



高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全性実証試験

－ 炉心冷却喪失コールド試験 －

Safety Demonstration Test Using the High Temperature Engineering
Test Reactor (HTTR)

－ Cold Test of the Loss of Forced Cooling －

篠原 正憲 柳 俊樹 枡尾 大輔 島崎 洋祐
野尻 直喜 大和田 博之 佐藤 直 佐川 浩
梅田 政幸

Masanori SHINOHARA, Shunki YANAGI, Daisuke TOCHIO, Yousuke SHIMAZAKI
Naoki NOJIRI, Hiroyuki OHWADA, Nao SATO, Hiroshi SAGAWA
and Masayuki UMEDA

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

December 2011

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, 2011

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験
－ 炉心冷却喪失コールド試験 －

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

篠原 正憲・柳 俊樹*・枋尾 大輔・島崎 洋祐・野尻 直喜・大和田 博之
佐藤 直・佐川 浩・梅田 政幸

(2011年10月4日受理)

原子力機構では、高温ガス炉技術の高度化の一環として、高温ガス炉固有の安全性を実証するために、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた安全性実証試験を計画・実施している。炉心冷却喪失コールド試験は、試験手順やプラント挙動を確認する目的で安全性実証試験前に実施した。

試験は、核熱を伴わない状態で段階的に実施し、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱のみにより、原子炉圧力容器温度を120℃程度に保持し、炉容器冷却設備の1系統又は2系統を停止させる試験（Phase1）、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機3台を停止させて炉容器冷却設備の1系統を停止させる試験（Phase2）を実施した。本試験により試験手順の確認を行うとともに、解析に必要なデータを得ることができ、2次元水平断面モデルによる温度解析は、実測値をほぼ再現することができた。

Safety Demonstration Test Using the High Temperature Engineering
Test Reactor (HTTR)
— Cold Test of the Loss of Forced Cooling —

Masanori SHINOHARA, Shunki YANAGI*, Daisuke TOCHIO, Yousuke SHIMAZAKI,
Naoki NOJIRI, Hiroyuki OHWADA, Nao SATO, Hiroshi SAGAWA and Masayuki UMEDA

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

(Received October 4,2011)

JAEA plans and performs the safety demonstration test using the HTTR to develop High Temperature Gas Reactor technologies. Cold test of the Loss of Forced Cooling was conducted prior to the safety demonstration test, to check test procedure and plant behavior.

Cold test consists of two phases, Phase1 and 2. Phase1 test stops one line or two lines of Vessel Cooling System (VCS) , which consists of two lines. Phase2 test stops all three gas circulators of primary coolant system and one line of VCS. Cold test could confirm test process, and obtain data necessary to analysis. It was clarified that two-dimensional horizontal sectional model reproduce the test result well.

Keywords: HTTR, Safety Demonstration Test, Cold Test, Loss of Forced Cooling

※Collaborating Engineer

目次

1. 緒言	1
2. HTTR の概要	2
3. 炉容器冷却設備の概要	3
4. 炉心冷却喪失コールド試験	4
4.1 試験目的	4
4.2 試験内容	4
4.3 計測項目	4
4.4 計測方法	4
4.5 Phase1 試験結果	5
4.6 Phase2 試験結果	6
5. 側部遮へい体温度解析	7
5.1 目的	7
5.2 解析モデル	7
5.3 解析条件	7
5.4 解析結果	8
6. 結言	10
謝辞	10
参考文献	10

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of HTTR	2
3. Outline of Vessel Cooling System	3
4. Cold Test Loss of Forced Cooling	4
4.1 Test purpose	4
4.2 Test contents	4
4.3 Measurement points	4
4.4 Measurement contents	4
4.5 Phase1 test results	5
4.6 Phase2 test results	6
5. Analysis of lateral shield temperature	7
5.1 Purpose	7
5.2 Analysis model	7
5.3 Analysis condition	7
5.4 Analysis results	8
6. Conclusion	10
Acknowledgement	10
References	10

This is a blank page.

1. 緒言

高温ガス炉（HTGR：High Temperature Gas-cooled Reactor）は、減速材として黒鉛、1次冷却材としてヘリウムガスを用いた熱中性子炉である。高温ガス炉の燃料は二酸化ウラン等の核燃料物質を多層のセラミックで被覆した被覆粒子燃料を、炉内構造物には黒鉛を使用していることから、耐熱性が高く、1000℃近い高温の冷却材を得ることが出来る。また燃料や炉内構造物の耐熱性が高いことから、炉心の出力密度を下げることにより、事故発生時の温度挙動が緩慢となり、1次冷却材が喪失するような事故（LOCA：Loss Of Coolant Accident, HTGRにおいては減圧事故と呼んでいる。）においても炉心溶融に至らないという原子炉の固有の安全性を向上させた設計が可能である。

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、高温ガス炉技術基盤の確立及び高度化を図ることを目的として、我が国で初めての高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature engineering Test Reactor）を建設し⁽¹⁾、2004年4月に原子炉出口冷却材温度950℃の運転を達成し⁽²⁾、2010年1月から3月にかけて高温連続運転を完遂し⁽³⁾、HTGRの基本特性を把握した。HTTRの主要諸元をTable 1に示す。

原子力機構では、HTTRを用いた安全性実証試験を計画・実行している。安全性実証試験は、異常状態を模擬した試験を実炉であるHTTRを用いて行うもので、本試験により高温ガス炉の固有の安全性を示すとともに、試験時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの予測精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を高度化することを目的としている。これまでに、異常な過渡変化を模擬した試験として、制御棒引抜き試験と1次冷却材流量部分喪失試験を行ってきた⁽⁴⁾。

今回の安全性実証試験は、さらに厳しい条件における高温ガス炉固有の安全性を実証するために、1次冷却材を循環させている1次加圧水冷却器ヘリウムガス循環機を停止させて原子炉の強制冷却を喪失させる試験（循環機3台停止試験）と強制冷却の喪失に加えて炉心残留熱除去設備である炉容器冷却設備（VCS：Vessel Cooling System）を停止させる試験（炉容器冷却設備停止試験）を計画している⁽⁵⁾。

このような事故を模擬した試験を安全・確実に行うために、安全性実証試験前に試験手順やプラント挙動の確認を行うとともに、必要なデータを取得、評価し、予測解析の精度を向上させる目的で、炉心冷却喪失コールド試験を実施した。

試験は、核熱を伴わない状態（コールド状態）で、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の入熱のみにより、原子炉圧力容器温度（RPV：Reactor Pressure Vessel）を120℃程度に保持し、炉容器冷却設備の1系統又は2系統を停止させる試験（Phase1）、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機3台を停止させ、さらに炉容器冷却設備の1系統を停止させる試験（Phase2）を実施した。

本報告書は、炉心冷却喪失コールド試験の結果を述べるとともに、試験結果の解析評価についてまとめたものである。

2. HTTR の概要

HTTR の原子炉本体構造図を Fig.2.1 に原子炉水平断面図を Fig.2.2 に示す。炉心は六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒ブロック、可動反射体ブロックから構成し、これらの炉心構成要素を円柱状に積み上げたものである。また、ブロックを積み上げた軸方向の 1 列をカラムと称し、炉心は合計 61 カラムからなり、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。各々の領域には、制御棒を挿入するための制御棒案内ブロックからなるカラムを設ける。燃料体 (A 型燃料体) は、Fig.2.3 に示すように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する。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。固定反射体ブロックは、積層ブロックからなる炉心の水平方向の変位を拘束して炉心を所定の位置に配置し、炉心拘束機構により、半径方向に締め付けられ、水平方向の変位を拘束される。高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持板、炉心支持格子、炉床部断熱層等は、炉心からの荷重を支持し、その荷重を原子炉圧力容器へ伝える。また、遮へい体は、上部遮へい体ブロック及び側部遮へい体ブロックからなり、主に熱中性子遮へい機能を有する。炉内構造物は、更に、原子炉内での流路の形成、炉心の流量配分、断熱等の機能を有する。

1 次冷却材は、RPV の底部に設けた 1 次ヘリウムノズルと二重管の内管との間の環状流路から RPV に入り、RPV の内壁に沿って上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、1 次冷却材は、炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、二重管の内管へ送られる。なお、二重管の内管は、1 次ヘリウムノズルを通過して高温プレナムまで配管されている。

HTTR の冷却設備系統図を Fig.2.4 に示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉スクラム時等の異常時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備 (ACS : Auxiliary Cooling System) 及び VCS から成る。主冷却設備は、1 次冷却設備として中間熱交換器 (IHX : Intermediate heat exchanger) と 1 次加圧水冷却器 (PPWC : Primary pressurized water cooler) の 2 種類の熱交換器を並列に配置し、原子炉で発生した熱を最終的に PPWC の加圧水空気冷却器により大気へ放散するものである。炉心で加熱された 1 次冷却材は、RPV に接続する二重管の内管を通過して PPWC あるいは IHX に送られ、加圧水あるいは 2 次冷却材であるヘリウムガスと熱交換して低温になり、各 1 次ヘリウム循環機で昇圧された後、二重管の内管と外管との間の環状部を通過して RPV に還流する。HTTR の運転方法には、PPWC で 20MW 及び IHX で 10MW の除熱を行う並列運転と、PPWC のみで 30MW の除熱を行う単独運転がある。安全性実証試験は単独運転モードで行う。

3. 炉容器冷却設備の概要

HTTR の VCS は Fig.3.1 に示すように上部、下部及び側部パネル、循環ポンプ、炉容器冷却水冷却器等から構成される。VCS は 2 系統 (A 系統及び B 系統) から構成され、減圧事故時等の補助冷却設備による原子炉の残留熱除去を行えない場合に独立した 1 系統でも炉心を冷却できるように設計されている。通常運転時に 1 次遮へい体温度を 65℃以下に抑えるように設計されている。VCS の主要諸元を Table 3.1 に示す。水冷管パネルは Fig.3.2 に示すように RPV を取り囲む 1 次遮へい体内面に設置され、上部パネル、側部パネル、下部パネル、除熱量調節パネル、炉室出入口扉パネルで構成されている。パネル上では A 系統と B 系統の水冷管が交互に配置され、さらに、側部パネル、下部パネル等については、2 系統の水冷管が互いにフィンで接続されている。

上部パネルは Fig.3.2 に示すように RPV 室内上部の 1 次上部遮へい体下面に設置されている。水冷管配置及びパネル内の水冷管を Fig.3.3 に示す。水冷管の厚さは 6mm 及び 3.2mm の鉄板に挟まれた構造となっている。

側部パネルは、RPV 室側部の 1 次側部遮へい体内面に設置されており、周方向に 12 枚のパネルから構成されている。EL19.05M～EL27.15M の範囲には熱反射板が 4 枚設置され、それ以外は熱反射板が 2 枚設置されている。熱反射板 4 枚部及び 2 枚部の水平断面図を Fig.3.4 に示す。熱反射板 4 枚部は 1 次側部遮へい体側から水冷管パネル、ステンレス鋼製の熱反射板 1 枚及び炭素鋼製の熱反射板 3 枚で構成され、熱反射板 2 枚部は 1 次側部遮へい体側から水冷管パネル、ステンレス鋼製の熱反射板 1 枚及び炭素鋼製の熱反射板 1 枚で構成されている。水冷管パネル 1 枚分の水冷管本数は 18 本 (A 系統 9 本、B 系統 9 本) である。水冷管パネル 1 枚あたりの除熱量調節パネルの水冷管本数は 8 本 (A 系統 4 本、B 系統 4 本) である。なお、除熱量調節パネルを使用しなくても、VCS 1 系統で安全上必要となる除熱量 (0.3MW 以上) を満足できるので、除熱量調節パネルの水冷管には通水していない。

下部パネルは、下部パネル (側部) と下部パネル (底部) とに分けられる。下部パネル (側部) は側部パネルと類似の構造を有し、12 枚のパネルから構成されている。下部パネル (底部) は Fig.3.5 に示すように、上部パネルと水冷管がフィンで結合されている以外は上部パネルと同様の構造となっている。

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は、手順の確認を行うとともに、得られた実測値を用いて解析結果を検証し、予測解析の精度向上を図るために行う。特に遮へい体コンクリート温度の解析精度を向上させることを目的としている。

4.2 試験内容

4.2.1 炉心冷却喪失コールド試験 Phase1

炉心冷却喪失コールド試験 (Phase1) は、2009年10月に実施した。本試験は、核熱を伴わない状態 (コールド状態) で、PPWC用ヘリウム循環機の入熱のみにより、RPV温度を120°C程度に保持し、VCSを1系統又は2系統停止させ、RPV表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失させる。この試験により、RPV、1次遮へい体及びVCSパネル表面等の過渡時の温度変化を計測する。

4.2.2 炉心冷却喪失コールド試験 Phase2

炉心冷却喪失コールド試験 (Phase2) は、2010年12月に実施した。本試験は、核熱を伴わない状態で、PPWC用ヘリウム循環機の入熱のみにより、RPV温度を120°C程度にし、1次ヘリウム循環機3台を停止させたのち、速やかに、VCSの1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させる。この試験により、安全性実証試験の手順確認と試験訓練を行うとともに、RPV、1次遮へい体及びVCSパネル表面等の過渡時の温度変化を計測する。また、プラント全体の変化挙動を観察する。

4.3 計測項目

4.3.1 炉心冷却喪失コールド試験 Phase1

計測項目は、下記の(1)~(3)である。データ計測点の一覧をそれぞれTable4.1~4.3に示す。また、RPV温度測定点及び、VCSパネル表面温度計測点をそれぞれFig.4.1~4.2に示す。

- (1)RPV温度
- (2)1次遮へい体コンクリート温度
- (3)VCSパネル表面温度

4.3.2 炉心冷却喪失コールド試験 Phase2

計測項目は、炉心冷却喪失コールド試験 Phase1 にプラントデータを追加した。追加したデータ計測点の一覧をTable4.4に示す。RPV温度測定点及び、VCSパネル表面温度計測点をそれぞれFig.4.1~4.2に示す。

4.4 計測方法

計測方法は、(1)、(2)及び追加データについては、プラント計算機を用いてデータを取得、(3)については仮設熱電対を使用し、計測ソフト (HP-VEE) とデジタルマルチメータを用いてデータを取得した。

4.5 Phase1 試験結果

4.5.1 炉容器冷却設備 1 系統停止試験

炉心冷却喪失コールド試験 Phase1 は、安全性実証試験と異なり、原子炉入口温度を約 120°C 一定にするために、1 次ヘリウム循環機 3 台の運転を継続した。この状態で VCS1 系統を停止したが、もう 1 系統が運転中であるので、この影響から、RPV 温度は試験期間を通してほぼ一定となった。試験時の RPV 温度を Fig.4.3 に示す。

