

## 超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発

### Development project of supercritical-water cooled power reactor

(株) 東芝	塩入章夫	師岡慎一	斎藤宣久	
Toshiba Corp.	A. Shioiri	S. Morooka	N. Saito	
(株) 日立製作所	守屋公三明	石井佳彦	笠原茂樹	木藤和明
Hitachi, Ltd.	K. Moriya	Y. Ishii	S. Kasahara	K. Kitou
東京大学	岡芳明	越塚誠一	関村直人	
Univ. of Tokyo	Y. Oka	S. Koshizuka	N. Sekimura	
九州大学	森英夫			
Kyushu Univ.	H. Mori			
北海道大学	高橋平七郎			
Hokkaido Univ.	H. Takahashi			

超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発を平成 12 年度より開始した。本報告では平成 15 年度に得た成果について報告する。

#### キーワード：

超臨界圧水、次世代炉、Gen-IV、GIF、伝熱劣化、高温強度、SCC 感受性、全面腐食

#### 1. 目的

発電効率向上とシステム簡素化により経済競合力を高めることをねらう超臨界圧水冷却炉の実用化を促進する技術開発を行う。

#### 2. 技術開発成果

平成 15 年度超臨界圧水冷却炉（SCPR）技術開発計画に従って、3 つのサブテーマ：「プラント概念に関する技術開発」、「伝熱・流動に関する技術開発」、「材料・水化学に関する技術開発」の検討を実施した。

「プラント概念に関する技術開発」サブテーマでは、核熱設計として、燃料健全性基準の検討、炉心核設計、炉心熱水力設計及び炉心構造設計を実施した。安全設計検討、建屋・配置設計検討を今年度より開始した。また、第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF：Generation IV International Forum)の活動へ参加した。本サブテーマでは、以下の成果を得た。

##### (1) 国際連携

- ・ 本技術開発の経験・成果を元に、GIF の原子炉 R&D 計画案の作成に積極的に加わり、主導的な役割を果たした

##### (2) 炉心核熱設計

- ・ 冷却不全過渡時の健全性基準として、被覆管表面温度 800°C未滿を、暫定的に定めた
- ・ 炉心軸方向設計の検討を行い、炉心設計基準（暫定）を満足する炉心を設計した
- ・ 燃料集合体の 3 次元解析を実施し、サブチャンネル解析と相互に検証した
- ・ SCPR の炉内構造を現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た

##### (3) 安全系設計検討

安全設計の手順、評価事象について検討した

- ・ SCPR に独特の給水流量の全喪失事象の評価を実施し、最適な給復水系構成を提案した

#### (4) 建屋・配置設計検討

- ・ 原子炉系、及び BOP 系の主要機器の物量評価を実施した

「伝熱・流動に関する技術開発」サブテーマでは、供試体の設計製作、単管試験（流量過渡、圧力過渡）の評価、単ピン試験及び伝熱解析を実施し、以下の成果を得た。

##### (1) 調査、開発計画、装置設計・製作

- ・ バンドル試験体の詳細設計を行い製作を完了した。来年度に九州大学の試験装置に組み込み試験を実施する計画である。

##### (2) 単管試験

- ・ 昨年度に引き続き、単管試験体にて流量減少時の過渡伝熱試験及び圧力減少時の過渡伝熱試験を実施し評価を行った。
- ・ 流量減少時の過渡特性では、伝熱劣化特性が緩和されることがわかった。実機の設計では、定常熱伝達で評価しておけば、安全側の評価を行えることを示している。
- ・ 圧力減少時の過渡特性では、定常時の特性より広い圧力範囲で熱伝達の劣化が見られ、実機の設計では、注意を要することがわかった。

##### (3) 単ピン試験

- ・ 単ピン試験を実施し、評価を行った。通常熱伝達は、単管の熱伝達特性と同じであることがわかった。伝熱劣化は、単管の熱伝達特性より緩和されることがわかった。これは、外管（非加熱管）の影響と考えられ、実機の設計において、ウオータロッド及び燃料チャンネル近傍の燃料ピンの評価に適用できると考えている。

##### (4) 伝熱解析

- ・ 汎用流動解析コード STAR-CD を用いて、本研究で実施してる単管及び単ピン試験体体系の解析を行った。実機の設計においては、定格運転時の伝熱挙動の評価は高 Re 数型  $k-\epsilon$  モデル（計算時間が短い）、事故・過渡事象時の評価には、二層モデル（高精度の予測）が適用できると考えられる。
- ・ 軽水炉の安全解析で使用される TRAC コードを用い、単管試験で実施した流量減少時の過渡解析を実施した。

「材料・水化学に関する技術開発」サブテーマでは、ステンレス鋼改良材の製作、基礎特性評価および照射特性評価、Ni 基合金の SCC 感受性評価、Ti 合金の耐食性評価を行い、以下の結果が得られた。

##### (1) 商用材関連

- ・ フェライト系ステンレス鋼のポイド発生は、12Cr-1Mo-1WVNb には認められなかったが、9Cr-1Mo には 290°C、450°C で認められた。
- ・ 超臨界圧水条件下において Ni 基合金の SCC 感受性は低いことが分かった。また、超臨界圧水条件下においてオーステナイト系および Ni 基合金の SCC 感受性が低い傾向は、U ベンド試験結果からも認められた。

- ・ Ti 合金の耐食性は SUS316L 鋼と同程度であった。皮膜剥離後の母材減少量より、SUS 系よりも Ni 基合金の減少量が少ないことが分かった。

#### (2)改良材試作

- ・ 結晶粒微細化または元素添加により改良材の試作に成功した。
- ・ 結晶粒微細化材は高温強度および耐スエリング性、元素添加は耐スエリング性が向上していることを確認した。

#### (3)暫定評価

- ・ SCPR 適用可能性のい材料は、Ni 基合金であり、次いでオーステナイト系ステンレス鋼改良材であった。

### **3.まとめ**

平成 15 年度は所定の技術開発を実施した。本研究は平成 16 年度までの 5 年間で実施していく計画としており、最終的には超臨界圧水冷却炉のプラント全体の概念の提案と成立性及び経済性を確認する。

## 目次

1. はじめに .....	1
1.1. 事業実施の背景 .....	1
1.2. 事業実施の目的 .....	1
1.3. 研究開発目標 .....	2
2. 技術開発計画 .....	3
2.1. 全体の技術開発計画 .....	3
2.1.1. プラント概念に関する技術開発 .....	3
2.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発 .....	4
2.1.3. 材料・水化学に関する技術開発 .....	5
2.2. 平成 15 年度技術開発計画 .....	6
2.3. 研究体制と活動内容 .....	6
3. 成果の概要 .....	7
3.1. 開発計画と成果 .....	7
3.1.1. プラント概念に関する技術開発 .....	7
3.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発 .....	22
3.1.3. 材料・水化学に関する技術開発 .....	28
3.2. その他特筆すべき事項 .....	34
3.2.1. 論文投稿 .....	34
3.2.2. 人材育成 .....	34
3.2.3. 国内外の研究活動の活性化 .....	34
3.3. 参考文献 .....	39
4. まとめ .....	40
4.1. 今期の成果のまとめ .....	40
4.1.1. プラント概念に関する技術開発 .....	40
4.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発 .....	40
4.1.3. 材料・水化学に関する技術開発 .....	41
4.2. 今後の計画 .....	42
4.2.1. プラント概念に関する技術開発 .....	42
4.2.2. 伝熱・流動に関する技術開発 .....	42
4.2.3. 材料・水化学に関する技術開発 .....	42
4.3. 成果の実用化・事業化可能性 .....	42

## 1. はじめに

### 1.1. 事業実施の背景

原子力の開発は、これまで信頼性や安全性に重点をおき、また、スケールメリットを活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という成果に結びついた。ところが、エネルギーの安定供給や環境保護の点での魅力は認められつつも、近年は、他電源と比較して経済性の点でさらに優位に立つことが望まれている。さらに、電力需要の伸びの鈍化や電力網の制約、初期投資額の制約や投資リスクなどの問題も表面化しつつある。このような状況から、大型化以外の方策も用いた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が有効である。

タービン入口条件が 24 MPa、530℃以上という火力プラント並に蒸気条件を高めることをねらった超臨界圧水冷却炉では、従来軽水炉プラントと比較して、熱効率が 40%以上に高まるだけでなく、蒸気がより高密度・高エンタルピになり、BOP 系の熱交換器に代表される機器サイズと付随する系統や建屋が小型化できる。また、超臨界圧状態では水と蒸気の区別がなくなるので従来の軽水炉プラントで用いられている気水分離系統は不要となり、さらに冷却材再循環系統も無いために、付随する系統や建屋も合理化される。さらに成熟した超臨界圧火力のタービン・ボイラー技術を活用することで、開発費の抑制も見込める。このように、超臨界圧水冷却炉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原子炉である。

このような優れたポテンシャルをもつ超臨界圧水冷却炉概念は、世界的にも注目されている。本技術開発のメンバーもその活動に積極的に参加してきた米国第 4 世代原子炉開発ロードマップ策定活動 (Gen-IV 活動) では、2002 年秋に次世代の原子炉概念として 6 炉型を採択し、超臨界圧水冷却炉もその一つとして選ばれた。現在は Gen-IV 活動を引き継いだ国際協力の枠組みである第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF : Generation IV International Forum)活動の中で、日・米・加・韓・欧の体制のもとでの超臨界圧水冷却炉開発が検討されている。

### 1.2. 事業実施の目的

以上を踏まえ、本技術開発の目的は、発電効率向上とシステム簡素化により経済競争力を高めることをねらう超臨界圧水冷却炉の実用化を促進する技術開発を行うことである。また、日本発案の技術、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原子力技術の発展も本技術開発のねらいである。

### 1.3. 研究開発目標

現在構想中の超臨界圧水冷却炉（本技術開発では SCPR と呼ぶ）実用化へ向けた開発ロードマップを図 1-1 に示す。図に示すように、SCPR 開発は 2015 年頃の原型炉建設、2020 年代の商用炉建設を目標に進めている。本技術開発は、基礎研究段階と技術実証段階との間を結ぶ技術実用化段階と位置付け、基礎研究段階で得られた知見を元にプラント設計のための基礎技術と必要なデータベースを確立し、原型炉建設のための詳細設計及びより大規模な試験を含む実証段階の開発へとつなげることを目標とする。

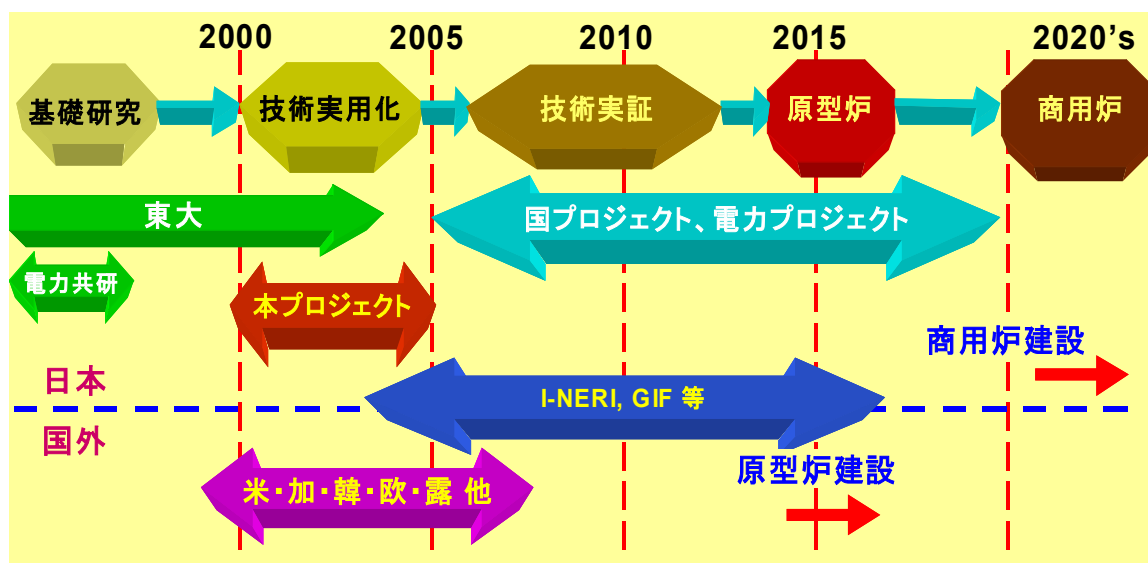


図 1-1 SCPR 開発ロードマップ（構想）

具体的には、SCPR の優れたポテンシャルを実現するためのプラント概念を提案すること、また、その開発にあたって必要不可欠でありながら、現状の原子力技術の中では不足している超臨界圧水冷却炉条件における各種データベースを得ることを本技術開発の目標とする。本技術開発を構成する 3 つのサブテーマごとの目標を以下に示す。

プラント概念に関する技術開発サブテーマ（以下、プラント概念サブテーマ）では、従来の軽水炉プラントの設計技術を応用しつつ、SCPR 設計に必要な設計技術を確立していく。そして、ポテンシャル実現のための最適なプラント概念を提案し、その成立性と経済性を示すことを目標とする。

伝熱・流動に関する技術開発サブテーマ（以下、伝熱サブテーマ）では、超臨界圧流体の伝熱・流動特性の把握とその設計への応用技術の開発を行い、超臨界圧流体の伝熱・流動特性に関するデータベース構築と設計に適用できる伝熱相関式、解析コードを得ることを目標とする。

材料・水化学に関する技術開発サブテーマ（以下、材料サブテーマ）では、超臨界圧水条件下での機械特性、腐食、SCC 感受性、照射試験等を行い、超臨界条件に適用できる材

料候補の選定と改良方法を見出すことを目標とする。

このように、SCPR 原型炉設計を念頭において設定された本技術開発の目標は、SCPR の実用化を促進するという事業の目的に添った妥当なものである。また、それ自身が革新的で独創的な SCPR の実用化へ向けた目標は、他に類を見ないものと言える。

## 2. 技術開発計画

### 2.1. 全体の技術開発計画

図 2-1 に本技術開発の 5 年間の技術開発計画を示す。また、各サブテーマごとの技術開発計画の詳細を以下に示す。

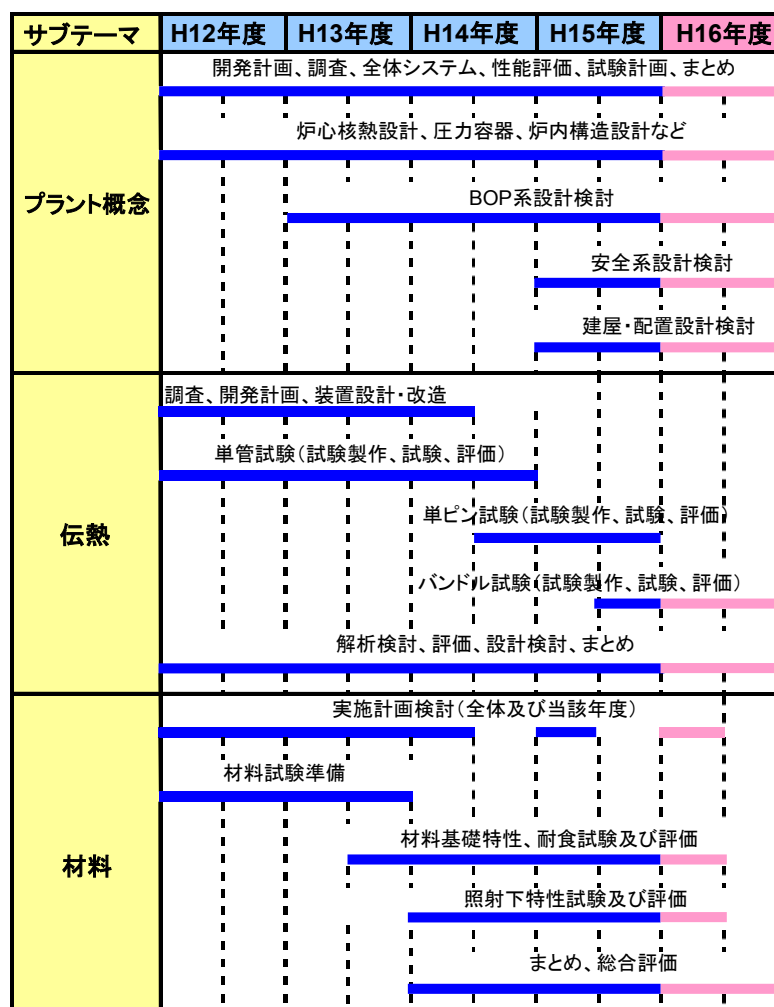


図 2-1 全体開発計画

#### 2.1.1. プラント概念に関する技術開発

基本概念検討の中で決めたリファレンスプラントの基本概念（スタートポイントとして東大より提唱されている概念を採用）に基づき、プラント概念構築のための具体的な設計検討を、炉心設計を中心に、安全設計、システム・機器設計、建屋配置設計へと広げながら実施していく。それぞれの設計項目の間で設計データのやりとりを行い、適宜基本概念の見直

しも行いながら、それぞれの設計を進める。ここでは、従来の軽水炉設計の技術を応用しながら、SCPR 固有の課題を明らかにし、課題克服のための設計技術を開発していく。また同時に、現状の原子力技術の中で不足しているデータベースを補うために、試験を中心としたデータベース構築の作業（伝熱サブテーマ、材料サブテーマ）を実施し、そこから得られた成果(伝熱相関式、設計用解析コード、超臨界圧水条件下の材料特性等)も取り入れながら、設計を進める（図 2-2）。

