



炉心冷却喪失コールド試験による
高温工学試験研究炉 (HTTR) の
安全性実証試験計画の立案

Proposal of Safety Demonstration Test Plan of HTTR by Cold Test of Loss of Forced
Cooling with Vessel Cooling System Inactive

高田 昌二 篠原 正憲 関 朝和 島崎 洋祐
小野 正人 栃尾 大輔 飯垣 和彦 沢 和弘

Shoji TAKADA, Masanori SHINOHARA, Tomokazu SEKI, Yosuke SHIMAZAKI
Masato ONO, Daisuke TOCHIO, Kazuhiko IIGAKI and Kazuhiro SAWA

大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center

March 2014

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2014

炉心冷却喪失コールド試験による高温工学試験研究炉 (HTTR) の 安全性実証試験計画の立案

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター

高温工学試験研究炉部

高田 昌二・篠原 正憲・関 朝和^{※1}・島崎 洋祐・小野 正人

栃尾 大輔・飯垣 和彦・沢 和弘

(2014年1月9日受理)

HTTRでは、高温ガス炉固有の安全性を実証すること等を目的として、原子炉の異常状態を模擬した安全性実証試験を実施しており、その一環として、原子炉出力30% (9MW) からの炉心冷却喪失試験を計画している。炉心冷却喪失試験では、1次ヘリウム循環機3台を停止して強制循環機能を全喪失させるとともに、炉容器冷却設備 (VCS: Vessel Cooling System) を停止させ、原子炉圧力容器 (RPV: Reactor Pressure Vessel) 表面から炉心で発生する崩壊熱を強制的に除去する機能を全喪失させる。試験では、VCSを流れる冷却水の循環を停止させるため、VCSの水冷管パネルの温度が上昇すると予想される。炉心冷却喪失試験を安全・確実に実施するための試験手順を提案し、これらの温度が運転上の制限温度を超えることがないようにする対策を検討するとともに、これに伴う課題を抽出した。炉心冷却喪失試験を模擬したコールド試験を実施し、コールド試験結果をもとに上記課題に関連して以下の3項目を検討した。

- ①数値解析による上記構造物の予測精度を向上させて試験計画に反映させるため上記構造物温度の試験データを取得すること
- ②安全・確実に炉心冷却喪失試験を実施するために提案した試験手順を確認すること
- ③炉容器冷却設備内の冷却水の自然循環によりリングヘッドやスタビライザ部水冷管温度を低減できるかどうかを確認すること

本コールド試験では、炉心冷却喪失試験を模擬した非核加熱条件で、実際に、炉容器冷却設備の2系統ある冷却水系を全て停止させて、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管や生体遮へい体温度の試験データを取得した。試験では、原子炉入口冷却材温度を120℃及び150℃とした。

上記検討を通して、安全性実証試験計画を立案するに当たり課題であった、炉心冷却喪失試験の安全・確実な試験手順の有効性をコールド試験により明らかにできた。

Proposal of Safety Demonstration Test Plan of HTTR by Cold Test of Loss of Forced Cooling with Vessel Cooling System Inactive

Shoji TAKADA, Masanori SHINOHARA, Tomokazu SEKI*¹, Yosuke SHIMAZAKI,
Masato ONO, Daisuke TOCHIO, Kazuhiko IIGAKI and Kazuhiro SAWA

Department of HTTR, Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 9, 2014)

The safety demonstration tests have been carried out using HTTR to demonstrate inherent safety of HTGRs. The loss of forced cooling (LOFC) test with vessel cooling system (VCS) inactive was planned at the initial reactor power of 30 % (9MW), in which all of 3 gas circulators are tripped to stop the forced cooling and make the VCS inactive. In this condition the decay heat can not be removed from the reactor core through the reactor pressure vessel (RPV) by any active and passive equipment. In this test, the temperatures of water cooling tubes of VCS are expected to increase. The safe and promising test procedure to carry out the test was proposed by investigating the method to make the temperature of water tube not exceed the operational limit, and technical items were extracted. The cold test simulating the LOFC test with VCS inactive was carried out to investigate the following three items.

- (1) To acquire test data such as temperatures of water cooling tubes of VCS to improve prediction by numerical analysis to reflect to improve test plan
- (2) To confirm the safe and promising test procedure which was proposed to carry out the test
- (3) To investigate natural convection of cooling water in VCS to lower temperatures of water cooling tubes such as header and biological shielding

The cold tests were carried out without nuclear heat in core to simulate the LOFC with VCS inactive, in which the two water cooling trains were stopped, to acquire the temperature data of such components as water cooling tubes as header and biological shielding, under the conditions of 120 and 150 °C at the reactor inlet temperature measuring position.

The safe and promising test procedure to carry out the LOFC test with VCS inactive, which was the technical item to propose the safety demonstration test plan, was verified through the cold test.

Keywords : Vessel Cooling System, LOFC with VCS Inactive, Cold Test, Water Cooling Tubes, HTTR, Safety Demonstration Test

※1 Collaborating Engineer

目次

1. はじめに	1
2. HTTR の概要	2
2.1 原子炉と冷却設備	2
2.2 原子炉圧力容器	2
2.3 炉容器冷却設備	3
3. 炉心冷却喪失試験	4
3.1 概要	4
3.2 炉心冷却喪失試験を安全・確実に実施するための試験方法の検討	4
4. 炉心冷却喪失コールド試験	7
4.1 試験目的	7
4.2 試験方法	7
4.3 試験結果	8
5. まとめ	11
謝辞	12
参考文献	12

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the HTTR Facility	2
2.1 Outline of Reactor and Cooling System	2
2.2 Reactor Pressure Vessel	2
2.3 Vessel Cooling System	3
3. Loss of Forced Cooling Test with Vessel Cooling System Inactive	4
3.1 Outline	4
3.2 Investigation of Safe and Promising Test Procedure to Carry Out the Test	4
4. Cold Test of Loss of Forced Cooling Test with Vessel Cooling System Inactive	7
4.1 Purpose	7
4.2 Test Method	7
4.3 Test Results	8
5. Conclusions	11
Acknowledgement	12
References	12

List of Tables

Table 2.1	HTTR の主要諸元	14
Table 2.2	VCS の主要目	14
Table 4.1	炉心喪失コールド試験の試験条件	15
Table 4.2	各ケースにおける監視制限温度到達時間	15

List of Figures

Fig. 2.1	原子炉本体構造図	16
Fig. 2.2	HTTR 燃料体	17
Fig. 2.3	HTTR の冷却系統	18
Fig. 2.4	RPV の構造図	19
Fig. 2.5(a)	VCS の系統概略図	20
Fig. 2.5(b)	超音波流量計設置位置	21
Fig. 2.6	VCS の鳥瞰図	22
Fig. 2.7	リングヘッド	23
Fig. 2.8	スタビライザ近傍の水冷管パネル	24
Fig. 2.9	炉容器冷却設備側部パネル出口リングヘッド	24
Fig. 4.1	1次側部遮へい体スタビライザ部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)	25
Fig. 4.2	1次側部遮へい体コーベル部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)	25
Fig. 4.3	1次上側部遮へい体温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)	26
Fig. 4.4	1次側部遮へい体スタビライザ部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)	26
Fig. 4.5	1次側部遮へい体コーベル部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)	27
Fig. 4.6	1次上部遮へい体温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)	27
Fig. 4.7	各構造物無次元化温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)	28
Fig. 4.8	自然循環によるリングヘッドへの冷却効果 (Case1 と 2 の比較)	29
Fig. 4.9	自然循環によるリングヘッドへの冷却効果 (Case3 と 4 の比較)	29
Fig. 4.10	自然循環によるスタビライザ水冷管への冷却効果 (Case1 と 2 の比較)	30
Fig. 4.11	自然循環によるスタビライザ水冷管への冷却効果 (Case3 と 4 の比較)	30
Fig. 4.12	超音波流量計による自然循環流量の測定結果	31
Fig. 4.13	自然循環促進による炉容器冷却水入口温度への影響 (Case1 と 2 の比較)	31
Fig. 4.14	補機冷却系統冷却塔ファンによる炉容器冷却水入口温度上昇の防止 (Case2 と 4 の比較)	32
Fig. 4.15	炉容器冷却水側部パネル出口温度への自然循環促進の影響	32
Fig. 4.16	循環ポンプの起動に伴う炉容器冷却水入口温度の上昇	33
Fig. 4.17	循環ポンプ起動に伴う固定反射体及び高温プレナムブロック温度への影響 (Case5)	33
Fig. 4.18	循環ポンプ起動に伴う 1次遮へい体温度への影響 (Case5)	34
Fig. 4.19	循環ポンプ起動に伴う炉容器冷却設備除熱量の変化 (Case2)	34

1. はじめに

HTTR（高温工学試験研究炉：High Temperature Engineering Test Reactor）は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化を目的として、日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに建設された日本初の高温ガス炉である¹⁾。

HTTRでは、高温ガス炉固有の安全性を実証すること等を目的として、原子炉の異常状態を模擬した安全性実証試験を実施している。平成14年度から試験を開始し、平成18年度までに異常な過渡状態を模擬した制御棒引抜き試験及び炉心流量低下試験を実施した。平成22年度からは、さらに厳しい条件における試験として、炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験を開始した。平成24年度からは、原子炉出力80%（24MW）及び100%（30MW）からの炉心流量喪失試験及び原子炉出力30%（9MW）からの炉心冷却喪失試験（VCS2系統停止）を実施予定である²⁾。

炉心冷却喪失試験は、1次ヘリウム循環機（PGC：Primary Gas Circulator）3台を停止して炉心の強制循環冷却機能を全喪失させるとともに、炉容器冷却設備（VCS：Vessel Cooling System）を停止させ、原子炉圧力容器（RPV：Reactor Pressure Vessel）表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる試験である。試験ではVCSを流れる冷却水の循環を停止させるため、VCSの水冷管パネルの温度が上昇すると予想されている。炉心冷却喪失試験を安全・確実に実施するための試験手順を提案し、これらの温度が運転上の制限温度を超えることがないようにする対策を検討するとともに、これに伴う課題を抽出した。炉心冷却喪失試験を模擬したコールド試験を実施し、コールド試験結果をもとに上記課題に関連して以下の3項目を検討した。

これらの温度が、運転上の制限温度を超えないことを保証するために、炉心冷却喪失試験を模擬したコールド試験を実施して、以下の3項目を検討することとした。

- ①数値解析による上記構造物の予測精度を向上させて試験計画に反映させるため上記構造物温度の試験データを取得すること
- ②安全・確実に炉心冷却喪失試験を実施するために提案した試験手順を確認すること
- ③炉容器冷却設備内の冷却水の自然循環によりリングヘッドやスタビライザ部水冷管温度を低減できるかどうかを確認すること

本コールド試験では、炉心冷却喪失試験を模擬した非核加熱条件で、実際に、炉容器冷却設備の2系統を全て停止させて、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管や生体遮へい体温度の試験データを取得した。試験では、原子炉入口冷却材温度を120℃及び150℃とした。

本報告書では、炉心冷却喪失コールド試験の試験結果をもとに、上記3項目の検討を行うとともに、安全性実証試験計画を立案するに当たり課題となっていた、炉心冷却喪失試験の安全確実な試験手順について、今回提案した試験手順の有効性を明らかにすることとした。

2.HTTR の概要

2.1 原子炉と冷却設備

HTTR の主要諸元、原子炉本体構造を、それぞれ、Table 2.1 と Fig. 2.1 に示す。炉心は、六角柱状の燃料体ブロック、制御棒ブロック、可動反射体ブロックから構成され、燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。燃料体を Fig. 2.2 に示す。燃料体は、六角柱状の黒鉛ブロックに燃料棒を挿入する構造で、燃料棒は、黒鉛スリーブ、燃料コンパクト等から構成される。燃料コンパクトは、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素層等で四重に被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散した中空の円柱形状である。炉内構造物は、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等からなる炉心支持黒鉛構造物と炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構等からなる炉心支持鋼構造物及び遮へい体などで構成する。1次冷却材は、RPV 底部から二重管の内管と外管との間の環状流路から RPV に流入、RPV 内壁に沿って上方向に流れ、炉心上部プレナムに至る。その後、炉心を下降しながら加熱され、高温プレナムで混合した後、二重管の内管へ至る。

HTTR の冷却系統を Fig. 2.3 に示す。HTTR の冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉の停止後に残留熱を除去する補助冷却設備、RPV の周辺に設置した水冷管パネルにより一次遮へい体を冷却するとともに、減圧事故時のような補助冷却設備による冷却が期待できない時に原子炉の残留熱を除去する VCS により構成されている。

主冷却設備には、1次冷却設備として中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger) 及び1次加圧水冷却器 (PPWC : Primary Pressurized Water Cooler) の2種類の熱交換器が並列に配置されている。また、2次冷却設備として2次加圧水冷却器 (SPWC : Secondary Pressurized Water Cooler) が配置されている。原子炉内で発生した熱は、加圧水空気冷却器 (ACL : Air-cooler) から大気へ放散する。

HTTR の定格熱出力は 30MW であり、冷却材にはヘリウムガスを使用している。HTTR には、定格熱出力時の原子炉出口冷却材温度が 850℃となる定格運転及び 950℃となる高温試験運転の2つの原子炉出口冷却材温度運転モードがある。また、PPWC で 20MW、IHX で 10MW の除熱を行う並列運転及び PPWC のみで 30MW の除熱を行う単独運転の2つの系統的な運転モードがある。安全性実証試験は、「定格/単独運転モード」で実施する。

2.2 原子炉圧力容器

RPV は内部に炉心構成要素、炉内構造物等を収納し、燃料の核反応により発生する熱で冷却材であるヘリウムガスを加熱して高温のヘリウムガスを取り出すための容器であるとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成するものである。

RPV は上部及び下部が半球状の縦置き円筒型の容器である。RPV は圧力容器蓋及び圧力容器胴から構成され、圧力容器蓋はスタンドパイプ等から、圧力容器胴は圧力容器円筒胴、圧力容器スカート等から構成される。

Fig. 2.4 に RPV の構造を示す。RPV は、圧力容器スカートを介して原子炉圧力容器室のコンクリート台座に支持される。地震時の鉛直方向の荷重は圧力容器スカートで支持し、水平方向の

荷重は、スタビライザ及びスタンドパイプ上部で防振梁を介して支持する。

スタビライザは、圧力容器円筒胴上部に円周上等間隔に 6 個設置されており、RPV の圧力容器円筒胴に取り付けられたスタビライザブラケットの位置において、一次遮へい体コンクリート壁で支持される構造になっており、架台は一次遮へい体に固定されている。

2.3 炉容器冷却設備

VCS は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故時等において、RPV、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料の温度が制限値を超えないようにするために、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び炉内構造物等の残留熱を RPV の外側から間接冷却で除去する。また、原子炉の通常運転時においても、RPV を取り囲む 1 次遮へい体を冷却している。

Fig. 2.5(a)に VCS の系統の概略図を示す。VCS は、水冷管パネル、循環ポンプ、冷却器、サージタンク等により構成されている。Table 2.2 に VCS の主要目を示す。VCS は、A 系統及び B 系統の独立した 2 系統からなる。

Fig. 2.6 に VCS の鳥瞰図を示す。水冷管パネルは、RPV が据え付けられている原子炉圧力容器室に設置されている。水冷管パネルには、原子炉圧力容器室の天井に設置されている上部パネル、側壁に設置されている側部パネル、原子炉下部室に設置されている下部パネルがある。循環ポンプにより送り出された冷却水は、水冷管パネルを通り、1 次遮へい体、RPV 及び水冷管パネルを冷却した後、冷却器にて冷却され再び循環ポンプに戻る。Fig. 2.7 にリングヘッドを示す。側部パネルを流れる冷却水は、側部パネル入口リングヘッドから入り、下から上へ上昇する向きに水冷管内を流れ、側部パネル出口リングヘッドに到達し冷却器へ向かう。