VCS は、通常運転時に原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート製の 1 次遮へい体を冷却していることから、VCS1 系統停止により、試験中に 1 次遮へい体の温度が上昇する可能性が考えられる。1 次遮へい体温度は、試験開始から数時間一定であったが、4 時間後から 1 次上部遮へい体スタビライザ部温度及び、1 次上部遮へい体コンクリート温度が上昇し、試験終了時(約 6 時間後)には、1 次側部遮へい体胴部温度も上昇した。試験時の 1 次遮へい体の温度を Fig.4.4 に示す。試験終了時には、試験開始前と比べて、1 次上部遮へい体スタビライザ部温度は 0.4°C 上昇、1 次上部遮へい体コンクリート温度は 0.5°C 上昇及び、1 次側部遮へい体胴部温度は 0.4°C の上昇であった。

仮設熱電対による VCS パネル表面温度測定結果を Fig.4.5 に示す。図より、試験開始前と試験終了時で VCS パネル上部表面の温度変化がもっとも大きく VCSX18 で 2.6°C 上昇した。次に温度変化が大きかったのは、VCS パネル下部表面 VCSX16 と VCSX17 でそれぞれ 1.2°C 及び 1.3°C 上昇した。その他の VCS パネル側部表面の温度上昇は、0.8°C であった。

4.5.2 炉容器冷却設備 2 系統停止試験

試験時の RPV 温度を Fig.4.6 に示す。VCS1 系統停止試験と同様に原子炉入口温度を約 120°C で、VCS2 系統停止したことにより、RPV スカート部温度が 7°C 上昇し、RPV 上鏡温度は 2~3°C 上昇した。

試験時の 1 次遮へい体の温度を Fig.4.7 に示す。1 次遮へい体温度は、VCS 1 系統とは異なり、試験開始から上昇を始め、試験終了時(約 5 時間 30 分後)には、試験開始前と比べて、1 次上部遮へい体スタビライザ部温度は 2°C 上昇、1 次上部遮へい体コンクリート温度は 3°C 上昇及び、1 次側部遮へい体胴部温度は 3°C の上昇であった。また RPV 台座コンクリート局部温度は、VCS1 系統停止及び、2 系統停止においても温度変化はなかった。

試験時の VCS パネル表面温度を Fig.4.8 に示す。仮設熱電対による VCS パネル表面温度測定では、VCS1 系統停止試験と同様に VCS パネル上部表面の温度変化が最大であり、VCSX18 で 13.1°C 上昇した。次に温度変化が大きかったのは、VCS パネル下部表面 VCSX16 と VCSX17 でそれぞれ 9.7°C 及び 11.4°C 上昇した。その他の VCS パネル側部表面の温度上昇は、約 7°C であった。

また、VCS2 系統停止試験は、試験開始から 5 時間 30 分で、炉容器冷却水 A (B) 上部パネル出口温度高が発報したため、試験を中断した。

4.6 Phase2 試験結果

4.6.1 循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備 1 系統停止試験

炉心冷却喪失コールド試験 Phase2 は、安全性実証試験を模擬するために、原子炉入口温度を約 120°C 一定としたのちに、1 次ヘリウム循環機 3 台を停止させ、速やかに、VCS の 1 系統を停止させた。試験時の RPV 温度を Fig.4.9 に示す。1 次ヘリウム循環機からの入熱がなくなったこと、VCS1 系統を停止したが、もう 1 系統が運転中であるので、これらの影響から、RPV 温度は試験期間を通して下降傾向となった。

Phase1 の VCS1 系統停止試験と同様に、試験中に 1 次遮へい体の温度がわずかに上昇した。試験時の 1 次遮へい体温度を Fig.4.10 に示す。1 次遮へい体コンクリート温度で約 1°C、その他の 1 次遮へい体温度上昇は、0~0.5°C とほぼ横ばいであった。

試験時の VCS パネル表面温度を Fig.4.11 に示す。仮設熱電対による VCS パネル表面温度測定では、試験開始前と試験終了時で VCS パネル上部表面の温度変化が最大であり、VCSX18 で 2.5°C 上昇した。他の計測点の値は、下降もしくは変化がないことを確認した。

試験開始と試験終了の炉容器冷却水出口温度を Table4.5 に示す。最も温度上昇の高かった計測点は、炉容器冷却水 A 側部パネル出口温度であり、試験期間中に約 9°C 上昇した。試験時の炉容器冷却水 A 側部パネル出口温度を Fig.4.12 に示す。ここで比較のために、炉心冷却喪失コールド試験 Phase1 の炉容器冷却水出口温度を Table4.6 に示す。試験開始から 2 時間後の炉容器冷却水パネル出口温度は、炉心冷却喪失コールド試験 Phase2 と同様に側部パネル出口温度が上昇したが、約 3°C の上昇であった。また、試験終了時には、側部パネル出口温度は飽和し、上部パネル出口温度のほうが上昇した経緯がある。Phase1 試験時の炉容器冷却水 A 側部パネル出口温度を Fig.4.13 に示す。Phase2 と Phase1 を比較して、Phase2 は、圧力容器温度が約 10°C 高いことが、炉容器冷却水パネル出口温度の上昇に繋がったと推測される。

5. 側部遮へい体温度解析

5.1 目的

炉心冷却喪失コールド試験から得られた実測値を用いて解析モデルを検証し、VCS熱反射板表面温度及び1次遮へい体温度、水冷管パネル表面温度の解析精度向上を図ることを目的とする。

5.2 解析モデル

解析は、有限要素法解析コードANSYS12^⑥)を使用した2次元軸対称R-Zモデル（以下、軸対称モデル）と2次元水平断面X-Yモデル（以下、水平断面モデル）の2つを使用する。軸対称モデル概略をFig. 5.1、水平断面モデル概略をFig. 5.2、解析に使用した物性値をTable 5.1及びTable 5.2に示す。

5.3 解析条件

5.3.1 コールド試験 Phase1 (VCS2系統停止)

軸対称モデル及び水平断面モデルにおける境界条件とメッシュ分割図を各々Fig. 5.3とFig. 5.4に示す。熱的境界条件は以下のとおり。

(1) 軸対称モデル

- ①RPV内壁温度を112.3℃(コールド試験(Phase1)開始時の実測値)に温度拘束する。
- ②1次側部遮へい体外壁の熱伝達係数を3.0 W/m²℃とし、雰囲気温度を25.6℃とする。
- ③SP(スタンドパイプ)内壁の熱伝達係数を10.0 W/m²℃、雰囲気温度を26.0℃とする。
- ④RPV-熱反射板間の熱放射率を0.8とする。
- ⑤VCS内部の熱放射率を0.8とする。

(2) 水平断面モデル

- ①RPV内壁温度を112.3℃(コールド試験(Phase1)開始時の実測値)に温度拘束する。
- ②1次側部遮へい体外壁の熱伝達係数を3.0 W/m²℃とし、雰囲気温度を25.6℃とする。
- ③RPV-熱反射板間の熱放射率を0.8とする。
- ④VCS内部の熱放射率を1.0とする。
- ⑤水冷管パネル-1次側部遮へい体間の熱放射率を0.95とする。

5.3.2 コールド試験 Phase2 (VCS1系統停止)

軸対称モデルではVCSの1系統停止を模擬できないため、水平断面モデルのみを使用して解析した。熱的境界条件を以下に示す。

- ①RPV内壁温度を初期値122.8℃(コールド試験(Phase2)開始時の実測値)に設定し、循環機停止後、10分毎に実測値を入力する。
- ②1次側部遮へい体外壁の熱伝達係数を3.0 W/m²℃とし、雰囲気温度を25.6℃とする。
- ③RPV-熱反射板間の熱放射率を0.8とする。
- ④VCS内部の熱放射率を1.0とする。
- ⑤炉容器冷却水側部パネル出口温度は、A系を初期値25.8℃、B系を初期値28.2℃とする。VCS1系統(A系)停止後、A系の温度設定を解除し、B系は10分毎に実測値と同値に変更する。

5.4 解析結果

5.4.1 Phase1解析結果

1次側部遮へい体温度の解析値と実測値の比較をFig. 5.5に示す。測定点は胴部の熱電対(14A118)が対象となる。軸対称モデルと水平断面モデルともに実測値とほぼ等しい結果であることがグラフより確認できる。

VCS熱反射板表面温度の解析値と実測値の比較をFig. 5.6に示す。測定点は胴部の熱電対(VCSX14)が対象となる。軸対称モデルの解析結果は、初期温度が実測値よりも9℃高く、温度上昇率は実測値よりもかなり小さい。水平断面モデルの解析結果は、初期値、温度上昇率ともに実測値に近く、VCS停止6時間後の値もほぼ等しくなっている。VCS熱反射板表面の温度の高低は主に以下の4つの要因によって決まる。

- ①RPV側からの放射や自然対流による入熱量
- ②VCS冷却部温度拘束点の設定温度
- ③VCS部の熱抵抗
- ④自然対流による入熱又は除熱の効果

どちらのモデルについても、モデル化していないパネルサポートによる熱伝導と自然対流による効果を考慮し、対処として熱反射板の枚数を4枚から2枚に減らして熱抵抗を下げる設定にしている。一方、水冷管パネルと1次側部遮へい体コンクリート間の熱抵抗が小さい軸対称モデルでは、VCS熱反射板の温度上昇率は低くなる。

水冷管パネル表面温度の解析値と実測値との比較をFig. 5.7に示す。軸対称モデルは水を簡略化して1つの物質として作成しており、また、水冷管パネルと側部遮へい体コンクリートを接触させているため、水冷管パネル温度の解析値は側部遮へい体コンクリート温度の解析値とほぼ同じ値となり、実測値と大きく異なる。

水平断面モデルによる水冷管パネル表面温度の解析結果は、初期値は25.1℃と炉容器冷却設備B出口温度の実測値とほぼ等しく、また、VCS停止6時間後では約51.4℃となり、実測値との温度差は約0.2℃とほぼ等しくなった。

実測値は約1時間後あたりから上昇曲線を描き始めるのに対し、解析値は最初の温度上昇率が最も高く、時間の経過とともに上昇曲線の傾斜が緩やかになっている。この違いは、実際の冷却水の温度測定点(熱電対)が、水冷管パネルと離れた位置にあることによる。仮説では炉容器冷却設備の2系統停止後にわずかであるが水冷管内にてピストン効果又は自然対流による水の移動が発生し、水冷管内での加熱と1次遮へい体コンクリートへの放熱により冷却水温度が決められ、その冷却水が温度測定点に達するまでに時間がかかっていること等が考えられる。VCS停止時の水冷管の温度を正確に計測するためには、水冷管に直接熱電対を設置する必要があるが、現時点で考えると、曲線の形状に違いはあるが、どちらも冷却水温度が約51℃まで上昇することから、実験結果を再現できていると判断できる。

5.4.2 Phase2解析結果

軸対称モデルは形状上、VCSの1系統停止を模擬することができないため、水平断面モデルのみの解析結果となる。

1次側部遮へい体温度の解析値と実測値との比較をFig. 5.8に示す。測定点は胴部の熱電対(14A118)を対象とする。解析値の初期温度は実測値と比較して約0.1℃高く、試験終了時には、約0.3℃実測値が高くなっている。

VCS熱反射板表面温度の解析値と実測値との比較をFig. 5.9に示す。測定点は胴部の熱電対(VCSX14)を対象とする。解析値の初期温度は実測値と比較して約0.3℃高く、試験終了時には、約0.1℃解析値が高くなっている。この結果、熱反射板についても、解析値と実測値の差が最大で0.3℃である。

A系側部冷却水温度の解析値と実測値との比較をFig. 5.10に示す。実測値は20分後あたりから上昇曲線を描き始めるのに対し、解析値は最初の温度上昇率が最も高く、時間の経過とともに上昇曲線の傾斜が緩やかになっている。この違いはPhase1の解析結果と同じ理由で、実際の熱電対が炉室から離れた位置にあることによる。グラフでは試験終了時に飽和値がほぼ同じになっているが、冷却水の温度が約35℃で一定となることを示している。曲線の形状に違いはあるが、どちらも冷却水温度が約35℃まで上昇することから、実験結果を再現できていると判断できる。

6. 結言

炉心冷却喪失コールド試験から得られた結果をまとめると以下のとおり

- (1) 炉心冷却喪失コールド試験の実施により、試験手順を確認するとともに、解析に必要なデータを取得できた。
- (2) Phase1で実施した炉心冷却喪失コールド試験(2系統停止)により、VCS上部パネル出口温度の上昇率が高く、炉容器冷却設備停止試験(2系統停止)の試験時間が制限される可能性があることを明らかにした。
- (3) 軸対称モデルより水平断面モデルの方が試験結果を再現できることがわかった。軸対称モデルの解析結果では、熱反射板表面温度において、実測値と異なる結果となった。これは軸対称モデルの水冷管と1次側部遮へい体が接していることによる。
- (4) 水平断面モデルによる1次側部遮へい体温度、熱反射板表面温度の解析結果は、実測値とほぼ等しいことが確認できた。また、水冷管パネル表面温度の解析結果は、側部冷却水温度の実測値を再現できることが確認できた。

謝辞

本試験を行うに当たり、原子炉の運転を担当した HTTR 運転管理課の運転班の各位及び測定作業に協力をいただいた HTTR 技術課の試験班の各位に深く感謝致します。

また本報をまとめるに当たり有益な助言をいただいた高温工学試験研究炉部 伊与久達夫研究主席に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所, “日本原子力研究所 大洗研究所 設置変更許可申請書 (完本) [別冊 3 HTTR]” ,(2001)
- (2) 高松邦吉 他, “高温工学試験研究炉の出力上昇試験 (高温試験運転) - 試験方法及び結果の概要 -” , JAERI-Tech 2004-063,(2004)
- (3) Masanori Shinohara, et al., “LONG-TERM HIGH-TEMPERATURE OPERATION IN THE HTTR (1)OUTLINE AND MAIN TEST RESULTS” ,HTR2010, プラハ,Oct.18-20,2010
- (4) (編)高温工学試験研究炉部, “HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2006年度)” ,JAEA-Review 2008-018,(2008)
- (5) 中川繁昭 他, “高温工学試験研究炉 (HTTR) における強制冷却喪失試験の検討 (受託研究)” , JAEA-Tech 2007-056,(2007)
- (6) 理工学社, “ANSYS 工学解析入門 CAD/CAE 研究会 編” , (2001)

Table 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°C
原子炉出口冷却材温度	850°C (定格運転時) 950°C (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)