以上の検討により、最適なプラント概念を提案し、その成立性と経済性を示す。机上検討を中心とする本サブテーマには、予算全体の 20%弱を割り当てている。

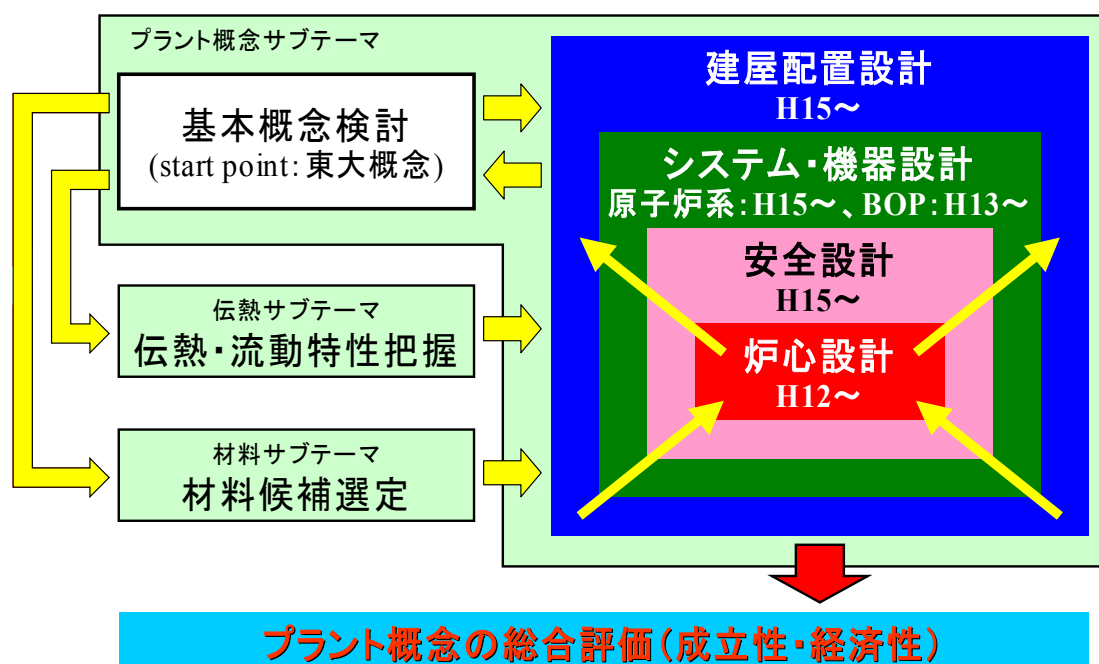


図 2-2 技術開発計画全体像の概要

### 2.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発

超臨界圧水の伝熱・流動特性は、超臨界圧火力ボイラーの条件については、多くの研究が行われている。しかしながら、超臨界圧火力ボイラーと SCPR の伝熱条件の相違（等価直径、管内流と管外流、バンドル形状、スぺーサ効果）が伝熱・流動特性に与える影響は明らかではない。

そこで、この影響を明らかにするため、超臨界圧火力ボイラーの伝熱特性研究に実績の高い九州大学のフロン(HCFC22)ループを用いて、単管試験、単ピン試験、バンドル試験を実施する（図 2-3）。また、試験評価解析、設計概念へのフィードバックを行う。あわせて、既存の軽水炉用設計解析コードの超臨界圧水冷却炉への適用性を検討する。

試験ループの改造、及び試験体 3 種の製作を含む本サブテーマには、予算全体の 40%弱を割り当てている。



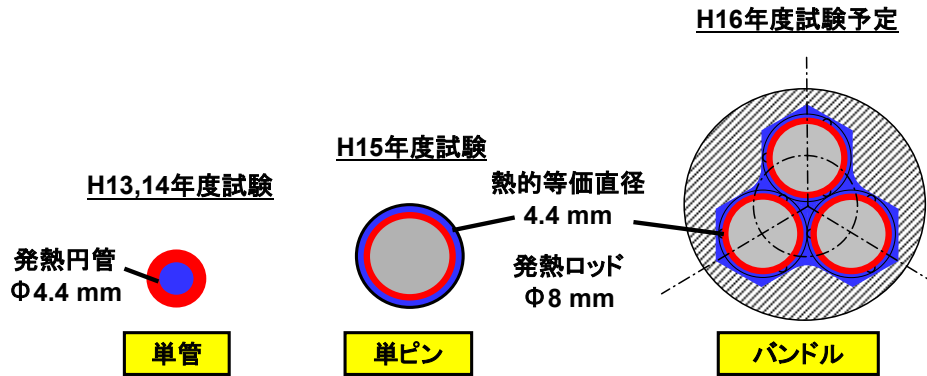


図 2-3 HCFC22 伝熱・流動試験の概要とスケジュール

### 2.1.3. 材料・水化学に関する技術開発

高温・高圧の超臨界圧水条件下では、従来の軽水炉の被覆管に使われてきたジルカロイでは強度が不足することが明白なこと、同条件下での材料の腐食挙動や照射脆化に関するデータベースが乏しいことから、新たに被覆管や構造物向けに適用可能な材料を見出すための研究開発が必要である。

そこで、他の産業・技術分野（超臨界圧火力、超臨界水廃棄物処理、高速炉）で高温強度、耐食性、耐照射性などに実績のある材料を抽出し、超臨界圧水条件下での機械特性、腐食、SCC 感受性、照射試験等を行って、SCPR 材料への適正をもつ材料（候補材）を選定する。また、上記試験より得られた特性をもとに、候補材の改良の方向性を提案する（図 2-4）。

試験装置改造、試料購入が必要な本サブテーマには予算全体の約 45%を割り当てている。

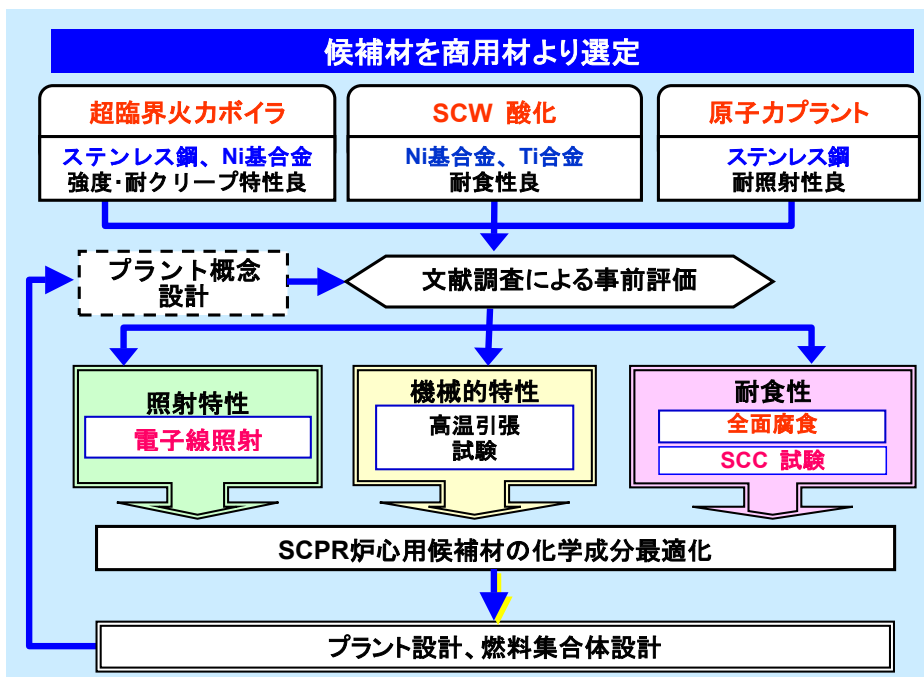


図 2-4 材料サブテーマの開発計画概要

## 2.2. 平成 15 年度技術開発計画

巻末の表 4-1 に、各サブテーマごとの目標、今年度計画、得られた成果の概要を示す。

## 2.3. 研究体制と活動内容

図 2-5 に全体の研究体制を示す。また、サブテーマごとの活動内容を以下に示す。

プラント概念サブテーマは、超臨界圧水冷却炉概念の提唱者であり、現在もその実用化に向けて国際的に活動を続ける東京大学岡教授を中心に、国内 BWR メーカーである(株)東芝、(株)日立製作所らが検討を進めた。また、東京大学において、定期的に技術検討会を開催し、東京大学、(株)東芝、(株)日立製作所における各種検討のレビューを行った。

伝熱サブテーマでは、超臨界圧火力の伝熱特性研究で実績の高い九州大学森助教授の研究室における伝熱試験と、伝熱・流動の 3 次元数値解析で実績の高い東京大学越塚助教授のアドバイスを受けながら、(株)東芝、(株)日立製作所で解析検討を実施した。具体的には、定期的に検討会を開き、単ピン試験の試験内容や来年度製作するバンドル試験体の仕様について検討した。単管試験(流量過渡、圧力過渡)と単ピン試験の試験結果、および解析検討結果のレビューを実施した(上記プラント概念の検討会の場でもレビューを実施)。

材料サブテーマでは、照射特性研究で実績の高い北海道大学高橋教授の指導を受け、同研究室の超高压顕微鏡を用いて(株)日立製作所および(株)東芝が電子線照射試験および透過型電子顕微鏡観察による組織観察を実施した。また、耐食性評価として(株)日立製作所にて超臨界圧水環境模擬装置を用いた全面腐食試験とダブル U ベンド応力腐食割れ試験を、(株)東芝にて超臨界水低歪速度応力腐食割れ試験(SSRT)装置を用いた SSRT を実施した。高温機械特性については両社で分担して、高温引張試験を実施し、これらのデータを持ちより、材料の適用可能性について総合的に評価した。そして、東京大学関村教授より、軽水炉から将来炉を含めた材料適用性についての考え方をご指導いただいた。

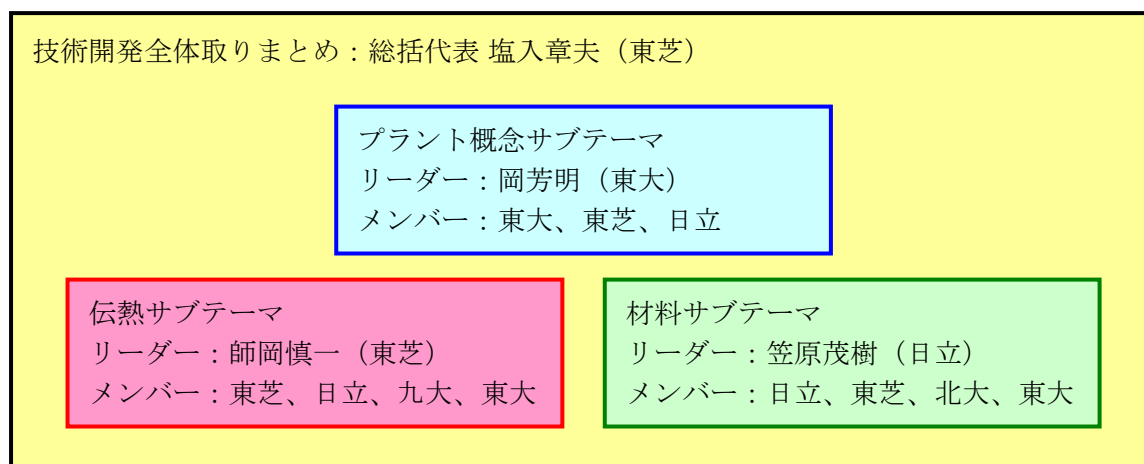


図 2-5 研究開発体制

### 3. 成果の概要

#### 3.1. 開発計画と成果

##### 3.1.1. プラント概念に関する技術開発

表 4-1 に、本サブテーマの目標、今年度計画、得られた成果の概要を示す。平成 15 年度技術開発は、実施計画通り炉心核熱設計、安全系設計、建屋・配置設計を実施した。来年度の計画の見直しは必要ない。

#### (1) 開発計画、調査、試験計画

SCPR の効率的・効果的な開発のためには、国際協力が重要であり、GIF の活動に積極的に参加、貢献している。GIF は、次世代炉の開発を目標に国際協力による研究開発を推進するため、2001 年に設立され、現在、10 カ国、1 国際機関から成る。

SCPR は、GIF で開発を進める 6 つの原子力システムのうち、唯一の水冷却炉として選ばれている。日本だけでなく、カナダ、米国、韓国、ユーラトムらの国・国際機関が開発に興味を示し、研究開発を進めている。GIF として、ステアリング会議を設立し、今後、国際協力で進めていく R&D 計画をまとめている。

日本からも、本技術開発の経験・成果を元に、R&D 計画案の作成に積極的に加わり、主導的な役割を果たした。

#### (2) 炉心核熱設計

炉心核熱設計では、東大提案の原子炉概念をベースにして、燃料健全性基準の検討、炉心核設計、炉心熱水力設計及び炉心構造設計を実施した。東大概念（SCLWR-H）の基本仕様を表 3-1 に、原子炉圧力容器（RPV）概念と燃料集合体断面を図 3-1 に示す。

表 3-1 SCLWR-H の主要な諸元

		SCLWR-H*	ABWR	火力例+
熱／電気出力	MW	2270/1000	3926/1356	1000
熱効率	%	44	35	47
炉心冷却方式		ワンススルー	再循環	ボイラー
運転圧力	MPa	25	7	24
炉心入／出口温度	°C	280/508	215/287	279/538
炉心流量	t/s	1.16	14.5	0.81
燃料材料		UO <sub>2</sub> /MOX	UO <sub>2</sub> /MOX	化石燃料など
被覆管材料		Ni 合金**	ジルカロイ	フェライト++
蒸気サイクル		直接	直接	直接／再熱
タービン入口条件				
圧力	MPa	23.6	7	24
エンタルピー	kJ/kg	3207	2772	3309
流量	m <sup>3</sup> /s	14	60	11

\*1700 MWe、1500 MWe、高速炉タイプも検討。 \*\*他にステンレス鋼やその改良材なども検討。 +高圧タービン入口条件。 ++他に低合金鋼、オーステナイト鋼なども使用。

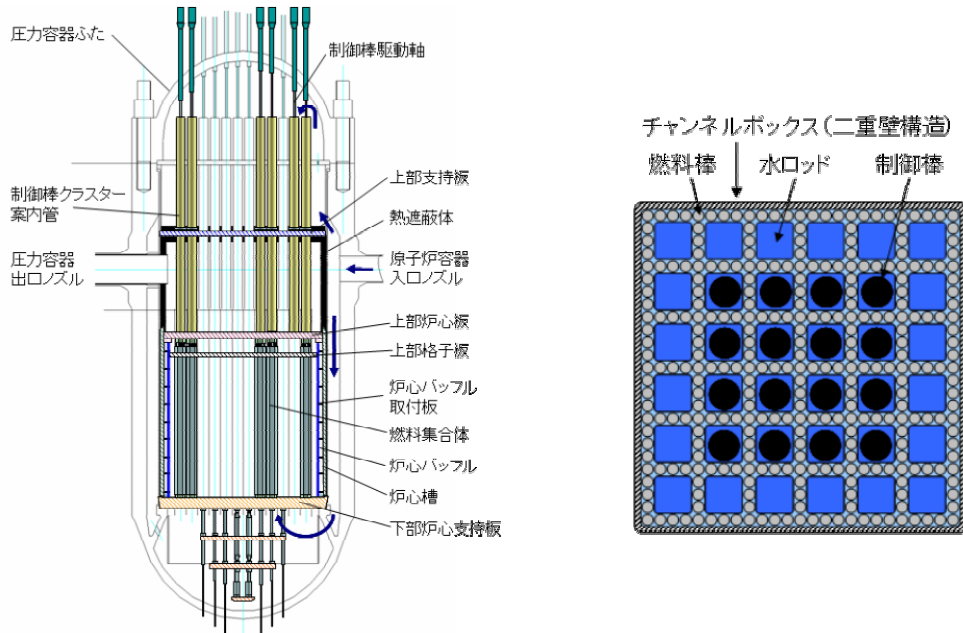


図 3-1 RPV 構造概念と燃料集合体断面

#### a. 燃料健全性基準検討

超臨界圧条件下での燃料健全性（燃料が壊れないこと）を担保するための燃料健全性基準について検討した。

材料として SUS316 相当の機械的特性を持つ被覆管を想定し、過渡時の被覆管温度などを仮定して、燃料の成立性を見つつ燃料健全性基準を概略検討した。

次節の核的検討と整合性を保つ適切な寸法の被覆管と、初期高応力を避けるための初期加圧燃料棒を採用した。設定された被覆管に対して、短時間座屈臨界圧力は炉圧を上回ることを確認できた。燃焼末期の燃料からのプレナム部への FP ガス放出を加えた内圧条件で、冷却不全の過渡時（被覆管温度 800°C 程度と仮定）の被覆管周方向応力は約 90MPa であり、同温度の材料の 0.2% 耐力と同程度となった（図 3-2）。この周方向応力は、被覆管急速過熱バーストデータでは破損限界温度約 1000°C に対応していて、今回の被覆管温度はこれより低く、矛盾していない。また、同一材料の高速炉燃料の末期におけるそれと同程度の周方向応力であり、高速炉設計では周方向応力値を基にクリープを考慮した工学的裕度を見込み 830°C を被覆管温度制限と設定している。本検討では、この先行炉の基準を参考に、クリープを含めた基準として被覆管表面温度 800°C を暫定的に定めた。一方、出力上昇の過渡に対しては、PCMI をあらかじめ回避するようにギャップを適切に設け、同時に燃料の熔融に伴う体積膨張を許容しないよう燃料融点を中心温度上限とする。現行 BWR の線出力 44kW/m に対して、過渡時の融点までの出力余裕は 10–20% 程度ある。

これらの基準は今後過渡解析との整合性を確認し、併せて過渡解析結果を基に詳細検討を実施する必要がある。

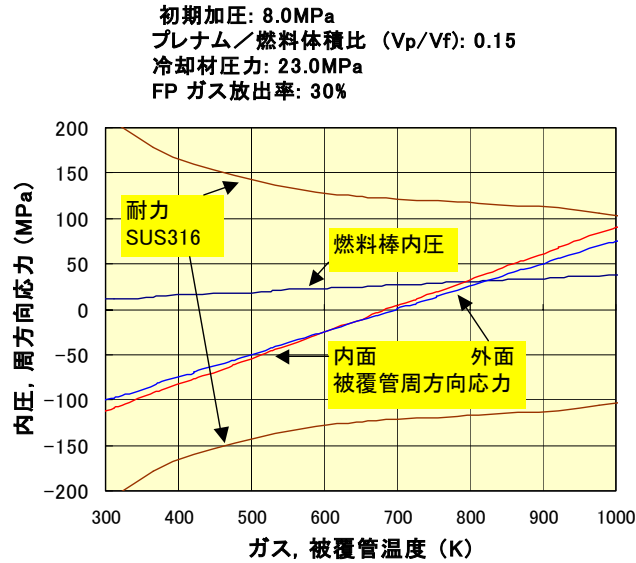


図 3-2 燃料棒内圧、被覆管周方向応力の温度変化依存性 (燃焼末期)

b. 炉心核設計 (平衡炉心設計)

平成 14 年度から SCPR の炉心設計を行ってきた。平成 15 年度は平成 14 年度に設定した SCPR 特有の炉心設計目標①～③にくわえ、前節の検討から④、⑤を加えて、炉心設計を行った。炉心設計目標①～③については、燃料集合体平均としてのウラン濃縮度、Gd 濃度、Gd 棒本数を平成 14 年度の成果を踏まえて設計し、炉心設計条件④～⑤のため、サイクルを通じて軸方向出力分布がトップピークにならないように軸方向濃縮度分布及び Gd 濃度分布を設計した。図 3-4 に平成 15 年度に設計した結果を示す。本設計の特徴は軸方向を 3 領域に分け、下部領域のウラン濃縮度を上部領域よりも高くしたこと、及び部分長 Gd を採用していることである。炉心特性の一例として燃料被覆管温度のサイクル中の推移を示す。過渡時燃料被覆管温度制限値より 100℃程度余裕がある。この余裕の妥当性については、別途、過渡解析を行い確認する予定である。最大線出力密度も 43kW/m 以下であり燃料中心溶融は起こらない。他の値も設計目標を満足している。

