水準で試験片を選択し、試験に用いた。同時に腐食試験に装荷した同一化学成分の非照射材との比較より、SUS310S及びそれをベースとした改良材の腐食増量は概ね同等であり、フェライト/マルテンサイト系ステンレス鋼やSUS316L等に比べて耐食性は十分に優れていた。このことは

燃料被覆管の成立性、健全性を腐食減肉の観点より評価する上で、中性子照射の影響は小さい可能性が示唆された。

模擬温度下における耐SCC性データベースの完成を目的として、温度550℃におけるH2材の耐SCC評価及び温度290℃におけるAlloy625の耐SCC評価を実施し、いずれもSCCの感受性が低いことが判明した

3. まとめ

平成19年度及び平成20年度は、上記サブテーマ「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」について所定の技術開発を進めた。上述のように、当初の予定通りの成果を上げることができた。

今後は、本事業で得られた成果を有効に活用し、SCWRの早期実現に向けて国内外の技術協力の枠組みを利用し、さらに技術開発を進めていく予定である。

Summary of FY2007 and FY2008 Results

The Project of “Development of Materials for Supercritical-Water-Cooled Reactor” (hereinafter this Project) has been conducted since fiscal year (FY) 2004. The following results have been produced in FY 2007 and FY2008.

Keywords:

Generation-IV Nuclear System, Supercritical-Pressure Water, Fuel Cladding, Neutron Irradiation, High Temperature Mechanical Strength, General Corrosion, Stress Corrosion Cracking

1. Objective

The SCWR is an innovative Light Water Reactor, which has high potential of improving the economics of power generation system mainly through its high thermal efficiency and system simplification. To make this potential viable, material development for SCWR core components, especially for fuel claddings, is indispensable. In this project, the material data accumulation essential for reactor design, and the material selection for SCWR core components are carried out through the evaluation of neutron irradiation effects, high-temperature mechanical strength and corrosion characteristics in supercritical-pressure water.

In addition, to keep the material tests consistent with the SCWR design, design studies are carried out on the target plant specifications, requirements for the fuel cladding material, reactor structure and materials, and so on. The test data are used to evaluate the integrity of fuel claddings.

2. Results

This project consists of three sub-themes, which are ‘Material/design compatibility’, ‘Irradiation properties under SCWR temperature condition’ and ‘Complex effect of irradiation and SCW corrosion’. The former two sub-themes were closed successfully on the end of FY2007. Major results of ‘Complex effect of irradiation and SCW corrosion’ are show as follows.

Following FY2006, general corrosion tests were carried out to evaluate temperature dependence of weight change and penetration rate with unirradiated samples. Corrosion resistance increased in the order of HCM12, SUS 316L, SUS 310S, Ni base alloys. The penetration rate at 700°C was estimated by extrapolation of corrosion data at 500°C, 550°C and 600°C, which results showed the possibility of SUS 310S family and Ni base alloys. Corrosion tests on ODS alloys demonstrated the weight change decreased with increasing chromium contents.

Corrosion test loop with an autoclave was installed to handle radioactive specimens due to neutron irradiation in the hot laboratory of International Research

Center for Nuclear Materials Science, Institute for Materials Research (IMR), Tohoku University. Specimens, which were irradiated with neutrons at 600°C (design temperature) in JMTR irradiation capsule and JOYO irradiation capsule, were used for general corrosion tests in supercritical pressurized water at 600°C. The selected specimens were made of SUS310S and modified alloys of SUS310S. General corrosion of irradiated specimens were studied for 500 hours under the condition of supercritical-pressure water at 600°C, 8ppm dissolved oxygen. Weight change of the irradiated specimens showed slightly larger than that of unirradiated specimens, but much less than that of SUS316L. These facts suggest that general corrosion seemed not to be accelerated by neutron irradiation. Therefore, corrosion thinning of the fuel claddings in supercritical pressured water under neutron irradiation would not be a serious issue on the fuel design from the view points of the integrity of them.

SCC tests were performed for H2 alloy at 550°C and for Alloy 625 at 290°C to complete SCC database. The both alloys showed low susceptibility to SCC.

3. Summary

The objectives of this project have been fulfilled. The outcome of the project will be utilized effectively to promote technology development for early realization of the SCWR plant in domestic and international collaborations.

目 次

事業成果概要/Outcome of Project	i
平成 19 年度及び平成 20 年度要旨/ Summary of FY2007 and FY2008 Results	vii
目 次	xi
1. はじめに	1-1
1.1. 背 景	1-1
1.2. SCWR 用材料開発の課題と開発プロセス	1-1
1.3. 本事業の目的	1-1
2. 技術開発計画	2-1
2.1. 本事業の全体像	2-1
2.2. 全体の開発計画と平成 19 年度及び平成 20 年度の開発計画	2-2
2.3. 技術開発体制	2-3
3. 成果の概要	3-1
3.1. 照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果の評価	3-1
3.1.1. はじめに	3-1
3.1.2. 全面腐食特性評価	3-1
3.1.3. 中性子照射材の超臨界圧水中浸漬試験	3-10
3.1.4. 非照射材の応力腐食割れ感受性評価	3-15
3.1.5. まとめ	3-18
3.2. 海外プロジェクトとの情報交換	3-19
3.3. 事業成果の一覧	3-22
4. まとめ	4-1
4.1. 全体のまとめ	4-1
4.2. 今後の計画	4-3
4.3. 成果の自己評価	4-4

1. はじめに

1.1. 背景

原子力の開発は、これまで信頼性・安全性の確保に重点をおきつつ、大型化と習熟効果により経済性を向上させて、日本国内だけで50基以上の商業用原子炉の導入という成果に結びついた。さらに近年は地球環境保全・エネルギー安定供給の点で原子力の優位性が認められつつあり、地球温暖化対策でも有力な対策の一つと位置付けられている。このような状況から、将来の原子力利用の拡大に向けて、経済性に優れた革新的な原子力プラントの開発が求められている。その一つの方法として、火力発電技術の発展経緯からも推察されるように、蒸気サイクルの高温高圧化(超臨界圧化)による発電性能向上とシステムの簡素化・小型化が有力である。

超臨界圧水を冷却材として用いた軽水炉の概念は、1990年頃に東京大学から提案された。これまで東大を中心に、国内外で多くの研究開発が続けられている。国内では、東大での研究成果を出発点に、超臨界圧水冷却炉(SCWR)の実用化を目指した経済産業省の公募事業「超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発」が2000年度より2004年度まで国内の大学及び原子炉メーカーが連携して実施された(以下、METI公募事業)。

海外では、カナダ、アメリカ、韓国、ユーラトム、フランス、中国等でSCWRに関連した技術開発が行われている。2002年には原子力先進国が協力して開発することを決めた、第4世代原子力システムの一つに選定された。

1.2. SCWR 用材料開発の課題と開発プロセス

SCWRの実用化には、高温、高圧、中性子照射下でかつ超臨界圧水環境という、これまで経験のない厳しい条件下でも十分な信頼性をもって使用できる燃料被覆管及び原子炉構造材料の開発が必要不可欠の開発課題となっている。METI公募事業でも、材料開発を概念設計、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た。商用材のスクリーニングとそれらの改良策の検討を実施し、いくつかの有望な候補材と、それらの材料の改良に向けた方策が示された。次の段階として、より実条件に近い環境下での評価が必要と考えられる。

SCWRの材料開発は、3つのフェーズを経て実用化へ至る道筋を想定している。すなわち、METI公募事業で実施された商用材のスクリーニングをPhase-I、それを受けて実施される本事業はPhase-IIと位置づけられる。本事業終了後は、実機条件を想定したIn-Pile試験を含む実証試験によって、最終的な材料特性を確認していく計画である。

1.3. 本事業の目的

本事業は、経済性向上に優れた革新的軽水炉であるSCWRの実用化に向けた材料開発を行うことを目的とする。具体的には以下の2項目を目標として技術開発を進める。また、米国との国際協力プロジェクトの推進により、次世代原子力技術者のリーダー育成にも資する。

SCWR燃料被覆管材料・原子炉構造材料の選定、及び材料データベース構築

開発目標達成へ向けた燃料・炉心設計の改良、及び材料の改良

これらの目的を達成することにより、SCWRプラントの実用化を進め、原子力発電の経済性向上に資することが本事業の最終的な目標である。

2. 技術開発計画

2.1. 本事業の全体像

本事業における技術開発の流れを図 2.1-1に示す。

本事業は、概念設計を行うサブテーマ1と材料の試験・評価を行うサブテーマ2及び3からなる。

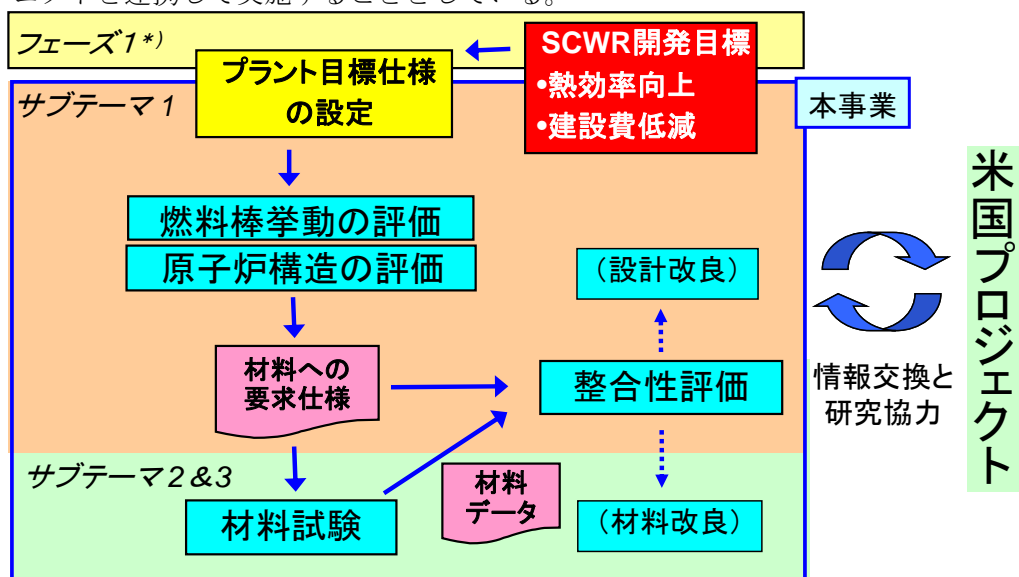
平成12年度から16年度に実施したMETI公募事業(フェーズ1)において、BOP系を含めたSCWRプラントの概念検討を行い、開発目標を設定した。