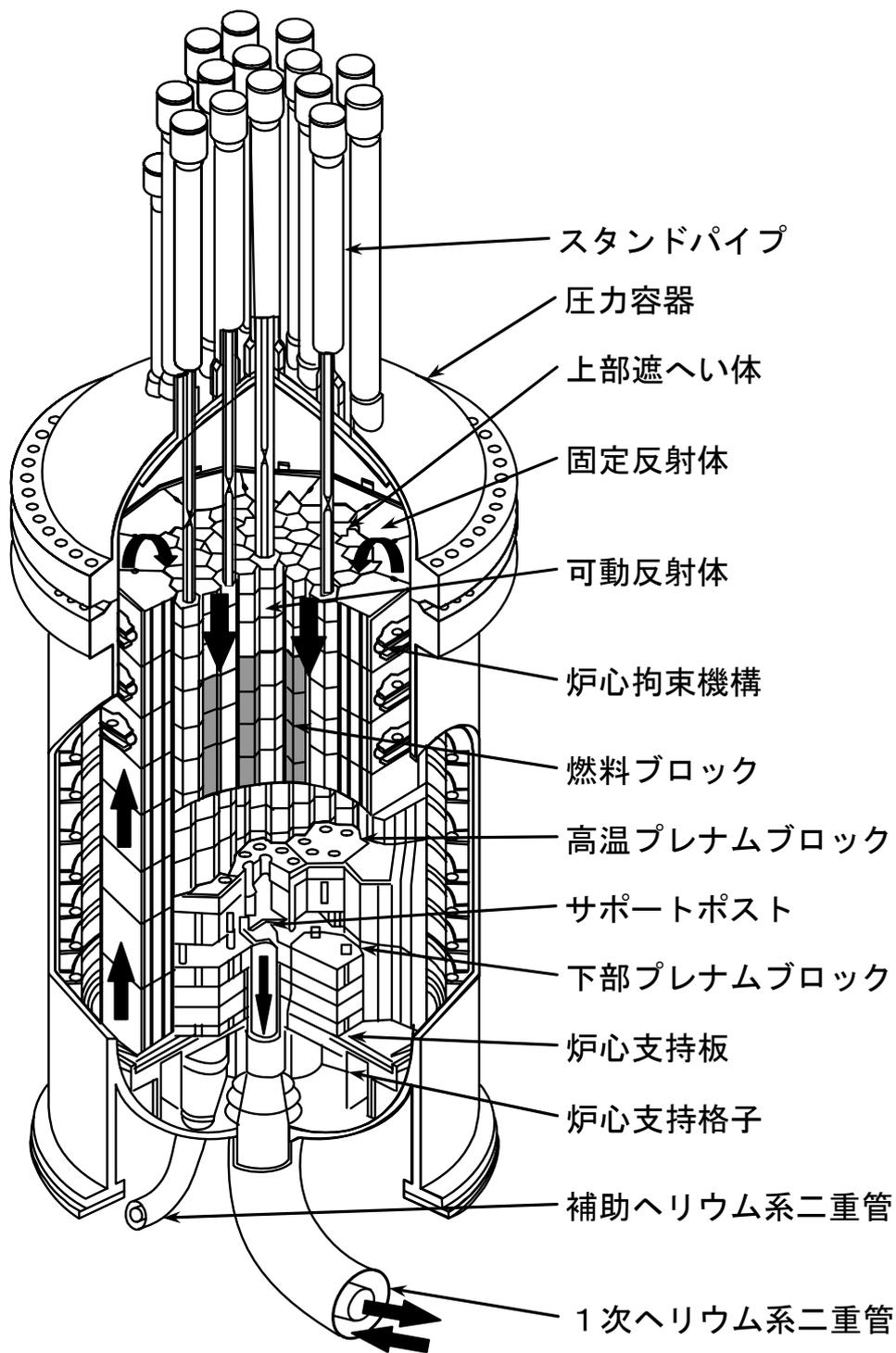


Fig.2.1 原子炉本体構造図

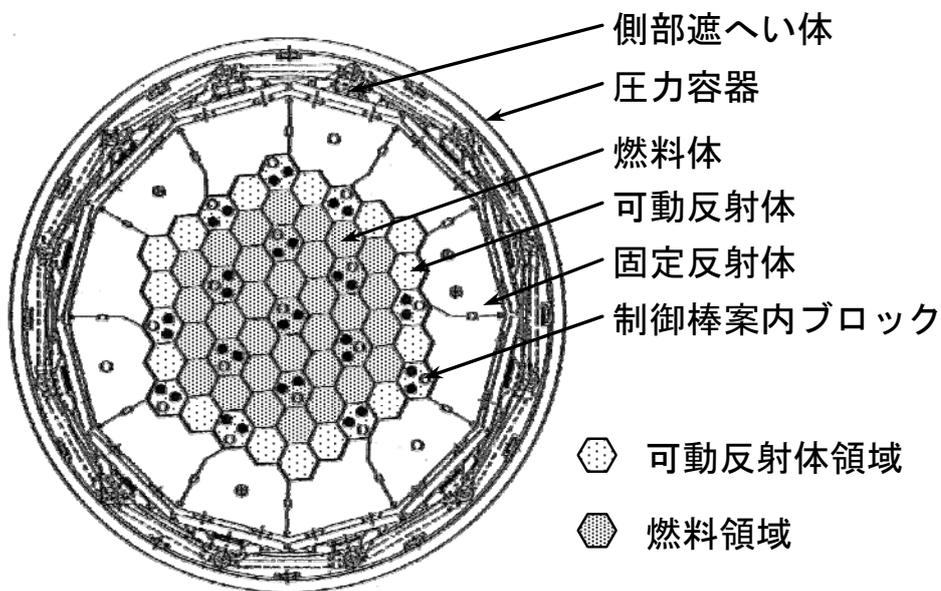


Fig.2.2 原子炉水平断面図

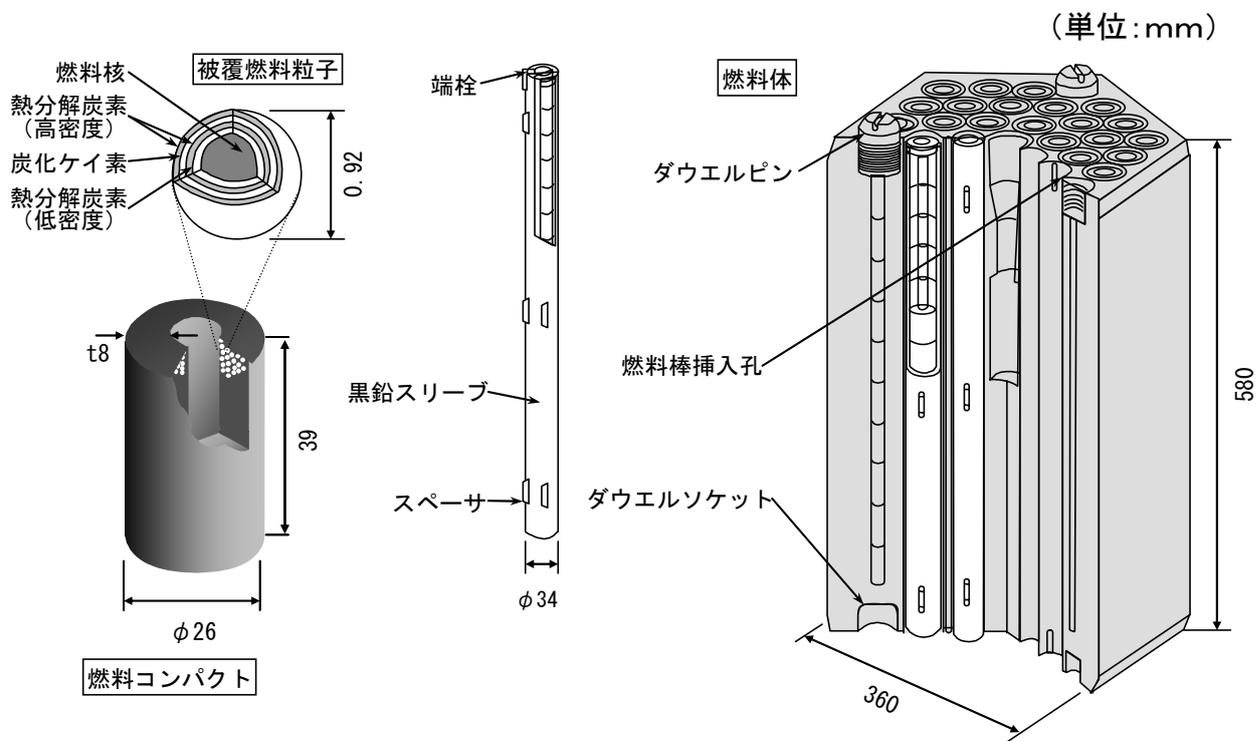
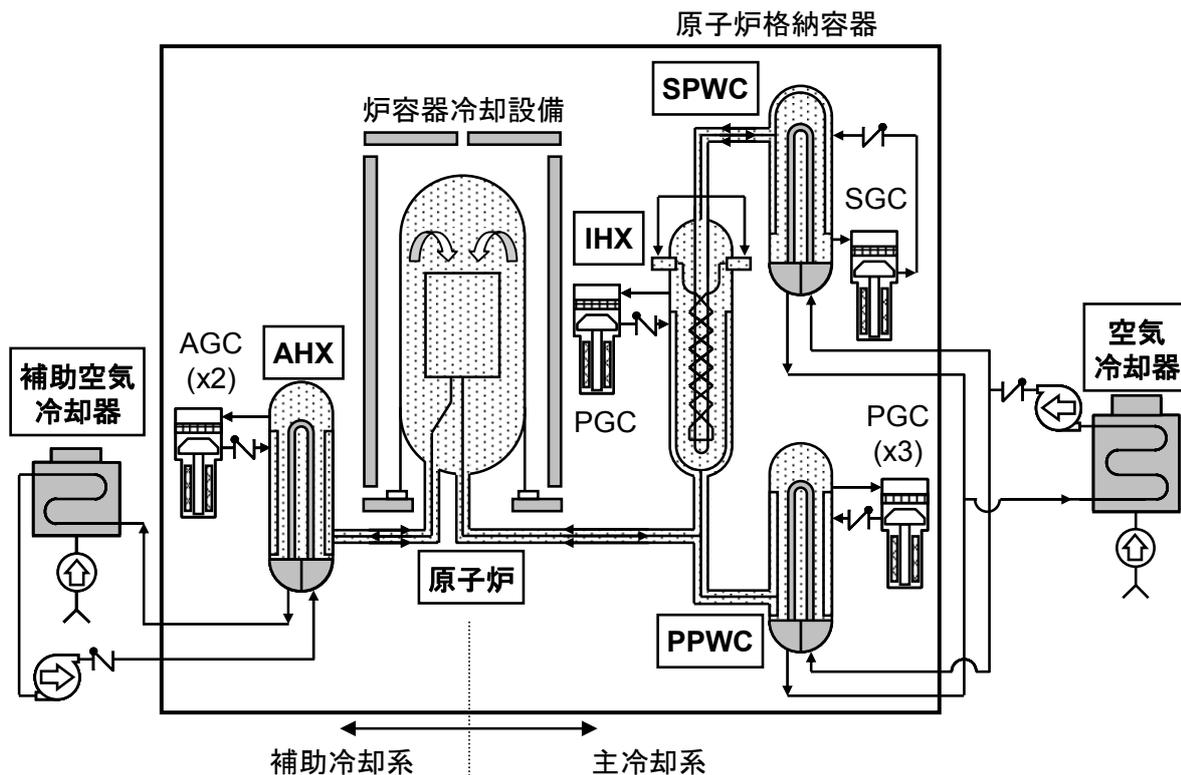


Fig.2.3 HTTR 燃料体



- | | |
|-----------------|-------------------|
| 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 : 補助ヘリウムガス循環機 |
| IHX : 中間熱交換器 | |

Fig.2.4 HTTR の冷却設備系統図

Table 3.1 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	0.98MPa
最高使用温度	90℃
最低使用温度	10℃
冷却水流量	
炉容器冷却水	86t/h
補機冷却水	86t/h(炉容器冷却水冷却器 2 次側流量)
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*