- ① 炉心径方向出力ピーキング 1.3 以下
- ② 径方向出力ピーキング位置が変動しないこと
- ③ サイクルを通じての個々の燃料集合体の出力変動は 30%以内
- ④ 燃料被覆管表面温度を制限値以下にする。
- ⑤ 燃料中心溶融を起こさない。

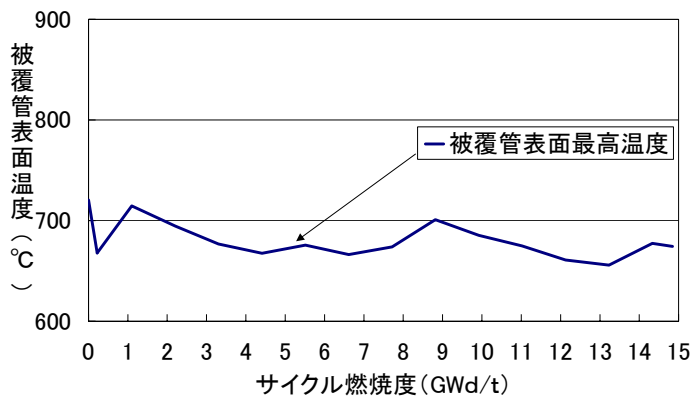


図 3-3 燃料被覆管表面温度（最高温度）の推移

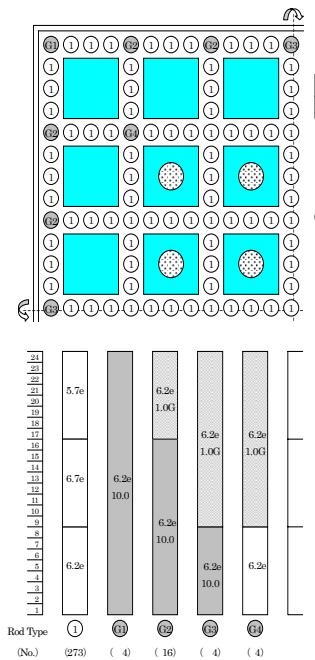


図 3-4 燃料集合体濃縮度分布  
(下部ピーク型設計、軸方向3領域、濃縮度 下部>上部)

### c. 炉心熱水力設計

昨年度は、SCLWR-H の燃料集合体内冷却材流量分布をサブチャンネル解析コード[1][2]で評価した。本年度は、燃料集合体内のスペーサ乱流促進効果などの詳細評価に資することを目的として、超臨界圧水の物性値を組み込んだ 3次元流動解析コードで燃料集合体内の冷却材流量分布を評価し、SCLWR-H 用サブチャンネル解析コードの解析結果と比較した。

SCLWR-H 用の 3次元解析コードは汎用解析コード STAR-CD に JSME1999 蒸気表に準拠した超臨界圧水の物性値を組み込んだものである。乱流モデルは標準  $k-\epsilon$  モデルを使用した。表 3-2 に評価条件を、

表 3-2 解析条件の一覧

圧力 (MPa)	入口温度 (°C)	質量速度 (kg/m <sup>2</sup> s)	熱流束 (kW/m <sup>2</sup> )
6.9	20	1340-2670	0
25.0	20	1340-2670	0
25.0	280	650-2050	1060-3330

図 3-5 に 3次元解析の解析メッシュを、図 3-6 にサブチャンネル解析の解析メッシュを示す。解析は 3×3 の燃料集合体を模擬した体系をモデル化し、実験と比較できる亜臨界圧单相流条件と超臨界圧条件で実施した。

図 3-7 に 3次元解析とサブチャンネル解析による亜臨界圧单相流条件の、燃料集合体出口での冷却材質量速度計算値を実験[3]と比較して示す。両解析手法ともコーナー部では誤差がやや大きく、特に 3次元解析では誤差が 20%を超える点があったものの、サイドおよびセンター部では 3次元解析とサブチャンネル解析ともに実験と 10%以内で一致した。図 3-8 に 3次元解析とサブチャンネル解析による、超臨界圧条件での冷却材質量速度の解析結果を示す。解析した全ケースで両手法による冷却材質量速度分布の評価結果は 10%以内で

一致した。

以上より、異なる 2 種類の解析手法(3次元解析とサブチャンネル解析)で評価した超臨界圧条件の燃料集合体内流量分布は良く一致しており、両解析手法は SCLWR-H の燃料集合体設計に適用できると考える。

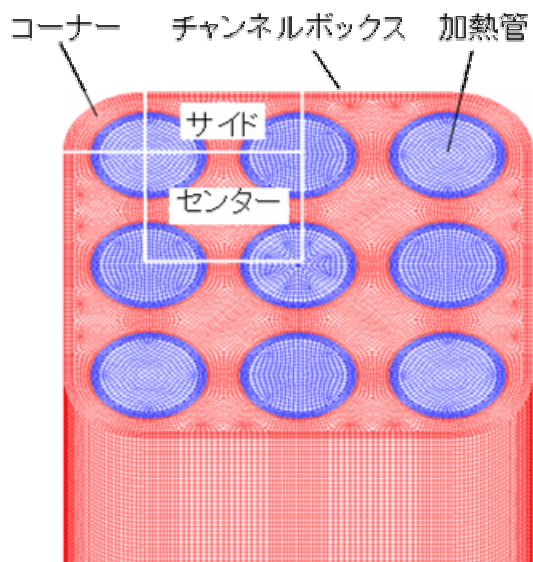


図 3-5 3次元解析の解析メッシュ

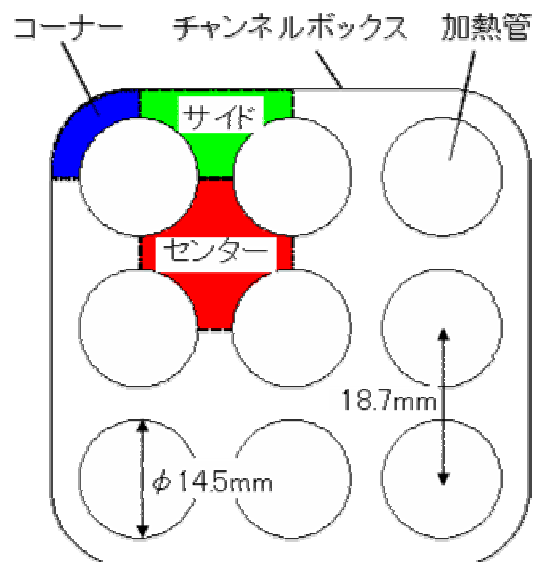


図 3-6 サブチャンネル解析の解析メッシュ

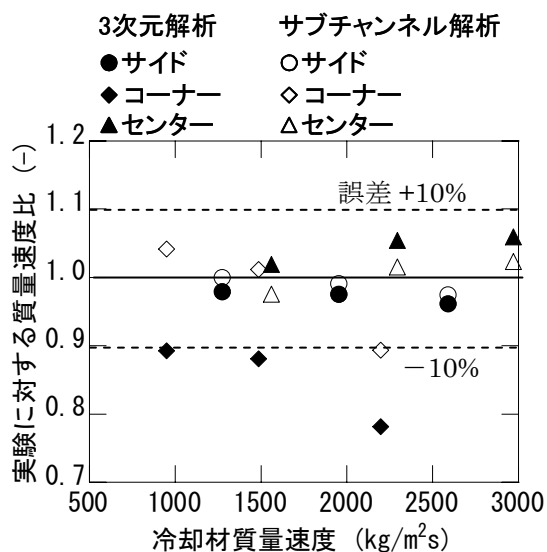


図 3-7 亜臨界圧での実験との比較

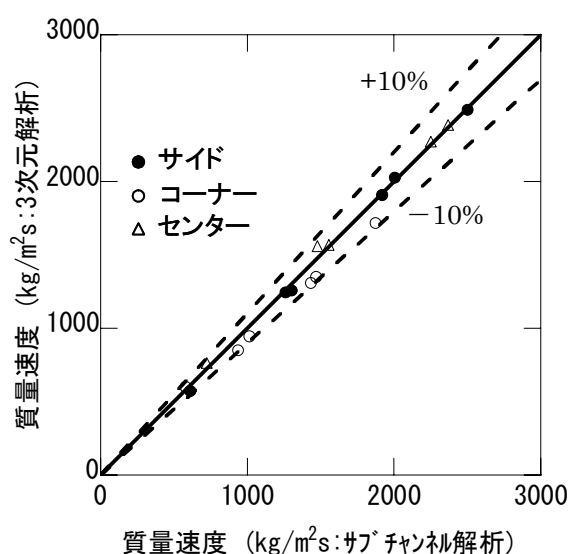


図 3-8 超臨界圧での解析結果の比較

#### d. 炉心構造設計

SCLWR-H の冷却系の特徴の一つである下降流水ロッドを実現する原子炉炉内構造概念を検討した。図 3-1 に原子炉压力容器の縦断面図と燃料集合体の断面図を、図 3-9 に燃料集合体の縦断面図を示す。原子炉压力容器の構造は昨年度の検討結果を基にしている。原子炉容器入口ノズルから給水された冷却材の一部は上部プレナムに流入する。その後、制御棒

案内管を通して燃料集合体上部の上部ノズルに達し、燃料集合体内の四角型下降流水ロッド内を下向きに流れ、下部タイプレートで燃料集合体下部からの給水と混合する。

SCLWR-H の燃料集合体は、チャンネルボックスの内側に 36 本の四角型下降流水ロッドを持ち、水ロッドの周囲に計装管を含め合計 301 本の燃料棒を配した構造である。燃料集合体最上部には上部ノズルがあり、ここで四角型下降流水ロッドに給水を分配する。制御棒は四角型下降流水ロッド内に挿入され、制御棒引き抜き時に先端が水ロッド内に入っている構造とする。上部ノズルの下では、上部タイプレートで燃料棒の上部とチャンネルボックスを固定している。燃料集合体下部構造は現行軽水炉と同様な構造で実現できる。

図 3-10 に燃料集合体上部の詳細図を示す。制御棒案内管と上部ノズルは上部炉心板で接続される。両者ともに上部炉心板から分離できる構造とする。制御棒案内管と燃料集合体は運転時には熱延びが発生するため、接続部は側面にシール部を持ち、上下に移動できるようにする。シール構造は ABWR の高圧炉心注水系配管に使用実績のあるピストンリングを用いる。

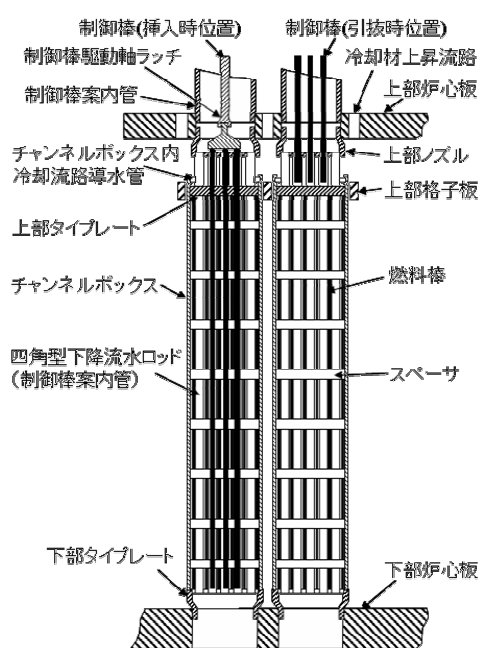


図 3-9 燃料集合体の縦断面図

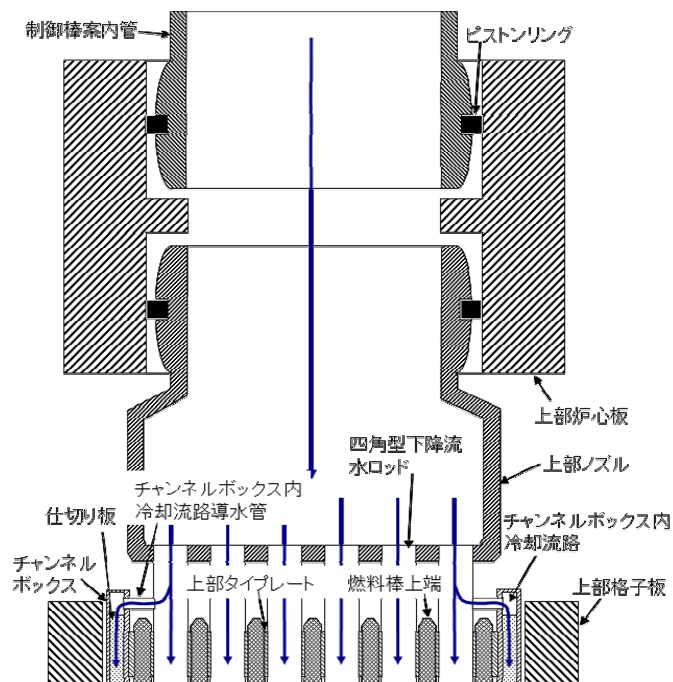


図 3-10 燃料集合体上部の詳細図

SCLWR-H のチャンネルボックスは二重壁構造で、内壁と外壁の間に下降流の冷却材が流れる構造となっている。内壁と外壁の間隔は補強用の仕切り板で確保する。製法は、あらかじめ仕切り板を溶接した内壁を製作し、外壁を被せて仕切り板部を外側からプラグ溶接する方法を考えている。チャンネルボックス内冷却流路へは、最外周の四角型下降流水ロッドの一部から導水管を伸ばして給水する。

燃料交換時には、まず制御棒駆動軸を図 3-9 の上部に示した制御棒駆動軸ラッチで分離



し、その後図 3-1 に示した原子炉圧力容器ふたを取り外す。この時同時に、制御棒案内管も上部炉心板から引き抜かれる。次に上部炉心板を燃料集合体の上部ノズルと分離して取り外す。上部炉心板を外した後は上部格子板で燃料集合体の直立を保持する。上部格子板は燃料集合体の直立を保持するだけでなく、下部タイプレートから漏れた給水が燃料集合体を出た高温の冷却材と混合しないようにするための閉止板の働きも持つ。

以上の検討から、下降流水ロッドを持つ SCLWR-H の炉内構造は現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た。

### (3) 安全系設計検討

安全系設計に当っては、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する指針(安全評価指針)を適用して、最初に SCPR にて起こり得る種々の異常事象を発生頻度と安全評価を定性的にみた影響度の大きさを分類して安全性確認に適用する判断基準を選定し、各事象について安全評価を行なって起因事象となる系統・機器(異常発生防止系)に対する事象緩和のための要求仕様の決定と安全系(異常影響緩和系)の構築を検討することにした(図 3-11)。

SCPR と BWR とで異常発生防止系を比較すると、両者は共に直接サイクル方式であるのでほぼ同じ系統構成となるが、SCPR は貫流型としているため、BWR の原子炉冷却材再循環系が有する原子炉冷却材の循環機能を、SCPR では給水系が担うという点で大きく異なる。すなわち、SCPR の“給水流量の全喪失”は、BWR における“給水流量の全喪失”だけでなく原子炉再循環系に関わる“原子炉冷却材流量の喪失”とも等しくなる(表 3-3)。この SCPR 給水系が有する機能の特異性を考慮して、まず給水系の異常について発生頻度と異常時影響度を検討した。

給水系は復水系と連携して復水器から原子炉に冷却材を供給する系統であり、復水系の異常によっても給水不能となる。BWR における給水喪失の発生頻度の検討では復水系の異常まで含めると、“給水流量の全喪失”は発生頻度から「異常な過渡変化」の範疇にはいる。しかしながら、SCPR では上述のように“給水流量の全喪失”は“原子炉冷却材流量の喪失”に同じであり、給水流量のコストダウン特性に対する感度解析結果(図 3-12)からわかるように“給水流量の全喪失”は「事故」に相当する燃料被覆管温度上昇となる。このため、給水系を安全設計として成立させるためには、次の 3 案が考えられる。

- ① “給水流量の全喪失”の発生頻度を「事故」の範疇となる発生頻度まで低減するように復水系を含めて給水系を独立の 2 系統構成にする。
- ② 給水流量のコストダウン特性を緩やかにして「異常な過渡変化」の判断基準(燃料被覆管の最高温度 $<800^{\circ}\text{C}$ )を満足する給水ポンプ仕様とする。
- ③ 案①と案②の中間として、SCPR 給復水系にある脱気器を境に給水系と復水系に分けて“給水流量の全喪失”事象を考える。

各案の異常状態緩和策と課題を表 3-4 にまとめる。この表からわかるように、案③の給

(復)水系構成とした場合が最も現実的と考えられる。

案③について復水系の異常による“給水流量の全喪失”を解析した結果を図 3-13 に示す。この解析では、復水系の異常により脱気器への冷却材供給が停止し、脱気器水位低にてスクラム、その後給水ポンプの NPSH 確保が不能となる前に脱気器水位低にて給水ポンプを全台トリップさせている。図 3-13 からわかるように、給水ポンプがトリップする前に炉停止を行えば、燃料被覆管の温度上昇は「異常な過渡変化」判断基準程度に抑えることが可能である。また、給水の継続は異常発生後 7 秒程度で十分であり、脱気器の貯水容量 (3.1.1(4)参照) から十分に給水継続可能である。

以上より、貫流型である SCPR における“給水流量の全喪失”に対する安全設計として、給復水系を復水系は復水器・復水系・脱気器まで直列に 1 系統、給水系は完全に分離した 2 系統とした構成がより現実的に成立することがわかる。