炉心で発生した熱は主に RPV 表面からのふく射及び自然対流によって VCS に伝えられるが、スタビライザ内を通る水冷管には、主にスタビライザ構造物の熱伝導により伝えられる。

側部パネル出口リングヘッドおよびスタビライザ部の水冷管は、共に Fig. 2.8 及び Fig. 2.9 に示す通り断熱材が巻かれていないため、VCS が停止した場合に温度が上昇しやすい状態にある。よって、仮設熱電対を設置して、表面温度を計測することとした。

3. 炉心冷却喪失試験

3.1 概要

安全性実証試験は、HTTR を用いて異常状態を模擬した試験を実施することにより高温ガス炉固有の安全性を実証するとともに、試験時の原子炉挙動データを取得して活用することにより、高温ガス炉の安全設計及び安全評価技術を高度化することを目的としている。

安全性実証試験は平成 14 年度から開始し、平成 18 年度までに異常な過渡変化を模擬した試験として、反応度投入事象を模擬した制御棒引抜き試験及び炉心除熱量の減少事象を模擬した炉心流量低下試験³⁾を実施した。

平成 22 年度からは、さらに厳しい条件下における試験として、炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験を開始した。平成 22 年度には、原子炉出力 30% (9MW) からの炉心流量喪失試験及び原子炉出力 30% (9MW) からの炉心冷却喪失試験 (VCS1 系統停止) を実施した²⁾。平成 24 年度からは、原子炉出力 80% (24MW) 及び 100% (30MW) からの炉心流量喪失試験及び原子炉出力 30% (9MW) からの炉心冷却喪失試験 (VCS2 系統停止) を実施する予定である。

炉心冷却喪失試験は、制御棒の引抜及び挿入を行うことで原子炉出力を設定値に制御する原子炉出力制御系を切り離し、単独運転時に 1 次ヘリウムガスを循環させている PGC 全 3 台を停止することにより強制循環冷却機能を全喪失させるとともに、VCS の 1 系統又は 2 系統を停止させ、RPV 表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる試験であり、原子炉出力 30% 以下で実施する。本試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合に重ねて、VCS による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合においても、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間の燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

炉心冷却喪失試験 (VCS2 系統停止) では、VCS 停止に伴う 1 次遮へい体の温度上昇が想定される。過去に実施されたコールド試験⁴⁾では、1 次遮へい体コンクリート温度の予測解析の精度の向上を図ることを試験実施の重要な目的として、1 次遮へい体コンクリートの複数の箇所について温度測定を実施した。測定箇所には 1 次側部遮へい体のスタビライザ部も含まれている。また、炉容器冷却水出口温度の測定では側部出口温度の上昇が最も高くなっており⁵⁾、核加熱による試験時にも温度が高くなると考えられる。このため、原子炉圧力容器スタビライザ近傍の水冷管パネル及び側部パネル出口リングヘッドに仮設熱電対を設置して、試験中に水冷管パネルの最高使用温度を超えないことを監視することとした⁵⁾。

3.2 炉心冷却喪失試験を安全・確実に実施するための試験方法の検討

炉心冷却喪失試験中に VCS の水冷管温度が最高使用温度を超える可能性がある。この対応として、いくつかの対策が考えられるが、水冷管温度が最高使用温度近くまで上昇した時点で、VCS の冷却水循環ポンプを起動し、水冷管温度が十分低下した後に循環ポンプを停止し、試験を継続することを提案する。なお、本操作により、解析評価上重要な除熱量に関するデータも取得できる。

本対策を実施するに当たって、許認可、設工認、原子炉施設保安規定、HTTR 運転手引等に抵触しないことを確認した。

3.2.1 設置許可申請書等における試験時の制限と評価

HTTR の原子炉等設置許可申請書にあっては、特殊運転上の制限について、以下の記載がある。

15.4 特殊運転上の制限

- (3) 試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲とする。

15.5 評価

- (4) 炉容器冷却設備停止試験・・・TAC/BLOOST・・・解析した結果である第 15.5.3 図及び第 15.5.4 図に示すように、予め定めた試験継続時間内において原子炉出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えることはない。

図に記載のあるパラメータは、燃料最高温度、原子炉出力、原子炉圧力容器最高温度、1 次冷却材圧力、1 次側部遮へい体温度である。

「15.4 特殊運転上の制限」に記載されている「通常運転時の運転条件」は、保安規定及び運転手引きに記載されており、安全上重要なパラメータが制限を超えた場合あるいは超えそうな場合の対処方法が明記されている。また、特殊運転は、安全上重要なパラメータが「通常運転時の運転条件」を超えないよう、運転モード選択装置、タイマー、インターロックを用いて、試験条件からの逸脱を自動的に制限することで、原子炉の安全性を確保している。

特殊運転（VCS 停止試験）において、VCS 循環ポンプを一時起動させることは、原子炉の安全性に直接関連するものではない。また、VCS 循環ポンプを一時起動することにより、保安規定の運転上の制限（別表第 4）並びに運転上の条件に抵触することはない。

炉心冷却喪失試験中に VCS の冷却水循環ポンプを一時起動した場合の燃料温度への影響は、安全上問題ない。これは、VCS の一時起動時間 5 分を仮定すると、炉心温度低下は約 0.03℃で、投入反応度は約 0.05 セントとなる。これは、炉心流量喪失試験における再臨界時の投入反応度約 8 セントと比較して 2 桁小さい。TAC-BLOOST 解析では、再臨界時でも燃料温度に有意な上昇はないことが明らかとなっている。よって、VCS を一時起動した場合には、燃料温度の上昇はさらに小さくなる。

一方、工学的安全施設として重要な VCS については、VCS 水冷管温度が設工認申請書により定められているものの、VCS 停止試験中に VCS 水冷管が最高使用温度近くまで上昇した場合に、試験継続を制限するインターロック等は設けておらず、また、設備としての健全性を確保するための対処方法が保安規定、運転手引等に明記されていないので、自主管理方法を検討する必要がある。

自主管理方法については、仮設の水冷管温度を監視強化するとともに、VCS 水冷管の最高使用温度を超えないように、最高使用温度より低い制限温度を設け、制限温度を超えた場合には、VCS を一時起動させることとした。なお、試験中に動的機器を起動させることから、試験手順が重要であるので、コールド試験で確認することとした。

3.2.2 試験中の VCS 起動に関する対応

「試験中に VCS 水冷管温度が上昇した場合には、VCS の冷却水循環ポンプを一時起動する」という主旨の記述を試験計画書に記述する。

試験手順の詳細は、試験計画書に明記するとともに、運転説明会及び担当運転班に教育する。

VCS 循環ポンプの起動時間は数分程度であり、試験の許容継続時間の 7 時間と比較して、十分短い時間となっており、試験結果への影響は極めて小さい。

このように、VCS 停止試験において、VCS 循環ポンプを起動させなくても原子炉の安全性は確保できるが、工学的安全施設として重要な VCS の水冷管の最高使用温度を超える可能性がある。そこで、財産保護の観点から、VCS 水冷管の健全性を確保するための自主管理方法を定める必要がある。そのため、VCS の水冷管温度の最高使用温度より低い制限温度を設定し、制限温度を超えた時点で、VCS の冷却水循環ポンプを一時起動させる等の自主管理方法を提案した。本自主管理方法は、許認可、設工認、原子炉施設保安規定、HTTR 運転手引等には抵触しないことを確認した。また、VCS 一時起動による原子炉への影響について、安全上の問題はない。

なお、本対策によって試験データの質が落ちる可能性はあるが、その影響は十分小さいと考えられる。一方で、循環ポンプの一時起動に伴う VCS 除熱量について解析評価上重要であるが、この除熱量に関するデータも取得できるかどうかについてコールド試験結果をもとに検討することとした。

4. 炉心冷却喪失コールド試験

4.1 試験目的

炉心冷却喪失コールド試験（2系統停止）は、核熱を伴わない状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を一定に保持し、炉容器冷却設備の2系統を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を全喪失させる試験である。本試験により、解析コードの検証及び試験手順の確認を行った。

なお、本試験は試験期間を通して、原子炉の温度、圧力等が通常運転時の運転制限値を超えない範囲とした。

また、リングヘッド温度、スタビライザ温度及び炉容器冷却水の各パネル温度等に監視制限温度を設け、これらの温度が監視制限温度を超えた場合、炉容器冷却設備2系統の炉容器冷却水循環ポンプ各1台を交互に一時起動及び停止することとした。

4.2 試験方法

4.2.1 Case1 解析コード検証試験（I）

本試験は、原子炉停止状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を120℃程度に保持し、炉容器冷却設備2系統の循環ポンプを停止させることにより試験を実施し、炉容器冷却設備のリングヘッド温度及びスタビライザ部水冷管温度等の解析コード検証のために必要なデータを取得する。

また、炉容器冷却水循環ポンプを交互に一時起動することで水冷管温度が十分低下することを解析結果との比較により確認する。

4.2.2 Case2 自然循環促進試験（I）

本試験は、原子炉停止状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を120℃程度に保持し、炉容器冷却設備2系統の循環ポンプを停止させることにより試験を実施し、炉容器冷却水バイパス流量調節弁を全開として、炉容器冷却水の自然循環を促進させ、リングヘッド温度及びスタビライザ部水冷管温度に対する冷却効果を確認する。

4.2.3 Case3 解析コード検証試験（II）

本試験は、原子炉停止状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を150℃程度に保持し、炉容器冷却設備2系統の循環ポンプを停止させることにより試験を実施し、炉容器冷却設備のリングヘッド温度及びスタビライザ部水冷管温度等の解析コード検証のために必要なデータを取得する。

また、炉容器冷却水循環ポンプを交互に一時起動することで水冷管温度が十分低下することを解析結果との比較により確認する。

4.2.4 Case4 自然循環促進試験（Ⅱ）

本試験は、原子炉停止状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を150℃程度に保持し、炉容器冷却設備2系統の循環ポンプを停止させることにより試験を実施し、炉容器冷却水バイパス流量調節弁を全開として、炉容器冷却水の自然循環を促進させ、リングヘッド温度及びスタビライザ部水冷管温度に対する冷却効果を確認する。

4.2.5 Case5 試験手順確認試験

本試験は、原子炉停止状態で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を120℃程度に保持した状態から原子炉出力制御系を切り離し、1次ヘリウム循環機を3台（A,B,C号機）停止させたのち、炉容器冷却設備2系統の循環ポンプを停止させることにより試験を実施し、データを取得する。（但し、1次ヘリウム循環機停止にあたり急速制動停止は実施しない）

また、炉容器冷却水循環ポンプを交互に一時起動する試験手順を確認する。

4.2.6 超音波流量計による自然循環流量の計測

炉心冷却喪失試験において、炉容器冷却設備の配管内冷却水の自然循環によるリングヘッド温度やスタビライザ部水冷管温度に対する冷却効果の有無を明らかにする。コールド試験では、Case2と4において、計測方法の事前確認と自然循環の有無の確認を目的として、超音波流量計を冷却水配管に設置して、自然循環を計測する。

計測機器の仕様は以下の通り。

- 超音波流量計： Portaflow-C（富士電機製）
- 適用配管口径： ϕ 50-400mm
- 測定流速： 0- \pm 32m/s（最少 \pm 0.3m/s）
- 測定精度： \pm 1.0% of rate 応答速度1秒

流速計の設置場所としては、K-101 室外における炉容器冷却水循環ポンプのバイパス配管での直管部（4B配管）とした。設置位置を Fig.2.5(b)に示す。超音波流量計は、計測部を配管に、シリコングリースと専用のバンド等により固定した。データは超音波流量計に付属の電子記録媒体に記録した。

4.3 試験結果

炉心冷却喪失試験を模擬した非核加熱条件で、実際に、炉容器冷却設備の2系統ある冷却水系を全て停止させて、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管や生体遮へい体温度の試験データを取得した。試験では、原子炉入口冷却材温度を120℃及び150℃で炉心冷却喪失試験を行い、データを取得した。

原子炉冷却材入口温度121℃と154℃で、炉心冷却喪失コールド試験を実施した。炉容器冷却水入口温度の試験開始時温度は24～26℃程度であり、平成22年1月に実施した安全性実証試験の23℃と比較して高い。試験条件を Table 4.1 にまとめて示す。

4.3.1 解析モデル検証のためのデータ取得

Case1 及び 3 における代表的な 1 次遮へい体温度について、数値解析結果と試験結果との比較を Fig. 4.1 ~ 4.6 に示す。なお、Case 2 と 4 については、それぞれ、Case1, 3 と同じ条件なので割愛している。なお、1 次遮へい体温度については、数値解析結果は試験結果を良く再現した。数値解析モデルについては、上部 ⑥、側部スタビライザ部 ④及びコーベル部 ⑦について、それぞれ専用のものを使用した。Case3 における各構造物の無次元化温度（原子炉入口温度と炉容器冷却設備冷却水入口温度による）の試験結果と事後解析結果との比較を Fig. 4.7 にまとめて示す。

Case3,4 で炉容器冷却水上部・側部パネル温度が警報値 51℃を超えたが、各計測温度は監視制限値を十分下回っていることを確認した。

一方、スタビライザとリングヘッド温度の事前解析結果については、良く一致せず、特にリングヘッド温度の事前予測については、監視制限温度到達時間が大きく異なった(Table 4.2)。

4.3.2 側部パネルリングヘッド温度

Case 1 と 3 における側部リングヘッド温度の試験結果を、それぞれ、Fig. 4.8 と 4.9 に示す。両ケースとも、側部パネルリングヘッド温度については、原子炉圧力容器に近い B 系の方が高温であることがわかった。なお、いずれのケースにおいても、リングヘッド温度の昇温速度が最も速く、B 系のリングヘッド温度が最も速く監視制限温度に到達した。

一方、Case2, 4 における温度変化については、それぞれ、Case 1, 3 とほとんど変わらなかった。Case1, 3 で自然循環が抑制されたのに対して、Case 2, 4 においては、小さいながらも自然循環が有ることを確認しているが、リングヘッド温度に自然循環促進の有無の依存性は確認されなかった。

4.3.3 スタビライザ温度

Case 1 と 3 におけるスタビライザ温度の試験結果を、それぞれ、Fig. 4.10 と 4.11 に示す。両ケースとも、B 系の方がわずかに高温であることがわかった。なお、いずれのケースにおいても、リングヘッド温度の昇温速度と異なり、途中で昇温速度の低下がみられた。

一方、Case2, 4 については、それぞれ、Case 1, 3 と比較して、ポンプ停止後約 2 時間後程度まで温度が低い値をとることが分かった。Case1, 3 で自然循環が抑制されたのに対して、Case 2,4 においては、小さいながらも自然循環が有ることを確認しているが、スタビライザ温度については、約 2 時間という短時間ではあるが、自然循環促進の有無の依存性を確認することができた。

4.3.4 側部冷却パネルにおける冷却水の自然循環の有無

側部冷却パネルにおける冷却水の流量の電磁流量計による計測結果を Fig. 4.12 に示す。炉容器冷却設備循環ポンプのバイパス弁を閉じた状態でも、流速が 0.001~0.003m/s 程度と小さいが、間欠的に自然循環が発生することを確認することができた。ただし、これによる冷却効果は期待できない。