*現在、使用(通水)していない。

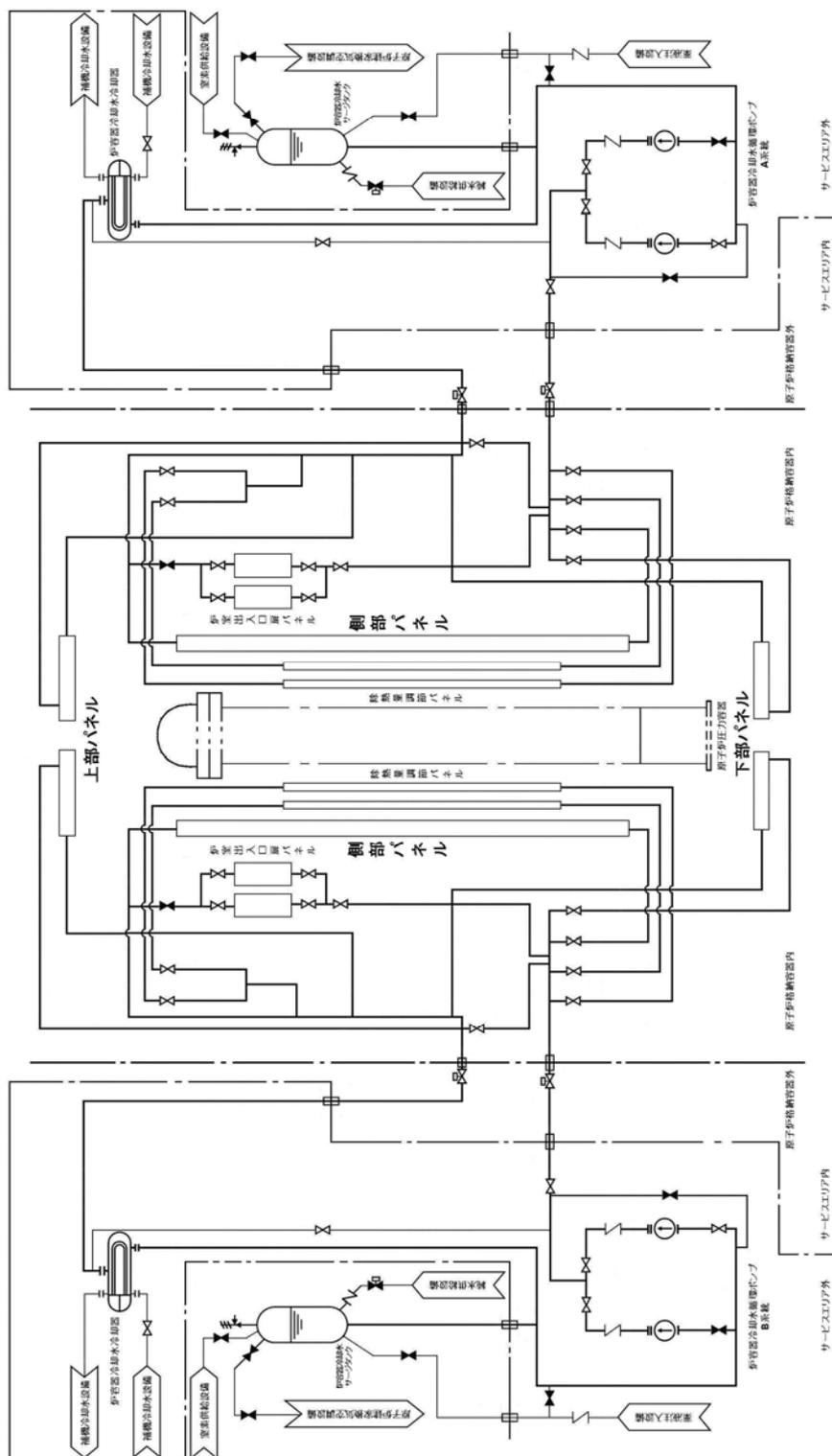


Fig.3.1 炉容器冷却設備系統図

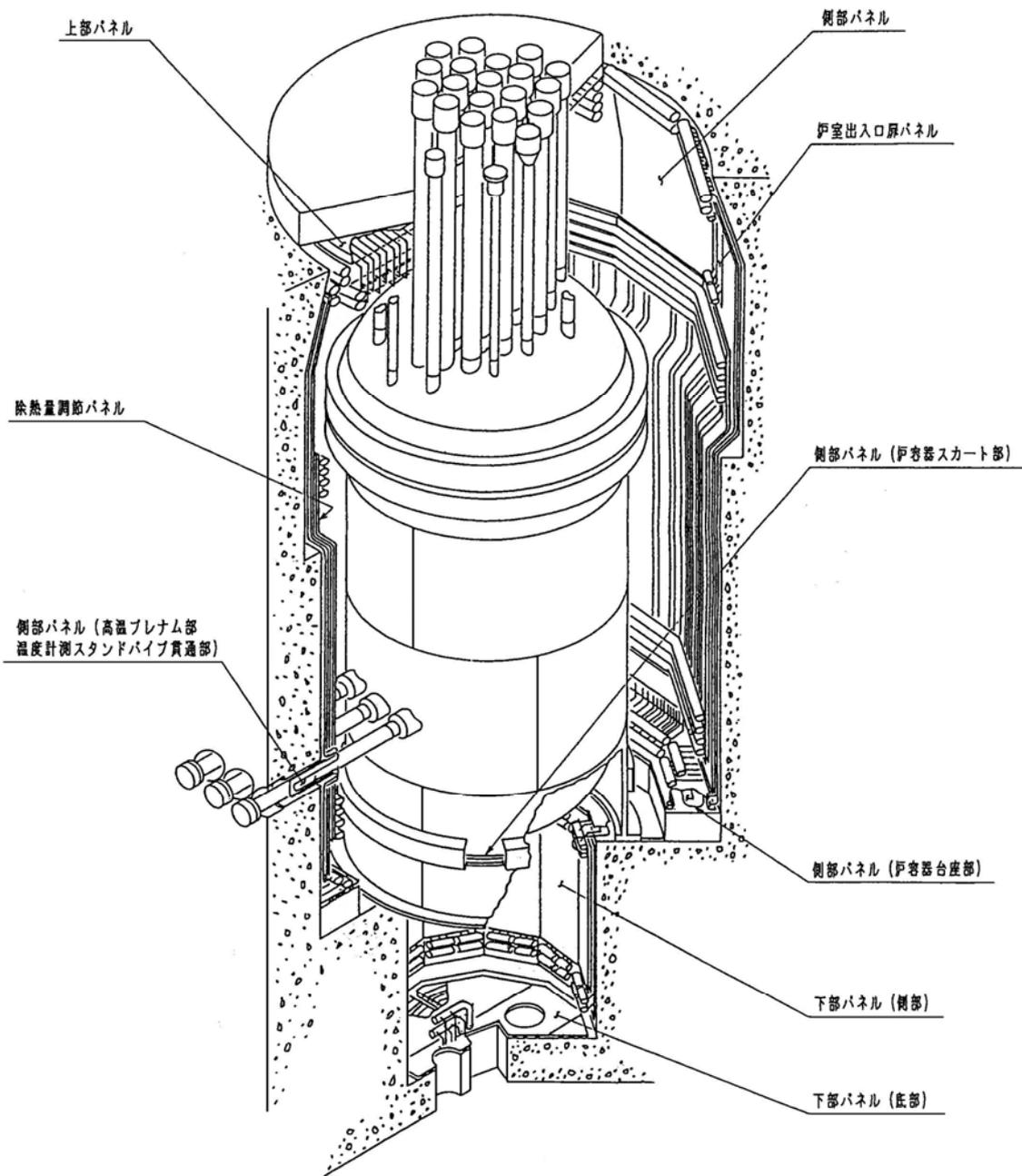


Fig.3.2 炉容器冷却設備の鳥瞰図

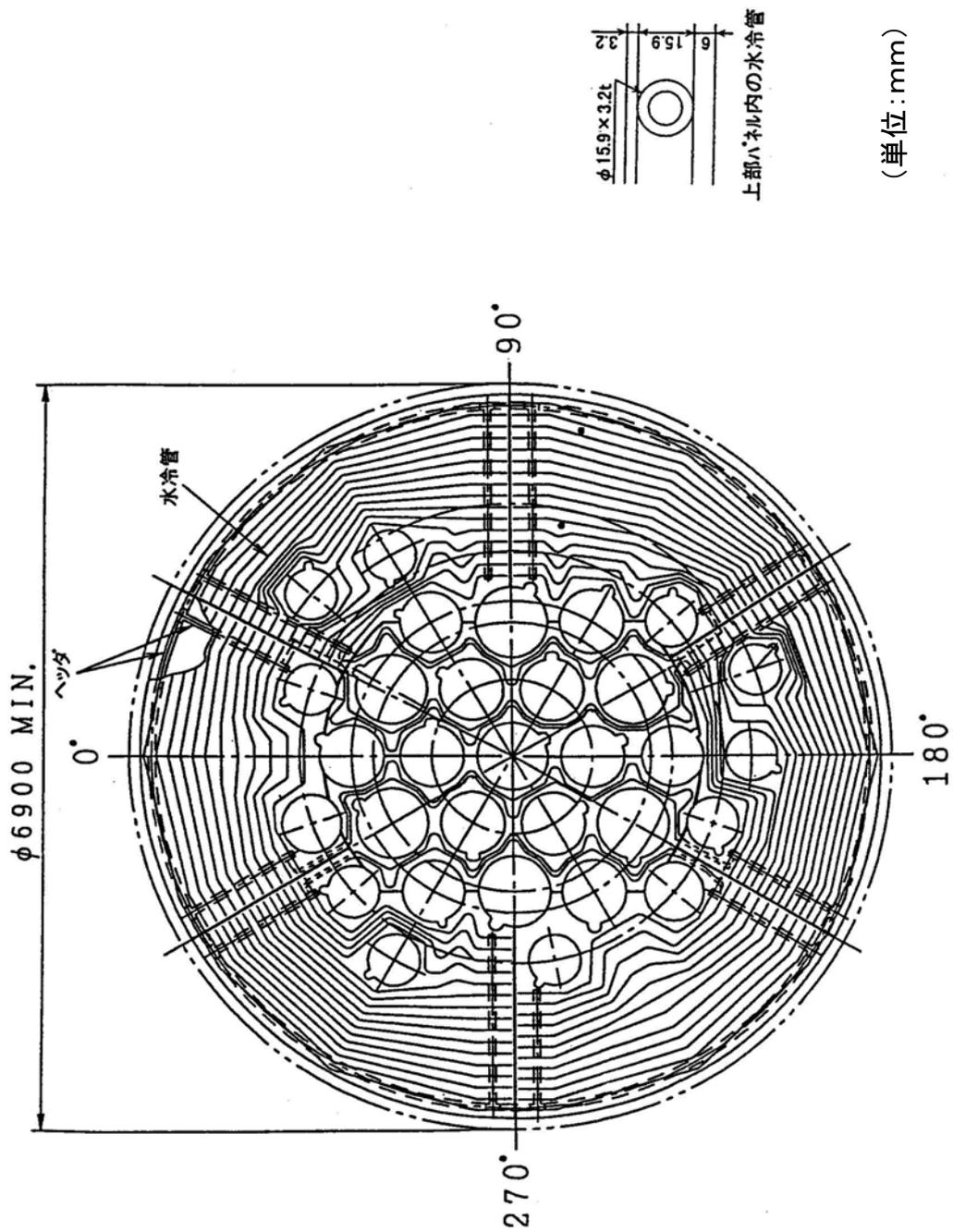


Fig.3.3 上部パネル水冷管配置図

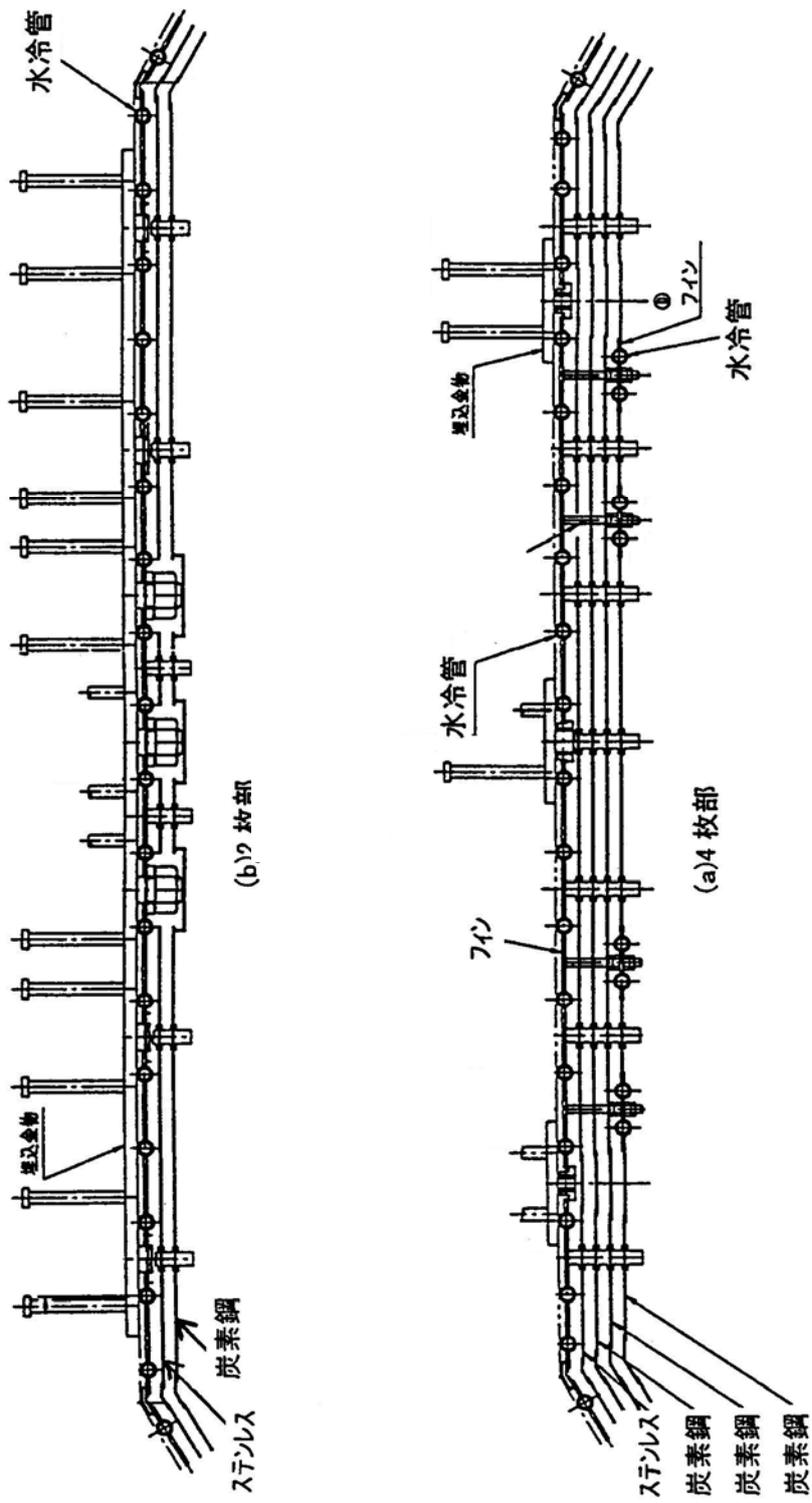


Fig.3.4 側部パネルの水平断面図

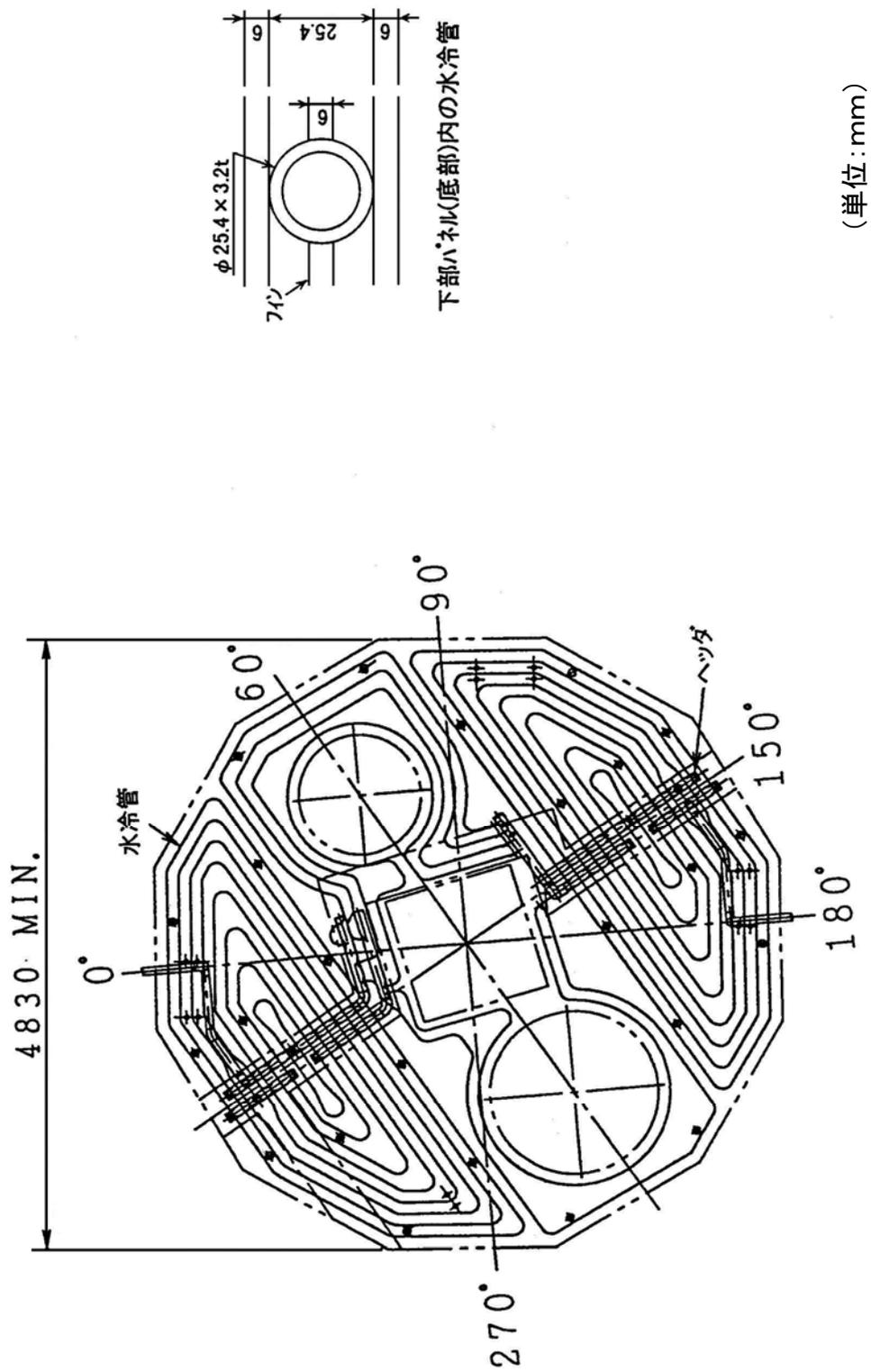


Fig.3.5 下部パネル（底部）水冷管配置図

Table4.1 データ計測点の一覧(1) (原子炉圧力容器温度)