サブテーマ1「設計との整合性評価」では、この開発目標を受けて、本事業で対象とする具体的なSCWRプラントの目標仕様を設定する。その仕様に基づき、燃料棒挙動、原子炉構造の評価を行い、材料への要求事項を検討して、試験条件を明確化する。また、材料試験結果について、設計との整合性を評価する。試験結果が目標仕様を満足できない場合は、設計の改良または材料の改良について検討する。

サブテーマ2「SCWR温度条件での照射特性」では、照射炉を用いた中性子照射を行い、耐照射性についてより厳密な評価を行う。また、設計に資するデータベース構築のためにこれまでに絞り込まれた候補材と新たな開発材に対し、高温での機械特性、相安定性等の評価を行う。

サブテーマ3「照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果」では、中性子照射後の試験片に対し超臨界圧水中腐食試験を行う。ただし、平成19年度及び平成20年度は、本サブテーマを別の事業として実施した。

また、本事業は「国際協力研究開発分野」のプロジェクトとして、米国のSCWR材料開発プロジェクトと連携して実施することとしている。



*) 革新的実用原子力技術開発提案公募事業 (H12年度~H16年度)
「超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発」

図 2.1-1 技術開発の流れ

2.2. 全体の開発計画と平成19年度及び平成20年度の開発計画

本事業全体の開発計画を図2.2-1に示す。平成19年度及び平成20年度の開発計画は、ハイライトして示している。

サブテーマ1では、材料への要求仕様の検討の一環として、ペレット被覆管機械的相互作用(PCMI)の発生を許容する燃料設計を採用した場合の燃料棒挙動について評価する。燃料・炉心設計の改良としては、炉心の小型化と燃料温度の低減を目的として、燃料集合体及び炉心の概念設計を行い、燃料棒挙動の評価に反映させる。また、原子炉構造物材料の検討として、原子炉構造の簡易的な検討を行い、この構造に対する健全性の評価から、適用材料の選定と構造材への要求仕様について検討する。サブテーマ2及び3からの試験結果については、随時設計との整合性の評価を進める。

サブテーマ2では、前項結果を受け、定常及び過渡を想定した高温強度の評価を行う。また実炉と同様な製造工程で候補材による被覆管の試作を行う。さらにそれらの被覆管の照射クリープを調べるため、中性子照射試験を開始する。また候補材のSCWRの炉心条件でのヘリウム生成量を計算し、ヘリウム脆化について検討する。

サブテーマ3では、SCWR模擬環境中での腐食特性(全面腐食、応力腐食割れ)データ取得と材料要求仕様の達成可能性評価のために、全面腐食試験とSSRT試験を実施する。ただし、サブテーマ3については、平成19年度よりサブテーマ1、2とは別の事業として、平成20年度まで実施する。

実施項目		平成16年度 (2004年度)	平成17年度 (2005年度)	平成18年度 (2006年度)	平成19年度 (2007年度)	平成20年度 (2008年度)
サブ テ マ 1	SCWRプラント目標仕様の設定					
	材料への要求仕様の検討					
	材料試験項目の検討					
	試験結果の評価					
	燃料・炉心設計の改良					
	原子炉構造・材料の検討					
同 2	高温機械強度試験					
	クリープ特性試験					
	ヘリウム脆化特性試験					
同 3	全面腐食試験					
	SCC特性試験					
共 通 項 目	材料の被覆管への適用検討					
	試験装置整備					
	材料照射					
	照射後試験					

図 2.2-1 全体開発計画

2.3. 技術開発体制

本事業における技術開発は、(株)東芝、(株)日立製作所、日立GEニュークリア・エネルギー(株)、東北大学、日本原子力研究開発機構の連携体制で実施している。

米国側は以下3つのサブテーマからなり、全体取りまとめをアイダホ国立研究所、技術の統括をミシガン大学が行う。

(1)機械特性…アイダホ国立研究所、ミシガン大学、ウィスコンシン大学

(2)表面改質による腐食特性向上…ウィスコンシン大学、ミシガン大学

(3)中性子照射後試験…ミシガン大学

(いずれも最初の機関がリーダー)

日本側チームと米国側チームは適宜情報を交換しつつ連携して研究開発を遂行する。

3. 成果の概要

3.1. 照射損傷と超臨界圧水中腐食の複合効果の評価

3.1.1. はじめに

SCWRの燃料被覆管や炉内構造材料は、超臨界圧水に曝され、かつ中性子照射を受けるとい
う、これまでに経験したことのない過酷な使用環境にある。また、最近の設計仕様では燃料被
覆管温度700℃以上という高温の要求がされている。全面腐食は温度上昇に伴い進行が加速され
ることから、想定される温度での腐食試験が必要であるが、650℃を超える高温領域で試験可能
な超臨界圧水中腐食試験装置はなく、腐食特性データが存在しないのが実情である。そのため
材料選定及び構造設計の上ではそのデータを取得あるいは外挿により予測する必要がある。そ
こで、平成19年度及び平成20年度においては、全面腐食特性の温度依存性を評価した。また、
燃料被覆管への適用の上では腐食減肉が重要であることから、脱膜処理を施して減肉量も評価
した。

一方これまでに種々の材料の全面腐食特性を評価してきた中で、フェライト/マルテンサイト
系ステンレス鋼は耐照射脆性、耐スエリング性の面で有望でありながら、Cr含有量が少ないた
めに超臨界圧水中での耐食性に難があった。近年、Cr濃度を高めた酸化物分散強化(Oxide
dispersion strengthened: ODS)鋼の全面腐食特性が良好であるとの報告があることから、平成
19年度及び平成20年度においては、これらも候補材に加えて全面腐食特性を確認した。

更に応力腐食割れ(SCC)感受性に関しては、水の臨界点以下に比べて超臨界環境中ではSCC
感受性が低下することを既に確認しているが、炉内で想定される種々の水質でのSCC感受性評
価が必要と考えられる。また、照射損傷抑制のための改良材が開発されており、それらのSCC
感受性評価も実施する必要がある。

以上のことを鑑み、平成19年度及び平成20年度は、非照射材の全面腐食試験及び低歪速度試
験(SSRT)を実施した。

3.1.2. 全面腐食特性評価

(1) 非照射材の腐食特性

平成19年度及び平成20年度の非照射材の腐食特性評価試験に用いた供試材の化学成分を表
3.1-1に示す。H1材、H2材はそれぞれSUS316L、SUS310Sの耐スエリング性能向上のためZr
を微量添加した開発材、T3材はSUS310Sの結晶粒微細化開発材、T6材、T7材はクリープ強度
を高めるためにT3材に微量元素を添加した開発材、更にT6N材はクリープ強度を高めるためT6
材の結晶粒をやや大きめの細粒とした開発材である。またODS鋼はMm14、D20、MA957、
MA956の順にCr濃度が上昇し、それぞれのCr濃度は8.91%、11.1%、14.2%、20.21%と言っ
た特徴を有する。これらODS鋼を以下ではそれぞれ9Cr- ODS、11Cr-ODS、14Cr-ODS、
20Cr-ODSと呼ぶ。平成19年度及び平成20年度に実施した超臨界圧水中全面腐食試験マトリッ
クスを表 3.1-2に示す。

図 3.1-1は、各温度の超臨界圧水(溶存酸素濃度(DO) 8ppm)に500時間浸漬した後の重量変化
を示す。重量変化の大きかった供試材グループのうち、600℃浸漬後のH1材、SUS316L、
SUS304において、表面の酸化皮膜のはく離が認められた。しかしHCM12、ODS鋼には、表面

酸化皮膜のはく離は認められず、温度の上昇に伴って重量変化は増加する傾向が認められた。これは温度の上昇とともに形成される酸化皮膜が厚くなったことによると考えられる。一方重量変化の小さかった供試材グループのうち、T7材、T3材、Alloy 690はいずれの温度でも重量が減少したが、酸化皮膜のはく離は認められず、その重量変化の絶対値は温度が高くなるに従い大きくなる傾向が認められた。なお、ODS鋼の全面腐食特性は、Cr濃度が増加するに従い重量変化が小さくなることが確認された。

全面腐食による重量変化は、酸化による重量変化と溶出による重量減少の総和であり、一般に時間の増加及び温度上昇とともに増加することが知られている。燃料被覆管への適用性を評価するには減肉量を評価する必要があることと、酸化皮膜のはく離を生じた場合には重量変化で腐食特性を比較することができないことから、熔融Li法を用いて、腐食試験により形成された酸化皮膜を除去(脱膜処理)し、試験前の試験片重量の差分から腐食によって減少した正味の重量変化に基づいた減肉量を用いて評価した。図 3.1-2は、得られた減肉量の対数を浸漬試験温度の逆数(1/T)で整理した結果を示す。Alloy 600およびAlloy 690を除きいずれの材料とも良い直線の関係を示していることがわかる。ここで減肉量の温度依存性を、アレニウスの式((1)式)に当てはめて評価した。

$$\Delta W = A_0 \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \dots\dots\dots(1)$$

- A_0 : 定数
- E : 活性化エネルギー
- k : ボルツマン定数
- T : 絶対温度

図 3.1-2に示した減肉量のアレニウスプロットから減肉量の見かけの活性化エネルギーを求めた値を表 3.1-3に示す。ここでの直線近似性を示すために決定係数(以下R²値)も合わせて示す。ニッケル基合金を除く供試材はR²値が0.97以上となっており直線近似性が良いことがわかる。一方、Alloy 600、625、690のR²値は0.9以下で、その他の供試材で認められたような直線近似性は認められなかった。

また、SUS304、SUS316L、H1材は見かけの活性化エネルギーがいずれも1.1 eVを超え、その他の材料に比べ温度上昇により減肉量が著しく増大する傾向があると考えられる。SUS304、SUS316L、H1材以外の見かけの活性化エネルギーは1.0 eV未満であり、特にSUS310S、Alloy 625、H7の見かけの活性化エネルギーは小さな値を示した。従って、これらの材料の減肉量は温度上昇に対して緩やかに増加すると考えられる。

減肉量評価結果から各材料のSCWR燃料被覆管への適用性を評価した。SCWR燃料被覆管は、700℃で50,000時間の使用が想定されている。そこで、図 3.1-2より得られた600℃までの減肉量評価結果を外挿し、700℃における減肉量を評価した。また、(2)式に従い、減肉による母材厚さの減少量、すなわち減肉深さ D_{loss} を求めた。

$$D_{loss} = \Delta W / \rho \dots\dots\dots(2)$$

ρ : 材料の密度

また全面腐食による重量変化の時間依存性は、(3)式に従うものとして評価した。

$$\Delta W = C_0 t^n \dots\dots\dots(3)$$

C_0 : 定数

t : 時間

n : 指数

ここで n は $1/3 \sim 1/2$ の値を取ると考えられており、減肉量を大きく見積もってより保守的な評価結果を得るため $n=1/2$ とした。

以上の仮定に基づいて、 700°C 、 $1,000$ 時間での減肉量から 700°C 、 $50,000$ 時間での減肉量を求め、(3)式に基づいて減肉深さに換算した値を表 3.1-3に示す。SUS304、SUS316L、HCM12、H1材の減肉深さはそれぞれ $570 \mu\text{m}$ 、 $720 \mu\text{m}$ 、 $820 \mu\text{m}$ 、 $1160 \mu\text{m}$ と評価され、いずれも被覆管設計厚さの $450 \mu\text{m}$ を超える結果であった。一方、SUS310S、Alloy 625、H2材、T3材、T7材の減肉深さはそれぞれ $27 \mu\text{m}$ 、 $4 \mu\text{m}$ 、 $42 \mu\text{m}$ 、 $35 \mu\text{m}$ 、 $14 \mu\text{m}$ であり、被覆管設計厚さの $1/10$ 以下であった。