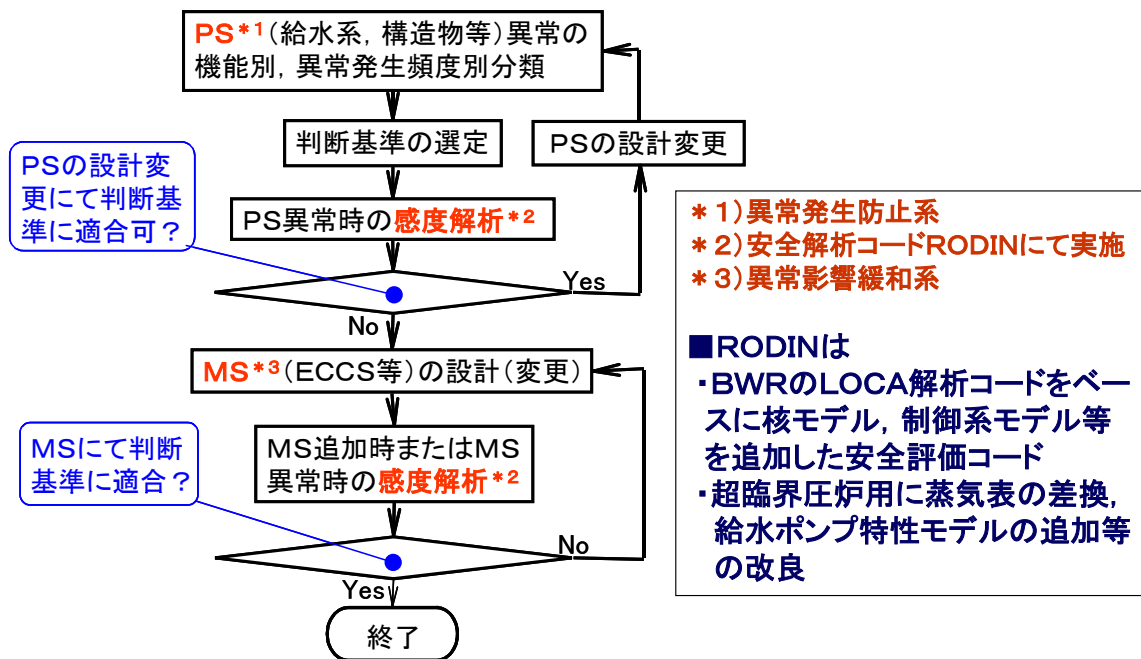


図 3-11 安全系設計のフロー

表 3-3 BWR と S C P R における異常事象の比較

異常状態	ABWR		SCPR	
	起因事象	分類*	起因事象	分類
反応度の増加又は出力分布の異常	起動時の制御棒の誤引抜き	○	ABWR と同じ	○
	運転中の制御棒の誤引抜き	○	ABWR と同じ	○
	停止 RIP の誤起動	○	停止給水ポンプの誤起動	○
	再循環制御系の故障 (RIP 全台ランアウト)	○	給水制御系の故障 (最大流量要求)	○
	制御棒落下または逸出	●	ABWR と同じ	●
冷却材温度の低下	給水加熱喪失	○	ABWR と同じ	○
	給水制御系の故障(最大流量要求)	○	ABWR と同じ	○
	圧力制御系の故障(最大流量要求)	○	ABWR と同じ	○
	逃し安全弁の誤開放	○	ABWR と同じ	○
冷却材流量の減少	RIP3 台トリップ	○	給水ポンプ 1 台トリップ	○
	RIP 全台トリップ	●	給水流量の全喪失	○
	再循環制御系の故障 (RIP 全台ランバック)	○	給水制御系の故障(0 流量要求)	○
	RIP1 台軸固着	●	給水ポンプ 1 台軸固着	●
	RIP1 台軸破損	●	給水ポンプ 1 台軸破損	●
圧力の上昇(電気系統の故障を含む)	蒸気加減弁 1 弁誤閉止	○	ABWR と同じ	○
	負荷遮断バイパス弁作動	○	ABWR と同じ	○
	負荷遮断バイパス弁不作動	○	ABWR と同じ	○
	タービントリップ	○	ABWR と同じ	○
	主蒸気隔離弁全閉	○	ABWR と同じ	○
	復水器真空度低下	○	ABWR と同じ	○
	常用系電源の喪失	○	ABWR と同じ	○
	給水流量の全喪失	○	(ABWR と同じ)	○
冷却材保有量の変化	HPCF 誤起動	○	AFS 誤起動	○
	格納容器外 LOCA	●	ABWR と同じ	●
	格納容器内 LOCA	●	ABWR と同じ	●

分類 ○：異常な過渡変化 ◎：中間的事象 ●：事故

表 3-4 “給水流量の全喪失” 緩和策の比較

	案①	案②	案③
特徴	給復水系を完全分離した 2 系統で構成	復水器、復水系、給水系を直列に 1 系統で構成	復水器－復水系－脱気器まで直列に 1 系統、給水系は完全に分離した 2 系統で構成
発生頻度の範疇	事故	異常な過渡変化	復水系の異常：異常な過渡変化 給水系の異常：事故
異常状態の緩和	給水喪失過程で炉停止 事故判断基準に適合するほど緩やかな給水コストダウン	給水喪失過程で炉停止 異常な過渡変化判断基準に適合するほど緩やかな給水コストダウン	復水系の異常：脱気器異常により先行して炉停止 給水系の異常：事故判断基準に適合するほど緩やかな給水コストダウン
検討課題	高慣性給水ポンプの成立性 完全分離 2 系統構成	超高慣性給水ポンプの成立性	復水系の異常：炉停止までの給水維持 給水系の異常：高慣性給水ポンプ慣性の成立性
現実性	○	△	◎

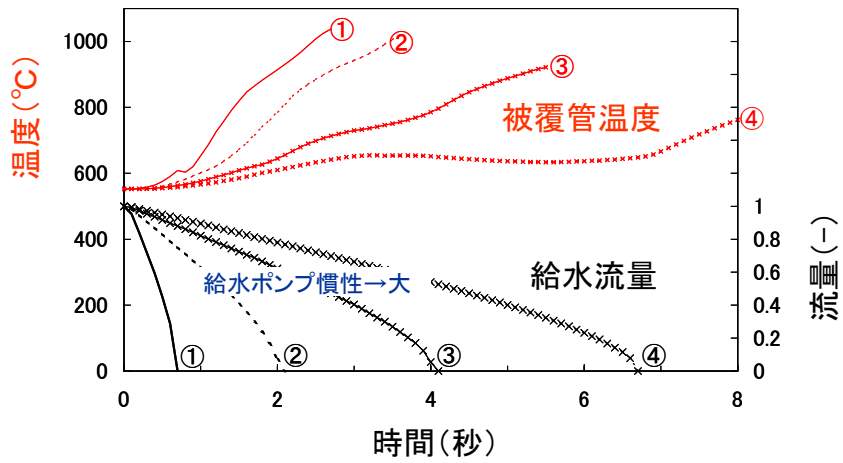


図 3-12 給水ポンプ全台トリップ時燃料被覆管温度変化  
(給水コーストダウン特性の感度)

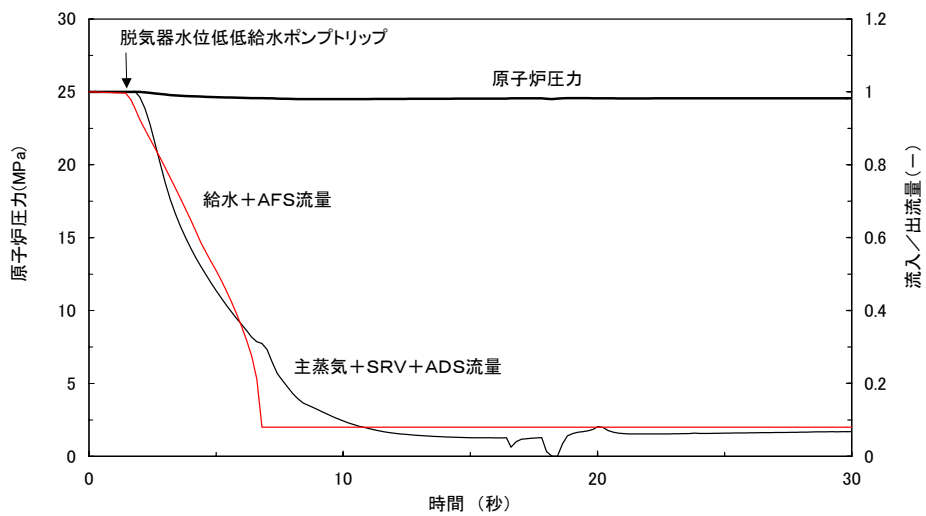
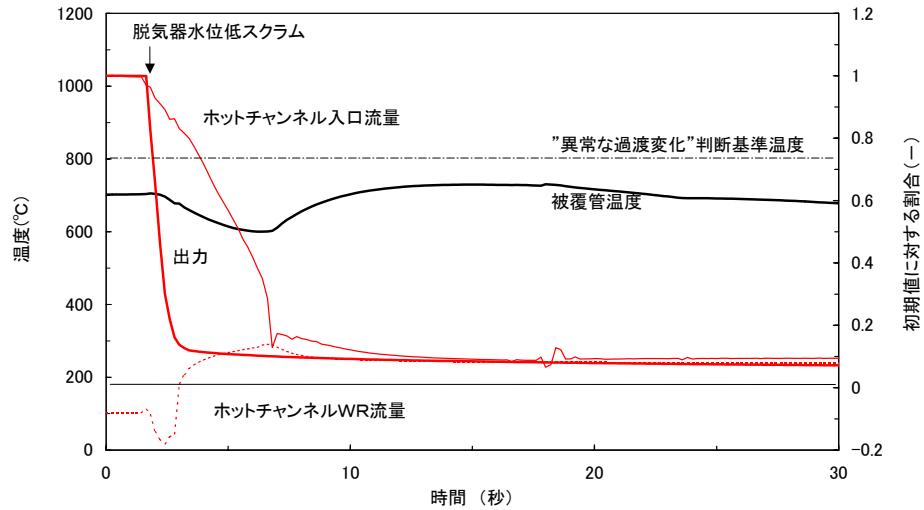


図 3-13 復水系異常による“給水流量の全喪失”

#### (4) 建屋・配置設計検討

全体開発計画に基づき、本年度より建屋・配置設計検討を開始した。本年度は、原子炉系、BOP系の主要機器の物量評価を実施した。来年度以降、格納容器設計、配置設計を進める。また、SCPR特有の機器として起動・停止系機器が挙げられるが、これらについても来年度以降検討を実施する。

##### a. 原子炉系機器の物量評価

SCPRは貫流型の冷却方式を用いているため、炉内構造物としての気水分離器、蒸気乾燥器および再循環システムが不要となり、圧力容器の簡素化ならびに小型化が可能である。SCPRの原子炉圧力容器の高さは同出力クラスのBWRプラントと比較して約6m低く、格納容器高さの低減ならびに原子炉建屋階層削減に寄与すると考える。

また、制御棒駆動機構を上部挿入としたこと、および再循環ポンプが不要であることから、格納容器下部ドライウェル領域は大幅に削減可能と考える。SCPRの圧力容器は高圧仕様であるために肉厚は増加するが、出力当りの炉心直径が同出力クラスのBWRプラントより小さいため、圧力容器外径は同出力クラスのBWRプラントより低減している。SCPRは主蒸気配管を2本構成としたことで、配管の熱伸びなどを考慮した配管引き回しに裕度があり、圧力容器小型化と合わせて格納容器容積の低減に寄与すると考える。

原子炉建屋の配置は、格納容器が小さくなる可能性を積極的に活用し、1階層低減することを目指す。階層を減らすことで、従来プラントで収納していた機器の適正配置の検討が必要となるが、SCPRは再循環システムがないので再循環システム用の電源盤や補修エリアが不要となり、さらに制御棒を上部挿入としたのでHCU（水圧制御ユニット）が不要になるなど原子炉建屋の内包機器の削減による配置裕度があるため、階層を削減しても機器の収納は可能と考える。

原子炉建屋の平面寸法は、格納容器と非常用発電機の設置スペースが支配要因となる。非常用発電機の負荷の内訳としては、安全系（冷却系含む）駆動用電動機、財産保護用設備などであり、現行BWRプラントでは特に高圧仕様のポンプ用電動機負荷が支配要因となっている。SCPRでは高圧仕様のポンプとして高圧補助給水系のポンプが該当する。高圧補助給水系は、外部電源喪失等による給水流量喪失事象時に炉心冷却に必要な流量を供給するもので、現行BWRの高圧炉心注水系に相当する。東大設計では高圧補助給水系ポンプをタービン駆動方式とすることで非常用発電機負荷の対象外としている。系統構成は、単一故障の要求を満足しつつ、必要流量（定格給水流量の8%）を確保するために、系統数を3系統（定格給水流量の4%容量×3系統）[4]とし、かつ非常用炉心冷却と同一区分とすることで合理的な機器配置が可能となる。非常用炉心冷却系は、自動減圧系と低压注水系3区分で構成する。低压注水系の注水圧力は1MPa以下[5]であり、現行BWRの低压系機器と同程度の仕様で対応できる見込みである。原子炉停止時、事故時の崩壊熱を除去する機能を持つ残留熱除去系は、非常用炉心冷却系の低压注水系ポンプを共用する。熱交換器については、圧

力抑制プール水量など格納容器性能解析に基づく詳細評価が必要であるが、SCPR は熱効率が高く同一電気出力を得るための炉熱出力が少なくすむため、同一出力クラスの BWR に比較して圧力抑制プール水量の削減と、残留熱除去系の熱交換器の小型化が実現できる可能性がある。

表 3-5 SCPR 原子炉廻り主要系統仕様

		SCPR	ABWR
熱/電気出力	MW	2270/960	3926/1356
炉心冷却方式	-	ワンスルー	再循環
炉心流量	kg/s	1156	14500
<b>圧力容器</b>			
内径	m	5.68	7.1
高さ	m	15	21
肉厚	m	0.39	0.18
<b>主蒸気系</b>			
・主蒸気流量	kg/s	1156	2122
・主蒸気管			
本数	-	2本	4本
内径	m	0.46	0.64
・主蒸気隔離弁			
個数	-	4(2個/主蒸気管×2)	8(2個/主蒸気管×4)
型式	-	玉型弁	玉型弁
・逃がし安全弁 (自動減圧機能含む)			
個数	-	8個 (自動減圧機能を含む弁:8個)	18個 (自動減圧機能を含む弁:8個)
<b>給水系</b>			
・給水流量	kg/s	1156	2118
・給水管			
本数	-	2本	2本
内径	m	0.27	0.49
燃料体数	-	96体	872体
<b>制御棒・制御棒駆動系</b>			
制御棒型式	-	クラスタ型	十字型
制御棒員数	-	96本	205本
挿入方式	-	上部挿入	下部挿入
駆動装置	-	モータ駆動(通常運転時) 重力落下(スクラム時)	モータ駆動(通常運転時) 水圧駆動(スクラム時)
<b>安全系</b>			
構成	-		
RCIC(原子炉隔離時冷却系)		(AFSと共用)	
ポンプ台数	-	1台	1台
型式	-	タービン駆動	タービン駆動
容量	kg/s/台	48	52
揚程	m	約2500~190	約900~190
AFS(補助給水系)			HPCF(高圧炉心注水系)
ポンプ台数	-	3台	2台
型式	-	タービン駆動	モータ駆動
容量	kg/s/台	48	51~202
揚程	m	約2500~190	約900~190
LPCI(低圧注水系)			
ポンプ台数	-	3台	3台
型式	-	モータ駆動	モータ駆動
容量	kg/s/台	300	265
揚程	m	約190	約125
RHR(残留熱除去系)		(LPCIと共用)	(LPCIと共用)
ポンプ台数	-	3台	3台
型式	-	モータ駆動	モータ駆動
容量	kg/s/台	300	265
揚程	m	約190	約125
熱交換器			
基数	-	3基	3基

b. BOP 系機器の物量評価

先年度実施した BOP 系システム検討の結果に基づき、BOP 系主要機器である蒸気ター

ビン、復水器、給水加熱器、湿分離器、及び、脱気器につき機器サイズの検討を行った。  
各機器サイズ検討時に適用したヒートバランスデータを図 3-14 に示す。

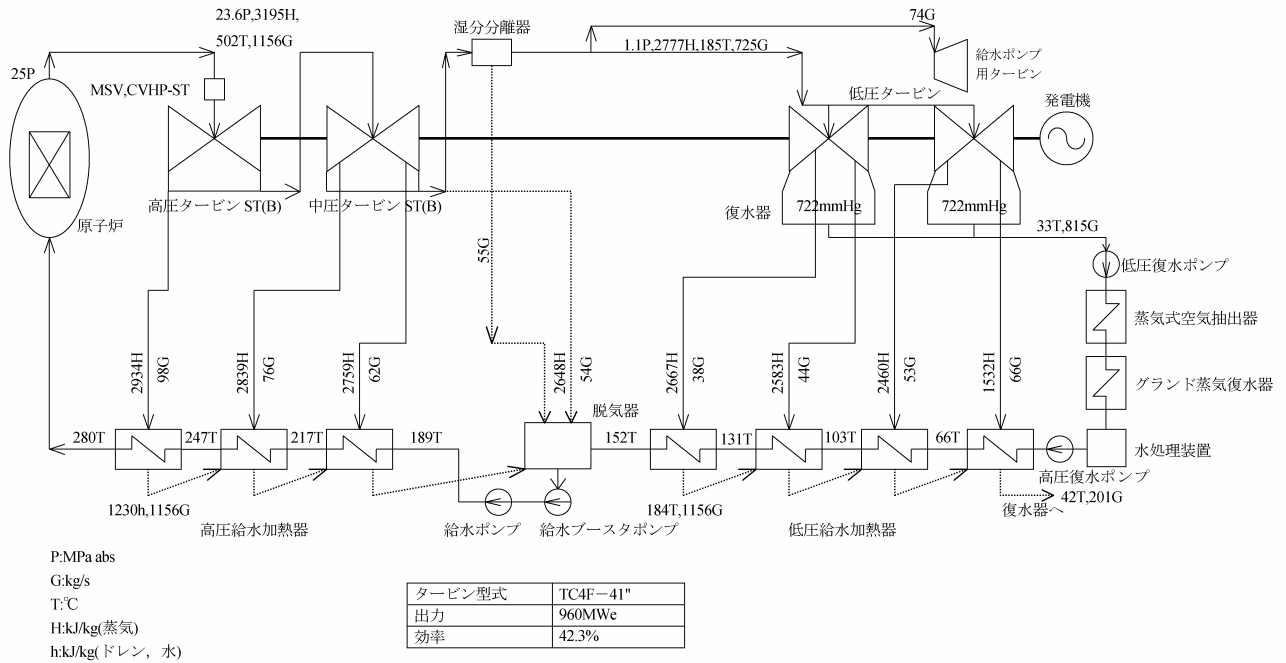


図 3-14 SCPR 蒸気タービンサイクル構成及びヒートバランス

(i) 蒸気タービン

蒸気タービンは TC4F-41” 型 (TC : Tandem Compound, F : 低圧 Flow 数、41” : 最終段翼有効長 (インチ)) で、高圧部 1 車室、中圧部 1 車室、及び、低圧部 2 車室の合計 4 車室が一軸直列に配列される構成とする。