計測点名称	レンジ (°C)	PID 番号	EL (m)	角度 (°)
原子炉圧力容器 上鏡温度 1-A	0-600	13A000	29.6	330
原子炉圧力容器 上鏡温度 2	0-600	13A002	29.4	285
原子炉圧力容器 上鏡(フランジ)温度	0-600	13A003	28.0	274
原子炉圧力容器 スタッドボルト温度 1	0-600	13A004	27.7	273
原子炉圧力容器 胴(フランジ)温度	0-600	13A006	27.0	274
原子炉圧力容器 胴(円筒)温度 1	0-600	13A007	25.9	274
原子炉圧力容器 胴(円筒)温度 2	0-600	13A008	23.6	274
原子炉圧力容器 胴(円筒)温度 4	0-600	13A010	22.7	274
原子炉圧力容器 胴(下鏡)温度 1	0-600	13A011	19.2	274
原子炉圧力容器 胴(下鏡)温度 2	0-600	13A012	18.5	274
原子炉圧力容器 スカート温度 1	0-600	13A015	17.0	274
原子炉圧力容器 スカート温度 2	0-600	13A016	17.0	274

Table4.2 データ計測点の一覧(2) (1次遮へい体コンクリート温度)

計測点名称	レンジ (°C)	PID 番号	EL (m)	角度 (°)
1次側部しゃへい体 コーベル部温度	0-100	14A114	30.2	304
1次上部しゃへい体 スタビライザ部温度 2	0-100	14A116	25.0	331
1次側部しゃへい体 胴部温度 2	0-100	14A118	23.0	281
原子炉圧力容器台座 コンクリート局部温度 2	0-100	14A121	16.6	235
1次上部しゃへい体 コンクリート温度 B	0-100	14A149	31.9	120

Table4.3 データ計測点の一覧(3) (VCS パネル表面温度)

計測点番号	測定位置	EL(m)	角度(°)
VCSX01	VCS パネル表面	26.5	270
VCSX02	VCS パネル表面	25.9	270
VCSX03	VCS パネル表面	24.5	270
VCSX04	VCS パネル表面	23.6	0
VCSX05	VCS パネル表面	23.6	60
VCSX06	VCS パネル表面	23.6	90
VCSX07	VCS パネル表面	23.6	150
VCSX08	VCS パネル表面	23.6	180
VCSX09	VCS パネル表面	23.6	215
VCSX10	VCS パネル表面	23.6	270
VCSX11	VCS パネル表面	23.6	330
VCSX14	VCS パネル表面	22.7	270
VCSX15	VCS パネル表面	21.5	270
VCSX16	VCS パネル表面	20.5	270
VCSX17	VCS パネル表面	19.9	270
VCSX18	VCS パネル表面	29.1	270

Table4.4 Phase2 追加データ計測点の一覧

計測点番号	測定位置	EL(m)	角度(°)
RPVX01	RPV 表面	溶接線下側近傍	270
RPVX02	RPV 表面	23.6	270
RPVX03	RPV 表面	23.6	0
RPVX04	RPV 表面	23.6	90
RPVX05	RPV 表面	23.6	150
RPVX06	RPV 表面	23.6	180
RPVX07	RPV 表面	23.6	215
RPVX08	RPV 表面	23.6	330
RPVX09	RPV 表面	22.7	270
RPVX10	RPV 表面	20.4	270

Table4.5 Phase2 炉容器冷却水出口温度

	試験開始	試験終了
炉容器冷却水 A 上部パネル出口温度	26.3℃	30.7℃
炉容器冷却水 A 下部パネル出口温度	26.1℃	27.0℃
炉容器冷却水 A 側部パネル出口温度	25.7℃	35.1℃

Table4.6 Phase1 炉容器冷却水出口温度

	試験開始	約 2 時間後
炉容器冷却水 A 上部パネル出口温度	26.0℃	27.2℃
炉容器冷却水 A 下部パネル出口温度	25.4℃	26.0℃
炉容器冷却水 A 側部パネル出口温度	25.4℃	28.3℃