以上のことより、全面腐食特性の観点からは、SUS304、SUS316L、HCM12、H1材等は母材のまま燃料被覆管に適用することは困難であり、一方SUS310S、Alloy 625、H2材、T3材、T7材は、腐食による減肉の観点からは有望であると考えられる。またAlloy 600、Alloy 690の減肉厚さはそれぞれ $77 \mu\text{m}$ 、 $63 \mu\text{m}$ であり、強度設計検討や温度や水質等の使用条件緩和により、候補材となりうると思われる。

以上のような観点より、 700°C 、 25MPa 、 $\text{DO } 8 \text{ppm}$ の超臨界圧水環境中で減肉深さが $45 \mu\text{m}$ となる時間を評価した結果を図 3.1-23に示す。この図からも、SUS310S、Alloy 625、H2材、T3材、T7材は $50,000$ 時間以上となり、腐食による減肉の観点からは有望であると考えられる。SCWR燃料被覆管候補材として選択するに当たっては、高温強度およびクリープ強度の強度評価等を加味する必要があるが、これらの材料は有望な選択肢であると考えられる。

表 3.1-1 供試材の化学組成(wt.%)

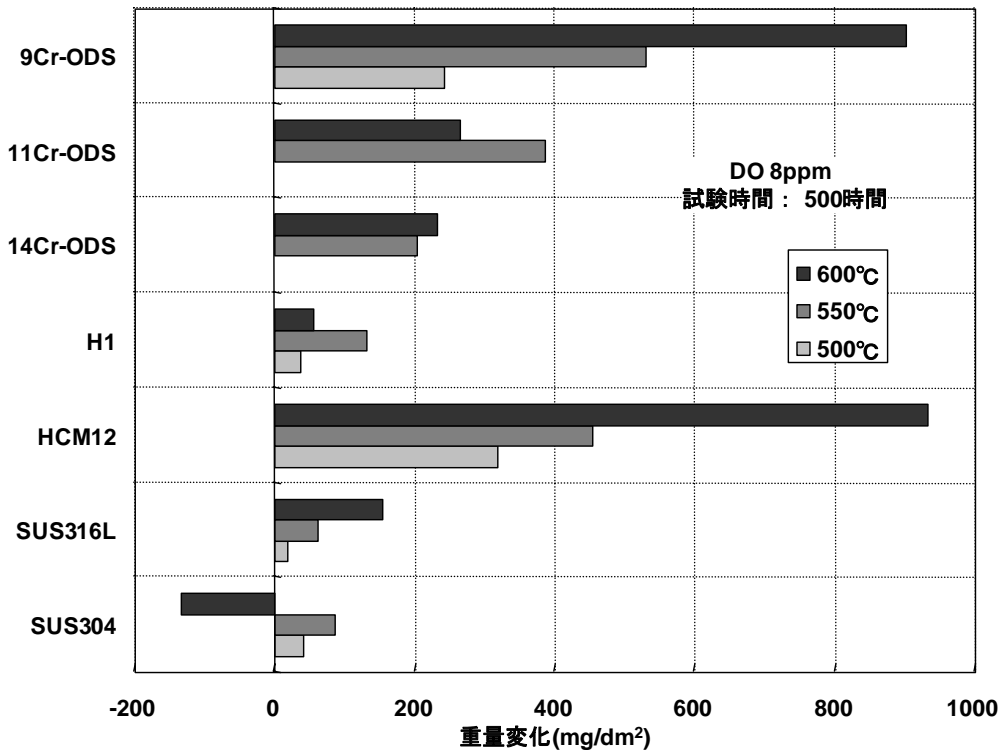
	C	Si	Mn	P	Ni	Cr	Fe	Mo	Al	Ti	Nb+Ta	Zr	W	V	Cu
SUS316L	0.023	0.67	0.96	0.028	12.21	17.57	Bal.	2.08	-	-	-	-	-	-	-
SUS310S	0.05	0.70	1.26	0.016	19.17	25.19	Bal.	-	-	-	-	-	-	-	-
HCM12	0.11	0.23	0.48	0.018	-	11.97	Bal.	0.95	-	-	0.05	-	0.99	0.25	-
Alloy 600	0.07	0.19	0.33	-	74.79	14.63	9.77	-	-	-	-	-	-	-	0.22
Alloy 625	0.01	0.10	0.15	0.009	61.21	21.40	3.61	9.26	0.19	0.30	3.76	-	-	-	-
Alloy 690	0.02	0.33	0.29	0.01	59.05	29.45	10.3	-	-	-	-	-	-	-	0.02
H1(SUS316L+Zr)	0.006	0.46	0.73	0.016	10.71	16.54	Bal.	2.22	-	-	-	0.56	-	-	-
H2(SUS310S+Zr)	0.034	0.51	0.74	0.016	20.82	25.04	Bal.	0.51	-	-	-	0.59	-	-	-

供試材	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Fe	Mo	Others
T3 材	0.099	0.25	1.20	<0.005	0.0007	21.92	24.74	Bal.	-	Ti:0.81, N:0.0006 Co<0.01
T6N 材	0.092	0.25	1.43	<0.050	0.0014	22.81	25.03	Bal.	2.38	Ti:0.41, Nb:0.26 N:0.002, Co<0.01
T7 材	0.1	0.24	1.49	<0.005	0.0017	22.81	24.97	Bal.	2.04	Zr:0.002, Nb:0.58 N:0.0015

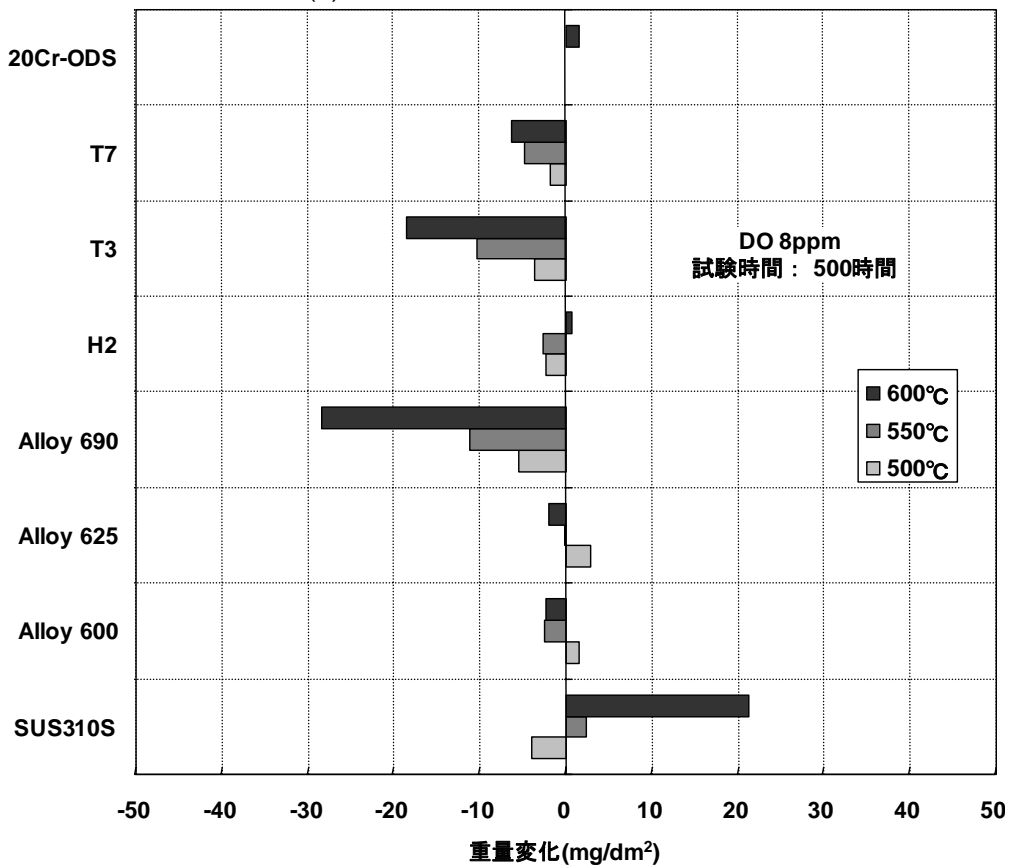
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Fe	Mo	W	Ti	Al	N	Y ₂ O ₃	O
9Cr-ODS Mm14	0.14	0.01	<0.01	<0.005	0.003	0.01	8.91	Bal.	-	1.97	0.21	-	0.013	0.356	0.17
11Cr-ODS D20	0.026	0.011	0.004	0.0008	0.0021	0.26	11.1	Bal.	0.3	-	0.85	-	0.0223	0.28	0.11
14Cr-ODS MA957	0.014	0.03	0.06	-	-	0.24	14.2	Bal.	0.3	-	1.00	-	0.036	0.27	0.21
20Cr-ODS MA956	-	-	-	-	-	-	20.21	Bal.	-	-	0.35	4.35	0.048	0.52	0.22

表 3.1-2 超臨界圧水環境中全面腐食試験マトリックス

	条件 1	条件 2	条件 3
試験温度	500°C	550°C	600°C
試験圧力	25 MPa	25 MPa	25 MPa
溶存酸素濃度	8ppm	8ppm	8ppm
導電率	<0.1 μ S/cm	<0.1 μ S/cm	<0.1 μ S/cm
試験時間	500 時間、1,000 時間	500 時間、1,000 時間	500 時間、1,000 時間
試験材料	SUS304、SUS316L、 SUS310S、HCM12、 Alloy 600、Alloy 625、 Alloy 690、 H1 材、H2 材、T3 材、T7 材、 9Cr-ODS	SUS304、SUS316L、 SUS310S、HCM12、 Alloy 600、Alloy 625、 Alloy 690、 H1 材、H2 材、T3 材、T7 材、 9Cr-ODS、11Cr-ODS、 14Cr-ODS、20Cr-ODS	SUS304、SUS316L、 SUS310S、HCM12、 Alloy 600、Alloy 625、 Alloy 690、 H1 材、H2 材、T3 材、T7 材 9Cr-ODS、11Cr-ODS、 14Cr-ODS、20Cr-ODS