図 3-15 に蒸気タービン概略外形図を示す。

機器主要目

- ① 種類                   くし型 4 気筒 4 流排気復水式(TC4F-41”型)
- ② 数量                   1 台
- ③ 定格出力               **960,000Kw**
- ④ 回転数                 **1,500rpm**
- ⑤ 主蒸気条件
  - 主蒸気圧力 (タービン主蒸気止め弁前にて)       **23.6 MPa**
  - 主蒸気温度 (タービン主蒸気止め弁前にて)       **502°C**
  - 主蒸気流量 (タービン主蒸気止め弁前にて)       **1156 kg/s**
- ⑥ 復水器真空度         **722mmHg**
- ⑦ 給水温度 (最終高圧給水加熱器出口にて)       **280°C**
- ⑧ 抽気段数             **8 段**  
(高圧給水加熱器 : 3 段 + 脱気器 : 1 段 + 低圧給水加熱器 : 4 段)
- ⑨ 概略寸法             **全長 約 50m、全巾 約 10m**

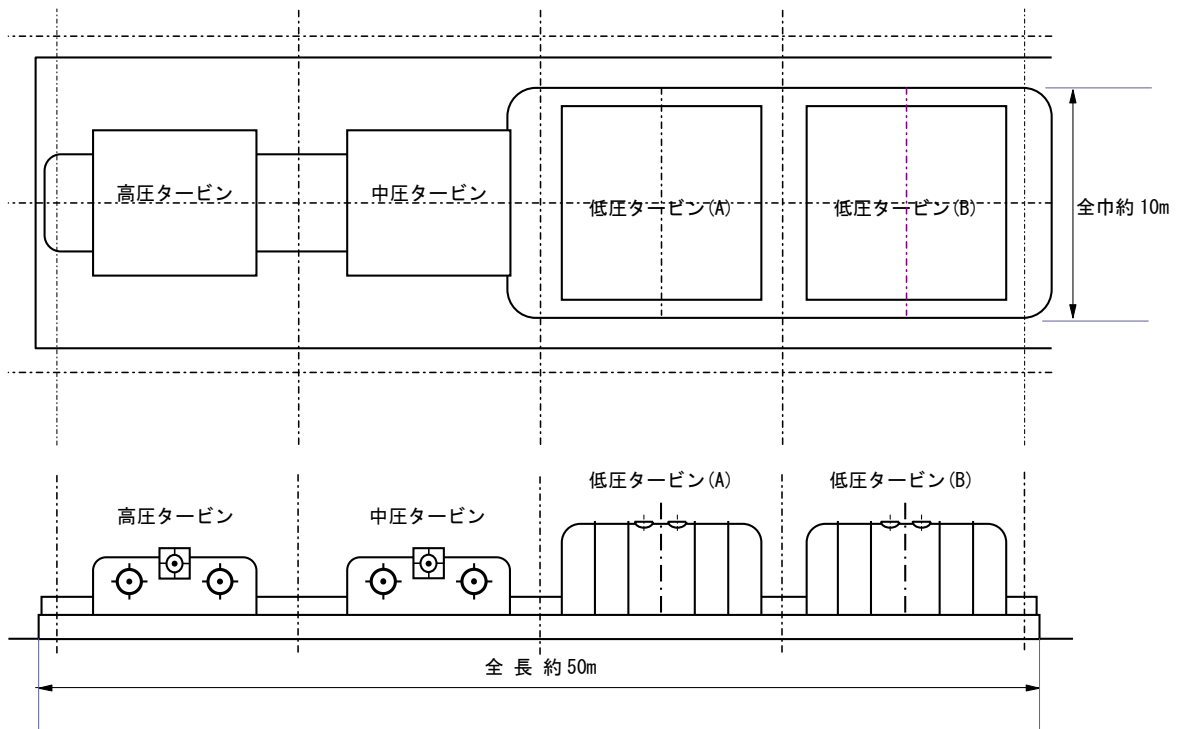


図 3-15 蒸気タービン概略外形図

(ii) 復水器

復水器は表面接触半区分水室形で、タービンと復水器冷却管を直角に配置するトランスバース配置とする。タービンとの接続は低圧 2 車室の排気口と 2 個所で接続され、復水器上部本体及び下部本体は双胴型とする。水室は半区分として、管群を各胴 2 管束に分割し、片管束のみでの運用を可能とする。復水器冷却管はチタン管とする。また、復水器の上部本体には 4 段・2 系列の合計 8 台の低圧給水加熱器を設置する。

機器主要目

① 種類	表面接触半区分水室形
② 数量	1 台
③ 交換熱量	$1.3 \times 10^6$ kW
④ 真空度	722mmHg
⑤ 冷却水温度	7℃以下
⑥ 冷却水量	2,720 m <sup>3</sup> /min (海水)
⑦ 冷却管清浄度	90%
⑧ 冷却面積	43,000 m <sup>2</sup>
⑨ 概略寸法	全長 約 23 m、全巾 約 10 m x 2 胴、全高 約 18 m

(iii) 給水加熱器

給水加熱器は横置表面加熱式で、高圧給水加熱器は 2 系列 3 段、低圧給水加熱器が 2 系列 4 段とする。加熱管はステンレス鋼管とし、管通路数は 2 (U 字管) とする。

水室は高圧給水加熱器は高圧力であることを考慮し球形水室とし、低圧給水加熱器は円筒形半楕円形鏡板付き水室とする。



低圧給水加熱器は復水器上部本体に設置する。

#### 機器主要目

	高圧第 1 給水加熱器 (最高圧側)	高圧第 2 給水加熱器	高圧第 3 給水加熱器	
① 種類	表面加熱式横置 U 字管形			
② 数量	2 台	2 台	2 台	
③ 加熱面積	2600 m <sup>2</sup>	2200 m <sup>2</sup>	2600 m <sup>2</sup>	
④ 概略寸法				
全長	約 14 m	約 12 m	約 14 m	
胴外径	約 2.2 m	約 2.2 m	約 2.2 m	
	低圧第 1 給水加熱器	低圧第 2 給水加熱器	低圧第 3 給水加熱器	低圧第 4 給水加熱器 (最低圧側)
① 種類	表面加熱式横置 U 字管形(復水器上部本体設置)			
② 数量	2 台	2 台	2 台	2 台
③ 加熱面積	900 m <sup>2</sup>	1000 m <sup>2</sup>	1500 m <sup>2</sup>	1400 m <sup>2</sup>
④ 概略寸法				
全長	約 12 m	約 14 m	約 16 m	約 15 m
胴外径	約 1.8 m	約 1.8 m	約 2 m	約 2 m

#### (iv) 湿分分離器

湿分分離器は中圧タービンと低圧タービンの間に配置し、中圧タービン排気蒸気中の湿分はシェブロン型の分離エレメントで除去され、湿り度が低減された蒸気が低圧タービンへ導かれる。

#### 機器主要目

① 種類	円筒横置形
② 数量	2 台
③ 概略寸法	全長 約 12 m、外径 約 3 m

#### (v) 脱気器

脱気器は横置圧力トレー形とする。タービン抽気と給水を直接接触させて給水を加熱し、かつ、給水中の不凝縮性ガスを分離、除去（脱気）する。

脱気器は高所に設置し給水ポンプの N.P.S.H（正味吸込水頭）を確保する。

#### 機器主要目

① 種類	横置圧力トレー形
② 数量	1 台
③ 給水処理量	1156 kg/s
④ 貯水容量	140 m <sup>3</sup>
⑤ 概略寸法	全長 約 23 m、外径 約 3.8 m

### 3.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発

表 4-1 に、本サブテーマの目標、今年度計画、得られた成果の概要を示す。平成 15 年度技術開発は、実施計画通り供試体の設計製作、単管試験の評価、単ピン試験及び伝熱解析を実施した。供試体の設計製作ではバンドル試験体の製作を行った。単管試験では流量過渡試験と圧力過渡試験を実施し終了した。単ピン試験では定常試験を開始した。伝熱解析では 3 次元熱解析を実施した。来年度の計画の見直しは必要ない。

#### (1) 調査、開発計画、装置設計・改造準備

供試体の設計製作では、平成 16 年度に実施する計画のバンドル試験体の詳細設計および製作を行った。バンドル試験の目的は、複数本の加熱体による流動干渉が熱伝達特性へ与える影響の評価および燃料スペーサの伝熱劣化抑制効果を調べることである。

バンドル試験体の基本仕様を表 3-6 に、構造図を図 3-16 に示す。試験体仕様は、東京大学で検討された SCLWR-H の炉心設計[1]を参考に、ヒータピン外径 8mm、ピッチ 9.5mm の三角配列とした。

試験体は、流路を模擬した試験容器の中に燃料を模擬したヒータピンを 3 本設置したもので、ヒータピンのギャップはスペーサにより確保する。ヒータピンの表面には 1 本当たり 6 本の熱電対が埋め込んであり、ヒータピン壁の温度変化を測定する。この設計仕様を基にバンドル試験体を製作した。

表 3-6 バンドル試験体の基本仕様

- ・ 流路形状:ヒータピン外径  $\phi$  8mm、  
三角配列 (9.5mm ピッチ)
- ・ 有効発熱長 1450mm
- ・ 材質 :NCF600 (ヒータピンシース)、  
SUS304 (試験容器)
- ・ 加熱方式 :間接加熱
- ・ 設計圧力:5.5 MPa
- ・ 設計温度 :150°C

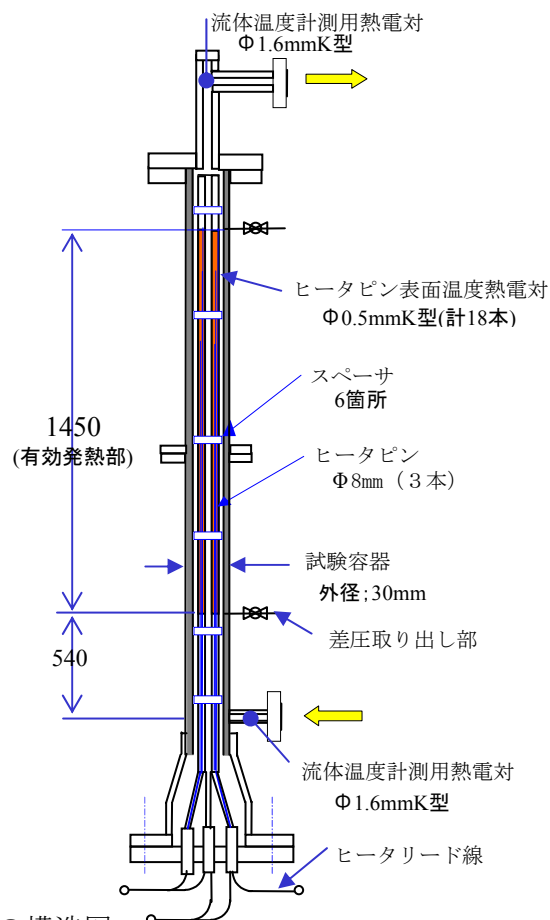
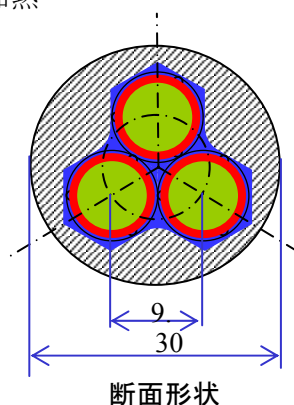


図 3-16 バンドル試験体の構造図

## (2) 単管試験

単管試験では、冷却材流量急減事象時の過渡熱伝達特性を検討するために、まず前年度に引き続き流量過渡試験を行い、その後圧力過渡試験を追加して実施した。試験は、前年度までに実施した定常試験と同様、HCFC22 を試験流体として内径 4.4 mm の単管試験体（有効加熱長 2 m）を用いて行った。

### a. 流量過渡試験

流量過渡試験の実験条件を表 3-7 に示す。圧力は換算圧力が SCPR と同じ 1.1 の 5.5 MPa 一定の条件で、流量を 1000 kg/(m<sup>2</sup>・s) から 1/5 の 200 kg/(m<sup>2</sup>・s) まで急激に減少させている。流量の減少は流量調節弁の操作により行い、減衰速度は減衰時定数  $\tau$  を変えて設定した。熱流束は、定常時の実験結果を参考に、減少時の各質量速度において定常時に熱伝達劣化が生じる条件を含むように選んだ。

試験結果の一例を図 3-17 に示す。上段、中段、下段の図の縦軸は、それぞれ、質量速度が 700、400、200 kg/(m<sup>2</sup>・s) に達した時点での熱電対 No.5、No.20 および No.35（加熱開始点より 250、1000、1750 mm）の断面における局所熱伝達係数  $\alpha$  の測定値を、同じ流量、熱流束、流体エンタルピー条件の定常時の熱伝達係数  $\alpha_{steady}$  と比較したもので、これらの比  $\alpha / \alpha_{steady}$  を流体エンタルピー  $h_b$  に対してプロットしている。過渡時の局所熱伝達係数  $\alpha$  は、伝熱面の温度と正味の熱流束および流体エンタルピーの時間変化を考慮して求めた。各段の図中、時定数  $\tau$  をパラメータとし、その横に流量急減開始後その質量速度  $G$  に達した経過時間  $t$  を、また記号に付して各データ点の正味熱流束（あるいはその範囲）をそれぞれ記している。また、半塗りの記号は、

表 3-7 流量過渡試験条件

流動方向	垂直上向き
内径 $D$ mm	4.4
質量速度 $G$ kg/(m <sup>2</sup> ・s)	1000 → 200
負荷電力相当の熱流束 $q_e$ kW/m <sup>2</sup>	20 – 90
入口流体エンタルピー $h_{bin}$ kJ/kg	220, 270, 320
時定数 $\tau$ sec.	0.8, 2.6, 4.6, 6.7

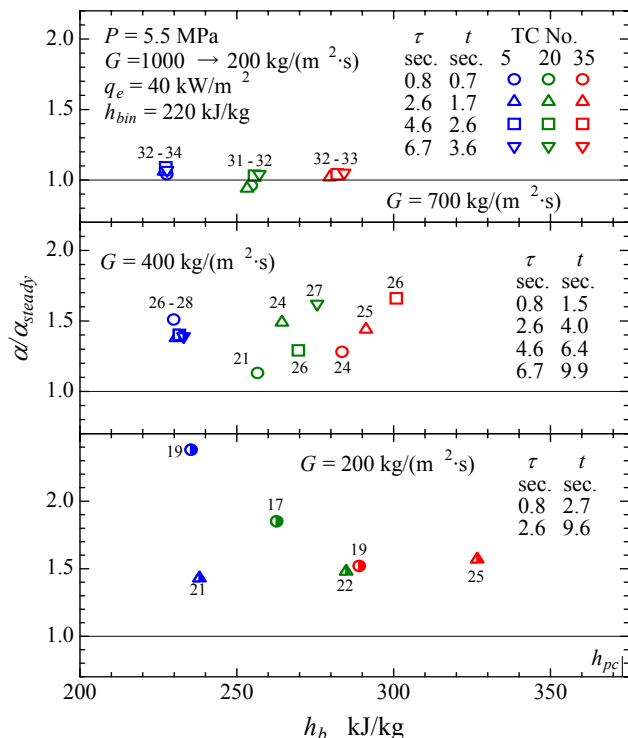


図 3-17 同条件での流量過渡時と定常時の熱伝達係数の比較

同条件の定常時に熱伝達劣化が生じている場合のデータ点を表している。いずれの流量においても、熱伝達係数の比  $\alpha / \alpha_{steady}$  は 1 以上の値を示しており、一般に、流量急減時には、

同条件の定常時の熱伝達と比べて良くなっているのがわかる。特に、定常時に熱伝達劣化が発生しない条件では、比は 1~1.5 程度で比較的小さいのに対し、定常時に熱伝達劣化が発生する条件の場合には、比は 1.5~2.4 程度と大きくなっており、大幅な熱伝達の改善がみられる。この改善の程度は、定常時に熱伝達劣化が生じやすい低流量で、時定数が小さい場合ほど大きい。以上の要因として、流量過渡時には、同じ質量速度でも、定常時の場合と異なる管断面速度分布になっていると考えられ、特に低流量域での熱伝達劣化の原因として考えられる壁面近傍における浮力の発生による乱れの減衰の効果[7]が、流量過渡時には、低減されるものと推測される。

#### b. 圧力過渡試験

圧力過渡試験の実験条件を表 3-8 に示す。試験は、ループ加圧の高圧 N<sub>2</sub> ガスパルプを操作し、超臨界圧の 5.5 MPa から臨界圧を経て亜臨界圧の 4.0 MPa 以下まで圧力を減ずる条件で行った。減圧時、流量、熱流束、入口エンタルピーはほぼ一定であった。

試験結果の一例を図 3-18 に示す。初期圧力の超臨界圧において熱伝達の劣化が生じていない場合でも、減圧時には、臨界圧より幾分低い圧力範囲で熱伝達の低下（限界熱流束状態の発生）が生じた。図には、その際の試験体最大管壁温度  $T_{wmax}$  の変化を示している。▽の記号で示す定常時（圧力は段階的に下げて設定した）の場合と比べて、過渡時の熱伝達の低下は、圧力の減少速度が大きいほど、より低い圧力範囲でみられ、その際の最大管壁温度は定常時のピークと同程度まで達している。このように、超臨界圧において熱伝達劣化が生じない条件においても、減圧過渡時には、熱伝達の低下が生じ、管壁温度が急上昇するので、注意が必要である。

これまでに、定常時においても、臨界圧より幾分低い圧力において、熱伝達が最も悪くなり、DNB による熱伝達の劣化が起こりやすくなることが明らかにされている[8]。今回の減圧過渡時にもこの効果が現れ、DNB の発生で伝熱面を覆う蒸気膜が定常時の場合より低い圧力まで維持され、伝熱が悪くなっているものと考えられる。

表 3-8 圧力過渡試験条件

圧力 $P$ MPa ( $PP_0$ )	5.5 → 4.0 以下 (1.10 → 0.80 以下)		
質量速度 $G$ kg/(m <sup>2</sup> ·s)	400		
熱流束 $q$ kW/m <sup>2</sup>	10	15	20
入口流体エンタルピー $h_{in}$ kJ/kg	310	285	285
4.0 MPa までの経過時間 $t_{4.0}$ sec	220 - 700	30 - 400	30 - 885
質量速度 $G$ kg/(m <sup>2</sup> ·s)	700		
熱流束 $q$ kW/m <sup>2</sup>	10	15	23
入口流体エンタルピー $h_{in}$ kJ/kg	310	310	290
4.0 MPa までの経過時間 $t_{4.0}$ sec	170	210	15 - 220, (480)