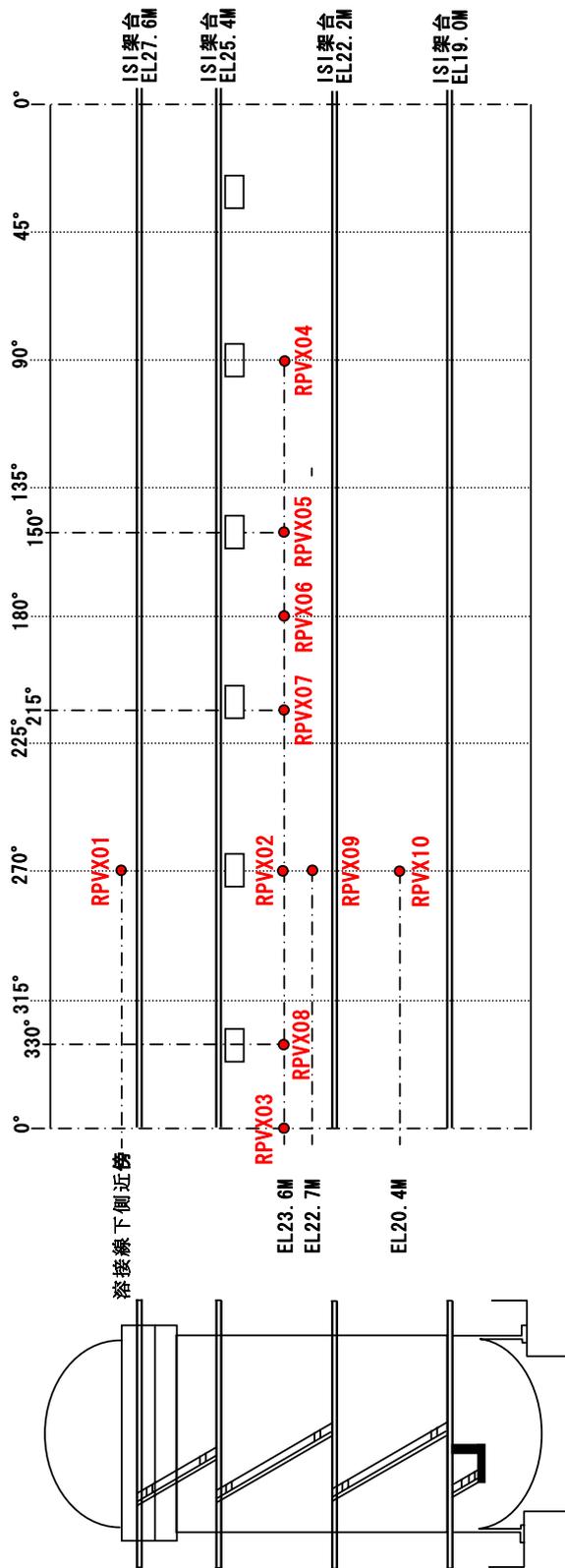


Fig.4.1 RPV 温度（仮設熱電対）取付位置

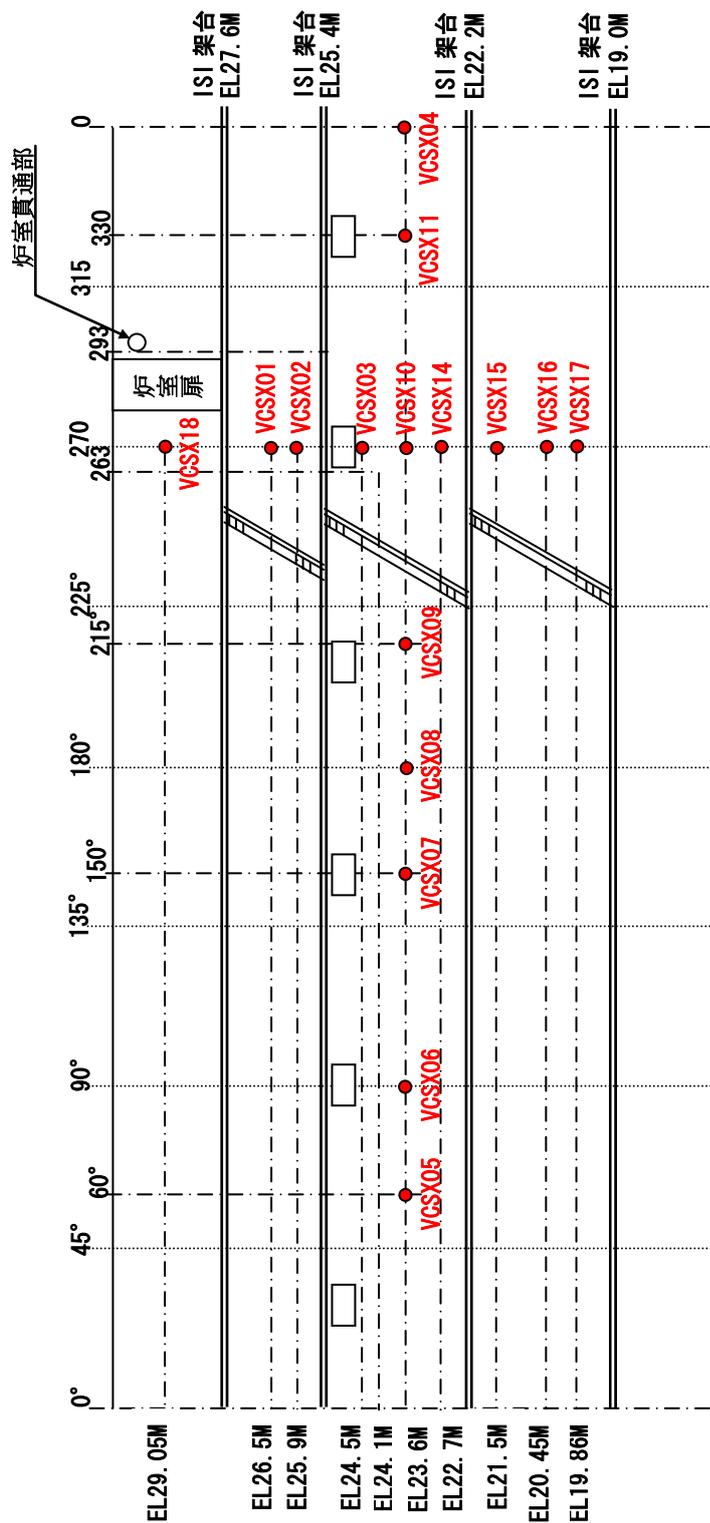


Fig.4.2 VCS パネル表面温度（仮設熱電対）取付位置

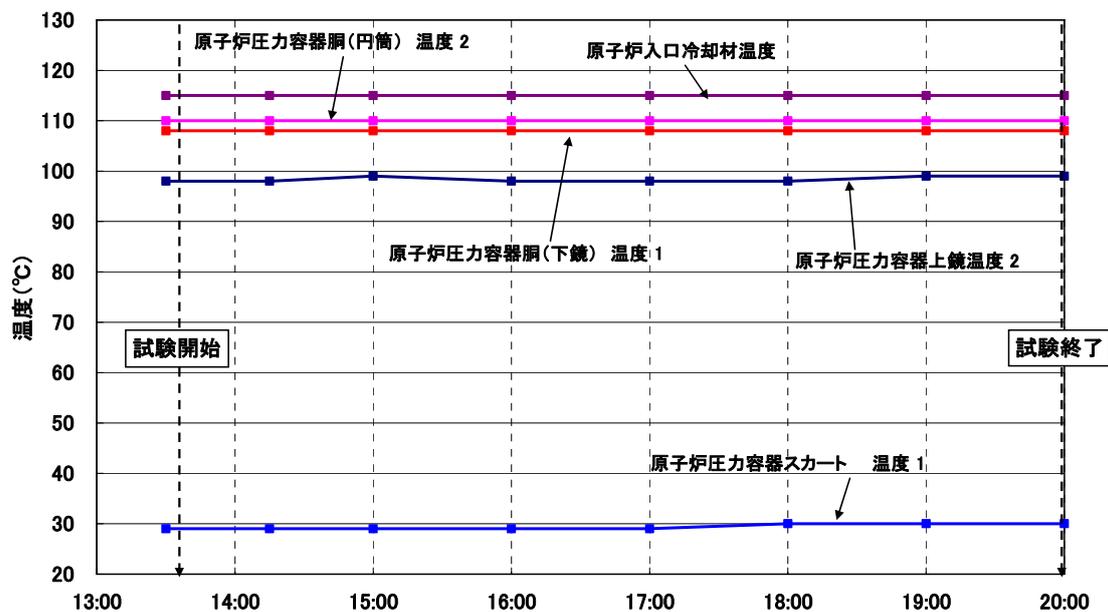


Fig.4.3 Phase1(VCS 1 系統停止)時の RPV 温度

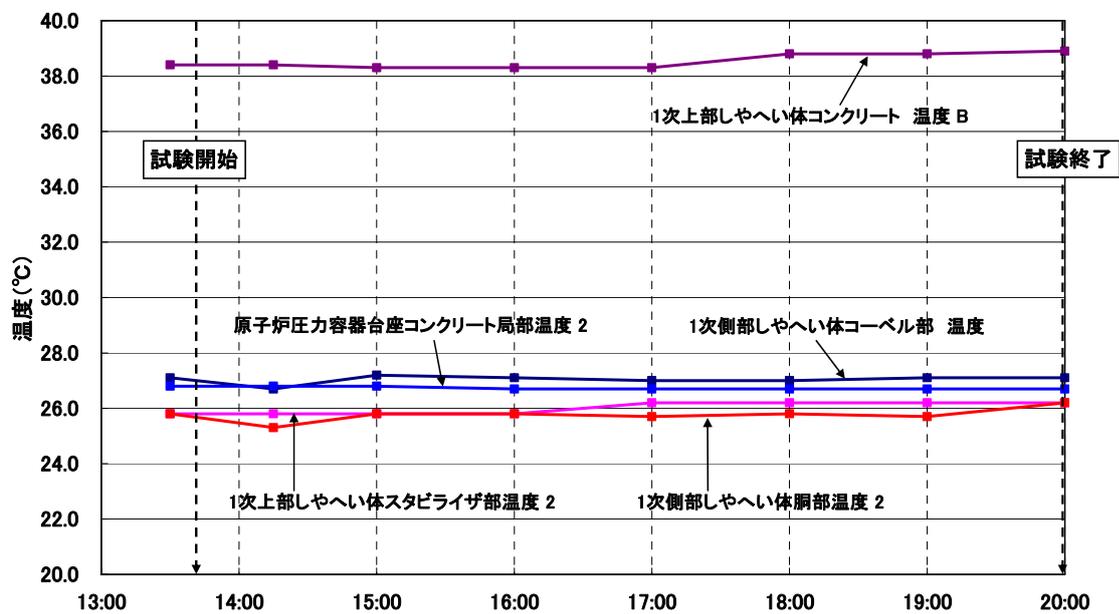


Fig.4.4 Phase1(VCS 1 系統停止)時の 1 次遮へい体の温度

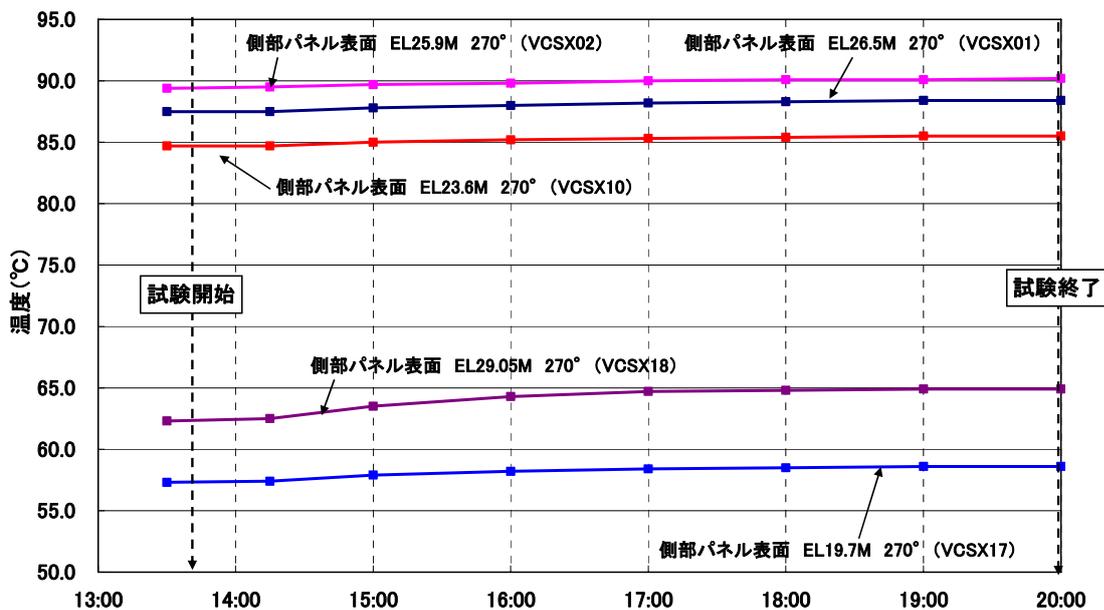


Fig.4.5 Phase1 (VCS 1 系統停止) 時の VCS パネル表面温度

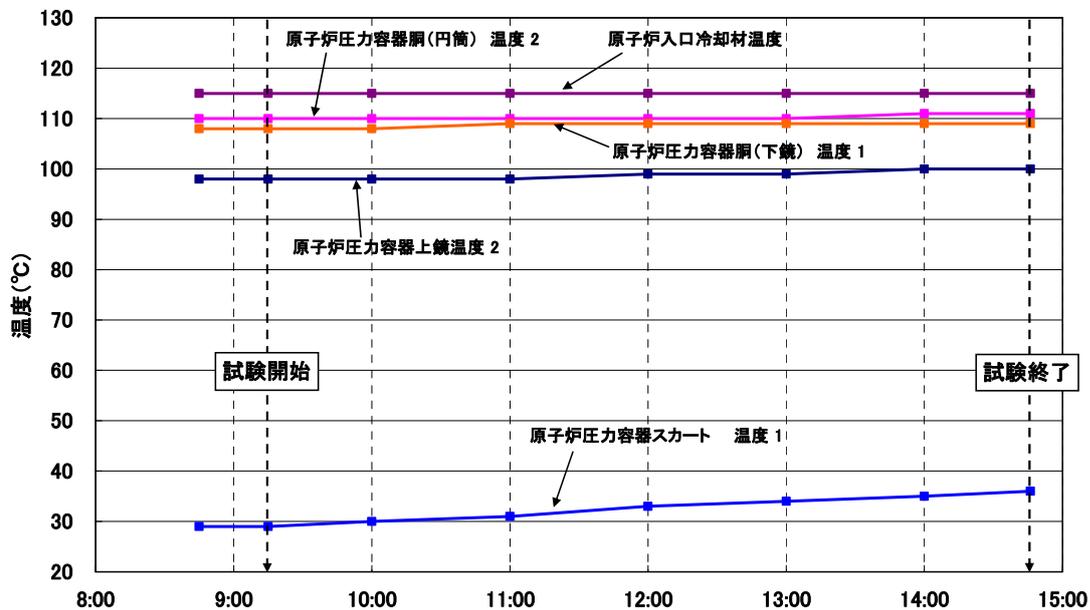


Fig.4.6 Phase1(VCS 2 系統停止)時の RPV 温度

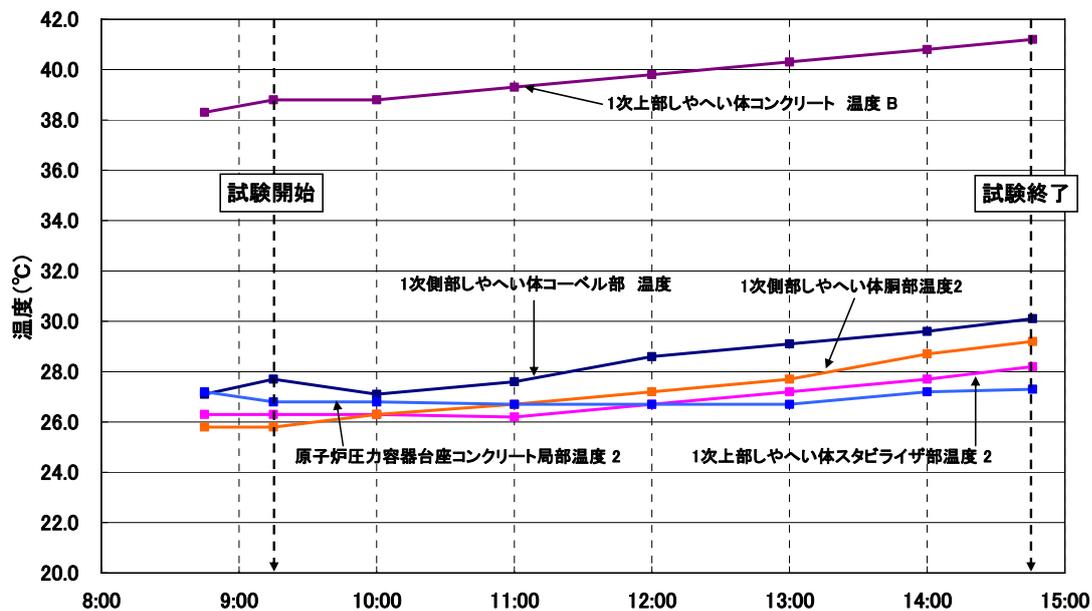


Fig.4.7 Phase1(VCS 2 系統停止)時の 1 次遮へい体の温度

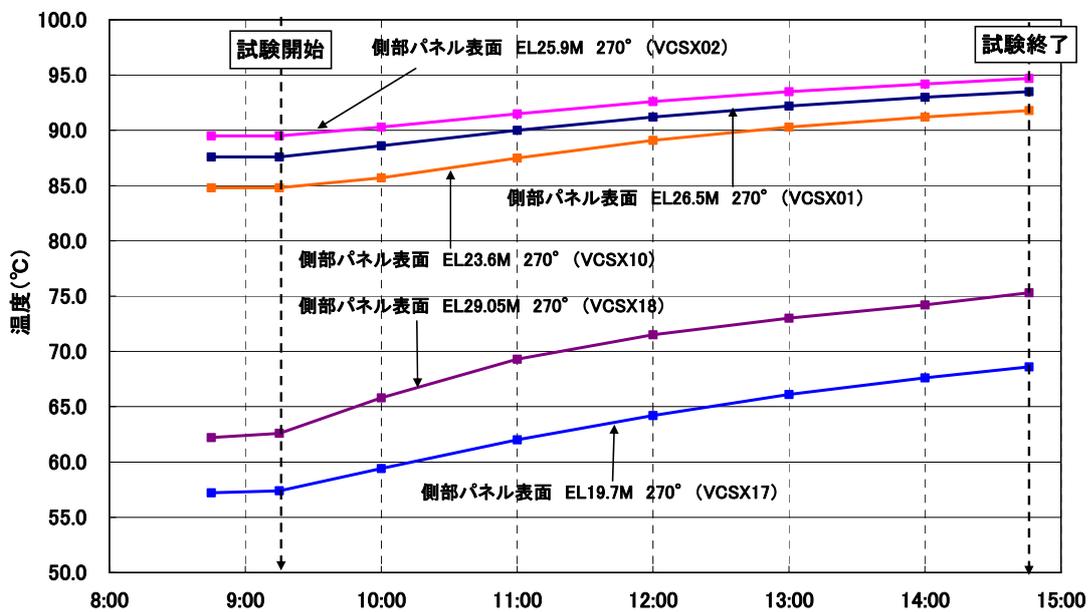


Fig.4.8 Phase1(VCS 2 系統停止)時の VCS パネル表面温度

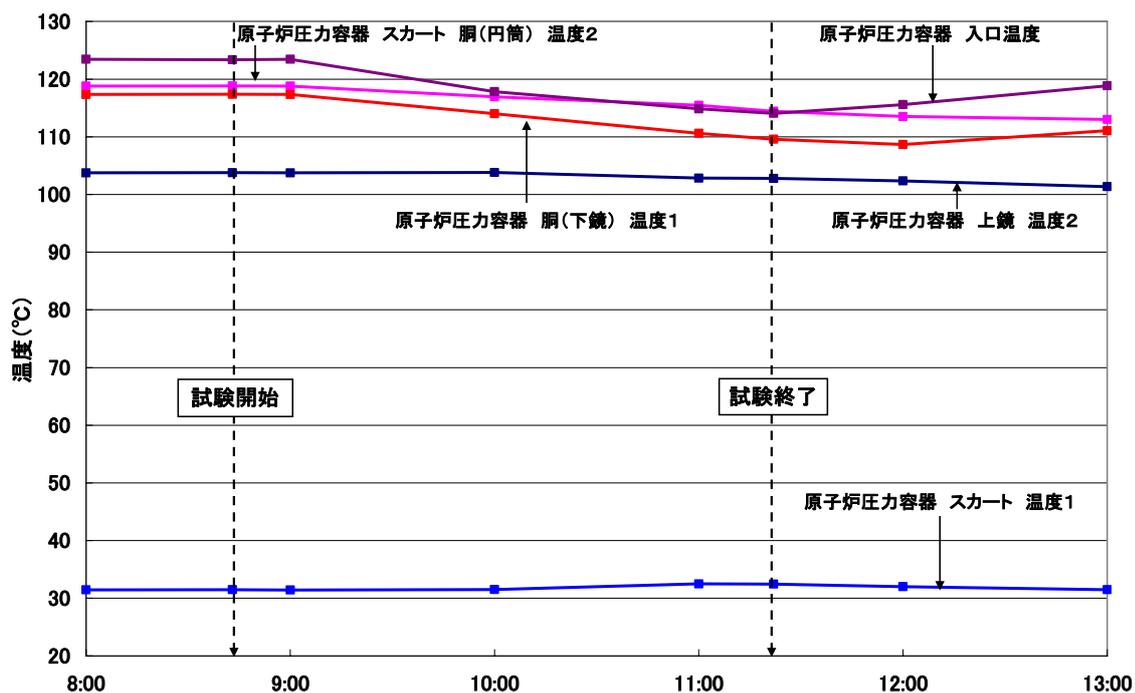


Fig.4.9 Phase2(VCS 1 系統停止)時の RPV 温度

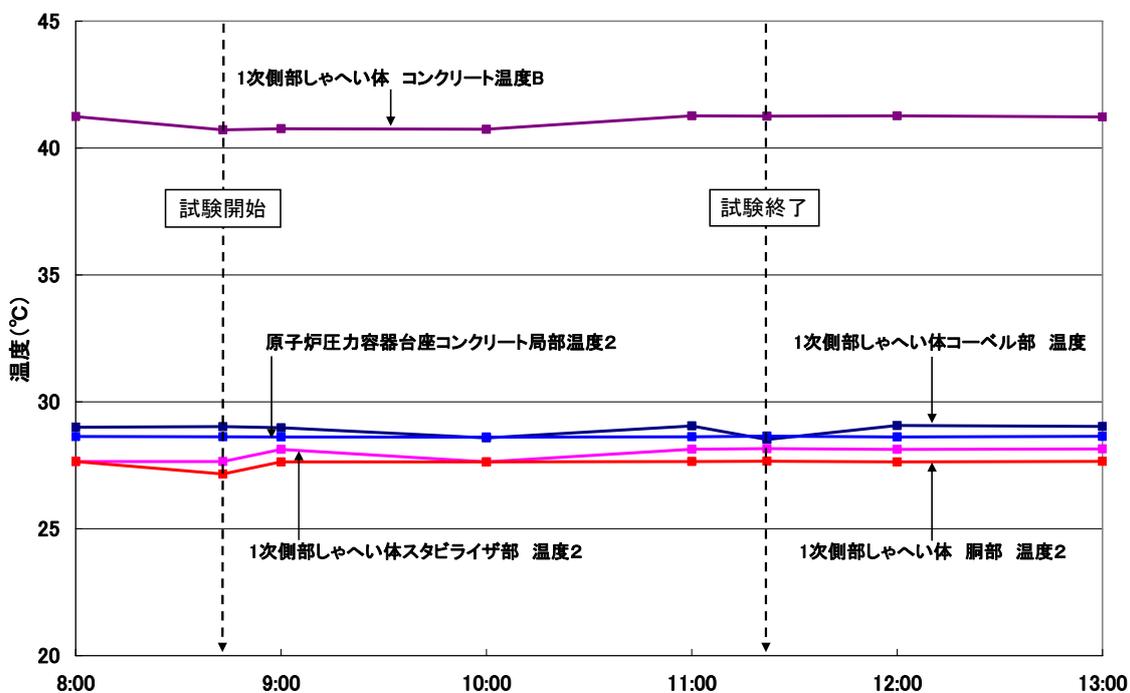


Fig.4.10 Phase2(VCS 1 系統停止)時の 1 次遮へい体の温度