Case 2,4 においては、炉容器冷却設備循環ポンプのバイパス弁を開放した直後から自然循環流量が増加し、時間の経過とともに低下した。約 0.3 時間後にピークがあった。自然循環流量のピーク値は、原子炉圧力容器温度が高いほど増加した。

試験結果より、水冷管温度を低下させるほどの冷却水の自然循環力を期待することが困難であることを明らかにした。

4.3.5 炉容器冷却設備冷却水温度

炉容器冷却設備の入口冷却水温度を Fig.4.13、4.14 に示す。Case1 と比較して、自然循環を促進させた Case2 において、バイパスバルブを開けた後 1 時間以内で顕著な冷却水温度の低下を確認した。しかし、自然循環量が低下することから、その後の冷却水温度の低下は見られなかった。Case 2 と 4 では、冷却塔ファンを起動するタイミングを変えて試験を行ったが、試験結果の比較により顕著な差は見られなかった。

一方、炉容器冷却設備の出口冷却水温度を Fig.4.15 に示す。自然循環促進により出口温度が高くなること、B 系の方が高くなることを確認した。

炉容器冷却設備の冷却水入口温度を低下させることは、水冷管温度を低下させるほどの効果を持たないことを明らかにした。

4.3.6 炉容器冷却設備循環ポンプ起動による影響

(1) 循環ポンプの起動時間の影響

本試験では、リングヘッド温度が監視制限温度を超えた時点で、炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させ、リングヘッド温度を低下させて試験を継続させた。Case 1 における、炉容器冷却設備循環ポンプの一時起動に伴うリングヘッド温度と炉容器冷却水温度の変化を Fig. 4.16 に示す。試験では約 3 時間及び 5 時間後に循環ポンプを起動した。1 回のポンプの起動時間を 5 分とした。リングヘッド温度については、ポンプの起動により低下することを確認した。なお、リングヘッドの温度を計測している仮設熱電対が故障した場合を想定して、仮設熱電対と VCS の熱反射板等の温度との相関データを別途取得した⁸⁾。これを使用することで安全・確実に試験を可能とした。

なお、リングヘッドの到達温度については、冷却水温度の初期温度よりも高くなった。5 分間の起動時間では炉容器冷却水入口温度が試験開始前温度まで低下せず、その結果、循環ポンプ停止後におけるリングヘッド温度の監視制限温度への到達時間が早くなることを確認した。

(2) 炉内構造物温度への影響

循環ポンプを起動することで、主要炉内構造物、1 次遮へい温度の温度変化への影響が極めて小さいことを確認する必要がある。試験手順を本試験と同じくして実施した Case 5 において、循環ポンプを起動した後に取得した主要炉内構造物（固定反射体温度と高温プレナムブロック）、1 次遮へい温度の温度変化を、それぞれ、Fig. 4.17, 4.18 に示す。両者ともに、構造物の温度変化が、循環ポンプを起動しても無視できるほど低いことを確認した。

(3) 炉容器冷却設備除熱量への影響

循環ポンプ起動による VCS 除熱量の変化 (Case 2) を Fig. 4.19 に示す。炉容器冷却設備の保有熱除去のため、除熱量が一瞬高くなるが、時間とともに低くなる。5 分程度では、もとの除熱レベルには下がらないが、初期除熱量の 3 倍程度まで高い値となっている。除熱量の評価として使うには差が大きいと考えられる。

循環ポンプ起動時における炉容器冷却設備による除熱量については、冷却水温度の変化が著しく、定量化が困難であった。

5. まとめ

HTTR を使用した炉心冷却喪失試験では、炉容器冷却設備の冷却水系統を停止に伴い、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管や生体遮へい体等の構造物温度が上昇すると予想されている。炉心冷却喪失試験を安全・確実に実施するための試験手順を提案し、これらの温度が運転上の制限温度を超えることがないようにする対策を検討するとともに、これに伴う課題を抽出した。炉心冷却喪失試験を模擬したコールド試験を実施し、コールド試験結果をもとに上記課題に関連して以下の3項目を検討した。

- ① 数値解析による上記構造物の予測精度を向上させて試験計画に反映させるため上記構造物温度の試験データを取得すること
- ② 安全・確実に炉心冷却喪失試験を実施するための試験手順を確認すること
- ③ 炉容器冷却設備内の冷却水の自然循環によりリングヘッドやスタビライザ部水冷管温度を低減できるかどうかを確認すること

炉心冷却喪失試験を模擬した非核加熱条件で、実際に、炉容器冷却設備の2系統ある冷却水系を全て停止させて、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管や生体遮へい体温度の試験データを取得した。試験では、原子炉入口冷却材温度を120℃及び150℃で炉心冷却喪失試験を行い、データを取得した。この結果、以下の結論を得た。

①試験結果による解析コードの検証

(1) 炉容器冷却設備の冷却水系統を停止に伴い、炉容器冷却設備のリングヘッド、スタビライザ部水冷管の温度変化に関する試験データを取得できた。スタビライザとリングヘッド温度の事前解析結果については、良く一致せず、特に最初に監視制限温度に到達したリングヘッド温度の事前予測については、監視制限温度到達時間が大きく異なった。事後解析により、リングヘッド温度予測を改善した。

(2) 生体遮へい体温度については、上部、側部コーベル部、側部、スタビライザ部について、既存の解析モデルにより再現可能であることを明らかにした。また、生体遮へい体温度は、制限温度60℃と比較して十分低い温度に保持できることを明らかにした。

②試験手順の確認

(1) 安全・確実に炉心冷却喪失試験を実施するための試験手順を提案するとともに、これをもとにした試験手順によりコールド試験を実施し、試験手順に問題のないことを明らかにした。

(2) 循環ポンプ起動により、主要な炉内構造物、1次生体遮へい温度への影響は極めて小さく抑えつつ、リングヘッド、スタビライザ部水冷管温度が最高使用温度を越えることなく、安全・確実に試験ができることを確認し、本試験手順が有効な手順であることを明らかにした。なお、これらの温度を計測している仮設熱電対が故障した場合でも、仮設熱電対とVCSの熱反射板等の温度との相関データを別途取得しており、これを使用することで安全・確実に試験を可能とした。

(3) 循環ポンプ起動により、炉容器冷却設備入口温度が初期値まで低下せず、その結果、循環ポンプ停止後におけるリングヘッド温度の監視制限温度への到達時間が早くなり、2度目以降の起動のタイミングが早くなることを確認した。

(4) 炉容器冷却設備冷却水循環ポンプ起動のための監視制限温度の設定について、今回の試験

では、冷却水温度が警報値 51℃を越えて 60℃まで高くしたが、遮へい体温度等は制限値を十分下回っていることを確認した。また、リングヘッダを 75℃まで高くしたが、同様に遮へい体温度等は制限値を十分下回っていることを確認した。

③冷却水の自然循環による構造物温度の低減効果の確認

バイパスバルブを開としても、自然循環流量の増加は小さく 1.5 時間程度で 0 まで低下すること、リングヘッダ温度への影響は確認されたが、極めて小さいことを確認した。また、自然循環流量の増加により炉容器冷却設備入口温度が低下すること、補機冷却器ファンを起動することで、さらに低くできることを確認したが、リングヘッダ温度への影響は極めて小さいことを確認した。さらに、バイパスバルブの開閉に関らず、生体遮へい体温度への影響は無かった。また、冷却水の自然循環流量も十分小さく、生体遮へい体への冷却効果は期待できないことを明らかにした。このことから、炉心冷却喪失試験を実施するに当たっては、従来通りバイパスバルブを閉じることとする。

コールド試験結果をもとにした上記検討を通して、安全性実証試験計画を立案するに当たり課題であった、炉心冷却喪失試験の安全・確実な試験手順を提案しその有効性を明らかにできた。

謝辞

本試験を実施するにあたり、伊与久達夫 高温工学試験研究炉部長、同部藤本望研究主席に御指導、御助言を頂き、試験の実施にあたり HTTR 運転管理課各位にご協力を頂きました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- (1) S.Saito et al : JAERI-1332, “Design of High Temperature Engineering Test Reactor(HTTR)” (1994).
- (2) S. Takada, et al.: Near term test plan using HTTR, Nuclear Engineering & Design, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.12.018> (2013).
- (3) S. Nakagawa, et al., Safety demonstration tests using high temperature engineering test reactor), Nuclear Engineering & Design, 233, pp. 301-308.
- (4) 篠原正憲 他 : “高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験 -炉心冷却喪失試験-”, JAEA-Technology 2011-029, (2011).
- (5) 島崎洋祐 他 : “安全性実証試験に向けた炉容器冷却設備温度測定用仮設熱電対の移設作業”, JAEA-Technology 2012-010, (2012).
- (6) 小川益郎 他 : “高温工学試験研究炉 1 次上部遮へい体の昇温に関する解析”, JAERI-Tech 98-062, (1999).
- (7) S. Takada, Improvement of temperature evaluation model of biological shielding concrete for HTTR simulating LOFC with VCS inactive, Proceedings of ICONE21, ICONE-21-16095, (2013).

- (8) 小野 正人 他： “HTTR のコールド試験による設備健全性の再確認”, JAEA-Technology 2013-042, (2014).

Table 2.1 HTTR の主要諸元

原子炉熱出力	30MW
1次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395℃
原子炉出口冷却材温度	850℃ (定格運転時) 950℃ (高温試験運転時)
1次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m ³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10% (平均6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2.25Cr-1Mo 鋼)
冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器及び加圧水冷却器)

Table 2.2 VCS の主要目

系統主要目	
系統数	独立 2 系統 (A 系統及び B 系統)
最高使用圧力	0.98 MPa
最高使用温度	90 °C
最低使用温度	10 °C
水冷管パネル	
構成	
上部パネル	A 系統、B 系統各 1 式
側部パネル	A 系統、B 系統各 1 式
下部パネル	A 系統、B 系統各 1 式
炉室出入口パネル	A 系統、B 系統各 1 式
除熱量調節パネル	A 系統、B 系統各 2 式*1
冷却水流量	
炉容器冷却水	86 t/h
循環ポンプ	
台数	A 系統、B 系統各 2 台*2

*1 現在、使用 (通水) していない。

*2 各系統の 2 台のうち 1 台は予備。

Table 4.1 炉心喪失コールド試験の試験条件

	原子炉入口冷却材温度	炉容器冷却水入口温度	
Case1	121°C	A : 25.8°C	B : 25.8°C
Case2	121°C	A : 25.3°C	B : 24.8°C
Case3	153.7°C	A : 24.0°C	B : 24.4°C
Case4	151.0°C	A : 25.0°C	B : 25.9°C
Case5	121.6°C	A : 23.8°C	B : 24.3°C

Table 4.2 各ケースにおける監視制限温度到達時間

	側部パネルのリングヘッド、スタビライザ部水冷管表面監視制限温度	監視制限温度到達時間 (数値解析による 事前予測)	監視制限温度到達時間 (試験結果)
Case1	60°C	約 5 時間 45 分	約 2 時間 45 分
Case2	60°C	約 5 時間 45 分	約 2 時間 45 分
Case3	75°C	約 4 時間 40 分	約 2 時間 45 分
Case4	75°C	約 4 時間 40 分	約 2 時間 45 分