(a)重量変化が大きかった供試材



(b)重量変化が小さかった供試材

図 3.1-1 超臨界圧水中の全面腐食試験による重量変化温度依存性
(溶存酸素濃度(DO)8ppm 浸漬試験時間 500 時間)

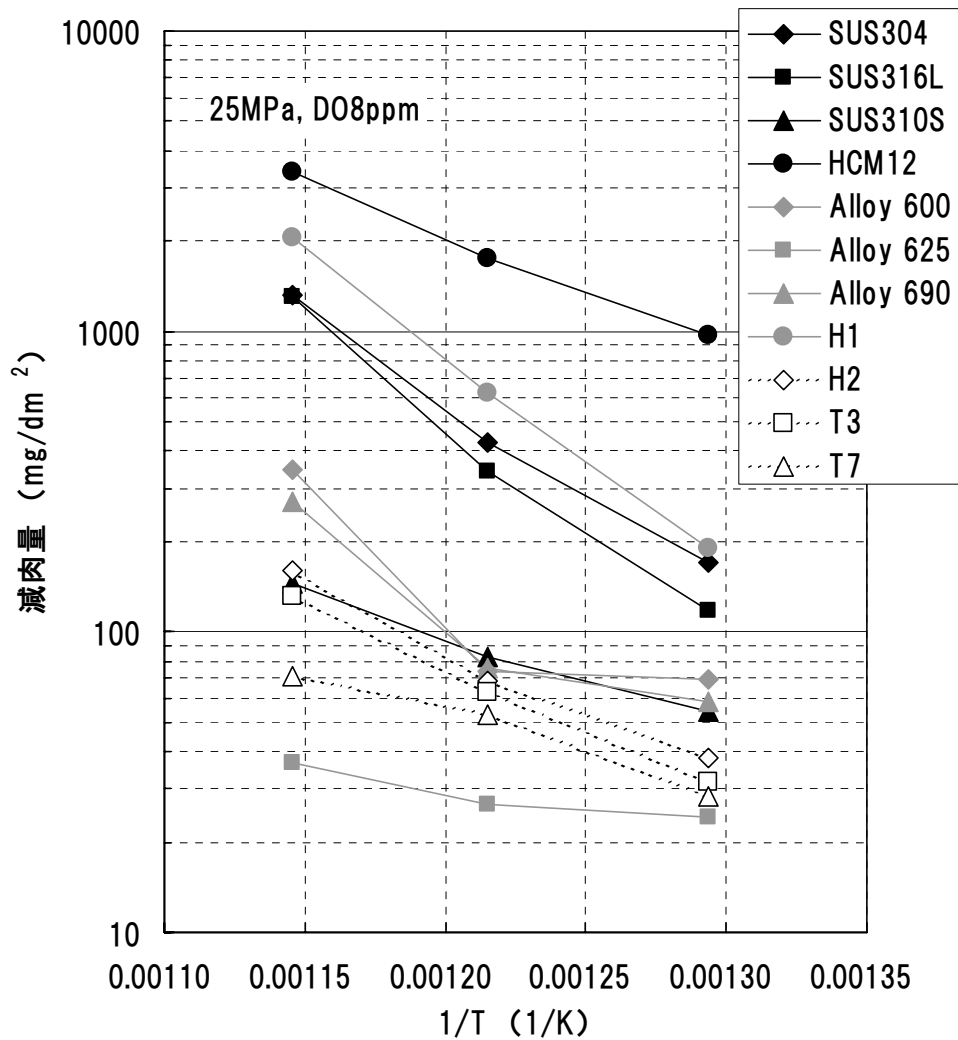


図 3.1-2 各供試材を浸漬した後の減肉量のアレニウスプロット
 (試験条件 : DO=8ppm 1000 時間浸漬後、脱膜して減肉量を評価)

表 3.1-3 超臨界圧水中での減肉の見かけの活性化エネルギー(E)と
700°Cでの減肉量および減肉深さ(D_{loss})の外挿値

材料	密度	$\Delta W = A_0 \exp\left(-\frac{E}{kT}\right)$			700°C、1000 時間		700°C、50000 時間
		E (eV)	A_0	R^2	減肉量 (mg/dm ²)	減肉深さ (μm)	減肉深さ (μm)
SUS304	7.93	1.19	9.61E+09	0.9917	6,380	80.50	569.0
SUS316L	8.00	1.39	1.35E+11	0.9908	8,140	102.00	720.0
SUS310S	7.98	0.57	2.78E+05	0.9844	305	3.82	27.0
HCM12	7.80	0.73	5.57E+07	0.9947	9,020	116.00	818.0
Alloy 600	8.47	0.92	5.20E+07	0.7520	919	10.90	76.7
Alloy 625	8.44	0.24	8.01E+02	0.8964	48	0.57	4.1
Alloy 690	8.19	0.87	2.40E+07	0.8432	728	8.89	62.8
H1 材	8.00	1.38	1.81E+11	0.9990	13,100	164.00	1,160.0
H2 材	7.98	0.83	9.28E+06	0.9810	468	5.86	41.5
T3 材	7.98	0.82	7.15E+06	0.9971	394	4.94	34.9
T7 材	7.98	0.54	9.33E+04	0.9722	156	1.95	13.8

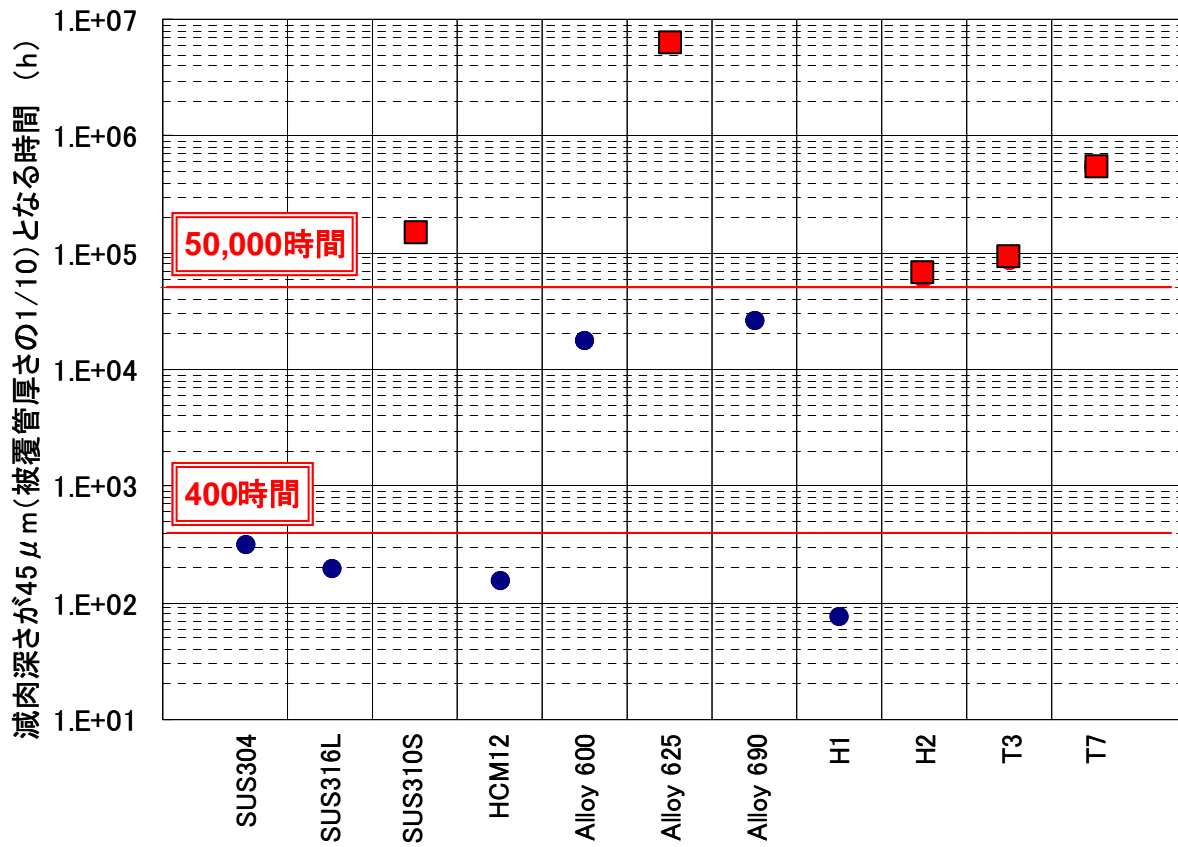


図 3.1-3 700°C、25 MPa、DO 8ppm の超臨界圧水環境中に浸漬したときに、
減肉深さ(D_{loss})が $45 \mu\text{m}$ (被覆管厚さの 1/10)となる時間の評価結果

3.1.3. 中性子照射材の超臨界圧水中浸漬試験

材料試験炉JOYO及びJMTRにおいて中性子照射した供試材を超臨界圧水中に浸漬し、試験前後の重量変化を測定することにより、超臨界圧水中における供試材の腐食挙動の評価に資することを目的として実施した。

供試材の中性子照射に用いた材料照射炉と照射条件(設計値)を表 3.1-4に示す。照射温度は、ここに示した設計値を公称値として用いることとする。平成20年度に実施した中性子照射材の超臨界圧水中腐食試験には、JMTR照射材、及びJOYO CMIR-6の600℃照射キャプセルに装荷した腐食試験片を用いた。表 3.1-5は、超臨界圧水中浸漬試験マトリックスを示す。また浸漬試験条件は以下の通りとした。

- ・ 溶存酸素：8ppm(入口水)
- ・ 温度：600℃
- ・ 浸漬時間：約 500 時間

なお中性子照射材の超臨界圧水中腐食試験は、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターのホットラボ棟管理区域に設置したオートクレーブを含む高温水ループを使用した。

図 3.1-4は、それぞれの試験片の重量変化を比較した結果を示す。SUS310Sにおいては、1点を除いていずれの試験片においても正の重量変化が認められた。またJOYO照射した供試材よりもJMTR照射した供試材の方が重量増は大きくなった。同様の傾向は、H2材においても認められた。一方材料照射マトリックスの都合により、T6N材とT3材については同一供試材で直接JOYO照射とJMTR照射の結果を比較することは出来なかったが、T6N材でSUS310SおよびH2材と同様JMTRの照射により、重量増加が増える傾向が見られた。

図 3.1-5は、供試材ごとの超臨界圧水中での腐食による重量変化の傾向を検討することを目的に、ミニチュア腐食試験片で評価した重量変化を平均した値で比較した結果を示す。比較のため、600℃、25 MPa、DO 8ppmの環境に500時間浸漬した通常サイズ試験片で評価した重量変化の結果も併記した。