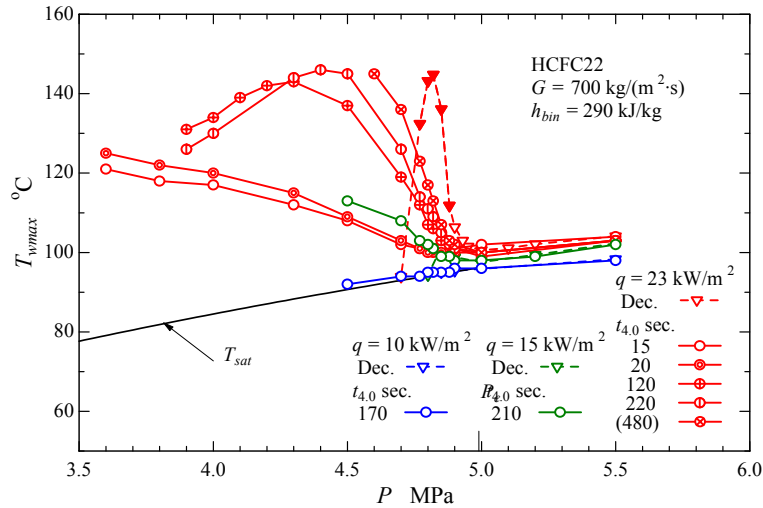


図 3-18 減圧時における最大管壁温度の変化

### (3) 単ピン試験

単ピン試験では、燃料棒を模擬した内管外面加熱の環状流路における超臨界圧流体の熱伝達について検討した。

図 3-19 に断面を示す単ピン試験体（ヒータピン外径 8.0 mm、非加熱管内径 10.0 mm、有効発熱長 1.8 m）をフロンの強制循環試験装置に組み込み、表 3-9 に示す条件で、定常試験を行った。

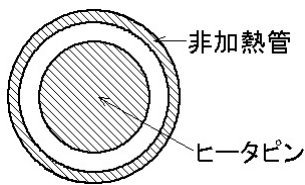


図 3-19 単ピン試験体断面

表 3-9 単ピン定常試験条件

流動方向	垂直上向き
ヒータピン外径 mm	8.0
非加熱管内径 mm	10.0
圧力 $P$ MPa ( $P/P_c$ )	5.5 (1.1)
質量速度 $G$ kg/(m <sup>2</sup> ·s)	400
熱流束 $q$ kW/m <sup>2</sup>	15 - 40
入口流体エンタルピー $h_{bin}$ kJ/kg	220, 290, 330

実験結果の例を、先に得ている単管の場合と比較して図 3-20 と図 3-21 に示す。低熱流束の低流体エンタルピー域でみられように、単ピンと単管ともに熱伝達劣化が生じない場合には、両者の熱伝達に違いはほとんどみられない。しかしながら、単管で熱伝達劣化が生じる場合には、両者の間にかなりの差異がみられる。すなわち、単管において著しい劣化が生じる条件でも、単ピンでは、熱伝達劣化の程度はかなり抑制されているのがわかる。また、単ピンでは、単管でみられる加熱開始部での局所的な激しい劣化もみられない。このように、単ピンでは、熱伝達劣化の発生が抑制される傾向がある。今後、異なる質量速度の条件についてデータを得て、単ピンにおける熱伝達の特性を明らかにする予定である。

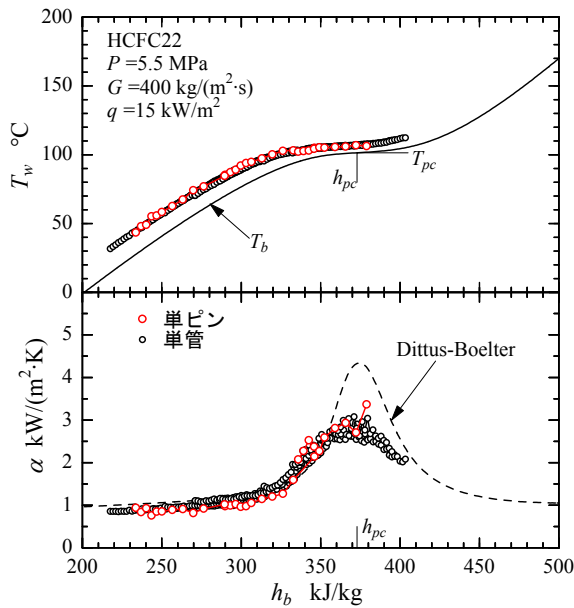


図 3-20 単ピンと単管の管壁温度と熱伝達係数の比較 ( $q=20\text{kW/m}^2$ )

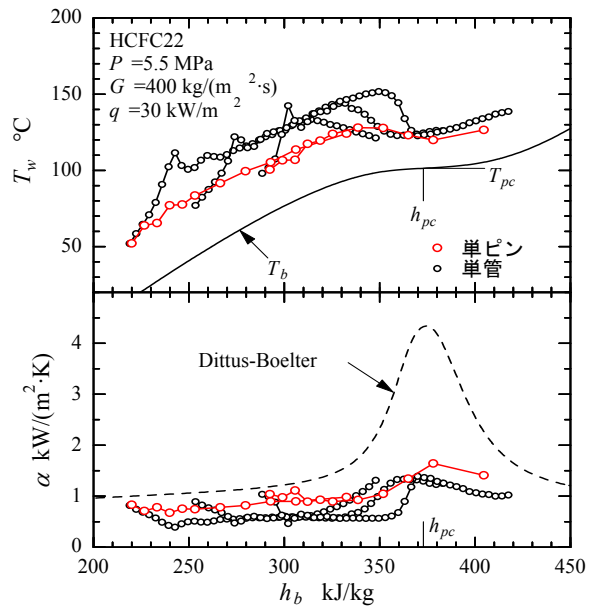


図 3-21 単ピンと単管の管壁温度と熱伝達係数の比較 ( $q=30\text{kW/m}^2$ )

#### (4) 伝熱解析

伝熱解析では、昨年度実施した単管体系の 3 次元伝熱解析をさらに詳細に検討するとともに、本年度、実験した単ピン体系の 3 次元伝熱解析を実施した。

##### a. 単管体系の 3 次元伝熱解析

昨年度、実験した単管体系について、乱流モデルに高  $Re$  数型標準  $k-\epsilon$  モデルを用いた解析と、二層モデルを用いて壁面近傍のみ低  $Re$  数型の乱流モデルを適用することで壁面近傍のメッシュ幅を小さくした解析を実施した。解析コードは汎用 3 次元伝熱流動解析コード STAR-CD に超臨界圧 HCFC22 の物性値を組み込んだものを使用した。前者の解析は昨年度も実施しているが、本年度は比熱の温度依存性を正確にコードに組み込んで評価した。

使用した解析メッシュの一例を図 3-22 に示す。左側は高  $Re$  数型標準  $k-\epsilon$  モデル、右側は二層モデルの解析メッシュであり、ともに単管の 1/4 体系を解析対象とした。

図 3-23 に熱伝達率の解析結果を単管試験結果と比較して示す。解析条件は圧力 5.5MPa、質量速度  $700\text{kg/m}^2\text{s}$ 、熱流束  $20\text{kW/m}^2$  である。高  $Re$  数型標準  $k-\epsilon$  モデルを用いた解析は広い温度範囲で実施したが、二層モデルを用いた解析は計算時間を多く必要とするため擬臨界温度近傍でのみ実施した。高  $Re$  数型標準  $k-\epsilon$  モデルを用いた解析は、温度変化に対する物性値変化が小さい  $85^\circ\text{C}$  以下の領域では実験と良く一致した。二層モデルを用いた解析は物性値変化の大きい高い温度でも実験と良く合う熱伝達率を示し、壁面近傍のメッシュ分割詳細化により解析精度を向上できた。

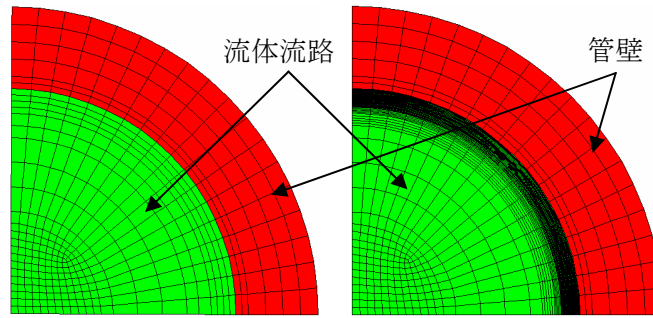


図 3-22 単管体系解析メッシュ

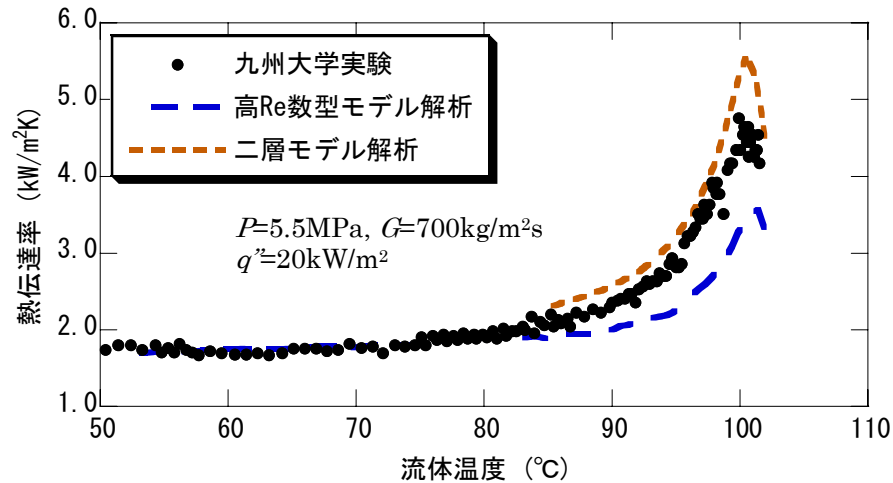


図 3-23 熱伝達率解析結果

b. 単ピン体系の 3 次元伝熱解析

本年度、実験を開始した単ピン体系について、単管体系と同様の手法で 3 次元伝熱解析を実施した。使用した解析メッシュを図 3-24 に示す。当初の実機相当体系は熱的等価直径、水力等価直径ともに 4.4mm だが、単ピン体系の実験は流路外側に非加熱壁があるため、水力等価直径と熱等価直径の両方を実機想定体系に合わせることが出来ない。単ピン体系の実験では熱的等価直径が実機と同等になる 4.5mm とした結果、水力等価直径は 2.0mm となった。解析では、実験を模擬して流路の外側に非加熱壁がある体系(単ピン実験模擬体系)と、流路外側の壁面をスリップ壁とすることで流路外側の壁面の影響を除いた体系(実機模擬体系)の 2 種類を解析した。

図 3-25 に熱伝達率の解析結果を単ピン実験模擬体系と実機模擬体系とで比較して示す。解析条件は単管体系の解析条件と合わせ、圧力 5.5MPa, 質量速度 700kg/m<sup>2</sup>s, 熱流束 20kW/m<sup>2</sup> とした。流体温度 85℃以下の領域では、単ピン実験模擬体系は実機模擬体系よりも約 4%大きな値を示した。熱伝達率に対する非加熱壁の影響は小さいが、非保守側の影響である可能性があるため注意が必要と考える。今後、九州大学の実験との比較を進める予定

である。

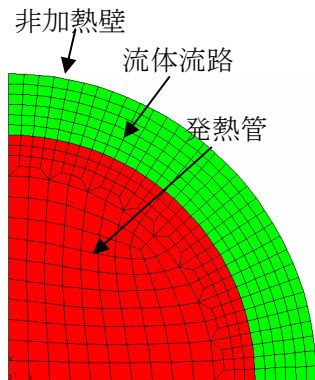


図 3-24 単ピン試験体解析メッシュ

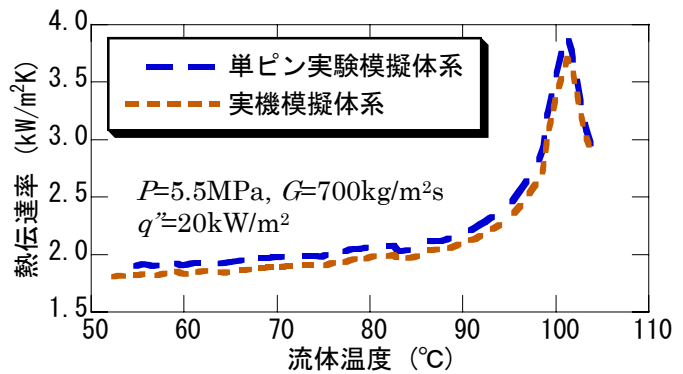


図 3-25 単ピン体系の解析結果

### 3.1.3. 材料・水化学に関する技術開発

表 4-1 に、本サブテーマの目標、今年度計画、得られた成果の概要を示す。平成 15 年度技術開発は、実施計画通り照射下特性試験、全面腐食試験、及び、SCC 感受性評価試験を実施するとともに、スエリング特性改良材の耐照射性評価を行った。来年度の計画の見直しは必要ない。

#### (1) 実施計画検討

平成 13 年度までに、材料試験準備として商用材を中心とした供試材の調達、SCPR 炉心模擬環境下腐食試験装置、及び、応力腐食割れ (SCC) に関する低歪速度引張 (SSRT) 試験装置の設計製作を完了した。平成 14 年度は、基礎特性評価試験を終了し、全面腐食試験、及び、SCC 感受性評価試験の一部を実施した。また、照射下特性試験として、供試材に 1 MeV の電子照射を行い、中性子模擬照射下でのボイド形成挙動の評価を行った。平成 15 年度も計画通り、引き続き照射下特性試験、全面腐食試験、及び、SCC 感受性評価試験を実施するとともに、スエリング特性改良材の耐照射性評価に着手した。

#### (2) 材料試験準備

平成 15 年度は、軽水炉炉内構造物への適用実績が多いオーステナイト系ステンレス鋼を SCPR 炉心へ適用するために耐スエリング性向上を目的とした改良材を試作した。

##### a. 微量添加元素によるスエリング特性改良ステンレス鋼の製作

元素を微量添加することによって、耐スエリング性を向上させる改良ステンレス鋼の製作を行った。本年度は、SUS316L および SUS310S をベースに Zr 及び N 添加量をパラメータとして、それぞれ 2 種類ずつ製作し、基礎特性評価として機械的特性評価試験を実施した。試験は JIS G0567 に準拠した引張試験を室温及び 550°C 大気中において実施した。図 3-26 に耐スエリング性改良材の引張試験結果を示す。室温及び 550°C における引張強度、



全伸び共にベース材の SUS316L、SUS310S と同等であった。これらの供試材については、照射下特性試験及び腐食特性評価試験を実施する予定である。

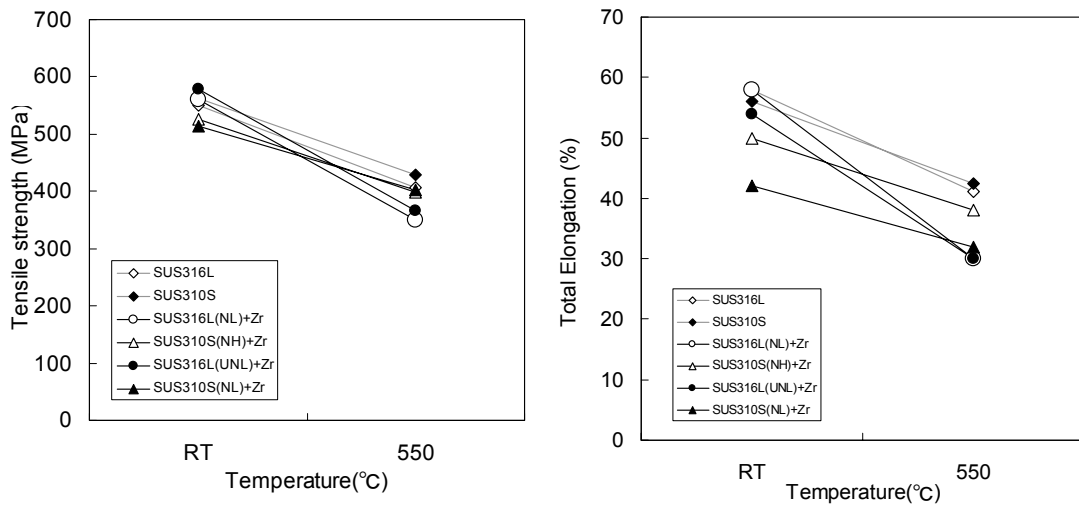


図 3-26 耐スエリング性改良材の引張試験結果

b. 結晶粒微細化によるスエリング特性改良ステンレス鋼の製作

結晶粒を微細化することによって、耐スエリング性を向上させる改良ステンレス鋼を製作した。材料は SUS310S をベースとして、Ti を 0.6% 添加し、C 量を 0.03 および 0.06% とした材料を製作し、冷間加工および熱処理の組み合わせで、結晶粒を通常の 1/10 以下である  $5\mu\text{m}$  以下まで微細化した。また、本材料の機械的特性評価試験を、a と同様な条件のもと引張試験を行った。表 3-10 に製作後の組織写真および引張試験結果を示す。改良材の高温強度および伸びはベース材と同等であった。これらの供試材は、照射下特性試験及び腐食特性評価試験を実施する予定である。

表 3-10 結晶粒微細化材の組織写真および引張試験結果

	組織写真	引張試験温度 (°C)	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	伸び (%)
0.03C0.6Ti 材		25	438	682	56
		550	297	475	41
0.06C0.6Ti 材		25	440	687	55
		550	292	480	38

### (3) 腐食特性試験

#### a. SSRT 試験

今年度は、超臨界圧水条件下における Ni 基合金の SCC 特性について評価を行った。SCC 発生評価試験方法として低歪速度応力腐食割れ試験 (SSRT) を実施し、材料は、参照材として Alloy600、高温強度で良い特性を示した Alloy690 の 2 種を使用した。試験は、圧力 25MPa、溶存酸素濃度(Dissolved Oxygen :DO)8ppm、純水条件にて行い、Alloy600 の温度条件は 290℃、380℃、550℃、Alloy690 は 290℃および 550℃とした。

図 3-27 に各材料の試験後破断面および側面写真を示す。温度 290℃および 380℃における Alloy600 はそれぞれ歪 43%、47%で破断したが、破面観察より粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の発生は認められず、SCC 感受性は低いことが分かった。550℃では、破断しないまま伸び検出限界値 (61%) に達したため側面観察を行い、微小き裂の有無を確認した。Alloy690 は温度 290℃、550℃いずれも破断せず、伸び検出限界値 (62%) に達したため側面観察を行い、550℃では微小き裂が多く発生しているのを確認した。今後は側面の微小き裂の進展性について検討する。