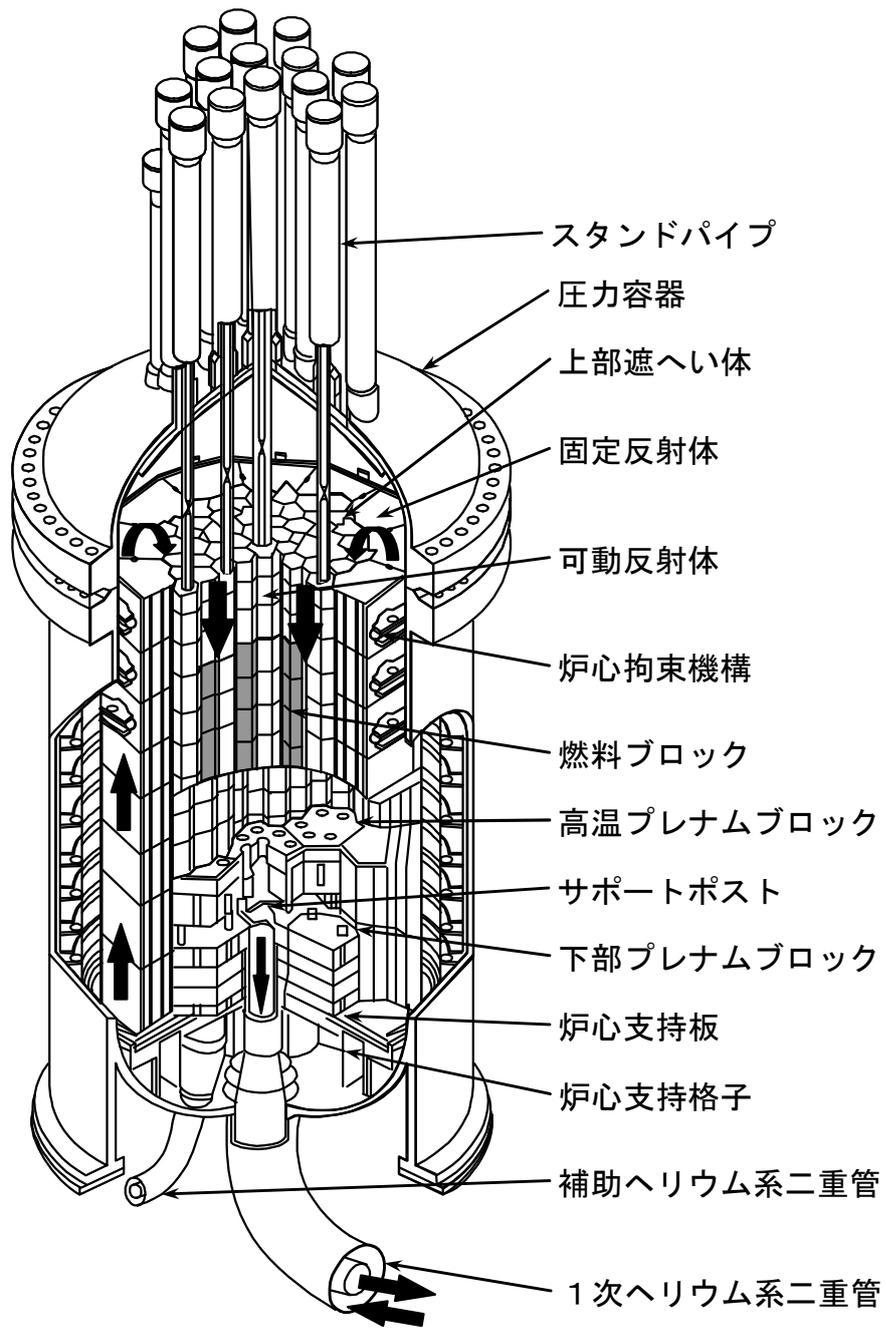


Fig. 2.1 原子炉本体構造図

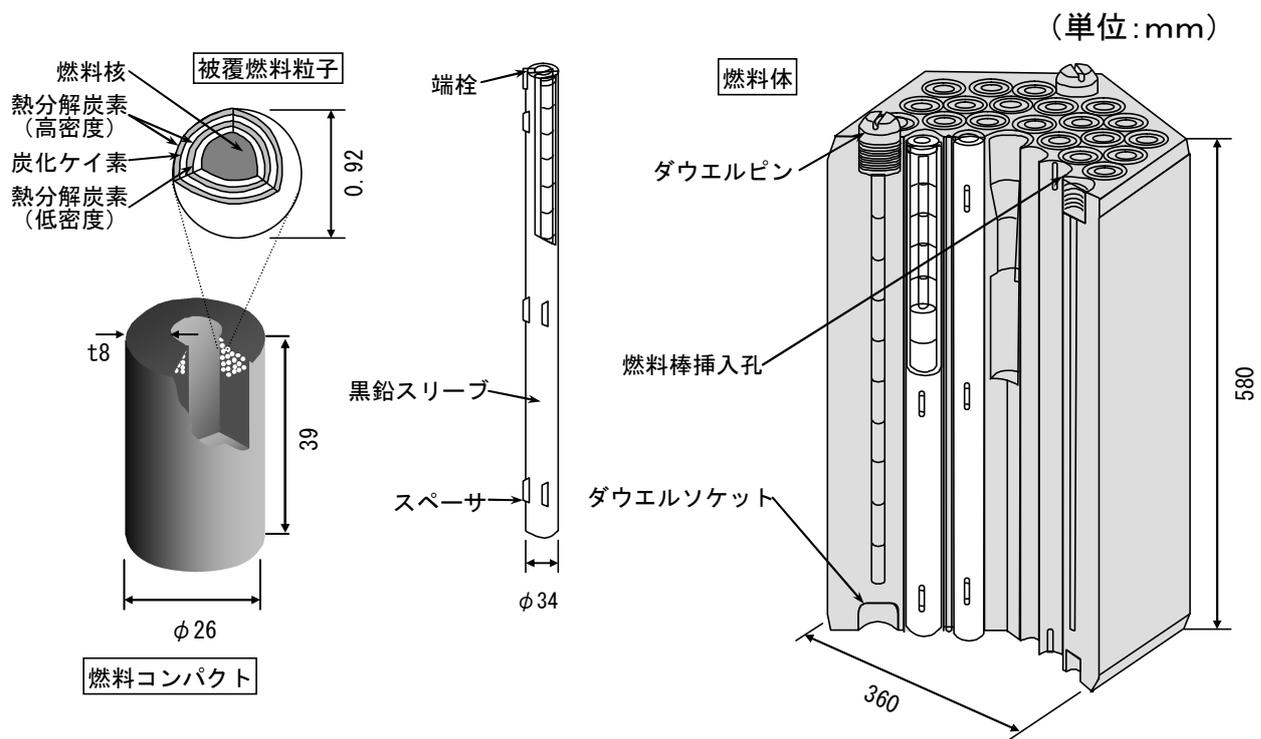
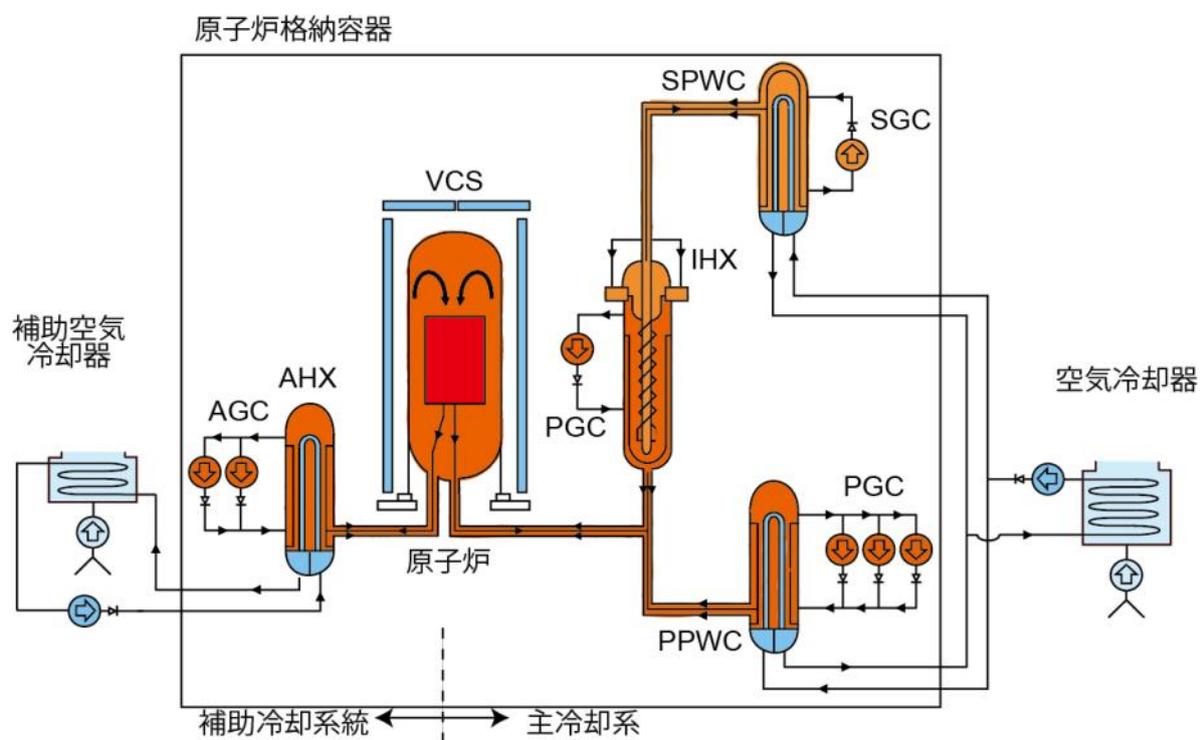


Fig. 2.2 HTTR 燃料体



- IHX : 中間熱交換器
- PPWC : 1次加圧水冷却器
- PGC : 1次ヘリウム循環機
- SPWC : 2次加圧水冷却器
- SGC : 2次ヘリウム循環機
- AHX : 補助冷却器
- AGC : 補助ヘリウム循環機
- VCS : 炉容器冷却設備