今回の結果より、非照射材と照射材の重量変化挙動はオーダで同程度と評価することが出来る。また耐食性の点で難があると評価されたSUS316Lに比べて重量変化は十分小さく、中性子照射を受けても、SUS310S及びその改良材は十分良好な耐食性を示すことが期待される。

このことより、燃料被覆管の減肉挙動に及ぼす中性子照射の影響は小さく、設計の観点からは、燃料被覆管健全性への中性子照射のインパクトは少ないと推察される。但し、今回の結果だけで超臨界圧水中の全面腐食挙動に及ぼす中性子照射の影響を直ちに評価することは難しく、非照射材に対して実施した各種の詳細評価、例えば皮膜除去法を用いてネットの腐食重量(すなわち減肉量)評価の結果や、照射後のマイクロ組織、酸化皮膜の性状解析等に関する知見を引き続き収集し、これらを総合した評価を進める必要がある。

表 3.1-4 試験炉及び照射条件

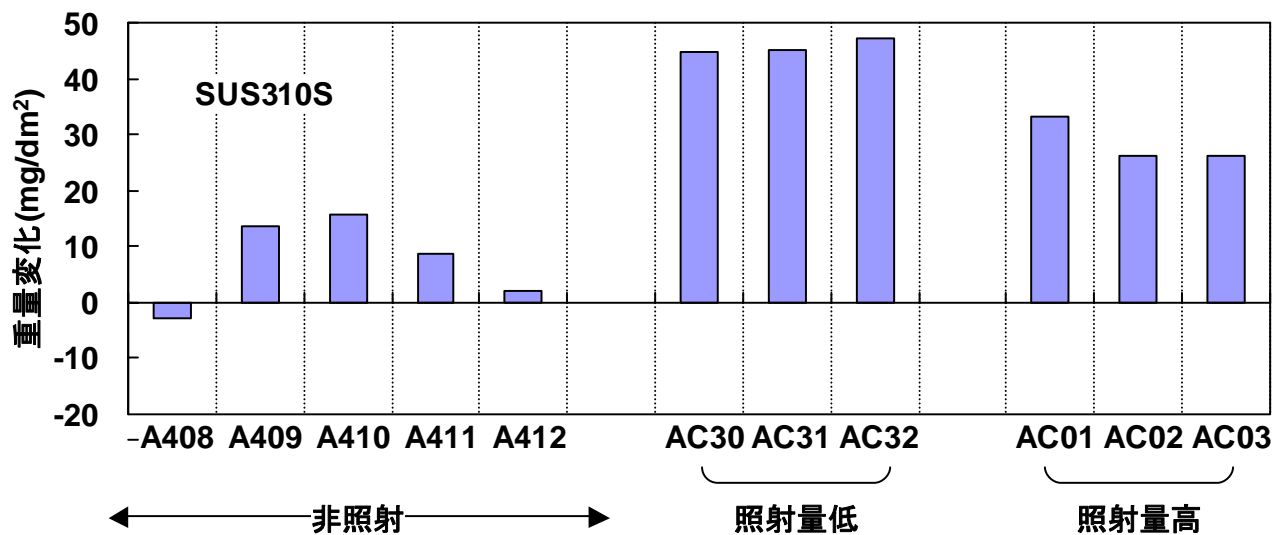
試験炉	照射位置・リグ	サイクル	温度(公称値)、雰囲気	照射量(公称値)	試験片
JMTR	<ul style="list-style-type: none"> ・照射孔 : G-6 ・位置 : +250mm 付近、3 段目 E、F 位置 	163,164,165	<ul style="list-style-type: none"> ・ 600°C(熱電対によるキャプセル温度計測・制御) ・ ヘリウムガス 	<ul style="list-style-type: none"> ・ $8.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ TEM ・ 引張試験片 ・ 腐食試験片
JOYO	CMIR-6	Mk-III 炉心でサイクル 3,4,5,6(合計 240 日照射)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 500°C、600°C ・ ヘリウムガス 	<ul style="list-style-type: none"> ・ $4.3 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ・ $1.2 \times 10^{26} \text{n/m}^2$ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ TEM ・ 引張試験片 ・ 腐食試験片

表 3.1-5 超臨界圧水中浸漬試験マトリックス

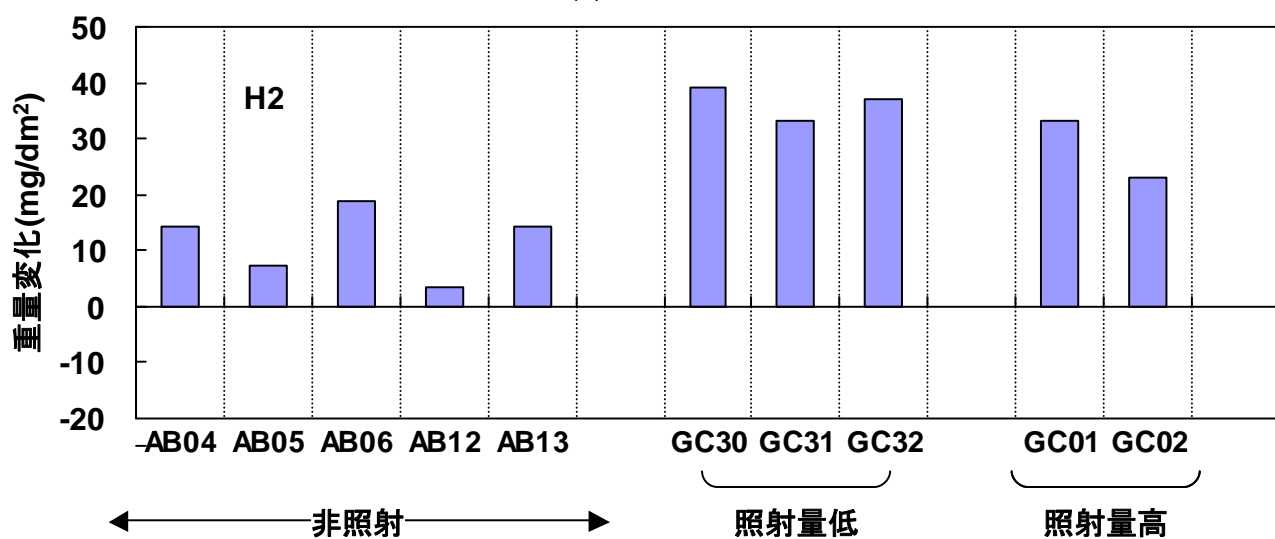
供試材	ID	中性子照射条件			浸漬試験条件			評価項目※3)	備考
		区分	照射量	温度	温度	溶存酸素	浸漬時間	重量測定・外観観察	
SUS310S	AC01, AC02, AC03	高※1)	1.2×10^{26} n/m ²	600℃	600℃	8ppm	500 時間	◎(3)	第1ラン装荷
	AC30, AC31, AC32	低※2)	5.0×10^{24} n/m ²	600℃				◎(3)	第2ラン装荷
	A408, A409, A410 A411, A412	非照射	—					◎(3)	第1ラン装荷
				◎(2)				第2ラン装荷	
H2 材	GC01, GC02, GC03	高	1.2×10^{26} n/m ²	600℃				◎(3)	第1ラン装荷
	GC30, GC31, GC32	低	5.0×10^{24} n/m ²	600℃				◎(3)	第2ラン装荷
	AB04, AB05, AB06 AB12, AB13	非照射	—					◎(3)	第1ラン装荷
				◎(2)				第2ラン装荷	
T6N 材		高	(照射材なし)					—	—
	EC30, EC31	低	5.0×10^{24} n/m ²	600℃	◎(2)	第1ラン装荷			
	6NC1, 6NC2, 6NC3	非照射	—		◎(3)	第1ラン装荷			
T3 材	EC01, EC02, EC03	高	1.2×10^{26} n/m ²	600℃	◎(3)	第2ラン装荷			
		低	(照射材なし)		—				
	T31, T32, (T33)	非照射	—		◎(3)	第2ラン装荷			

※1)JOYO CMIR-6(ガスボンド照射) ※2)JMTR 照射(照射孔 G-6)

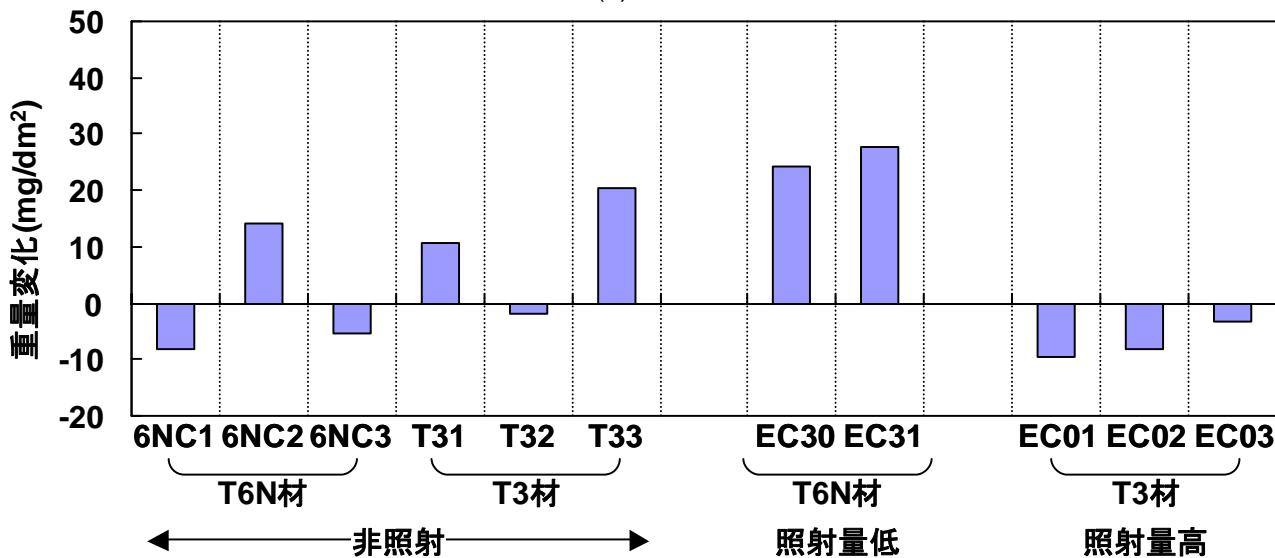
※3) ◎ : 実施 — : 実施せず () : 繰返し数



(1) SUS310S



(2) H2 材



(3) T6N 材及び T3 材

図 3.1-4 各試験片の重量変化の比較

(試験条件 : 600°C 25MPa DO : 8ppm 浸漬時間 500 時間)