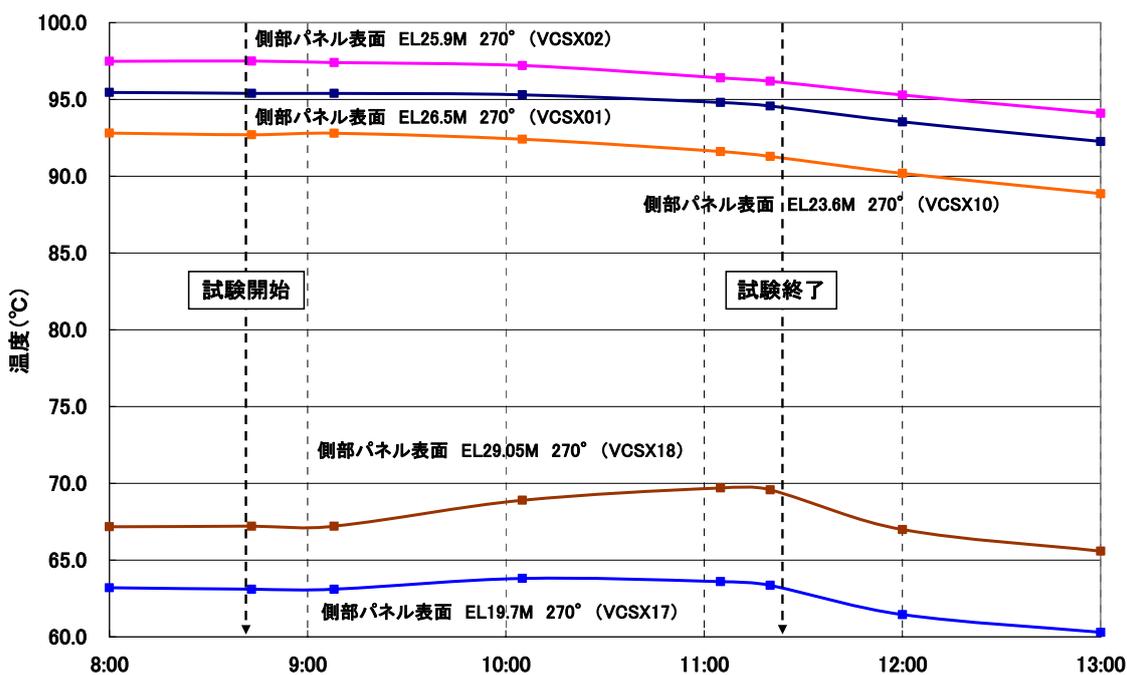


Fig.4.11 Phase2(VCS 1 系統停止)時の VCS 表面温度 (仮設熱電対)

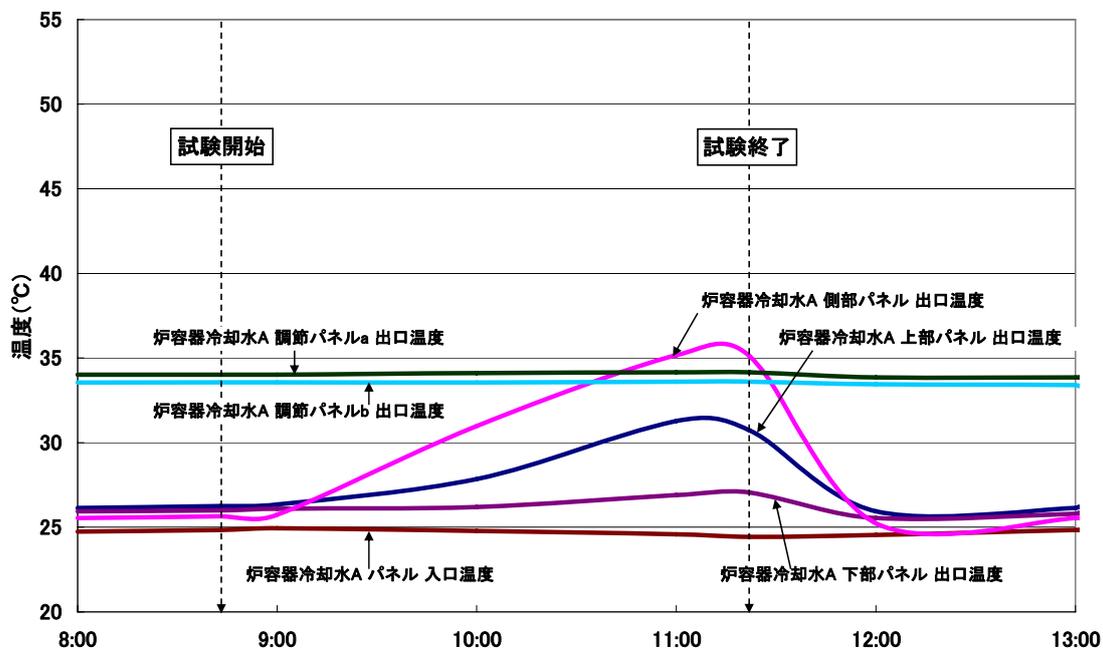


Fig.4.12 Phase2(VCS 1 系統停止)時の炉容器冷却水温度

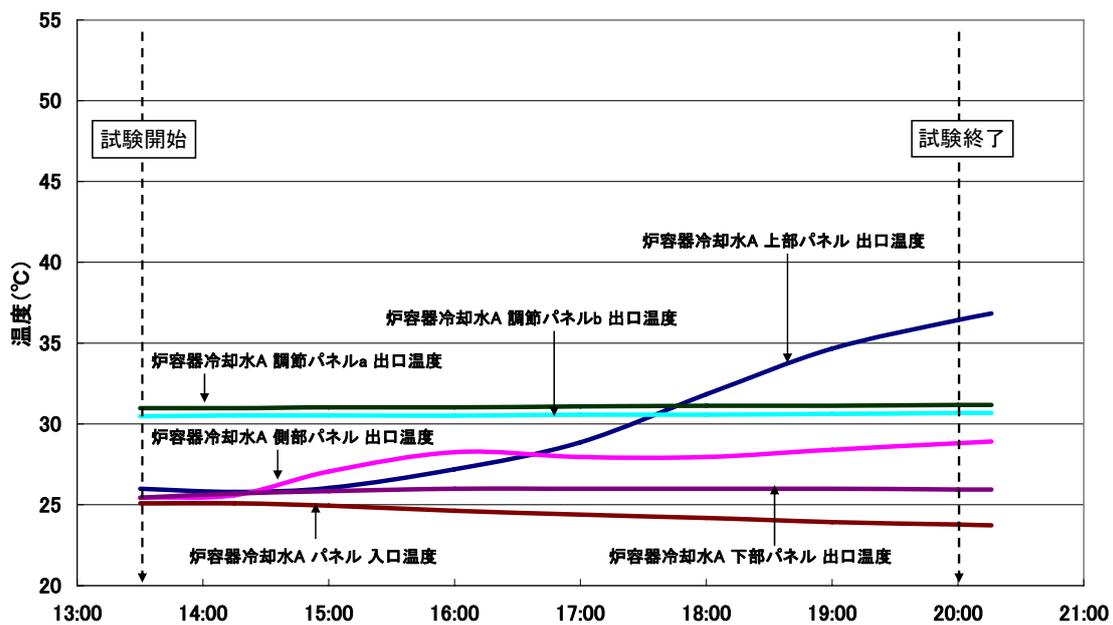


Fig.4.13 Phase1(VCS 1 系統停止)時の炉容器冷却水温度

Table 5.1 軸対称モデル材料物性値

部位名	材料	密度	比熱	熱伝導率
		(kg/m ³)	(J/kg°C)	(W/m°C)
圧力容器	低合金鋼	7820	500	37
1次側部遮へい体	コンクリート	2400	900	1.2
VCS部	—	782.0	500	0.098
スタビライザ部	低合金鋼	1973	500	2.3
台座部断熱材	アルミナ繊維材	300.0	800	0.5

Table 5.2 水平断面モデル材料物性値

部位名	材料	密度	比熱	熱伝導率	
		(kg/m ³)	(J/kg°C)	(W/m°C)	
圧力容器	低合金鋼	7820	500	37	
1次側部遮へい体	コンクリート	2400	900	1.2	
VCS	冷却水	水	996.6	4179	0.61
	水冷管	低炭素鋼	7850	465	43
	熱反射板 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	7920	499	16
	熱反射板 (外側)	低炭素鋼	7850	465	43

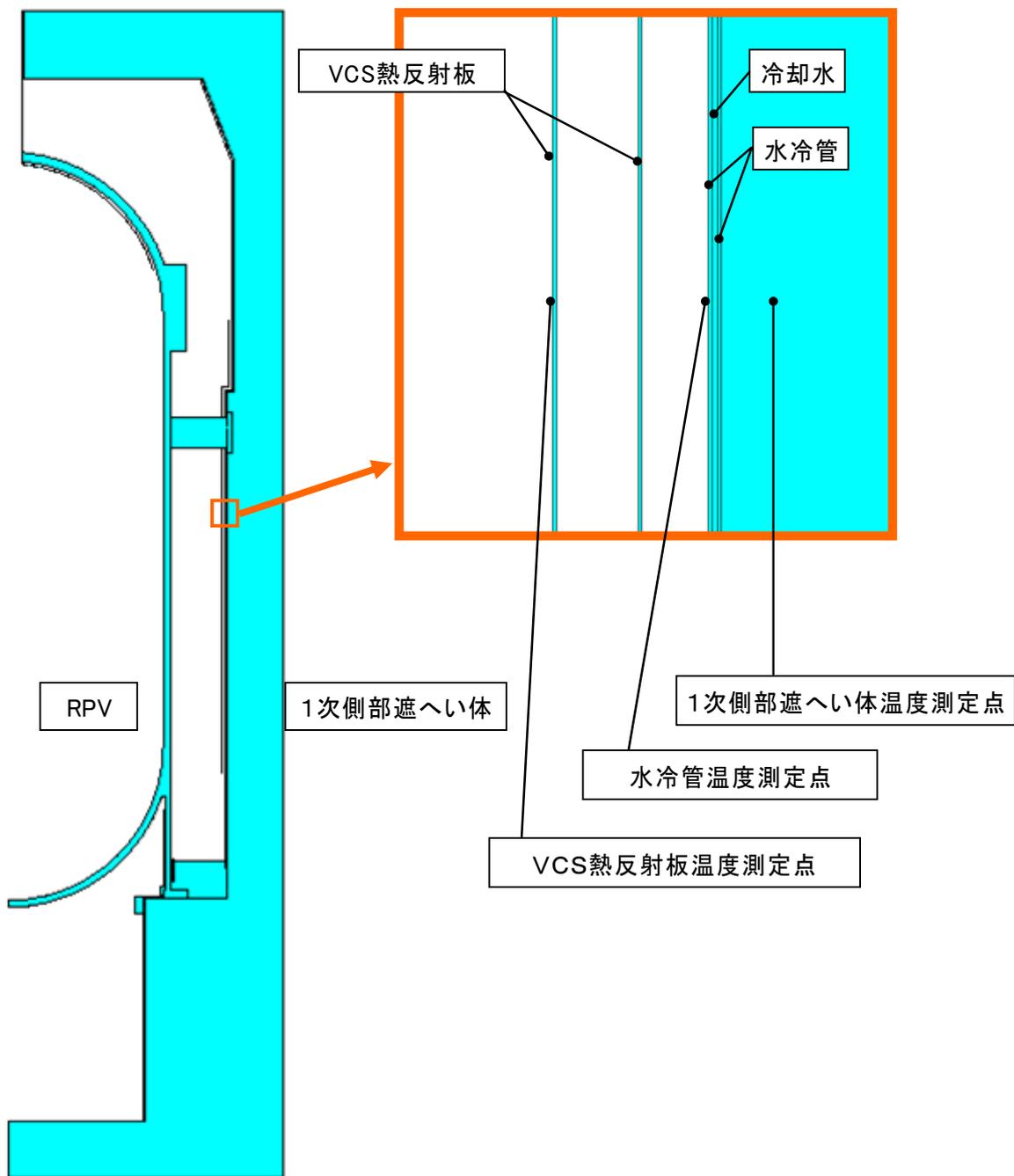
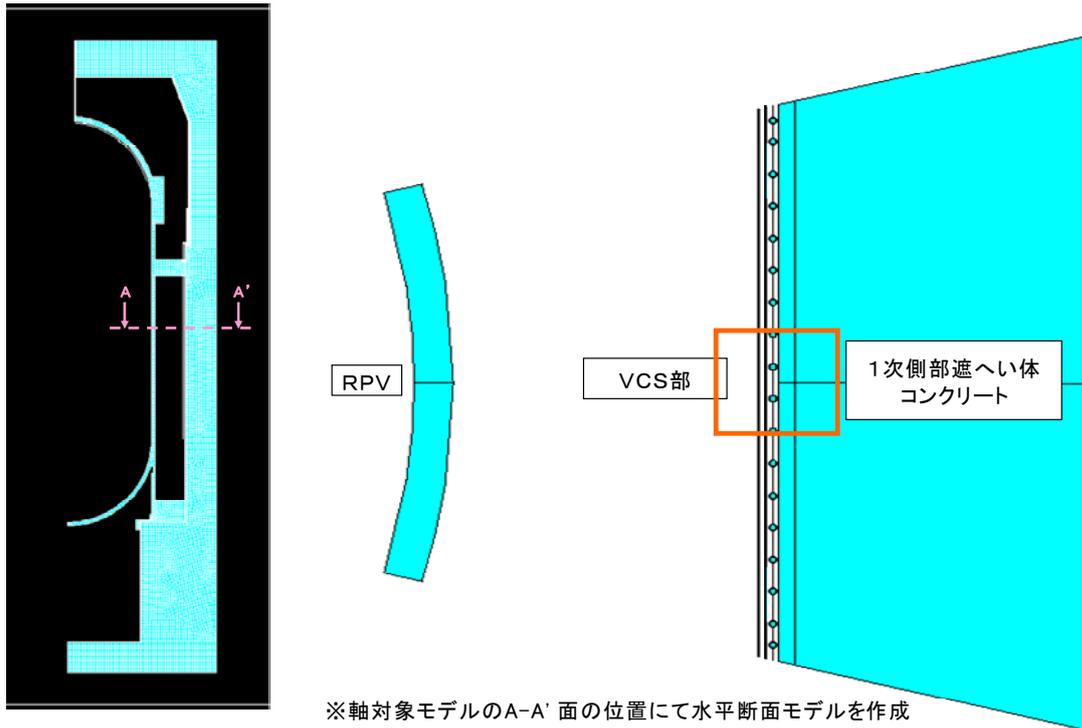