Fig.2.3 HTTR の冷却系統

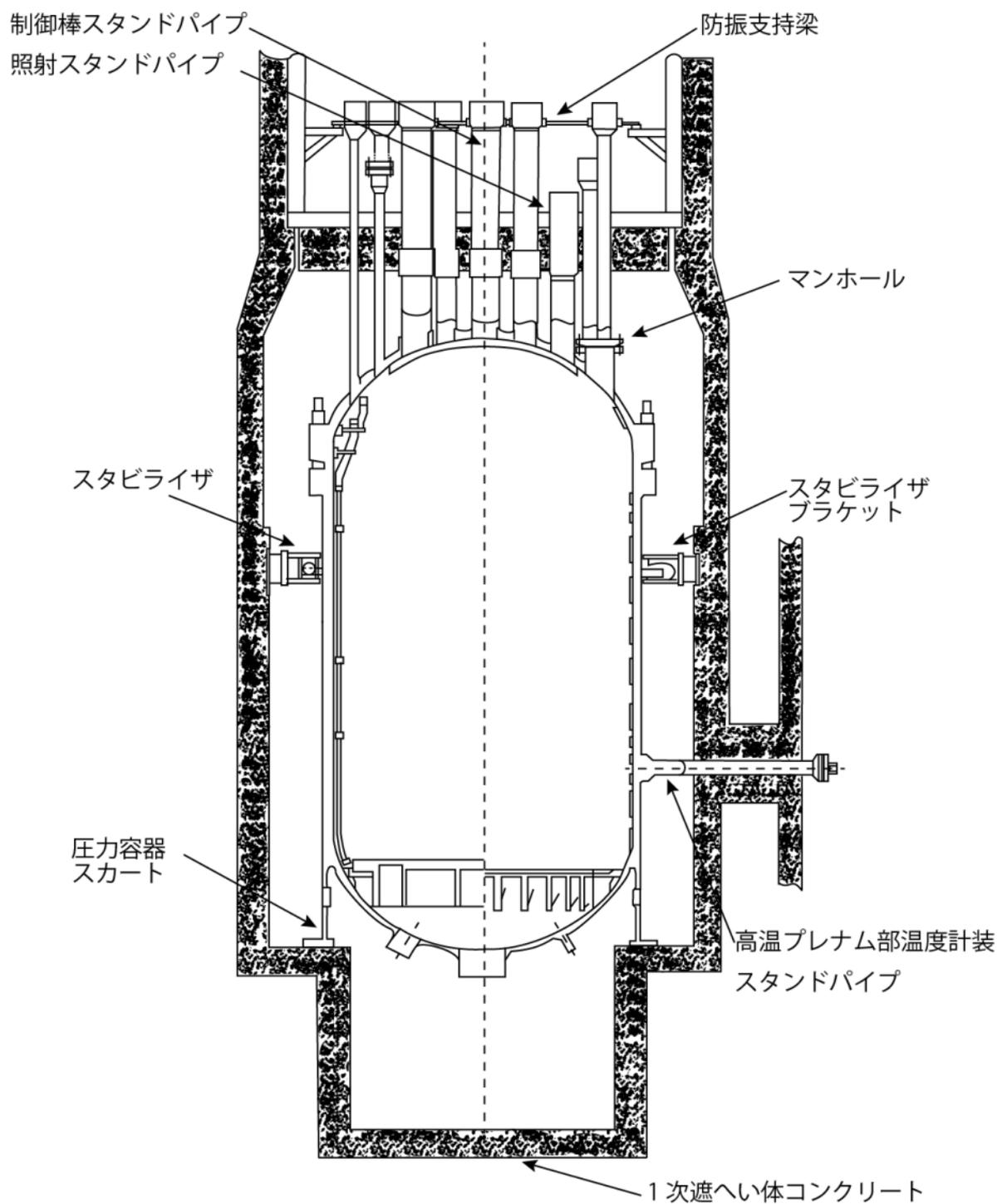


Fig.2.4 RPV の構造図

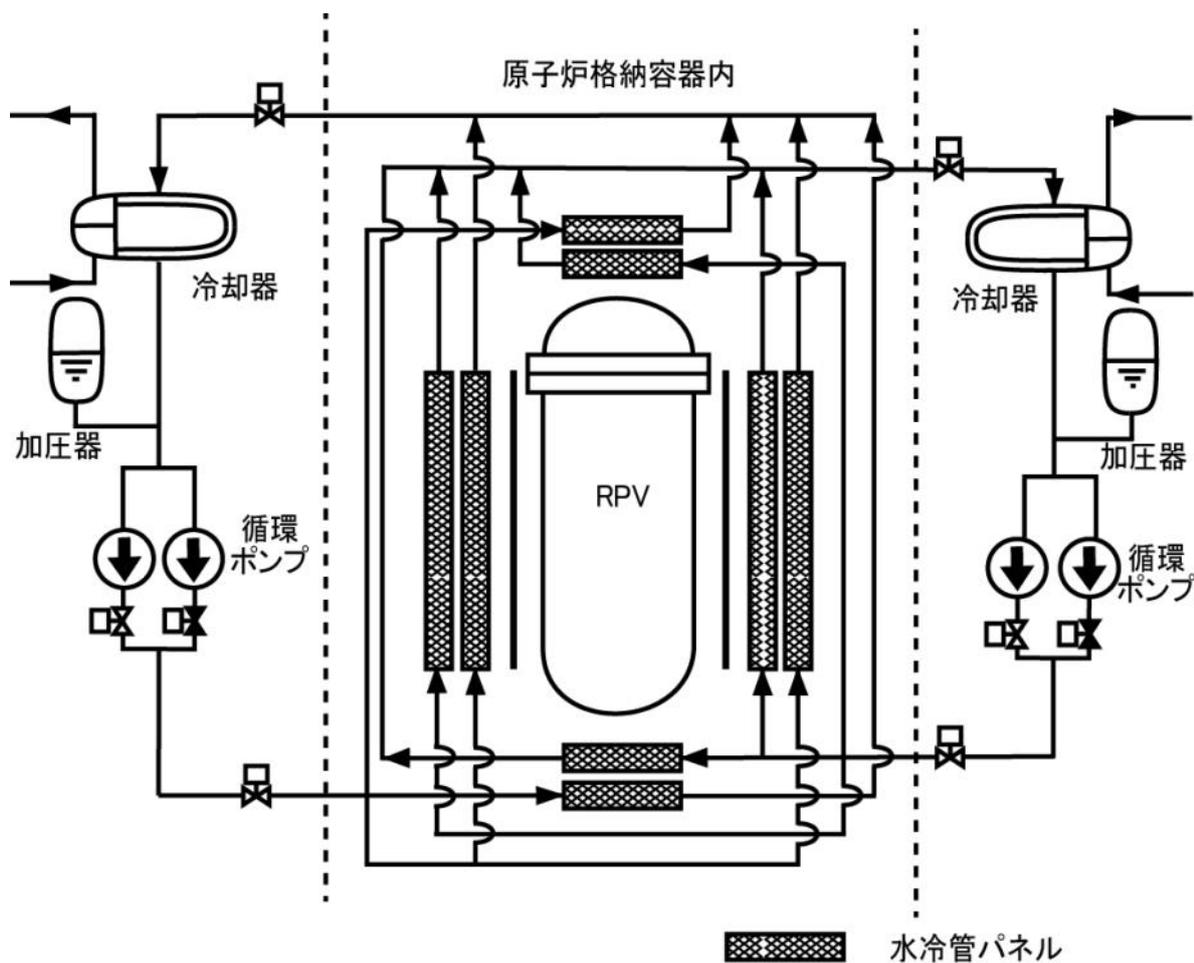


Fig.2.5(a) VCS の系統概略図

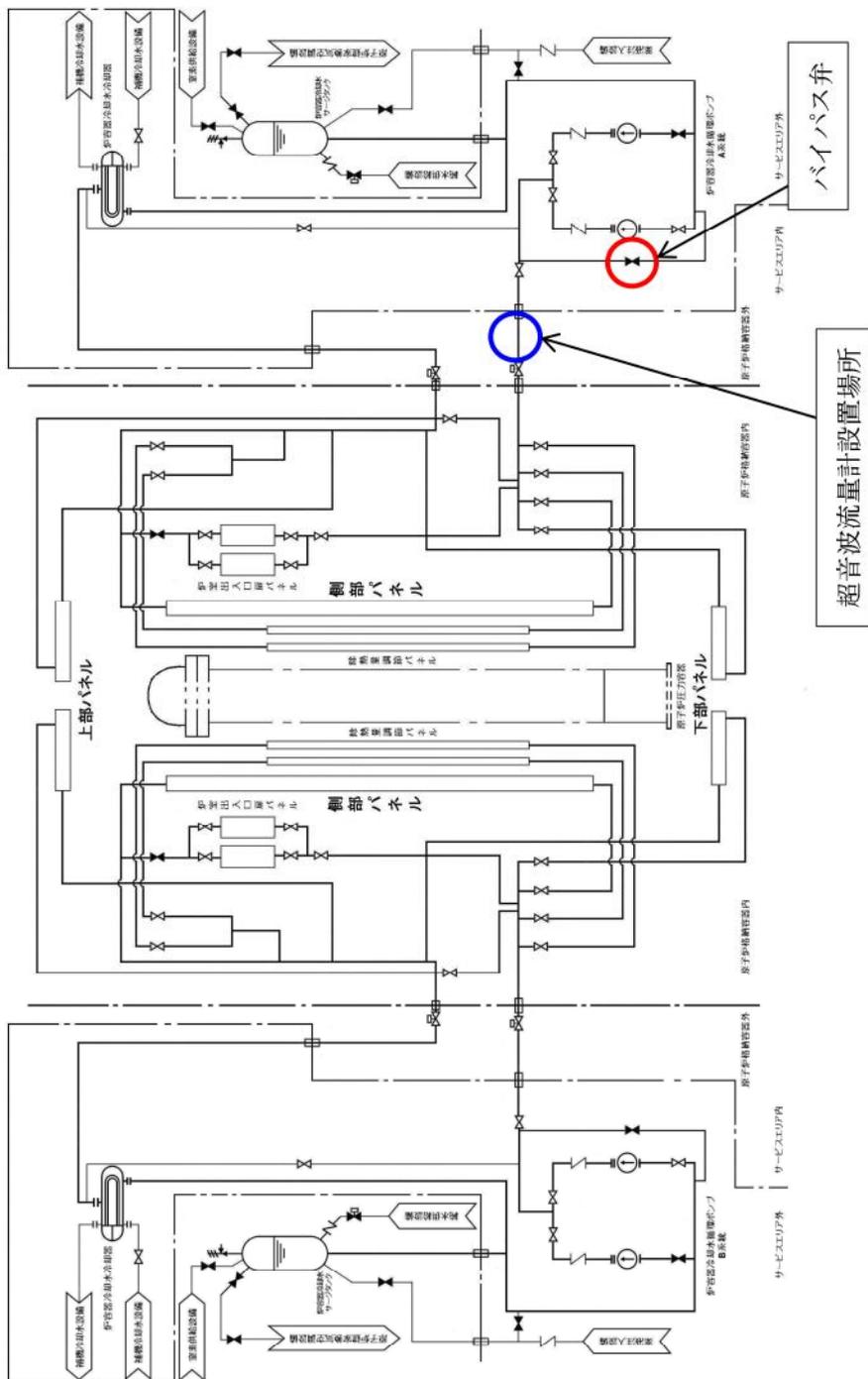


Fig. 2.5(b) 超音波流量計設置場所

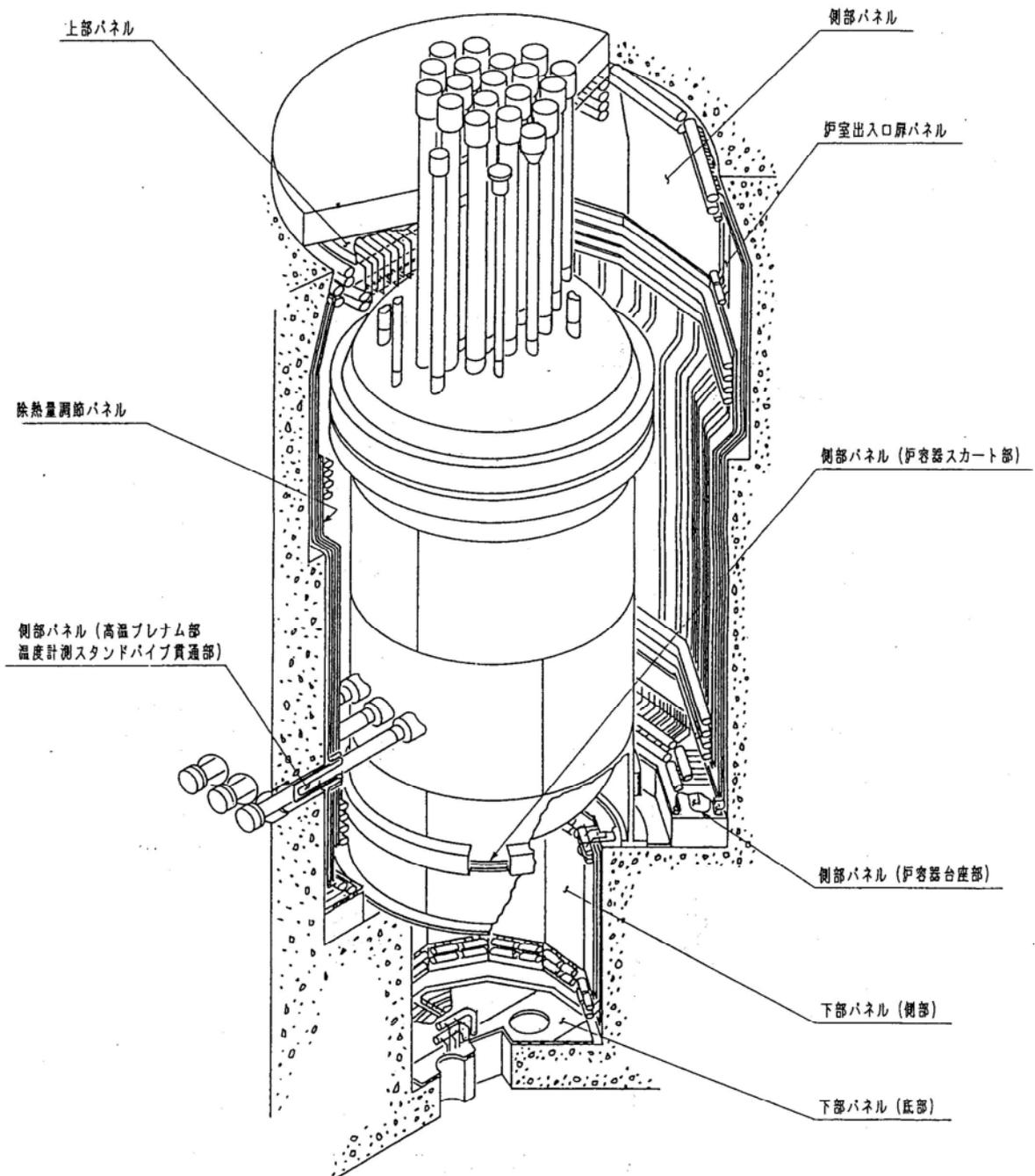


Fig.2.6 VCS の鳥瞰図

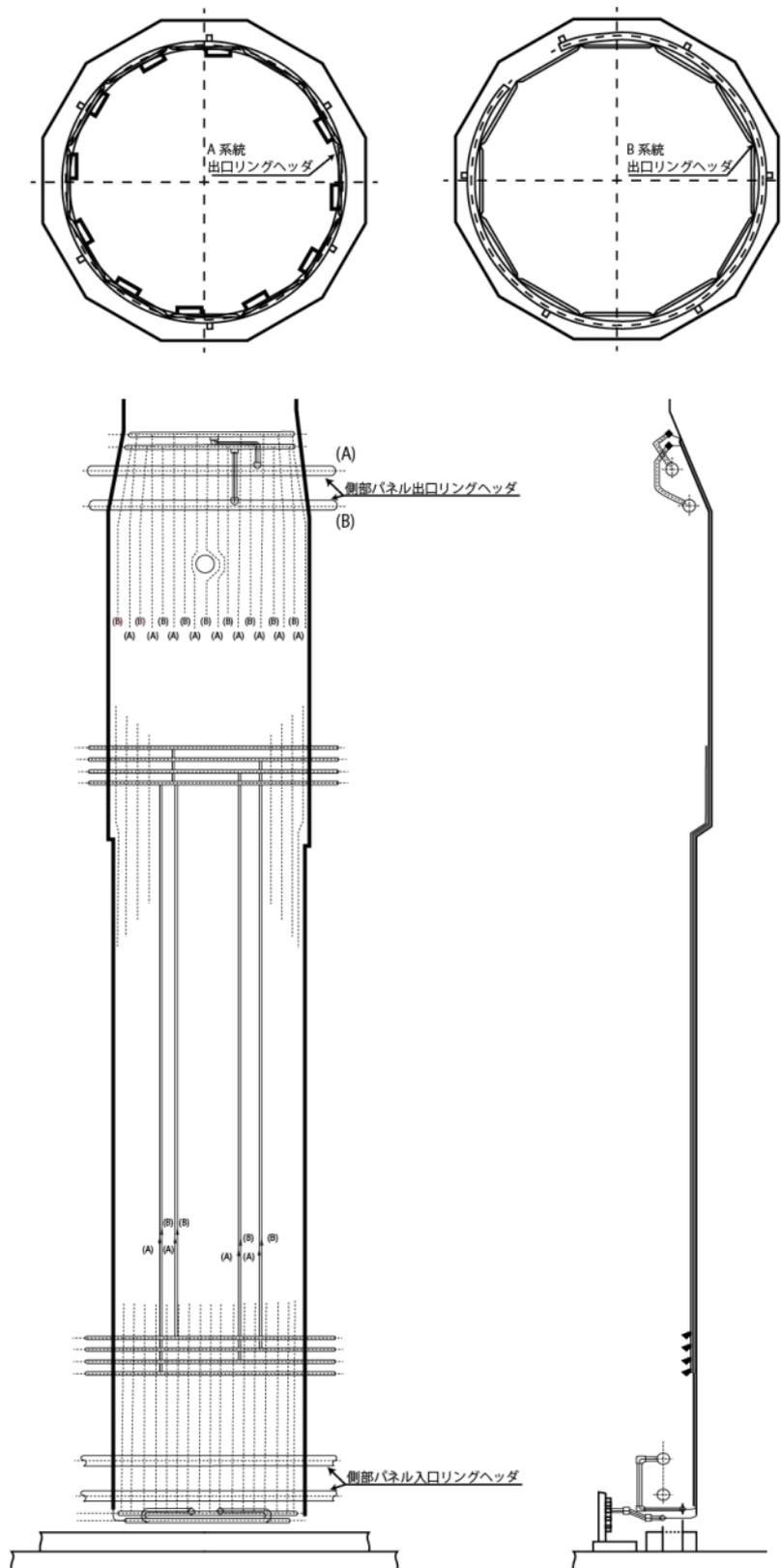


Fig.2.7 リングヘッド



Fig.2.8 スタビライザ近傍の水冷管パネル



Fig.2.9 炉容器冷却設備側部パネル出口リングヘッド

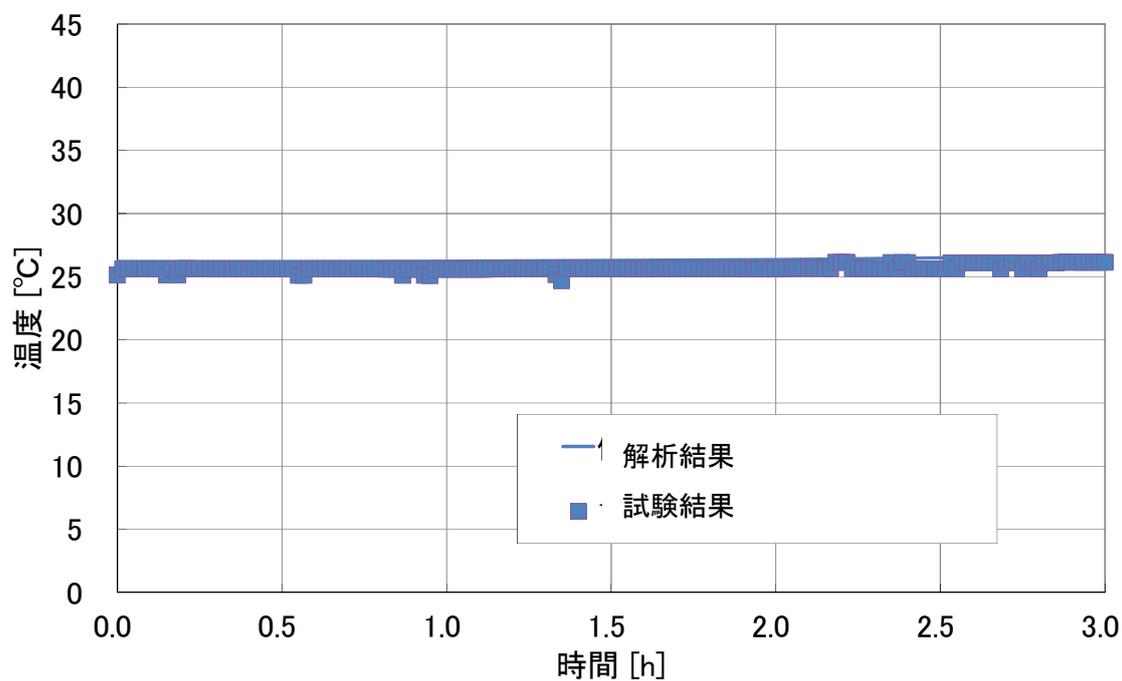


Fig.4.1 1次側部遮へい体スタビライザ部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)

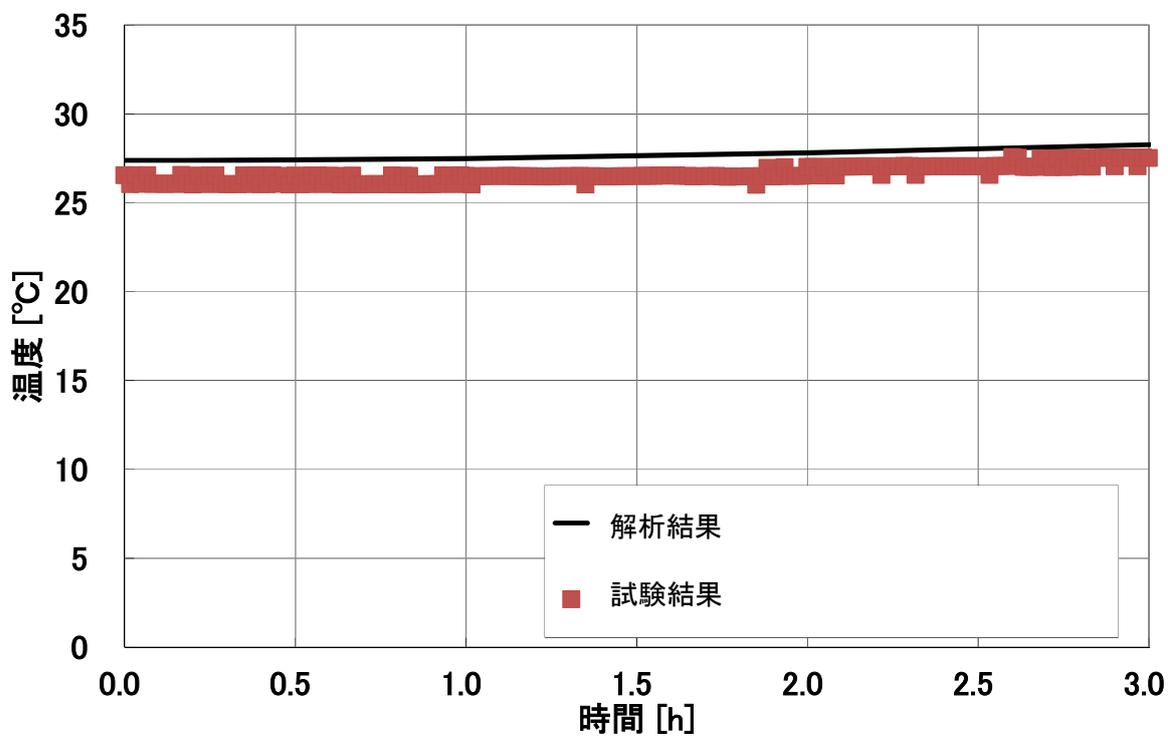


Fig.4.2 1次側部遮へい体コーベル部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)