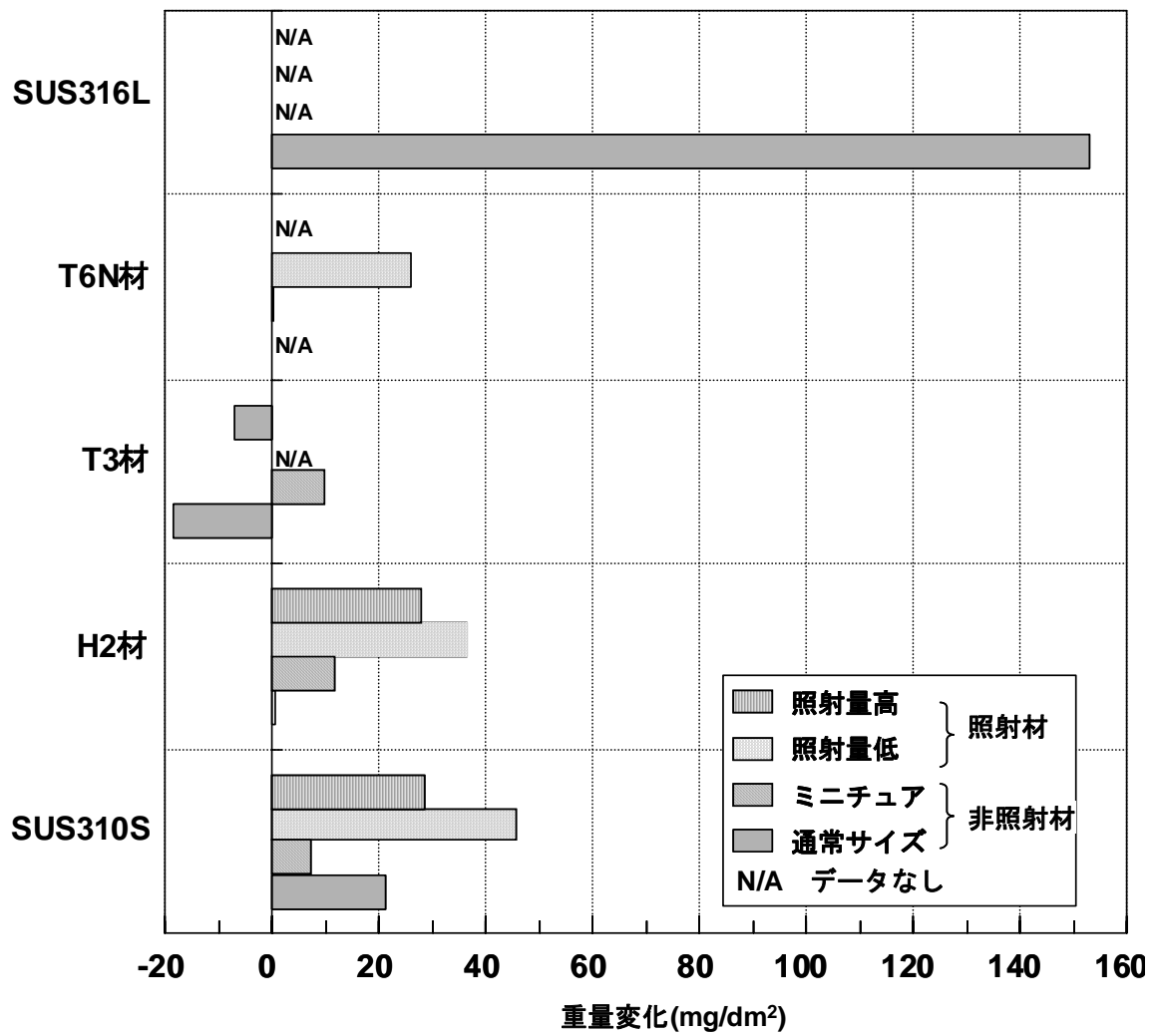


図 3.1-5 超臨界圧水中浸漬試験後の重量変化に及ぼす中性子照射の影響
 (試験条件 : 600°C 25MPa DO : 8ppm 浸漬時間 500 時間)

3.1.4. 非照射材の応力腐食割れ感受性評価

本事業では、耐照射性及び耐食性から候補材とされた材料(SUS310S、Alloy690、Alloy625、微細粒310(T6材)、Zr添加310(H2材))のSCWR模擬環境下における応力腐食割れ(SCC)感受性評価、SCC及び側面微小き裂発生に及ぼす歪速度、溶存酸素(DO)及び水中微量不純物の影響評価を実施した。

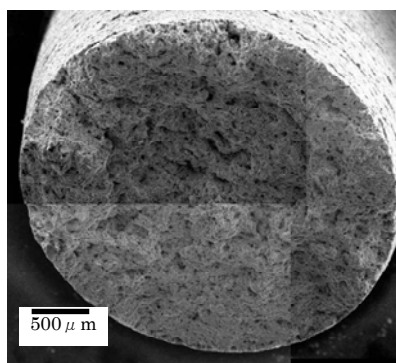
平成18年度までの試験で、SUS310Sは温度290℃及び550℃においてSCCの発生が認められ、SCC感受性を持つことが分かった。T6材は温度290℃及び550℃ともに、H2材は温度290℃においてSCCの発生は認められなかった。また、温度550℃においてSUS310S及びAlloy690のSCC感受性に対するDOの影響は小さいことが分かった。

平成19年度は、SCWR模擬温度下における候補材のSCC感受性データベースの拡充を目的として、低歪速度試験(SSRT)により、温度550℃におけるH2材及び温度290℃におけるAlloy625のSCC感受性評価を実施した。表 3.1-6に平成19年度実施SSRTの結果、図 3.1-6に試験後のH2材の破断面SEM写真およびAlloy625の側面SEM写真を示す。

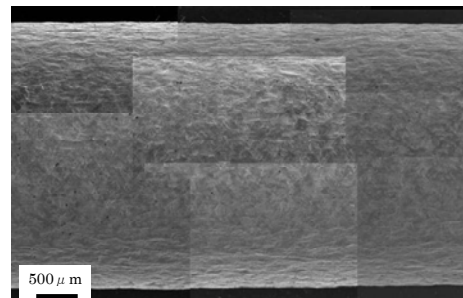
表 3.1-6 平成19年度実施 SSRT 試験の結果

材料	環境	圧力 (MPa)	温度(℃)	最大応力 (MPa)	破断歪 (%)	SCC 有無
H2 材	DO8ppm	25	550	342	59	無
Alloy625	DO8ppm	25	290	797	65 以上	無*

*伸び測定限界値を超えたので、破断せず試験終了



(a)H2 材の破断面 SEM 写真
(DO8ppm、温度 550℃)



(b)Alloy625 の側面 SEM 写真
(DO8ppm、温度 290℃)

図 3.1-6 試験後の H2 材の破断面 SEM 写真および Alloy625 の側面 SEM 写真

図 3.1-6 (a)より、改良材であるH2材は550℃においてもSCC発生は認められず、平成18年度の290℃における結果と併せて、超臨界及び亜臨界温度域におけるSCC感受性が低いことが分かった。温度290℃におけるAlloy625は、伸び検出限界値を超えても破断せず、図 3.1-6 (b)に示すように側面にもき裂は認められなかったことから、SCC感受性は低いと判断した。

表 3.1-7にこれまでのSCC試験結果のまとめを示す。温度290℃から550℃の範囲内でSCC感受性が低いと判断される材料は、オーステナイト系ステンレス鋼ではSUS316L、Ni基合金ではAlloy600お

よび690であることがわかった。オーステナイト系ステンレス鋼の改良材であるT6材およびH2材はともに耐SCC性が高いことがわかった。

表 3.1-7 これまでの SCC 試験結果のまとめ

	材料										
	オーステナイト系ステンレス鋼			フェライト系	Ni 基合金			Ti 合金	改良材		
	温度 (°C)	鋭敏化 SUS304	SUS 316L	SUS 310S	12Cr 1Mo	Alloy 600	Alloy 690	Alloy 625	Ti- 15Mo	T6 材 (微細粒 310S)	H2 材 (Zr 添加 310S)
SCC 発生 有無	290	有	無	有	—	無	無	無	—	無	無
	380	有	—	—	—	無	—	—	—	—	—
	400	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	450	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	550	無	無	有	無	無	無	有	有	無	無

3.1.5. まとめ

平成19年度及び平成20年度は、非照射材の全面腐食特性の温度依存性を評価するための試験を継続実施し、重量変化及び減肉量を評価した。材料間の特性順位は重量変化と減肉量で同様な傾向を示し、HCM12、SUS316L系材料、SUS310S系材料、Ni基合金の順に重量変化、減肉量ともに減少した。また、減肉量をその温度依存性から外挿して700℃での減肉量を求めた。その結果、HCM12及びSUS316L系材料は減肉深さが90 μ mを超え、燃料被覆管への適用は困難であると考えられた。SUS310S系材料45 μ m以下の減肉深さであり、減肉量変化の時間依存性や600℃以上での温度依存性の評価及び設計評価が必要であるが、燃料被覆管候補材として有望であると考えられる。また、ODS鋼の全面腐食特性を評価した。その結果、ODS鋼はCr濃度が増加するに従い重量変化が小さくなったが、14Cr-ODSでもSUS316Lに比べ大きな重量変化を示すことが確認された。

また全面腐食に及ぼす中性子照射の影響を評価するために、JMTR及びJOYOで中性子照射したSUS310S、H2材、T6N材及びT3材を用いて600℃超臨界圧水(DO 8ppm)中での500時間浸漬試験を実施し、試験片の重量変化を評価した。その結果JMTR照射材は、非照射材に比べて若干重量変化が大きくなる傾向が認められ、一方JOYO照射材の重量変化は中性子照射量が大きいかにかかわらず腐食による重量の増分はJMTR照射材よりも小さい傾向が見られた。腐食挙動と減肉の関係の評価には皮膜除去による供試材の減肉量やマイクロ組織観察結果等を総合的に勘案する必要があるものの、重量変化の結果からは燃料被覆管減肉の観点からの健全性に及ぼす中性子照射の影響は小さいと評価された。

模擬温度下におけるSCC感受性データベースの完成を目的として、温度550℃における改良材H2材の耐SCC評価及び温度290℃におけるAlloy625の耐SCC評価を実施し、いずれもSCCの感受性が低いことが判明した。