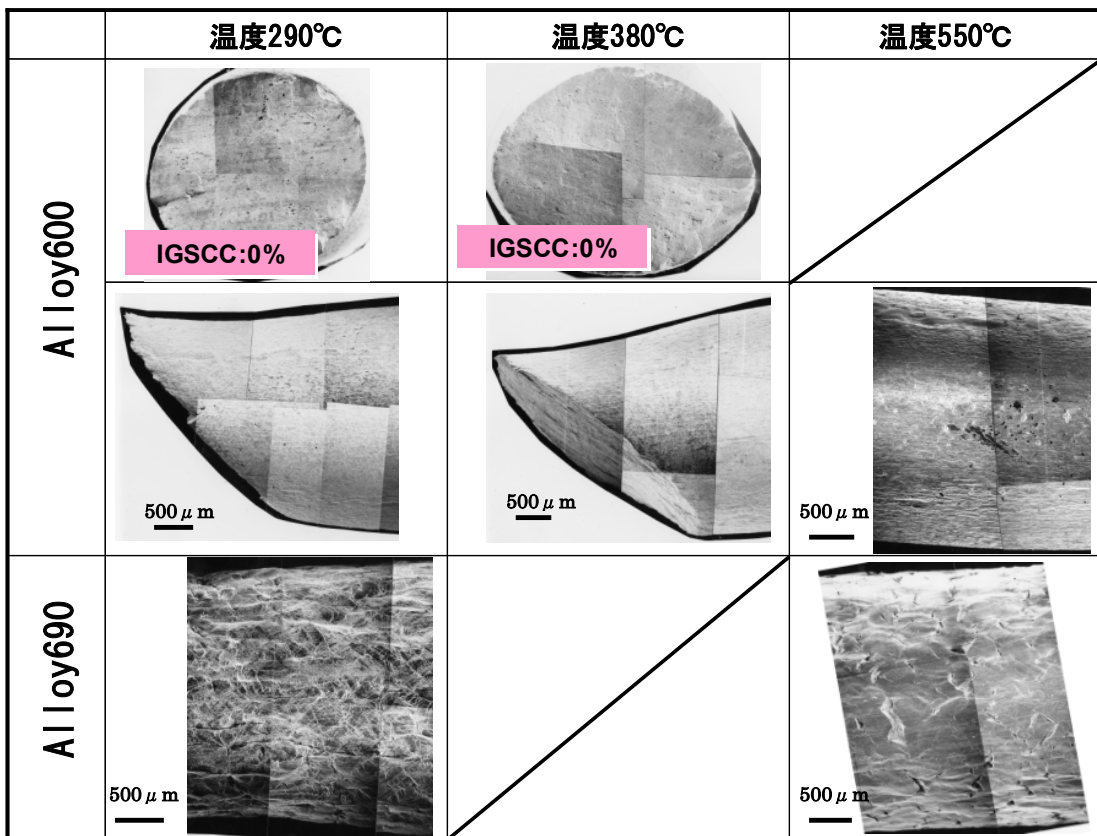


図 3-27 各材料の試験後破断面および側面写真

#### b. ダブル U ベンド試験

構造物における応力・ひずみ状態に近い定変位条件における材料の SCC 感受性を調べるために、超臨界圧水環境下でダブル U ベンド試験を実施した。試験は SUS304 鋼(620℃×

24 時間熱処理)、SUS316L 鋼(溶体化)、SUS310S 鋼(溶体化)、Alloy600(615°C×10 時間熱処理)、Alloy690(溶体化)の 5 種の材料に対して行った。試験条件は圧力 25MPa、温度 290°C及び 550°C(2 条件)、DO8ppm とした。

表 3-11 に、試験片の評価対象部について浸透探傷試験を実施し、SCC による割れ発生の有無について調査した結果を示す。290°Cにおける鋭敏化 SUS304 において SCC の発生が観察されたが、それ以外の供試材においては SCC による割れは観察されなかった。

表 3-11 ダブル U ベンド試験による SCC 感受性試験結果

供試材	290°C	550°C
SUS304(鋭敏化熱処理材)	2 体中 1 体に割れあり	割れなし
SUS316L(溶体化材)	割れなし	割れなし
SUS310S(溶体化材)	割れなし	割れなし
Alloy600(鋭敏化熱処理材)	割れなし	割れなし
Alloy690(溶体化材)	割れなし	割れなし

### c. 全面腐食試験

材料スクリーニングの一環として、平成 14 年度に引き続き SCPR 炉内模擬環境下における材料の全面腐食挙動評価を実施した。

図 3-28 に Ti 合金、SUS316L および Alloy600 を 290°C及び 550°Cで浸漬した後の重量変化量を示す。290°Cにおける Ti 合金の腐食増量はオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル基合金とほぼ同等であったが、550°Cにおいては腐食による重量増が顕著であった。また、昨年度までに完了した試験片については表面に形成した酸化皮膜を除去し、試験片そのものの腐食減量の評価を実施した。

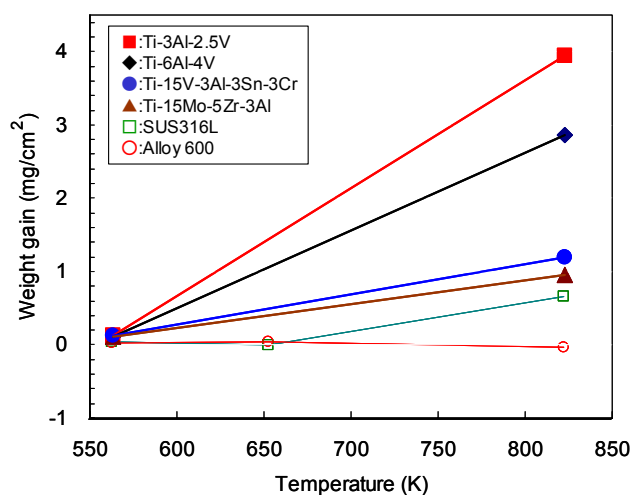


図 3-28 Ti 合金、SUS316L および Alloy600 の重量変化量

### (4) 照射下特性試験

平成 14 年度までに商用材の照射下試験は終了した。平成 15 年度は、改良材の模擬照射

試験を実施し、照射下特性を評価した。

#### a. 電子線照射試験

今年度製作した改良材のうち SUS316L(LN)+Zr 及び SUS310S(NH)+Zr について、超高圧電子顕微鏡で照射温度 290、450、550°C、損傷量約 5 dpa まで 1 MeV の電子を照射した後、供試材母相に形成したボイドや析出物を観察し、スエリング量及び照射下での相安定性を評価した。電子顕微鏡を用いた微細組織観察結果を図 3-29 に示す。SUS316L 改良材は、顕著なボイド形成抑制効果があることが明らかとなった。一方 SUS310S 改良材においては、明瞭なボイド形成の抑制効果は観察されなかった。SUS316L 改良材の合金設計を参考に、引き続き SUS310S の合金成分最適化を図っていく予定である。

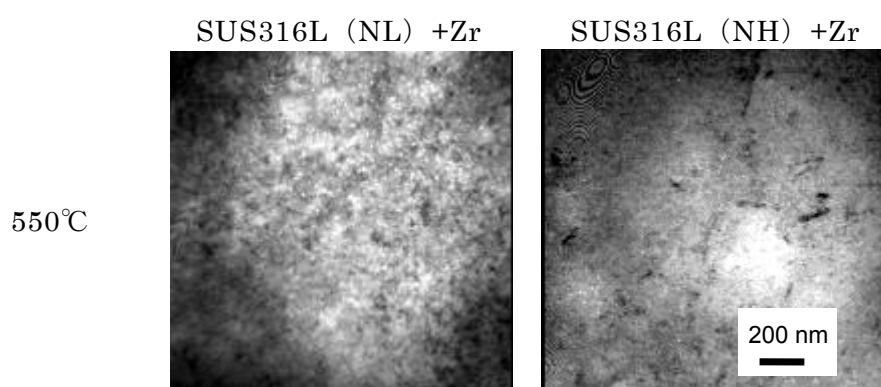


図 3-29 電子照射した耐スエリング性改良鋼の微細組織観察結果

#### b. イオン照射試験

(2)a で製作した結晶粒微細化材は、結晶粒界を多量に作ることでボイドの成長を抑制するため、照射特性を評価するためには、多数の結晶粒界に同時に照射可能なイオン照射を用いる必要がある。本年度は、微細化材に対して、電子線照射と同様な照射量 5dpa の窒素イオンを用いたイオン照射試験を実施した。

図 3.4.2-1 に温度 450°Cにおけるイオン照射後の結晶粒微細化 0.06C0.6Ti 材観察写真を示す。0.06C0.6Ti 材にボイドの発生はわずかで、抑制効果があることが明らかとなった。



図 3-30 温度 450°Cにおけるイオン照射後の結晶粒微細化 0.06C0.6Ti 材観察写真

## (5) 評価

商用材の高温強度、耐食性、耐照射性および SCC 感受性に関する試験データが一部を除きほぼ揃ったので、現時点での各材料に対する定性的な評価を実施した。今後は、各材料特性に対するクライテリアを設定し、改良点を抽出する。

### ステンレス鋼

温度 550℃における高温強度、耐食性および耐 SCC 性は良好であることが分かった。SCC 感受性については、温度 400℃以下で使用する場合、鋭敏化しないよう注意が必要である。耐照射性については、450℃以上でボイドスエリングの発生が認められ、耐スエリング性向上を目指した改良が必要であることが分かった。

#### (1) Ni 基合金

高温強度、耐食性および SCC 感受性ともにステンレス鋼よりも良好であることが分かった。耐照射性に関しても、一部材料にスエリングの発生を認めたが、ステンレス鋼より良好と判断された。

#### (2) Ti 合金

高温強度および耐照射性ともに良好であることが分かった。550℃における耐食性はステンレス鋼および Ni 基合金より低下することが分かった。SCC 感受性については、今後行う試験結果より判断する。

### 3.2. その他特筆すべき事項

#### 3.2.1. 論文投稿

表 3-12 に示す論文を投稿している。

表 3-12 査読付き論文投稿実績

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
1	Tohru YAMASHITA, Hideo MORI, Suguru YOSHIDA, Masaki OHNO	Heat Transfer and Pressure Drop of a Supercritical Pressure Fluid Flowing in a Tube of Small Diameter	Memoirs of the Faculty of Engineering, Kyushu University, Vol.63, No.4, pp.227- 244	2003	完了
2	Kazuaki KITOU, Kouji NISHIDA, Yoshihiko ISHII, Kouji FUJIMURA, Masayoshi MATSUURA and Shigenori SHIGA	Subchannel analysis to investigate the fuel assembly for the supercritical water cooled power reactor	日本原子力学会英文誌	2004	投稿済

#### 3.2.2. 人材育成

人材育成に関する成果を表 3-13 に示す。伝熱サブテーマにおける HCFC22 試験を実施している九州大学では、本技術開発に関連するテーマについて研究を行っている。

表 3-13 人材育成の成果

No	著者	タイトル	大学・論文
1	村上裕樹	超臨界圧流体の環状流路内熱伝達	九州大学 卒業論文
2	趙岩	超臨界圧流体の環状流路内熱伝達	九州大学 修士論文
3	浅山祐治	超臨界圧流体の過渡熱伝達特性	九州大学 修士論文
4	山下徹	超臨界圧流体の管内流定常および過渡 熱伝達に関する研究	九州大学 博士論文
5	岩間聡	フェライト鋼における電子線照射下ボ イド形成挙動の温度依存性	北海道大学 卒業論文

#### 3.2.3. 国内外の研究活動の活性化

国内外の研究活動の活性化に資する、国内外の学会等における発表の成果を表 3-14 に示す。本技術開発では、今までの成果を積極的に国内外で発表し、関連分野の研究活性化に貢献している。

表 3-14 国内外の発表成果

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
1	片岡一芳、志賀重範、守屋 公三明、岡芳明、吉田駿	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発	日本機械学会 2001 年度年次大会	2001 /8	完了
2	片岡一芳、志賀重範、 守屋公三明、木藤和明、 岡芳明、吉田駿	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プロジェクト概要－	日本原子力学会 2001 年秋の大会	2001 /9	完了

表 3-14 国内外の発表成果 (続き)

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
3	大川雅弘、小見田秀雄、西田浩二、折井明仁、吉田駿、森英夫、越塚誠一	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 －伝熱・流動－	日本原子力学会 2001年秋の大会	2001 /9	完了
4	笠原茂樹、国谷治郎、四柳 端、斎藤宣久、関村直人、勝村庸介	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－	日本原子力学会 2001年秋の大会	2001 /9	完了
5	笠原茂樹、木藤和明、守屋公三明、鹿野文寿、志賀重範、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉炉心構成機器に用いる材料の開発	平成13年度 エネルギー先端工学研究 シンポジウム (北海道大学)	2002 /3	完了
6	志賀重範、片岡一芳、守屋公三明、木藤和明、岡芳明、吉田駿、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 －プロジェクト概要(その2)－	日本原子力学会 2002年春の年会	2002 /3	完了
7	小見田秀雄、伊藤高啓、大川雅弘、西田浩二、折井明仁、吉田駿、森英夫、越塚誠一	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 －伝熱・流動(その2)－	日本原子力学会 2002年春の年会	2002 /3	完了
8	笠原茂樹、鹿野文寿、斎藤宣久、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 －材料・水化学試験(その2)－	日本原子力学会 2002年春の年会	2002 /3	完了
9	森英夫、吉田駿、大野正規、山下徹、早野正洋、小見田秀雄、西田浩二	超臨界圧における熱伝達劣化の発生限界に関する検討	第39回 日本伝熱シンポジウム	2002 /6	完了
10	山下徹、吉田駿、森英夫、大野正規、早野正洋、小見田秀雄、西田浩二	超臨界圧流体の管内流熱伝達に及ぼす管径の影響	第39回 日本伝熱シンポジウム	2002 /6	完了
11	鹿野文寿、斎藤宣久、笠原茂樹、国谷治郎、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉材料の開発	日本学術振興会 第133委員会	2002 /7	完了
12	土屋由美子、斎藤宣久、鹿野文寿、志賀重範、笠原茂樹、守屋、高橋	超臨界水条件におけるステンレス鋼のSCC発生挙動	第49回材料と環境 討論会	2002 /9	完了
13	木藤和明、西田浩二、松浦正義、志賀重範	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 －間接サイクル型プラント概念－	日本原子力学会 2002年秋の大会	2002 /9	完了
14	志賀重範、片岡一芳	貫流型超臨界圧軽水冷却原子炉	日本機械学会 2002年度年次大会	2002 /9	完了
15	笠原茂樹	超臨界圧水冷却炉の材料と腐食	日本機械学会 2002年度年次大会	2002 /9	完了
16	斎藤宣久、土屋由美子、志賀重範、笠原茂樹	超臨界圧水冷却炉の実用化研究	腐食防食協会第137回 腐食防食シンポジウム 「超臨界水利用技術の 開発と装置材料の防食 研究の現状」	2002 /10	完了
17	鹿野文寿、斎藤宣久、土屋由美子、志賀重範、笠原茂樹、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の材料研究	平成14年度原子力基盤 クロスオーバー研究会 原子力用材料シンポジウム	2002 /11	完了
18	笠原茂樹、国谷治郎、森屋公三明、土屋由美子、鹿野文寿、斎藤宣久、志賀重範、高橋平七郎、関村直人	超臨界圧水冷却炉用炉心構成材料の開発	日本学術振興会 第122委員会	2002 /12	完了
19	Tohru YAMASHITA, Suguru YOSHIDA, Hideo MORI, Masaki OHNO, Hideo KOMITA, Koji NISHIDA	Heat Transfer to a Supercritical Pressure Fluid Flowing Upward in a Vertical Tube of Small Diameter	6th ASME-JSME Thermal Engineering Joint Conference	2003 /3	完了

表 3-14 国内外の発表成果 (続き)

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
20	大川雅弘、志賀重範、 守屋公三明、岡芳明、 吉田駿、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プロジェクト概要(その3)－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
21	櫻井俊吾、吉田紀之、 志賀重範	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プラント概念(その3)－ －平衡炉心設計－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
22	木藤和明、西田浩二、 松浦正義、志賀重範	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プラント概念(その3)－ －サブチャンネル解析を用いた 燃料集合体の検討－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
23	小見田秀雄、師岡慎一、 志賀重範、石井佳彦、 吉田駿、森英夫、越塚誠一	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －伝熱・流動(その3)－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
24	土屋由美子、鹿野文寿、 斎藤宣久、志賀重範、 笠原茂樹、高橋平七郎	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(その3)－ －SCC発生と照射特性－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
25	笠原茂樹、鹿野文寿、 土屋由美子、国谷治郎、 斎藤宣久、高橋平七郎	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(その3)－ －機械的およびスエリング特性－	日本原子力学会 2003年春の年会	2003 /3	完了
26	Shigenori Shiga, Kumiaki Moriya, Yoshiaki Oka, Suguru Yoshida, Heishichiro Takahashi	Progress of Development Project of Supercritical-water Cooled Power Reactor, 2003	2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants	2003 /5	完了
27	F. Kano, Y. Tsuchiya, N. Saito, S. Shiga, S. Kasahara, H. Takahashi	Irradiation and SCC properties of Metal under Supercritical- water Cooled Power Reactor conditions	2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants	2003 /5	完了
28	Shigeki Kasahara, Jiro Kuniya, Kumiaki Moriya, Fumihisa Kano, Shigenori Shiga, Heishichiro Takahashi	Corrosion resistance of the candidate materials for the fuel claddings of the supercritical- water cooled power reactor	2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants	2003 /5	完了
29	山下徹、森英夫、吉田駿、 大野正規、丸山金満、 小見田秀雄、石井佳彦	超臨界圧流体の流量急減時にお ける過渡熱伝達	第40回 日本伝熱シンポジウム	2003 /5	完了
30	笠原茂樹、国谷治郎、守屋公 三明、斎藤宣久、志賀重範	超臨界圧水冷却炉燃料被覆管候 補材の全面腐食特性 (I)	材料と環境 03、C-104	2003 /6	完了
31	土屋由美子、斎藤宣久、鹿野 文寿、志賀重範、笠原茂樹、 守屋公三明、高橋平七郎	超臨界圧水中における金属材料 のSCC発生と耐照射特性 (II)	材料と環境 03、C-105	2003 /6	完了
32	大川雅弘、塩入章夫、 守屋公三明、岡芳明、 森英夫、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発	日本機械学会 2003年度年次大会	2003 /8	完了
33	木藤和明、石井佳彦、 藤村幸治、松浦正義	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 (超臨界圧流体の伝熱解析)	日本機械学会 2003年度年次大会	2003 /8	完了
34	小見田秀雄、師岡慎一、 森英夫	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 (熱伝達率整理式の評価)	日本機械学会 2003年度年次大会	2003 /8	完了
35	笠原茂樹、国谷治郎、 守屋公三明、斎藤宣久、 志賀重範	超臨界圧水冷却炉炉心用候補材 の高温強度と全面腐食特性	日本機械学会 2003年度年次大会	2003 /8	完了