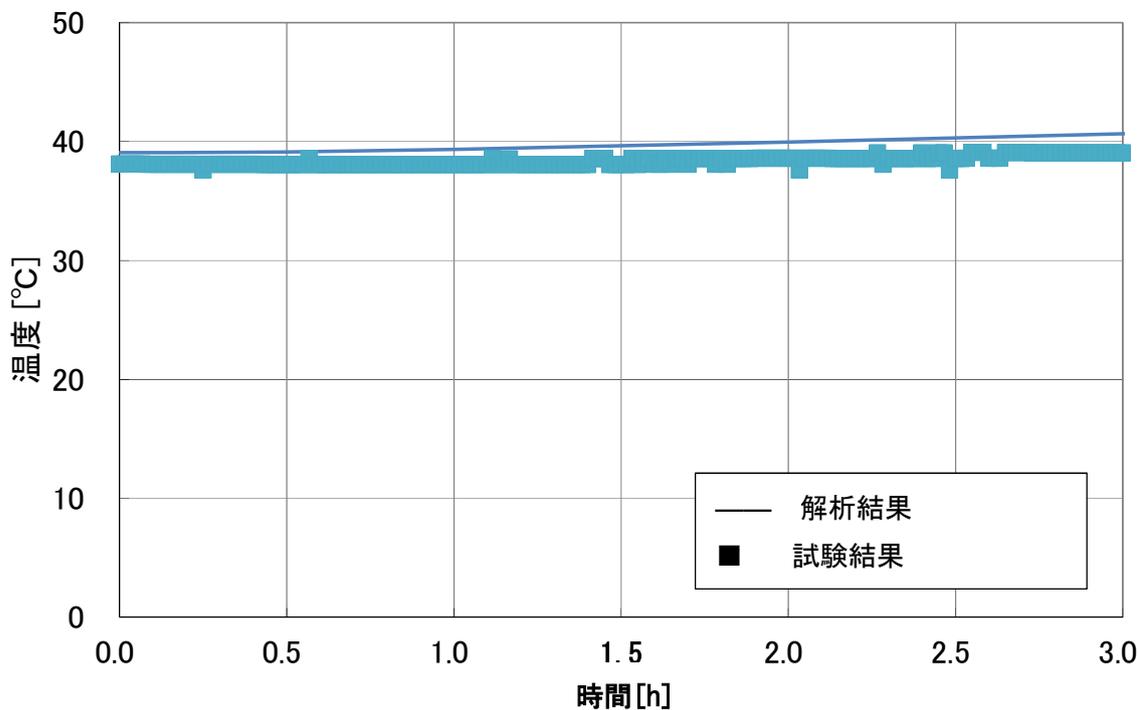


Fig. 4.3 1次上側部遮へい体温度の試験結果と解析結果との比較 (Case1)

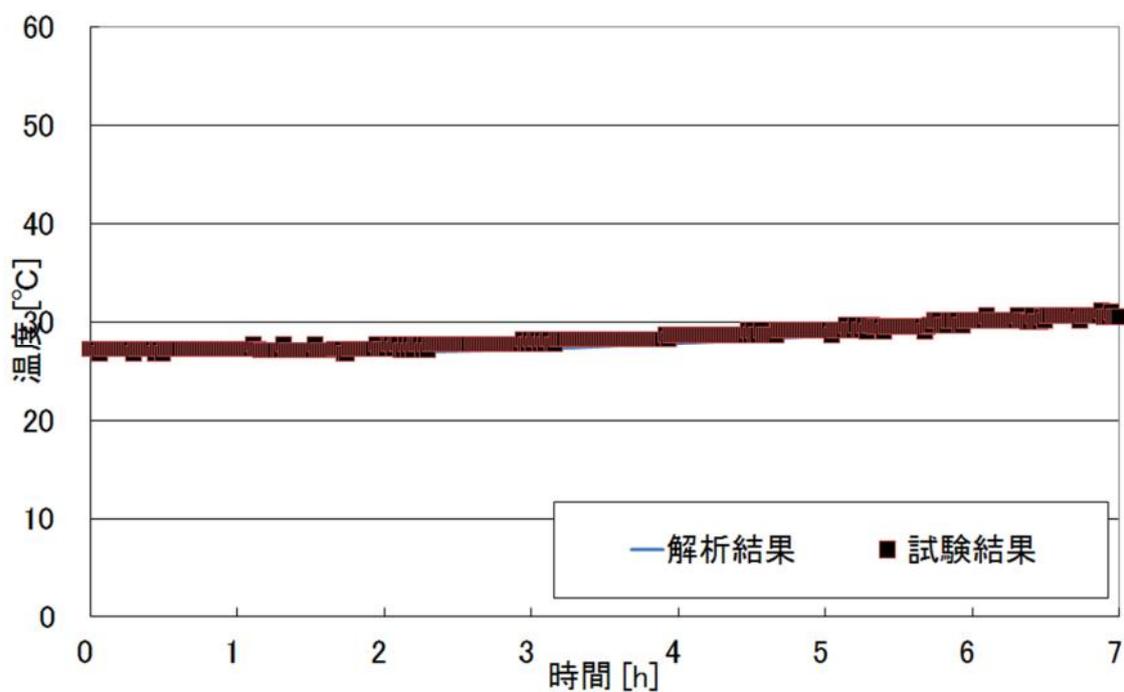


Fig. 4.4 1次側部遮へい体スタビライザ部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)

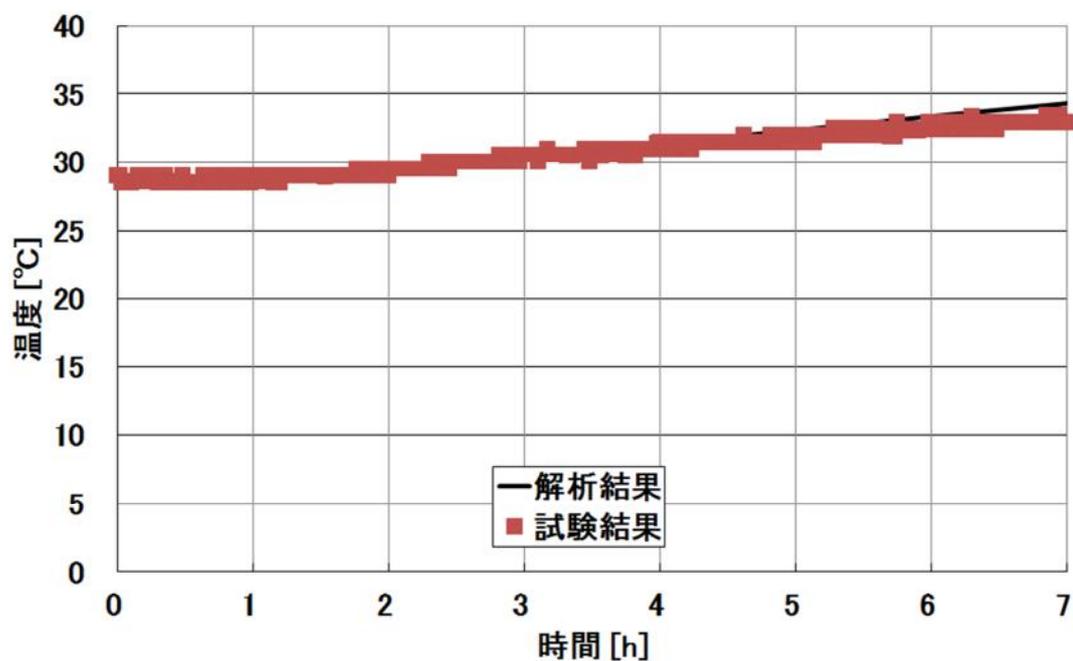


Fig. 4.5 1次側部遮へい体ケーブル部温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)

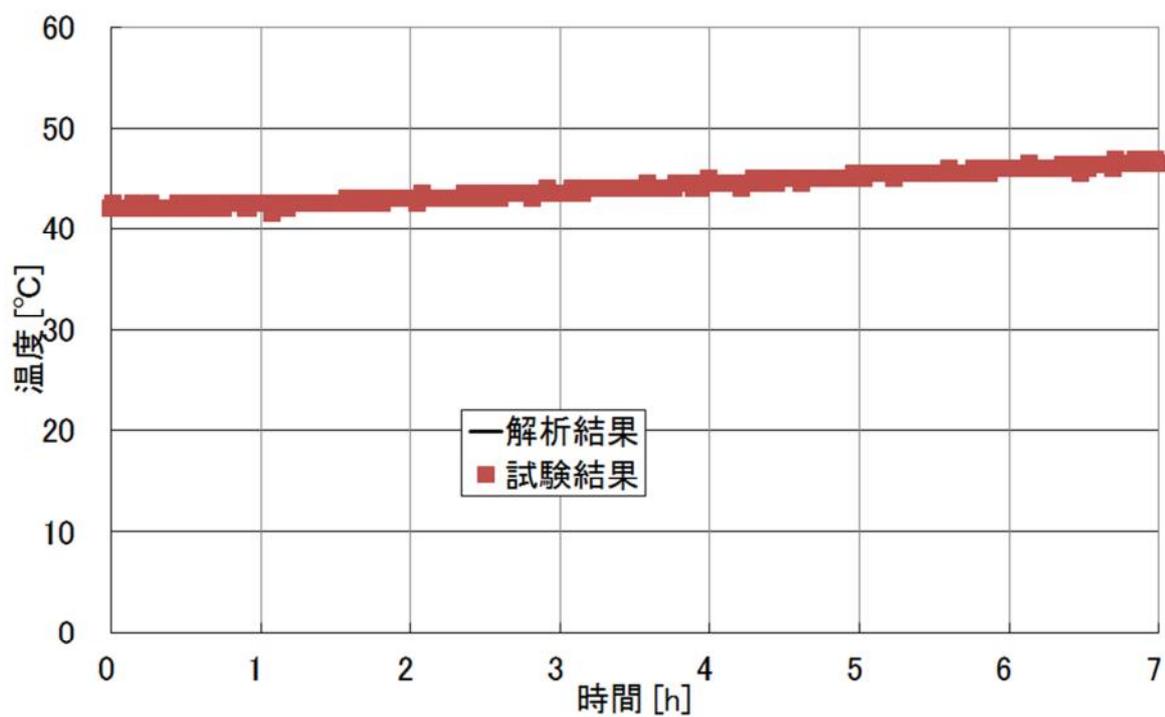


Fig. 4.6 1次上部遮へい体温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)

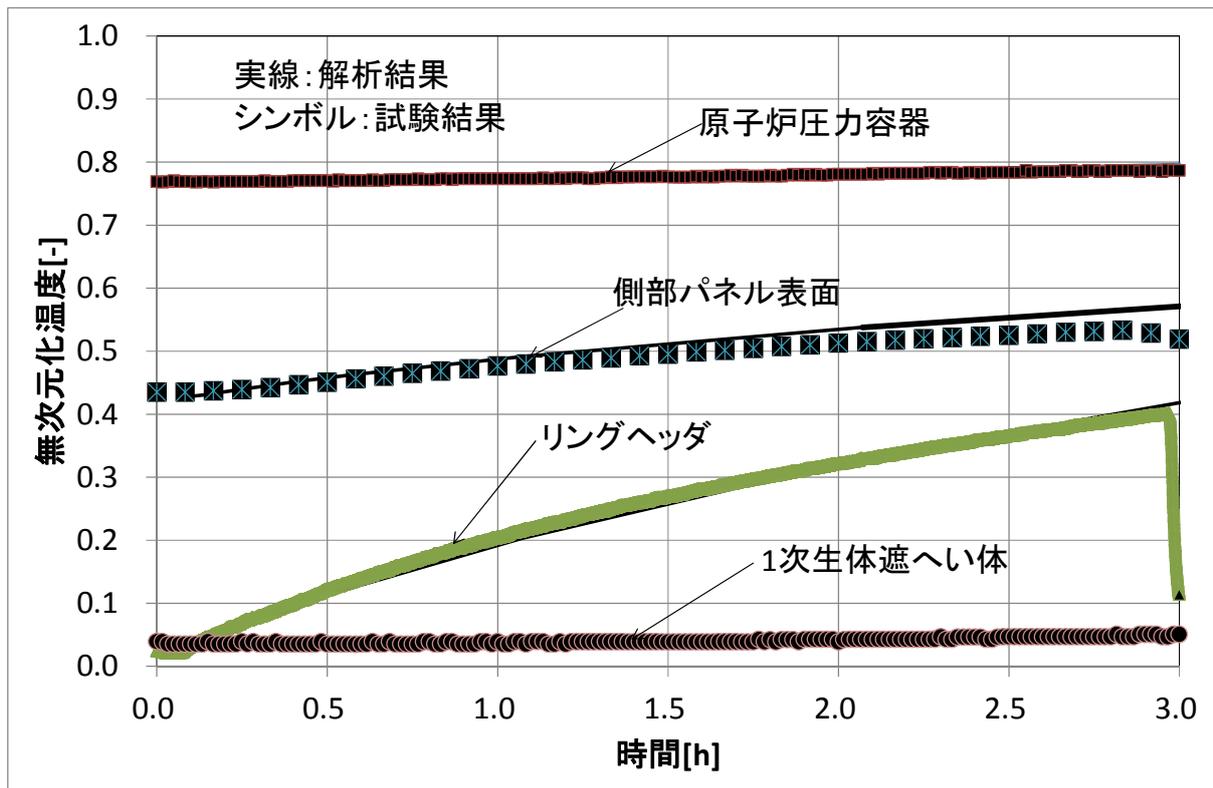


Fig. 4.7 各構造物無次元化温度の試験結果と解析結果との比較 (Case3)

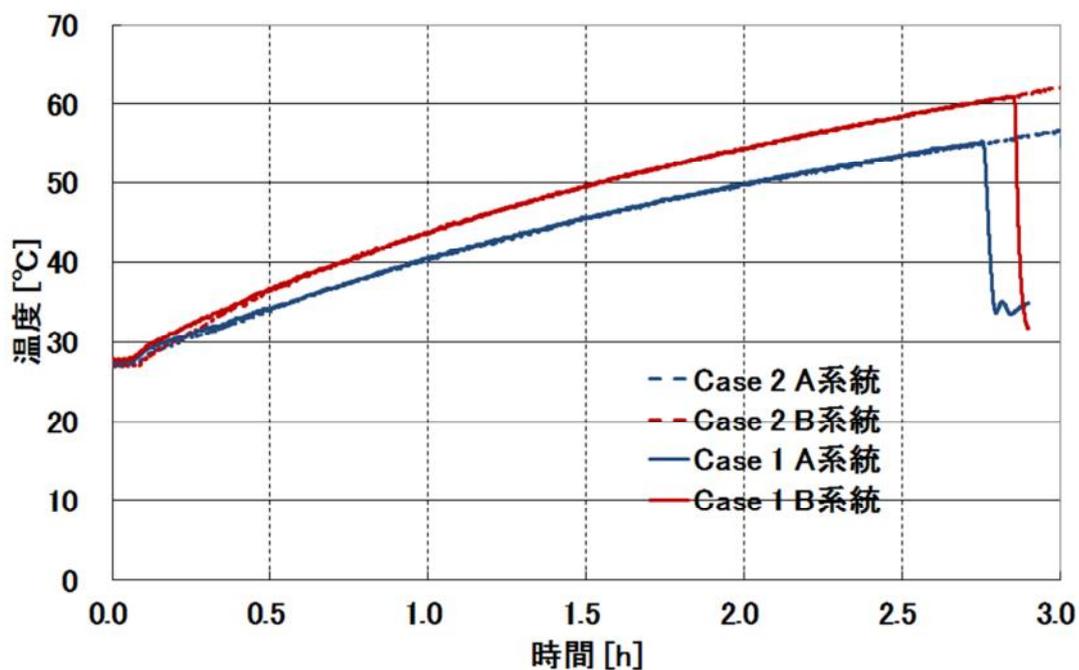


Fig. 4.8 自然循環によるリングヘッドへの冷却効果 (Case1 と 2 の比較)