3.2. 海外プロジェクトとの情報交換

本事業はI-NERI国際協力の一環として米国の研究機関と協力して実施して来た。ここでは日米の研究項目の補完関係と、米国側プログラムの予算施行期間2007年9月までの情報交換により得られた双方の活動状況について記す。表 3.2-1にI-NERIにおける日米両国のSCWR材料研究の注力項目を示す。日本では設計要求を考慮して、機械特性、耐照射性、全面腐食及びSCC特性に着目して満遍なく評価しているが、米国側では超臨界水中における材料の特性変化の学術的な解明に重点を置き、全面腐食とSCC特性に注力している。全面腐食及びSCC特性については重複している部分もあるが、注力している材料や条件に違いがあり、両者のデータをあわせることにより、より充実したデータベースを得ることができる。

日本側ではクリープ特性が寿命決定要因として重要であるとの認識に基づき、単軸クリープ試験に注力し、得られた結果をLarson-Miller parameterを用いて外挿し候補材のいくつかは設計要求である50000時間のクリープ強度を満足するとの結論を得た。また、試験炉を用いた中性子照射試験および照射後試験を実施し、機械特性および相安定性に対する照射の影響を調べた。照射下内圧クリープ試験に先立ち、高品質の肉厚精度の高い内圧管を製造し、予定したすべての鋼種の燃料被覆管製造性の実証ができた。全面腐食試験では、照射前の材料に対して、SUS316系の鋼が比較的腐食量が多いのに対し、SUS310系やニッケル基合金が優れた耐食性を示すことが明らかになった。照射後の腐食試験の結果、一部の材料には照射の影響が認められた。SCC試験の結果、有望と考えられるSUS310Sを基にした改良材のSCC感受性が低いことが確認できた。

米国側では、図 3.2-1に示すように、オーステナイトSS、マルテンサイト/フェライトSS、ニッケル基合金他を用い、種々の材料の腐食試験を実施し、ニッケル基合金が高い耐酸化性を示すとした。材料開発の視点からは、粒界性格に注目し、粒界制御(GBE:Grain boundary engineering)材料の腐食特性の評価を行っている。照射材のSCC特性評価が行われ、アルゴンガス環境では粒界割れは発生していないが超臨界水中では発生し、その程度は水の密度及び温度の上昇より増大するとした。一方、図 3.2-2に示すように非照射材316L鋼のき裂進展速度は超臨界温度域で温度とともに低下するとの結果を示した。また、硬さに着目した試験では、照射によっても冷間加工によっても、硬さが増すほどSCC感受性が増加するとした。

超臨界水中における微小表面き裂については日米両国の共通関心事であり、その発生メカニズムについては未だ明確な結論は得られていないが、今後とも議論を進めていく上で良好な情報チャンネルが築かれた。日米間での本研究に関する相補的な協力関係は非常に有益なものであり、研究者にとって今後の研究開発の資源となり得るものである。

表 3.2-1 日米の SCWR 材料研究の項目

		日本		米国	
		非照射材	照射材	非照射材	照射材
機械 特性	高温強度	○	○	△	△
	硬さ	○	○	△	△
	クリープ	○	○	△	△
耐照 射性	ボイドスエリング	模擬照射：○	○	△	△
	ヘリウム脆化	模擬照射：○	○	△	△
	相安定性	○	○	△	△
全面腐食		オーステナイト SS：○ Ni 基合金：○ Ti 合金：○ フェライト SS：△	オーステナイト SS：○ Ni 基合金：○	オーステナイト SS：○ Ni 基合金：○ Ti 合金：△ フェライト SS：○	△
SCC 特性		高 DO：○ 低 DO：△	△	高 DO：△ 低 DO：○	○

○：注力、△：非注力

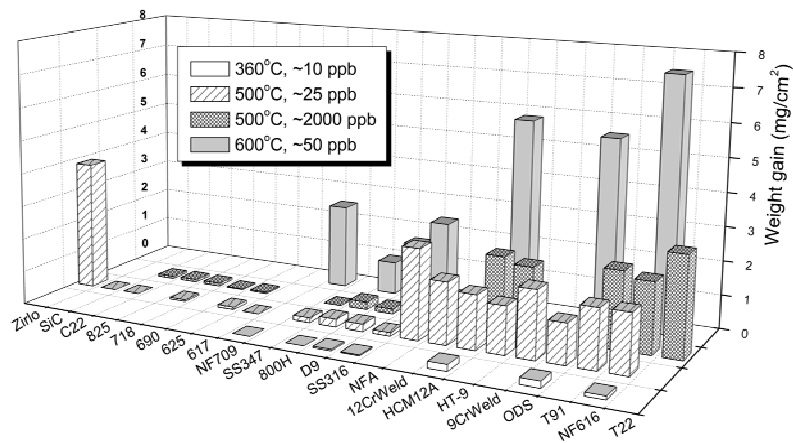


図 3.2-1 亜臨界／超臨界水中における種々の材料の腐食試験結果(～333hr)

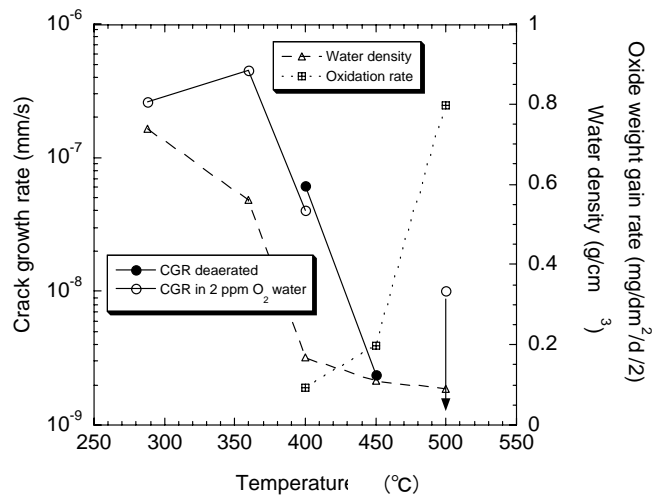


図 3.2-2 非鋭敏化 316L 鋼(0.5T)のき裂進展速度の温度依存性

3.3. 事業成果の一覧

本事業で得られた主な成果を以下に記す。

- ① SCWR冷却水温度条件における非照射材の全面腐食試験を行い、温度、時間及び溶存酸素濃度をパラメータとして重量変化及び減肉量を評価した。
- ② 同じくSCWR冷却水温度条件における照射材の全面腐食試験を行い、超臨界圧水中における材料の減肉に及ぼす中性子照射の影響は小さい可能性を見出した。
- ③ 低歪速度試験(SSRT)により各候補材のSCC特性を評価した。
- ④ 全面腐食試験及びSCC感受性試験の結果を被覆管健全性評価にフィードバックし、燃料被覆管として有望である材料を示した。
- ⑤ 事業成果として、発表論文、取得学位、知的所有権、口頭発表を一覧表にして、それぞれ表 3.3-1、表 3.3-2、表 3.3-3、表 3.3-4にまとめた。

表 3.3-1 発表論文

発表年月	投稿先	タイトル
2005年12月	まてりあ (日本金属学会誌)	高角度散乱暗視野法によるステンレス鋼のボイドの同定
2006年1月	Journal of Nuclear Science and Technology (日本原子力学会英文論文誌)	Development of Statistical Thermal Design Procedure to Evaluate Engineering Uncertainty of Super LWR
2006年3月	まてりあ (日本金属学会誌)	耐照射・耐食性を向上させた結晶粒微細化ステンレス鋼の開発

表 3.3-2 取得した学位

取得年月	種別	取得先	タイトル
2005年3月	博士	東北大学	超臨界および亜臨界水中における Fe 基、Ni 基および Ti 基耐食合金の腐食特性に関する研究

表 3.3-3 出願した知的所有権

年月日	所有権の種類	タイトル
2004年8月31日	特許権	燃料被覆管およびその製造方法並びに燃料棒

表 3.3-4 国内外の学会・講演会等での口頭発表

発表年月日	学会(講演会)名	タイトル
2005年3月	日本原子力学会 2005年春の年会	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発— 材料・水化学(5)—(全面腐食特性に基づく候補材 選定)
2005年5月	2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'05)	Corrosion film properties of the candidate materials for the fuel claddings of the supercritical-water cooled power reactor
2005年8月	12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors (ED2005)	General Corrosion Properties of Titanium Based Alloys for the Fuel Claddings in the Supercritical Water-cooled Reactor
2005年9月	第52回 材料と環境討論会	超臨界圧水環境中でのステンレス鋼及び Ni 基 合金の全面腐食性とその皮膜解析
2005年9月	第52回 材料と環境討論会	超臨界圧水環境中での Ti 合金の全面腐食特性
2005年9月	金属学会 2005 秋の大会 No.834	超臨界圧水 SSRT における微小き裂発生に関 する考察
2005年9月	腐食防食協会第52回材料と環 境討論会	超臨界圧水 SSRT における微小き裂発生に関 する検討
2005年9月	金属学会 2005 秋の大会	結晶粒微細化ステンレス鋼のミクロ組織評価
2005年9月	日本原子力学会 2005年秋の大会	スーパー軽水炉(高温超臨界圧軽水冷却炉) (3)サブチャンネル解析
2005年9月	日本原子力学会 2005年秋の大会	スーパー軽水炉(高温超臨界圧軽水冷却炉) (4)Statistical Thermal Design Procedure
2005年10月	International Conference Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL2005)	Evaluation of Nominal Peak Cladding Surface Temperature of the Super LWR with Subchannel Analyses
2005年10月	International Conference Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL2005)	Development on Statistical Thermal Design Procedure for Super LWR
2006年6月	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (I-CAPP'06)	IGSCC Properties of Metals under Supercritical-water Cooled Power Reactor Conditions
2006年5月	材料と環境 2006、B104	亜臨界および超臨界圧水中における結晶粒微細 化材の腐食特性
2006年9月	The 16th International Microscopy Congress	Microstructure Evaluation of the Grain Refinement Stainless Steels using EDS Mapping
2006年9月	日本金属学会, 秋季講演大会	耐照射、耐食性を向上させた結晶粒微細化ステ ンレス鋼による原子力材料の開発

表 3.3-4 国内外の学会・講演会等での口頭発表(つづき)