表 3-14 国内外の発表成果 (続き)

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
36	鹿野文寿、土屋由美子、 斎藤宣久、塩入章夫、 笠原茂樹、高橋平七郎	超臨界圧水冷却型軽水炉の照射 および SCC 特性	日本機械学会 2003 年度年次大会	2003 /8	完了
37	Akio Shioiri, Kumiaki Moriya, Yoshiaki Oka, Hideo Mori and Heishichiro Takahashi	Development of Supercritical-water Cooled Power Reactor Conducted by a Japanese Joint Team	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
38	Shungo Sakurai, Noriyuki Yoshida, Sigenori Shiga and Yoshiaki Oka	Development of Supercritical-water Cooled Power Reactor Core design study with 3-D core simulator	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
39	Kazuaki Kitou, Kouji Nishida, Masayoshi Matsuura and Shigenori Shiga	Investigation of fuel assembly by using subchannel analysis for supercritical-water cooled power reactor	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
40	Tohru YAMASHITA, Suguru YOSHIDA, Hideo MORI, Shnichi MOROOKA, Hideo KOMITA, Koji NISHIDA	Heat Transfer Study Under Supercritical Pressure Conditions	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
41	Y. Tsuchiya, F. Kano, N. Saito, S. Shiga, S. Kasahara, K. Moriya, H. Takahashi	SCC and Irradiation Properties of Metals under Supercritical- water Cooled Power Reactor Conditions	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
42	Shigeki Kasahara, Jiro Kuniya, Kumiaki Moriya, Fumihisa Kano, Noriyuki Saito, Shigenori Shiga	General corrosion of iron, nickel and titanium alloys as candidate materials for the fuel claddings of the supercritical- water cooled power reactor	International Conference on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants	2003 /9	完了
43	笠原茂樹, 国谷治郎, 守屋公 三明, 斎藤宣久, 志賀重範	超臨界圧水冷却炉燃料被覆管候 補材料の全面腐食特性	機械学会材料力学部門 講演会 M&M' 03、 #1007, p.739	2003 /9	完了
44	土屋由美子, 斎藤宣久, 鹿野文寿, 志賀重範, 守屋公 三明, 笠原茂樹, 高橋平七郎	超臨界圧水中における金属材料 の SCC 発生と耐照射特性	機械学会材料力学部門 講演会 M&M' 03、 #1008, p.741	2003 /9	完了
45	Hideo Komita, Shinnichi Morooka, et al.	Study on the heat transfer to the supercritical pressure fluid for Supercritical Water Cooled Power Reactor Development	NURETH-10 Seoul, Korea	2003 /10	完了
46	木藤和明	超臨界圧水冷却炉の熱効率向上 -サブチャンネル解析を用いた 燃料集合体設計-	日本原子力学会関東甲 越支部第 2 回若手研究 者発表討論会	2003 /10	完了
47	土屋由美子、斎藤宣久、 鹿野文寿、志賀重範、 笠原茂樹、守屋、高橋	超臨界水条件におけるステンレ ス鋼の SCC 発生挙動	第 50 回 材料と環境討論会、	2003 /11	完了
48	Shungo Sakurai, Shinichi Higuchi and Akio Shioiri	Development of SCPR Fuel Design Criteria and Core Design Study	GLOBAL 2003	2003 /11	完了
49	大川雅弘、塩入章夫、 守屋公三明、岡芳明、 森英夫、高橋平七郎	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 -プロジェクト概要(その 4)-	日本原子力学会 2004 年春の年会	2004 /3	投稿済

表 3-14 国内外の発表成果（続き）

No	著者	タイトル	発表先	時期	状況
50	田辺匡亮、木藤和明、 松浦正義、塩入章夫	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プラント概念(その4)－ －超臨界圧水条件における燃料集 合体体系の3次元流動解析－	日本原子力学会 2004年春の年会	2004 /3	投稿済
51	樋口真一、櫻井俊吾、 塩入章夫	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プラント概念(その4)－ －燃料健全性判断基準－	日本原子力学会 2004年春の年会	2004 /3	投稿済
52	櫻井俊吾、樋口真一、 塩入章夫	超臨界圧水冷却炉の実用化 に関する技術開発 －プラント概念(その4)－ －平衡炉心設計－	日本原子力学会 2004年春の年会	2004 /3	投稿済
53	Y. Tsuchiya, F. Kano, N. Saito, A. Shioiri, K. Moriya and S. Kasahara	SCC PROPERTIES OF METALS UNDER SUPERCRITICAL-WATER COOLED POWER REACTOR CONDITIONS	Corrosion2004	2004 /3	投稿済
54	笠原茂樹、国谷治郎、守屋公 三明、斎藤宣久、塩入章夫	超臨界圧水冷却炉燃料被覆管候 補材の全面腐食特性（Ⅱ）	材料と環境 04、B-106	2004 /6	投稿済

### 3.3. 参考文献

- [1] 木藤和明 他 3 名、「超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 プラント概念(その 3) –サブチャンネル解析を用いた燃料集合体の検討–」、日本原子力学会 2003 年春の年会、G15 (2003)
- [2] A. Tomiyama and O. Yokomizo, “Method of critical power prediction based on film flow model coupled with subchannel analysis”, J. of Nucl. Sci. and Technol., 25[12], 914 (1988).
- [3] R. T. Lahey, Jr., B. S. Shiralkar and D. W. Radcliffe, “Mass flow and enthalpy distribution in a rod bundle for single- and two-phase flow conditions”, Journal of Heat Transfer, Vol.93, p.197 (1971).
- [4] Y. Ishiwatari, Y. Oka and S. Koshizuka, “Safety analysis of high temperature reactor cooled and moderated by supercritical light water”, Proc. GENES4/ANP2003, No. 1159 (2003)
- [5] Y. Ishiwatari, Y. Oka and S. Koshizuka, “LOCA analysis of high temperature reactor cooled and moderated by supercritical light water”, Proc. GENES4/ANP2003, No. 1160 (2003)
- [6] Y. Oka, S. Koshizuka, "Design concept of once-through cycle supercritical-pressure light water cooled reactors", Proc. of SCR-2000: The first international symposium on supercritical water-cooled reactors, design and technology, Tokyo (2000)
- [7] W.B. Hall and J.D. Jackson, “Heat Transfer near the Critical Point,” Proc. Of 6th Int. Heat Transfer Conf., Toronto, KS-27, Vol.6, p.377 (1978).
- [8] S. Yoshida et al., “Heat Transfer to Freon in the Critical Region,” Reports of Special Project Research on Energy, SPEY-14, p.153 (1987).

## 4. まとめ

### 4.1. 今期の成果のまとめ

平成 15 年度超臨界圧水冷却炉（SCPR）技術開発計画に従って、3 つのサブテーマ：プラント概念、伝熱・流動、材料・水化学の検討を実施した。

#### 4.1.1. プラント概念に関する技術開発

平成 15 年度は、核熱設計として、燃料健全性基準の検討、炉心核設計、炉心熱水力設計及び炉心構造設計を実施した。安全設計検討、建屋・配置設計検討を今年度より開始した。また、第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF：Generation IV International Forum)の活動へ参加した。本サブテーマでは、以下の成果を得た。

##### (1) 国際連携

- ・ 本技術開発の経験・成果を元に、GIF の原子炉 R&D 計画案の作成に積極的に加わり、主導的な役割を果たした

##### (2) 炉心核熱設計

- ・ 冷却不全過渡時の健全性基準として、被覆管表面温度 800℃未満を、暫定的に定めた
- ・ 炉心軸方向設計の検討を行い、炉心設計基準（暫定）を満足する炉心を設計した
- ・ 燃料集合体の 3 次元解析を実施し、サブチャンネル解析と相互に検証した
- ・ SCPR の炉内構造を現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た

##### (3) 安全系設計検討

安全設計の手順、評価事象について検討した

- ・ SCPR に独特の給水流量の全喪失事象の評価を実施し、最適な給復水系構成を提案した

##### (4) 建屋・配置設計検討

- ・ 原子炉系、及び BOP 系の主要機器の物量評価を実施した

#### 4.1.2. 伝熱・流動に関する技術開発

平成 15 年度は、供試体の設計製作、単管試験（流量過渡、圧力過渡）の評価、単ピン試験及び伝熱解析を実施し、以下の成果を得た。

##### (1) 調査、開発計画、装置設計・製作

- ・ バンドル試験体の詳細設計を行い製作を完了した。来年度に九州大学の試験装置に組み込み試験を実施する計画である。

##### (2) 単管試験

- ・ 昨年度に引き続き、単管試験体にて流量減少時の過渡伝熱試験及び圧力減少時の過渡伝熱試験を実施し評価を行った。
- ・ 流量減少時の過渡特性では、伝熱劣化特性が緩和されることがわかった。実機的设计では、定常熱伝達で評価しておけば、安全側の評価を行えることを示している。
- ・ 圧力減少時の過渡特性では、定常時の特性より広い圧力範囲で熱伝達の劣化が見られ、実機的设计では、注意を要することがわかった。

### (3)単ピン試験

- ・ 単ピン試験を実施し、評価を行った。通常熱伝達は、単管の熱伝達特性と同じであることがわかった。伝熱劣化は、単管の熱伝達特性より緩和されることがわかった。これは、外管（非加熱管）の影響と考えられ、実機の設計において、ウオータロッド及び燃料チャンネル近傍の燃料ピンの評価に適用できると考えている。

### (4)伝熱解析

- ・ 汎用流動解析コード STAR-CD を用いて、本研究で実施している単管及び単ピン試験体体系の解析を行った。実機の設計においては、定格運転時の伝熱挙動の評価は高 Re 数型  $k-\epsilon$  モデル（計算時間が短い）、事故・過渡事象時の評価には、二層モデル（高精度の予測）が適用できると考えられる。
- ・ 軽水炉の安全解析で使用される TRAC コードを用い、単管試験で実施した流量減少時の過渡解析を実施した。

#### 4.1.3. 材料・水化学に関する技術開発

平成 15 年度は、ステンレス鋼改良材の製作、基礎特性評価および照射特性評価、Ni 合金の SCC 感受性評価、Ti 合金の耐食性評価を行い、以下の結果が得られた。

##### (1) 商用材関連

- ・ フェライト系ステンレス鋼のボイド発生は、12Cr-1Mo-1WVNb には認められなかったが、9Cr-1Mo には 290℃、450℃で認められた。
- ・ 超臨界圧水条件下において Ni 合金の SCC 感受性は低いことが分かった。また、超臨界圧水条件下においてオーステナイト系および Ni 合金の SCC 感受性が低い傾向は、U ベンド試験結果からも認められた。
- ・ Ti 合金の耐食性は SUS316L 鋼と同程度であった。皮膜剥離後の母材減少量より、SUS 系よりも Ni 合金の減少量が少ないことが分かった。

##### (2) 改良材試作

- ・ 結晶粒微細化または元素添加により改良材の試作に成功した。
- ・ 結晶粒微細化材は高温強度および耐スエリング性、元素添加は耐スエリング性が向上していることを確認した。

##### (3) 暫定評価

- ・ SCPR 適用可能性の高い材料は、Ni 合金であり、次いでオーステナイト系ステンレス鋼改良材であった。

## 4.2. 今後の計画

### 4.2.1. プラント概念に関する技術開発

安全系の最適化を実施する。建屋・配置設計を終了する。現時点でのプラント概念を提案し、成立性と経済性を評価する。

### 4.2.2. 伝熱・流動に関する技術開発

単ピン試験結果の評価を実施する。バンドル試験を実施し、バンドル形状、スペーサ効果の影響を評価する。設計に適用できる伝熱相関式を提案する。

### 4.2.3. 材料・水化学に関する技術開発

超臨界条件に適用できる材料候補の選定と改良方法をまとめる。

## 4.3. 成果の実用化・事業化可能性

今年度までの技術開発は、図 2-1 に示した全体計画に沿ってプラント概念、伝熱、材料各サブテーマとも予定通り確実に進捗している。SCPR の実用化・事業化への道筋を示した開発ロードマップ(図 1-1)における、本技術開発の役割を果たすべく、最終年度である来年度は、次の実証段階の開発へ向けて、技術実用化段階としての成果をまとめ、次の段階での開発課題を明確化していく。また、今後の実証段階の開発において重要となる国際協力の枠組みへ向けて、GIF などの開発計画の立案や具体化にも積極的に取り組んでいる。

表 4-1 本技術開発の目標、今年度計画と成果、今後の計画のまとめ

サブテーマとその目標	今年度の技術開発計画	今年度の成果 (〈〉内の数字は「表 3-14 国内外の発表成果」の関連する発表の No を示す)	Page	今後の計画
<p>【プラント概念】 従来の軽水炉プラントの設計技術を応用しつつ、SCPR 設計に必要な設計技術を確立していく。 ポテンシャル実現のための最適なプラント概念を提案し、その成立性と経済性を示すことを目標とする。</p>	<p>【開発計画、調査、試験計画】 ・合理的な開発・試験方法の検討を行う。超臨界圧水冷却炉プラント技術開発につなげるために、国際連携構築活動などへ積極的に参加、貢献する。 ・関連する研究などのレビュー、調査ならびに問題点、課題を抽出する。</p>	<p>・本技術開発の経験・成果を元に、GIF の原子炉 R&amp;D 計画案の作成に積極的に加わり、主導的な役割を果たした</p>	7	<p>・安全系の最適化を実施する ・建屋・配置設計を終了する ・現時点での最適プラント概念を提案し、成立性と経済性を評価する</p>
	<p>【炉心核熱設計】 ・炉心設計の改良を検討する。</p>	<p>・冷却不全過渡時の健全性基準として、被覆管表面温度 800℃以下を、暫定的に定めた〈51〉 ・炉心軸方向設計の検討を行い、炉心設計基準（暫定）を満足する炉心を設計した〈38,48,52〉 ・燃料集合体の 3次元解析を実施し、サブチャンネル解析と相互に検証した〈50〉 ・SCPR の炉内構造を現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た</p>	7	
	<p>【BOP 系設計検討】 ・プラントシステム全体から見た BOP 系の最適概念を検討する。</p>	<p>(BOP 系機器の物量評価を実施した)</p>	18	
	<p>【安全系設計検討】 ・プラントの安全性評価と安全系の検討を実施する。</p>	<p>・安全設計の手順を検討した ・SCPR に独特の給水流量の全喪失事象の評価を実施し、最適な給復水系構成を提案した</p>	13	
	<p>【建屋・配置設計検討】 ・原子炉建屋、タービン建屋内の機器レイアウト及び建屋サイズの検討を実施する。</p>	<p>・原子炉系、及び BOP 系の主要機器の物量評価を実施した</p>	17	
<p>【伝熱】 超臨界圧流体の伝熱・流動特性の把握とその設計への応用技術の開発を行い、超臨界圧流体の伝熱・流動特性に関するデータベース構築と設計に適用できる伝熱相関式、解析コードを得ることを目標とする。</p>	<p>【調査、開発計画、装置改造】 ・合理的な開発・試験方法の検討を行う。 ・関連する研究などのレビュー、調査ならびに問題点、課題を抽出する。 ・既存施設の改造を行う。 ・試験体設置に伴う既存施設の改造を行う。</p>	<p>・バンドル試験体の詳細設計を行った</p>	22	<p>・単ピン試験結果の評価を実施する ・バンドル試験を実施し、バンドル形状、スペーサ効果の影響を評価する ・設計に適用できる伝熱相関式を提案する</p>
	<p>【単管試験】 ・単管試験の評価を実施する。</p>	<p>・流量減少時の過渡特性では、伝熱劣化特性が緩和されることがわかった〈29〉 ・圧力減少時の過渡特性では、定常時の特性より広い圧力範囲で熱伝達の劣化が見られ、実機の設計では、注意を要することがわかった</p>	23	
	<p>【単ピン試験】 ・単ピン試験を実施する。 ・バンドル試験体の製作を開始する。</p>	<p>・通常熱伝達は、単管の熱伝達特性と同じであることがわかった ・伝熱劣化は、単管の熱伝達特性より緩和されることがわかった ・バンドル試験体の製作を完了した</p>	25	
	<p>【伝熱解析】 ・既存の伝熱解析手法の調査ならびに、問題点、課題を抽出する。 ・単管試験などの解析検討を実施する。</p>	<p>・汎用流動解析コード STAR-CD を用いて、本研究で実施してる単管及び単ピン試験体体系の解析を行った〈33〉 ・TRAC コードを用い、単管試験で実施した流量減少時の過渡解析を実施した</p>	26	
<p>【材料】 超臨界圧水条件下での機械特性、腐食、SCC 感受性、照射試験等を行い、超臨界条件に適用できる材料候補の選定と改良方法を見出すことを目標とする。</p>	<p>【実施計画検討】 ・合理的な開発・試験方法の検討を行う。</p>	<p>・試験計画の検討を実施した</p>	28	<p>・超臨界条件に適用できる材料候補の選定と改良方法をまとめる</p>
	<p>【材料試験準備】 ・技術開発に必要な供試材の調達を一部実施する。 ・供試材の基礎特性に関する知見の収集を一部実施する。</p>	<p>・オーステナイト系ステンレス鋼の改良材を試作した ・微量元素添加ステンレス鋼改良材の機械的性質は室温、550℃とも同等であった ・結晶粒微細化ステンレス鋼改良材の伸びおよび高温強度はベース材と同等な値を示した</p>	28	
	<p>【材料基礎特性、耐食性試験】 ・高温強度試験を実施する。 ・全面腐食および SCC 発生評価試験を実施する。</p>	<p>・チタン合金の全面腐食特性は、290℃ではステンレス鋼及びニッケル基合金とほぼ同等であったが、550℃においては腐食による重量増が顕著であった〈54〉 ・超臨界圧水条件下において Ni 基合金の SCC 感受性は低いことが分かった〈41,47,53〉 ・ダブル U ベンド試験片による SCC 試験において、ステンレス鋼、Ni 基合金ともに 550℃における SCC 発生は認められなかった〈54〉 ・鋭敏化 SUS304 は 290℃で SCC を発生した〈54〉</p>	30	
	<p>【照射下特性試験】 ・中性子模擬照射試験を実施する。</p>	<p>・電子線照射後の 0.5wt%Zr 添加 SUS316L には、ボイド形成が認められなかった ・結晶粒を微細化した改良 SUS310 鋼も、耐ボイドスエリングが良好であった</p>	31	