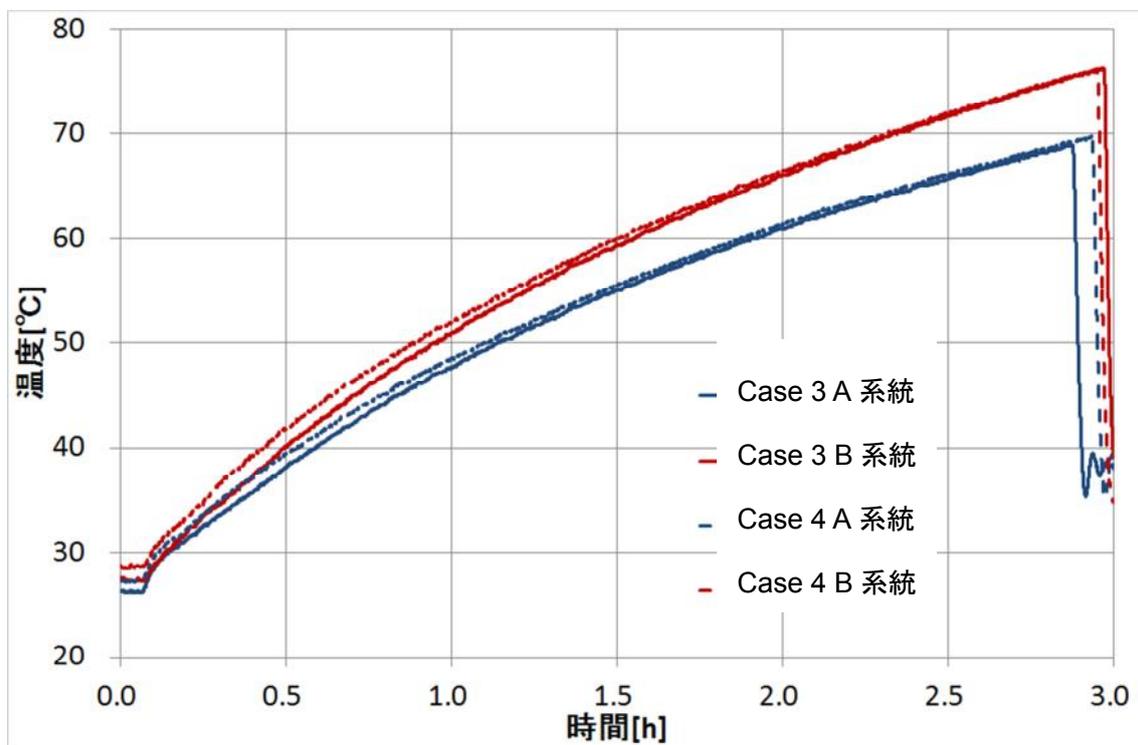


Fig. 4.9 自然循環によるリングヘッドへの冷却効果 (Case3 と 4 の比較)

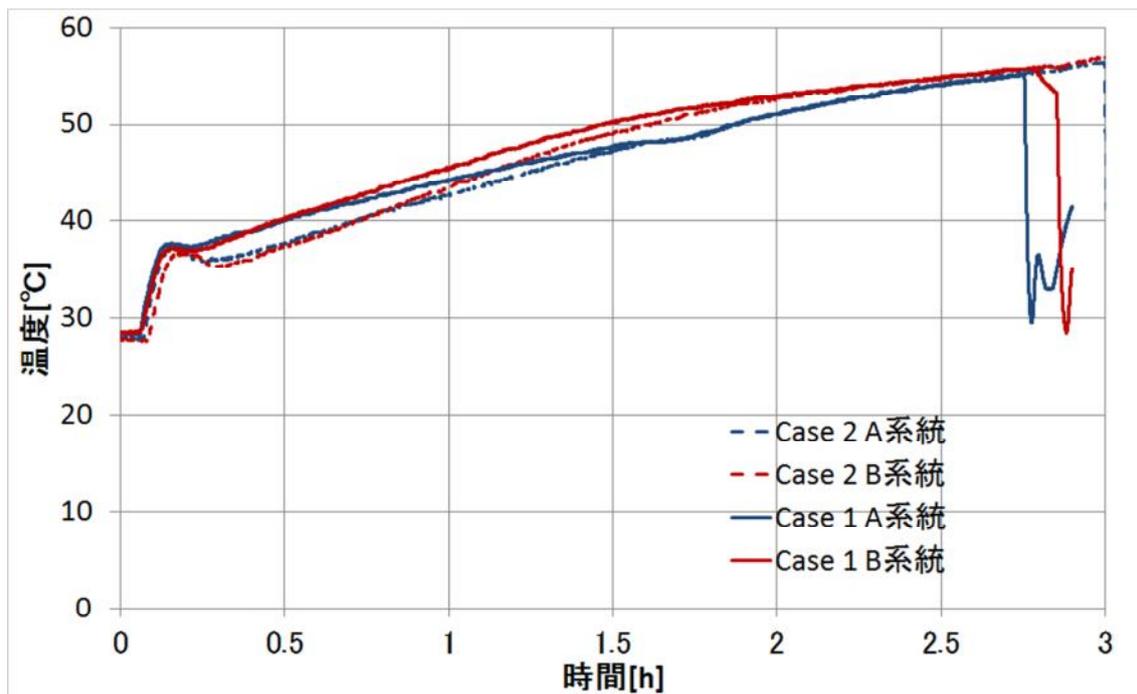


Fig. 4.10 自然循環によるスタビライザ水冷管への冷却効果 (Case1 と 2 の比較)

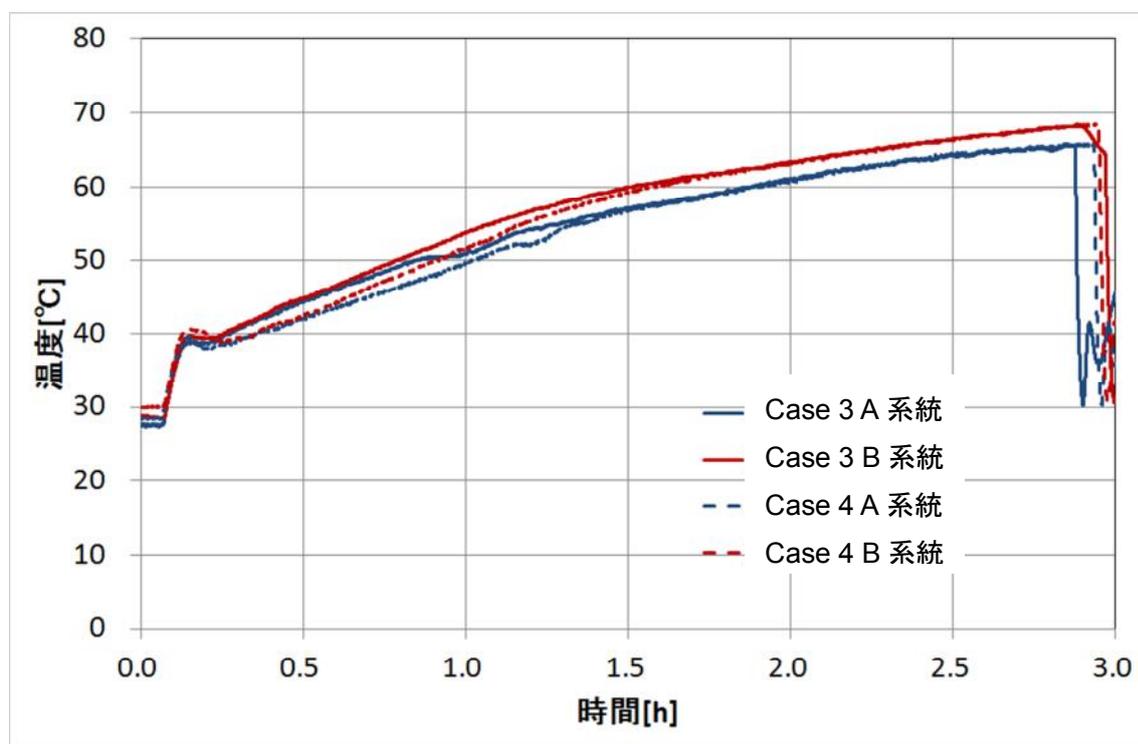


Fig. 4.11 自然循環によるスタビライザ水冷管への冷却効果 (Case3 と 4 の比較)

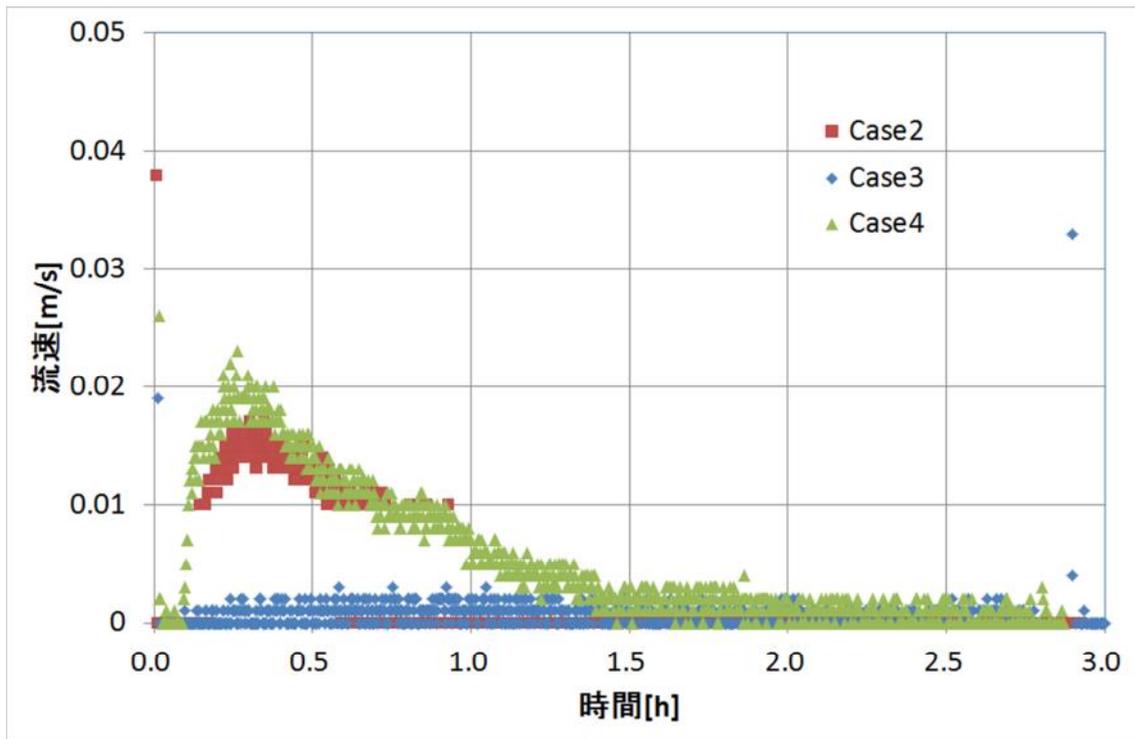


Fig. 4.12 超音波流量計による自然循環流量の測定結果

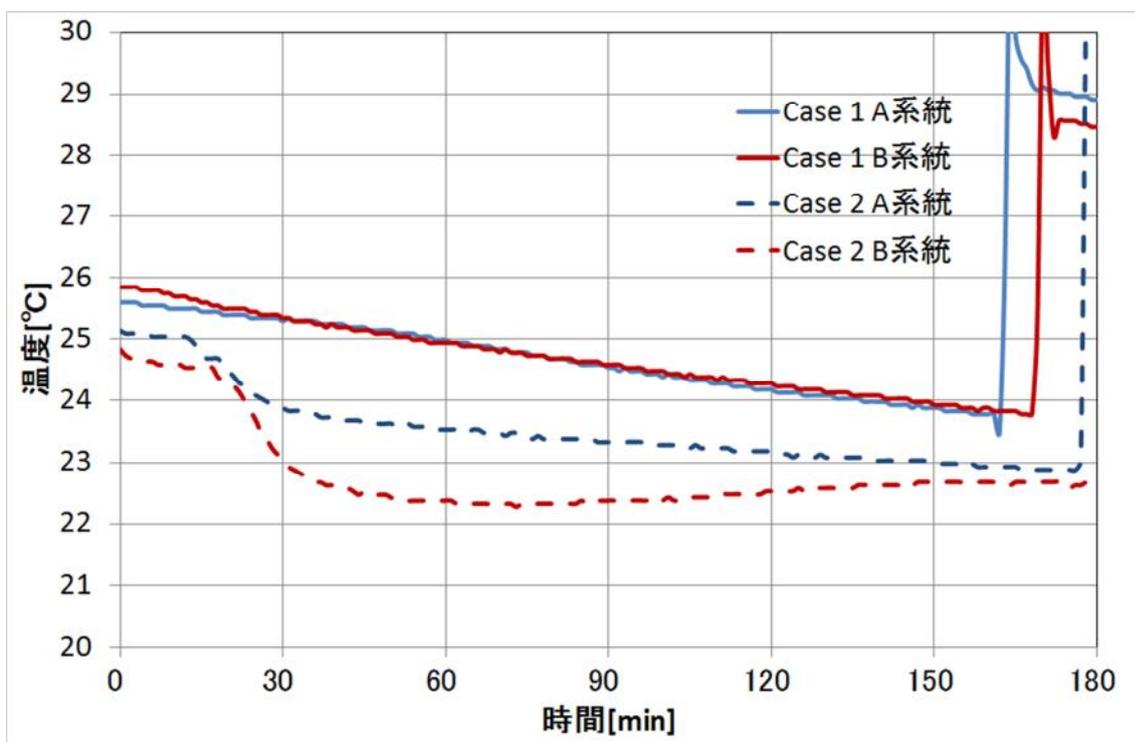


Fig. 4.13 自然循環促進による炉容器冷却水入口温度への影響 (Case1 と 2 の比較)

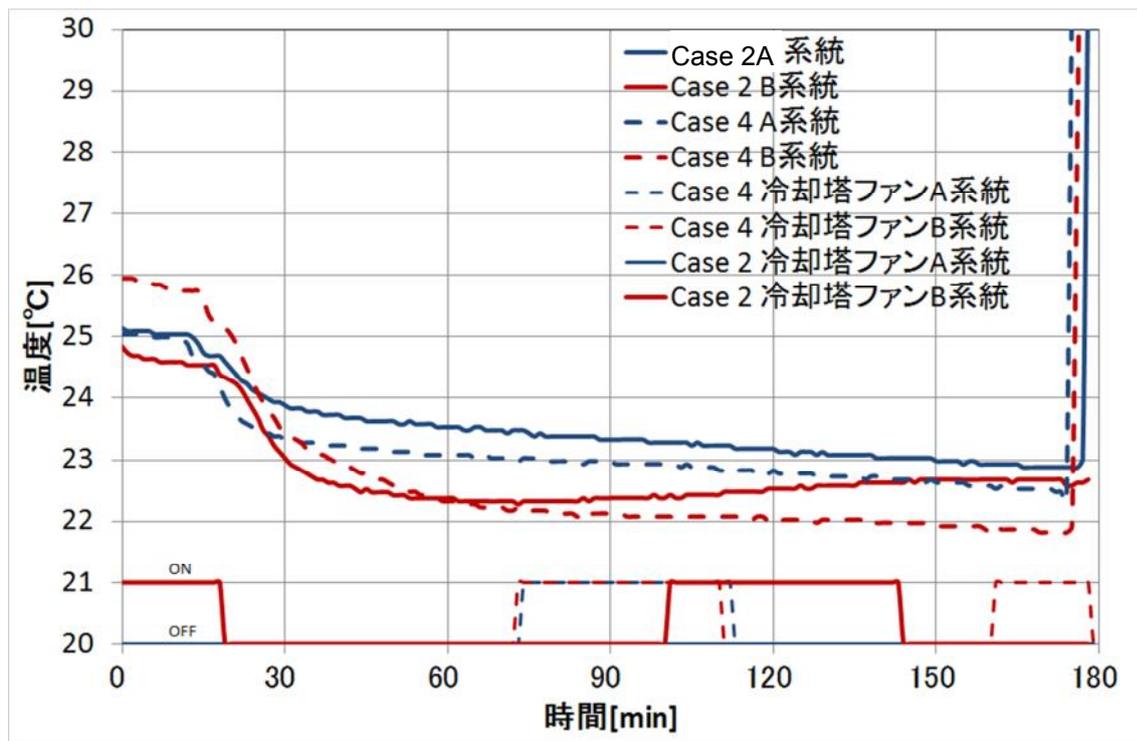


Fig. 4.14 補機冷却系統冷却塔ファンによる炉容器冷却水入口温度上昇の防止 (Case2 と 4 の比較)