発表年月日	学会(講演会)名	タイトル
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 1.開発プロジェクト概要
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 2.炉心設計に基づく被覆管の環境履歴
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 3.燃料挙動の評価
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 4.Zr添加ステンレス鋼の材料特性
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 5.ヘリウム脆化特性の評価
2006年9月	日本原子力学会 2006年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(1) 6.超臨界圧水中における IGSCC 特性
2006年9月	第53回材料と環境討論会	超臨界圧水 SSRT における微小き裂発生に関する検討
2006年8月	日本原子力学会 材料部会夏季セミナー	研究動向と腐食・IGSCC 特性について
2006年8月	日本原子力学会 材料部会夏季セミナー	照射と高温強度特性について
2007年3月	CORROSION 2007, Paper 7412	Corrosion and IGSCC properties of fine grain stainless steel in subcritical and supercritical pure water.
2007年5月	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (I-CAPP'07), #7206	A Study of Fuel Behavior in an SCWR Core with High Power Density
2007年5月	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (I-CAPP'07), #7447	Material Development for Supercritical Water-cooled Reactors
2007年5月	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (I-CAPP'07), #7500	Material Properties of Stainless Steels Modified with Addition of Zirconium for Supercritical Water-Cooled Reactor
2007年9月	第54回材料と環境討論会	超臨界圧水中におけるステンレス鋼および Ni 基合金の IGSCC 発生に及ぼす溶存酸素の影響
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 1.燃料・炉心設計の改良(核設計)
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 2.燃料・炉心設計の改良(熱設計)
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 3.燃料挙動の評価
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 4.SCWR 燃料被覆管材料の高温強度特性
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 5.超臨界圧水環境下での全面腐食特性の温度依存性
2007年9月	日本原子力学会 2007年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発(2) 6.IGSCC 特性
2007年10月	The 29th JAIF-KAIF Seminar on Nuclear Industry	Development of Thermal Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR) in Japan

2008年9月	日本原子力学会 2008年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発 (3) 1. 開発プロジェクトの概要
2008年9月	日本原子力学会 2008年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発 (3) 2. 燃料・炉心設計の改良
2008年9月	日本原子力学会 2008年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発 (3) 3. 照射および熱による影響評価
2008年9月	日本原子力学会 2008年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発 (3) 4. 超臨界圧水中での腐食減肉評価
2008年9月	日本原子力学会 2008年秋の大会	超臨界圧水冷却炉の材料開発 (3) 5. 燃料棒の挙動評価

4. まとめ

4.1. 全体のまとめ

本事業は、平成16年度より開始され、平成19年度及び平成20年度はサブテーマ1「設計との整合性評価」とサブテーマ2「SCWR温度条件での照射特性」とは別の事業として実施した。

全面腐食特性の温度依存性を評価するための試験を継続実施し、重量変化及び減肉量を評価した。材料間の特性順位は重量変化と減肉量で同様な傾向を示した。また、減肉量をその温度依存性から外挿して700℃での減肉量を求めた。その結果腐食による減肉の観点からは、SUS310S系材料及びNi基合金は燃料被覆管候補材として有望であると考えられた。ODS鋼の全面腐食特性を評価し、Cr濃度が増加するに従い重量変化が小さくなることが確認された。

全面腐食に及ぼす中性子照射の影響を評価するために、JMTR及びJOYOで中性子照射したSUS310S、H2材、T6N材及びT3材を用いて600℃超臨界圧水(溶存酸素濃度8ppm)中での500時間浸漬試験を実施し、試験片の重量変化を評価した。その結果JMTR照射材は、非照射材に比べて若干重量変化が大きくなる傾向が認められ、一方JOYO照射材の重量変化は中性子照射量が大きいにもかかわらず腐食による重量の増分はJMTR照射材よりも小さい傾向が見られた。腐食挙動と減肉の関係の評価には皮膜除去による供試材の減肉量やマイクロ組織観察結果等を総合的に勘案する必要があるものの、重量変化の結果からは燃料被覆管減肉の観点からの健全性に及ぼす中性子照射の影響は小さいと評価された。

SCC感受性データベース作成を目的として、温度550℃におけるH2材の耐SCC評価及びSCWR温度290℃におけるAlloy625の耐SCC評価を実施し、いずれもSCCの感受性が低いことが判明した。

また、I-NERI国際協力の一環として、米国の研究機関と協力して実施してきた。日本では設計要求を考慮して、機械特性、耐照射性、全面腐食及びSCC特性に着目して広く材料特性を評価しているが、米国側では超臨界水中における材料の特性変化の学術的な解明に重点を置き、全面腐食とSCC特性に注力している。両者のデータをあわせることにより、より充実したデータベースを得ることができた。SCC試験については超臨界水中における微小表面き裂の発生など、日米両国の共通関心事象に関し有益な情報交換と議論を行うことができた。

また、平成16年度から平成20年度までの事業全体を通じた候補材の特性を下表にまとめる。

下表から次のことがわかる。使用環境中で、燃料被覆管材料として致命的な問題が生じる可能性があるSCC感受性がSUS310Sに見られる。また、設計上の要求から0.2%耐力ならびにクリープ寿命はSUS316程度必要であるが、T3F材、T6F材、Alloy690はこれを満たさないため設計困難である。腐食による減肉が大きいSUS316L、H1材は、設計でカバーし得る可能性はあるが、性能上の譲歩が必要であるし、またSCCなど確認すべき点が残るので有望とは言えない。残った材料のうち、T6N材は、全面腐食特性、IASCCが確認されていないが、SUS310S系のほかの材料と同様と考えられるので有望といえよう。H2材はデータが十分採取されていて有望である。照射の効果の点でも、機械強度、クリープ特性、IASCC感受性、He生成影響について、特性を悪化させる有意な効果は見られないことから、特に照射の効果を耐照射性は問題なしと判断される。

候補材の特性比較表（“—” で示した項目は本計画で採取していないデータ）

		0.2%耐力	引張り強さ 照射効果	伸び 照射効果	硬さ 照射効果	クリープ破断寿命 (単軸, 2 軸)	クリープ歪量(2 軸) 照射効果	全面腐食	全面腐食 照射効果	SCC 感受性	IASCC 感受性	He 脆性 影響量*	総合評価**
SUS316L 系	SUS316L	設計要求基準	—	—	—	設計要求基準	—	減肉量大	—	—	—	極低	△
	H1	設計要求満足	硬化	減少	増加	設計要求満足	700°Cで熱クリープ と同等以下	減肉量大	—	—	—	—	△
SUS310S 系	SUS310S	設計要求満足	硬化	増加	増加	設計要求満足	700°Cで熱クリープ と同等以下	減肉量小	少	有	無	極低	×
	H2	設計要求満足	硬化	減少	増加	設計要求満足	700°Cで熱クリープ と同等以下	減肉量小	少	無	無	極低	◎
	T3F	800°Cで劣る	—	—	—	—	—	—	少	—	無	低	▲
	T6N	設計要求満足	硬化	減少	増加	設計要求満足	700°Cで熱クリープ と同等以下	—	少	無	—	低	○
	T6F	800°Cで劣る	—	—	—	低寿命	—	—	—	—	—	低	▲
Ni 基金金	Alloy690	設計要求満足	硬化	増加	増加	低寿命	700°Cで熱クリープ と同等以下	減肉量小	—	無	—	低	▲

* 対的な程度の差はHe注入加速試験結果より推定

** ◎:有望、○:同種データからの類推を加味して有望、△:設計でカバーできる可能性があるが性能上損失がある、さらに要確認項目がある

▲:設計困難、×:致命的な欠陥がある。

4.2. 今後の計画

SCWR用材料の実機適用に向けた開発ステップとしては、①候補材の選定と改良、②設計に必要な各種データの取得、③燃料被覆管に関して照射下における燃料のふるまいの把握と健全性の確認、に大きく区分される。これまでに、本事業を含めて、①と②を中心に一部、照射材も対象としてデータを取得してきた。今後、本事業で得られた材料データベースをさらに充実させて、SCWR原型炉及び実用炉に使用する材料の選定を進める予定である。

現在、SCWRの研究開発は国際的な枠組みである「第4世代原子力システム開発に関する国際フォーラム(GIF)」の下で進められており、日本も主要メンバーの一つとして参加している。材料及び放射線水化学技術の開発に関して、間もなく国際協力プロジェクトが開始されることになっている。現在のところ、日本、カナダ、ユーラトム、韓国、フランスが参加を表明しており、今後の研究開発はGIFにおける国際協力を通して、効率的・効果的に進めていく計画である。

日本は、これまでの国内プロジェクトで全面腐食特性、SCC特性、照射特性等の材料特性及び超臨界圧水化学に及ぼす放射線の影響等が評価されており、他国に比較して多くの材料・水化学データを有している。これらのデータを提供することにより、GIFにおける材料・水化学技術開発に貢献できると共に、他国のデータを入手してデータベースの充実をはかり、SCWR開発に向けて材料の選定・改良を効率的に実施することができると考えられる。

今後の実用化に向けた開発として、照射下における各種データベースの拡充と解析、並びに燃料ふるまい素過程の理解とモデリングを軸に、照射下の燃料挙動を中心とした開発に移行していくものと考えられる。そのため次の開発フェーズでの計画においては、適切な中性子照射場と評価技術を選定した上で、IASCCや腐食、照射下クリープ等超臨界圧水環境や応力と中性子照射が重畳した条件下における健全性評価のための材料基礎データの更なる拡充が必須であり、さらに中性子照射下でのその場計測技術等の周辺技術開発も考慮する必要があると考えられる。一方、上記のような照射材評価データの収集には材料試験炉やIn-pile試験ループ、ホットラボと言った試験設備が不可欠であるが、世界規模で見ても供用可能な施設は限定される上、大規模な技術開発を長期にわたって実施する必要があると考えられる。このような状況を勘案の上、より効率的に次フェーズ以降のSCWR実用化技術開発を推進するためには、GIFを軸とした国際的な協力体制の元での開発計画立案が求められる。

なお、GIFにおける材料・水化学技術の開発にあたっては、国内関係機関によるコンソーシアムを構成し対応する予定で、現在参加機関の調整を実施中であり、引き続いてコンソーシアム契約締結作業を進める予定である。また、国内対応と並行して、GIFの材料・水化学プロジェクト管理委員会(PMB: Project Management Board)でのプロジェクト計画策定作業に参加している。

4.3. 成果の自己評価

平成19年度及び平成20年度の成果に対する自己評価は、以下の通りである。

種々の候補材料について、SCWRを模擬した条件で様々な試験を行い、広い範囲の試験データを蓄積することができた。データベースとして必要な信頼性を確保するためのデータ数はまだ多くないが、今後、GIF活動が始まれば他国のデータも入手できる予定であり、再現性を含めてデータを充実させることができると考えている。

試験結果を評価し、SCWRの厳しい条件下で使用できる燃料被覆管の候補材料があることが分った。今後、さらに技術開発が必要であるが、SCWRの成立性に関わる課題が解決できる可能性を示せた。

I-NERIプロジェクトとして米国の研究者と協力できたことは、本事業に関わる者にとって貴重な経験となった。プロジェクトの計画から評価まで一連の作業を通して、日米間の本事業に関する相補的な協力関係は非常に有益であった。

本事業は平成20年度で終了する。今後の技術開発は、第4世代原子力システム開発に関する国際フォーラム(GIF)の枠組みを活かした国際協力が中心になると考えられる。本事業の成果は、日本がGIFのSCWR開発に貢献し、早期の実用化を図る上で活用できるものとする。