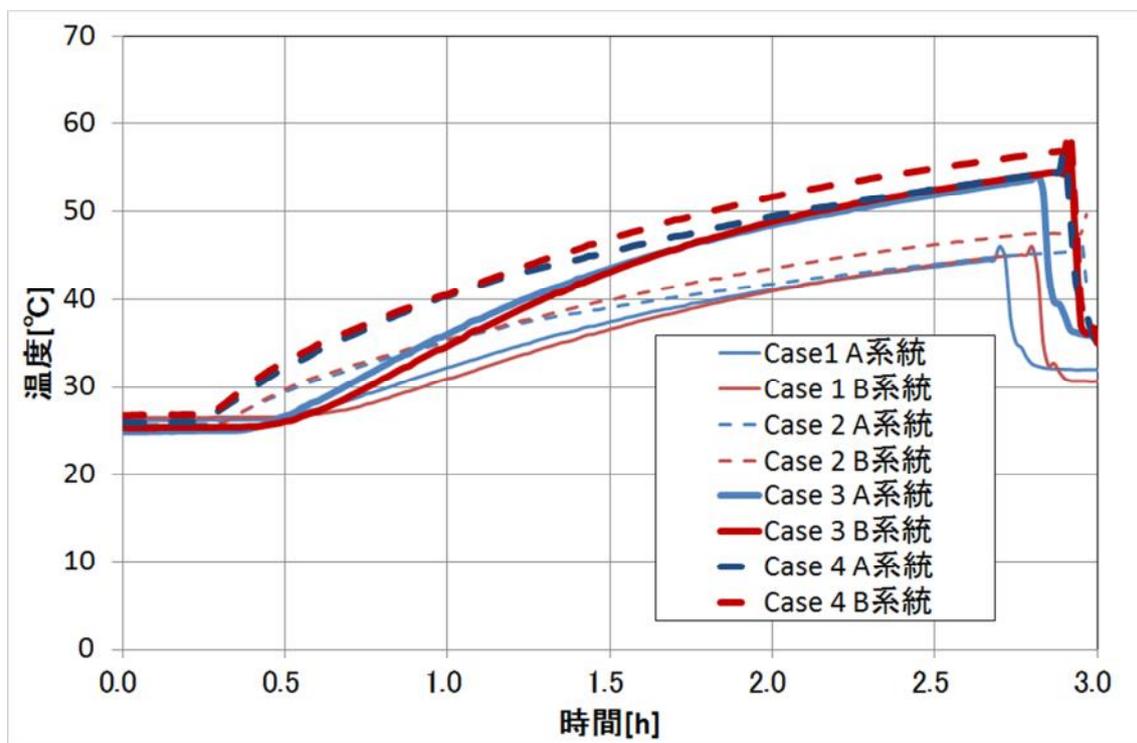


Fig. 4.15 炉容器冷却水側部パネル出口温度への自然循環促進の影響

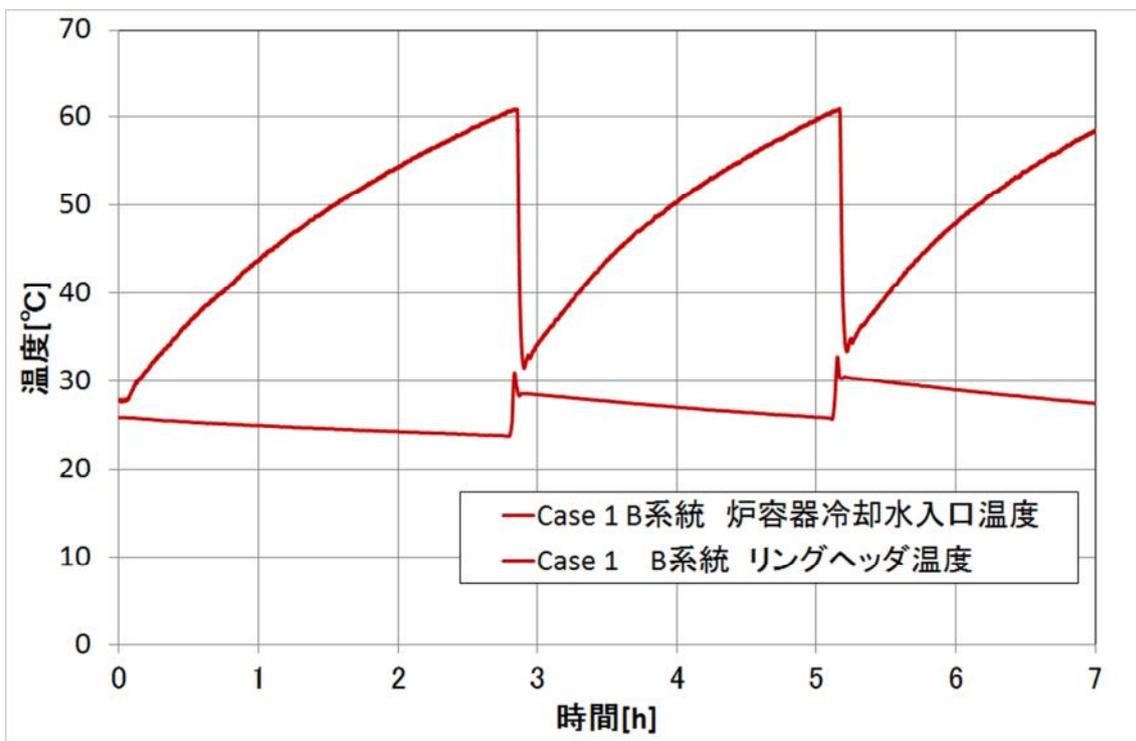


Fig. 4.16 循環ポンプの起動に伴う炉容器冷却水入口温度の上昇

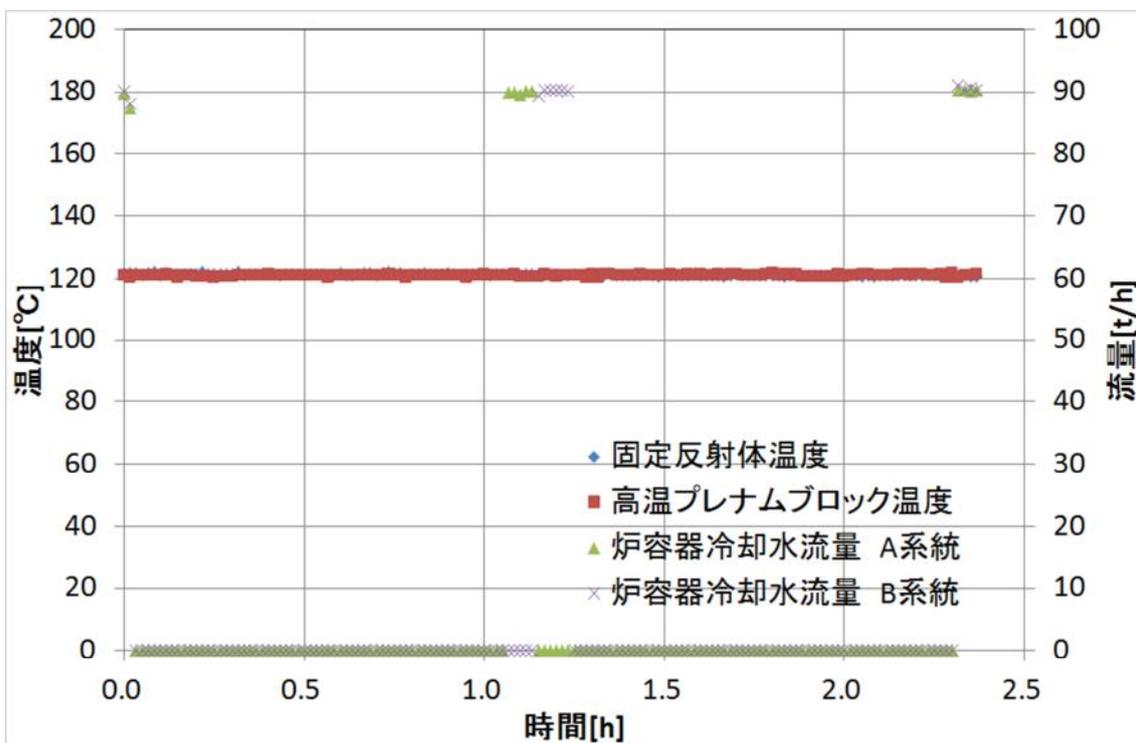


Fig. 4.17 循環ポンプ起動に伴う固定反射体及び高温プレナムブロック温度への影響 (Case5)

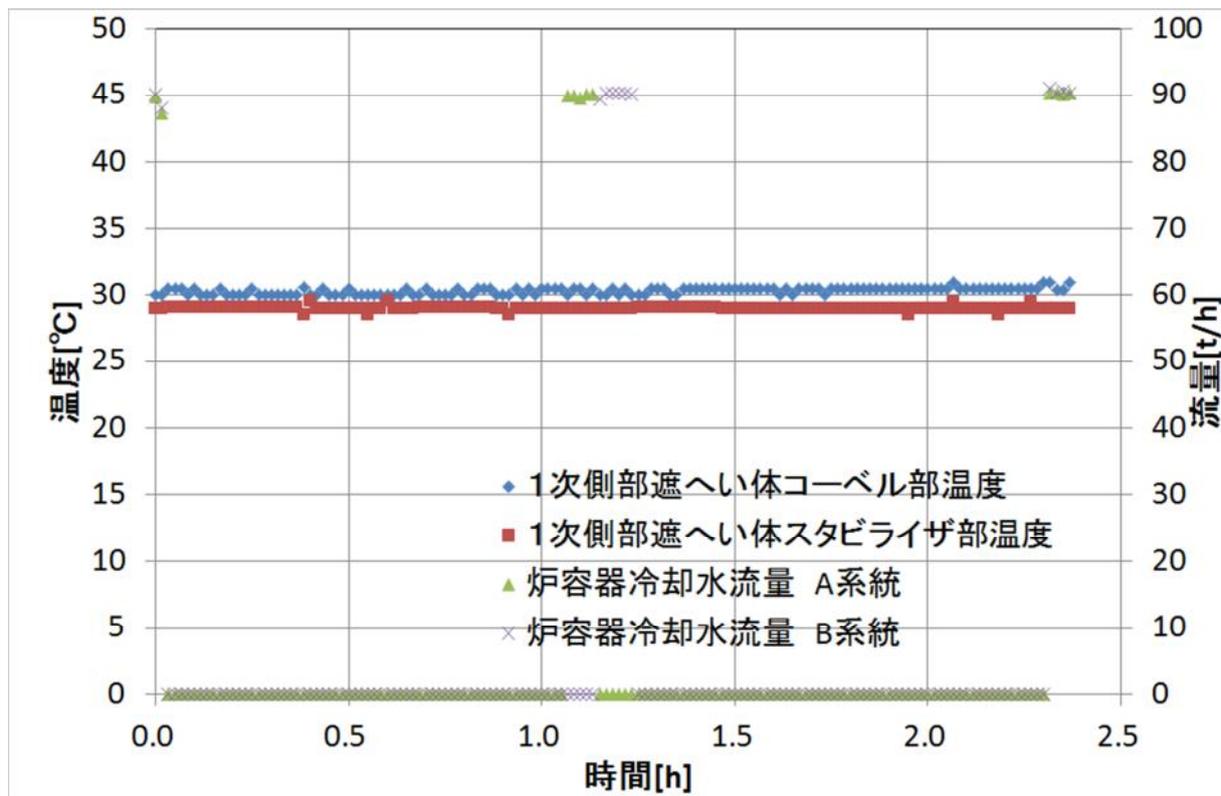


Fig. 4.18 循環ポンプ起動に伴う1次遮へい体温度への影響 (Case5)

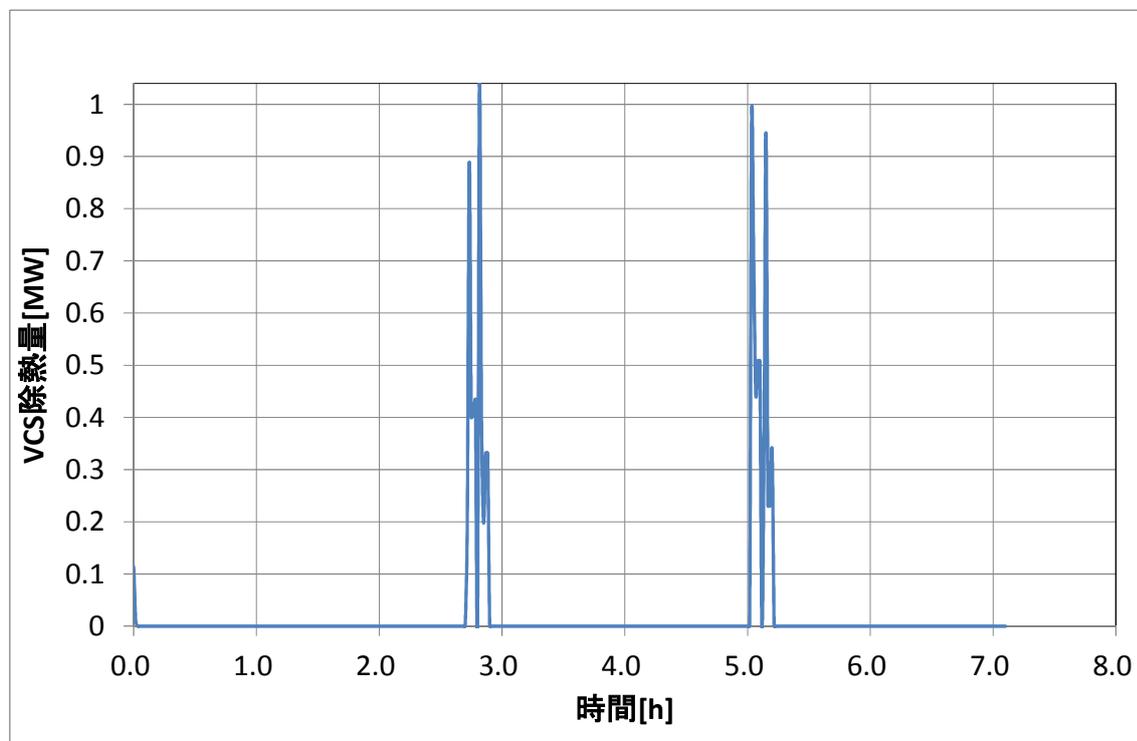


Fig. 4.19 循環ポンプ起動に伴う炉容器冷却設備除熱量の変化 (Case2)

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の間には100の差がある。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角速度	ラジアン毎秒	rad/s
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³
電表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²
誘電率	ファラド毎メートル	F/m
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