Fig. 5.1 軸対称解析モデル概略図



※軸対象モデルのA-A' 面の位置にて水平断面モデルを作成

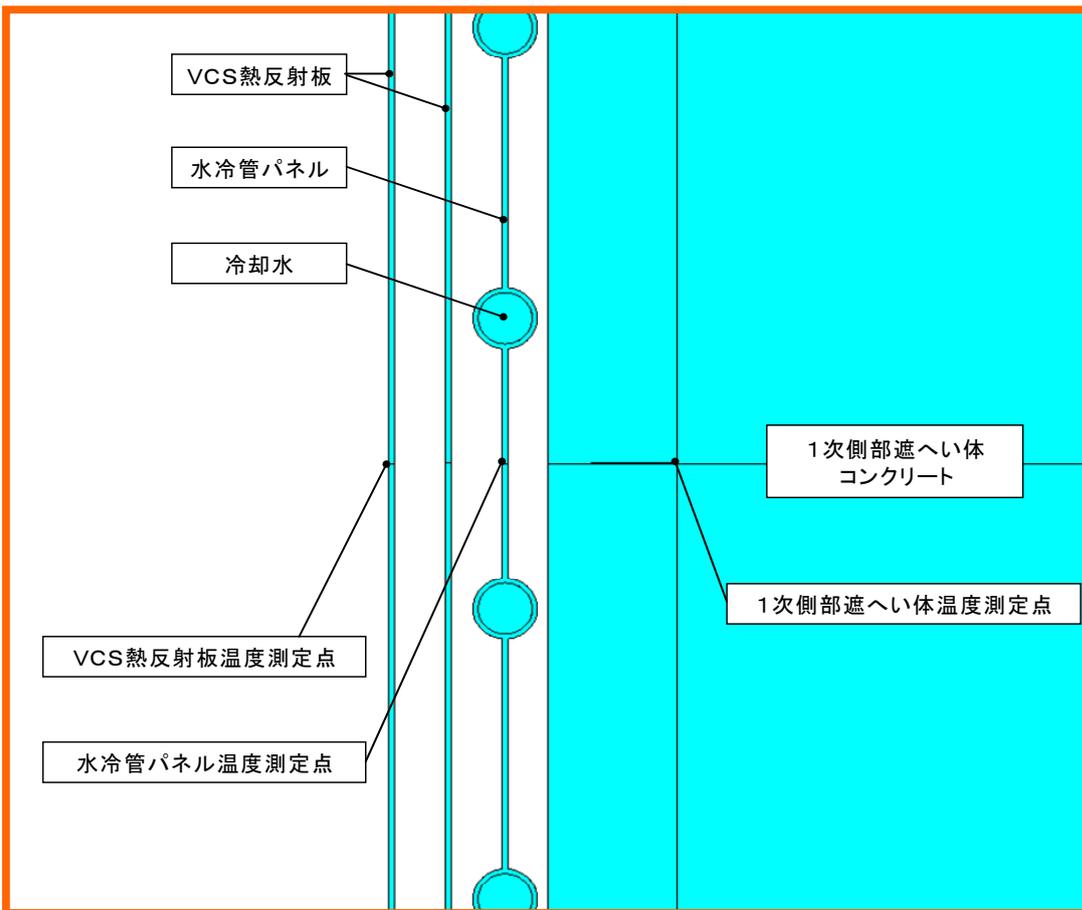


Fig. 5.2 水平断面モデル概略図

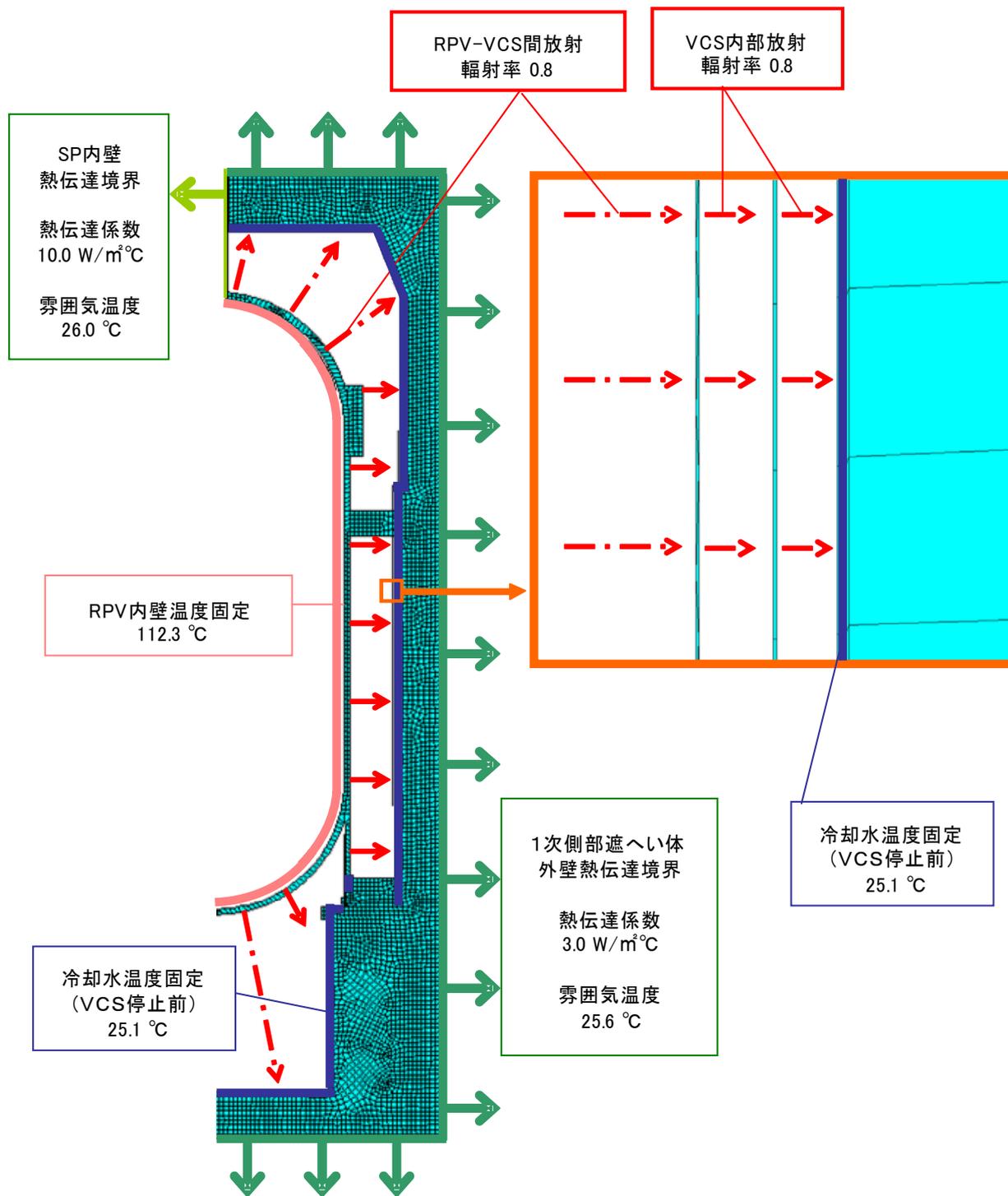


Fig. 5.3 軸対称モデルのメッシュ図と境界条件

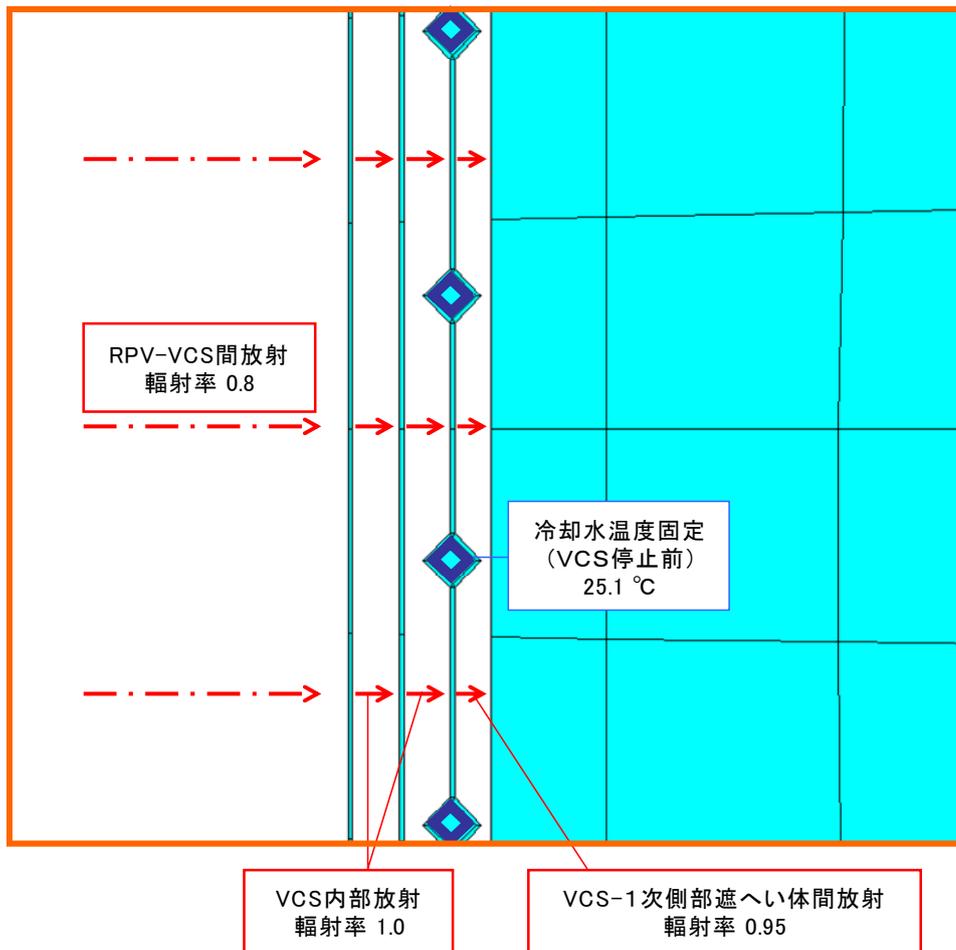
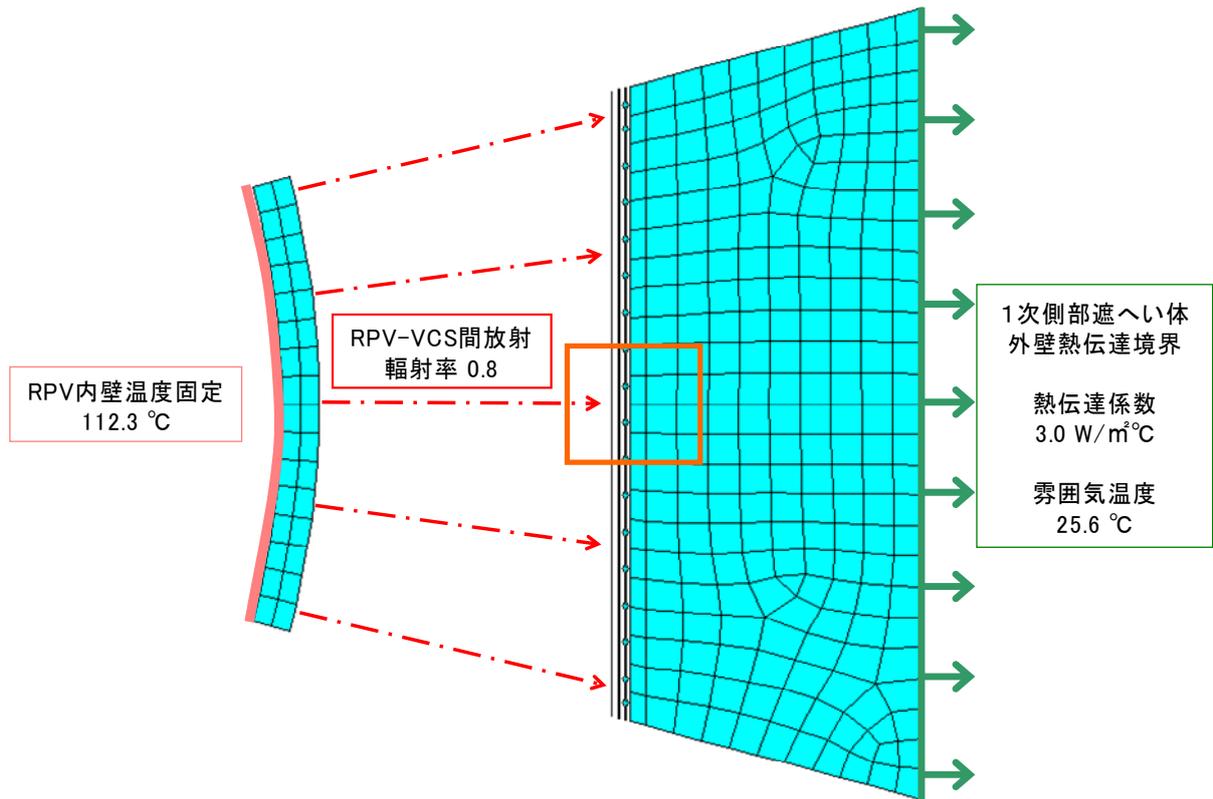


Fig. 5.4 水平断面モデルのメッシュ図と境界条件

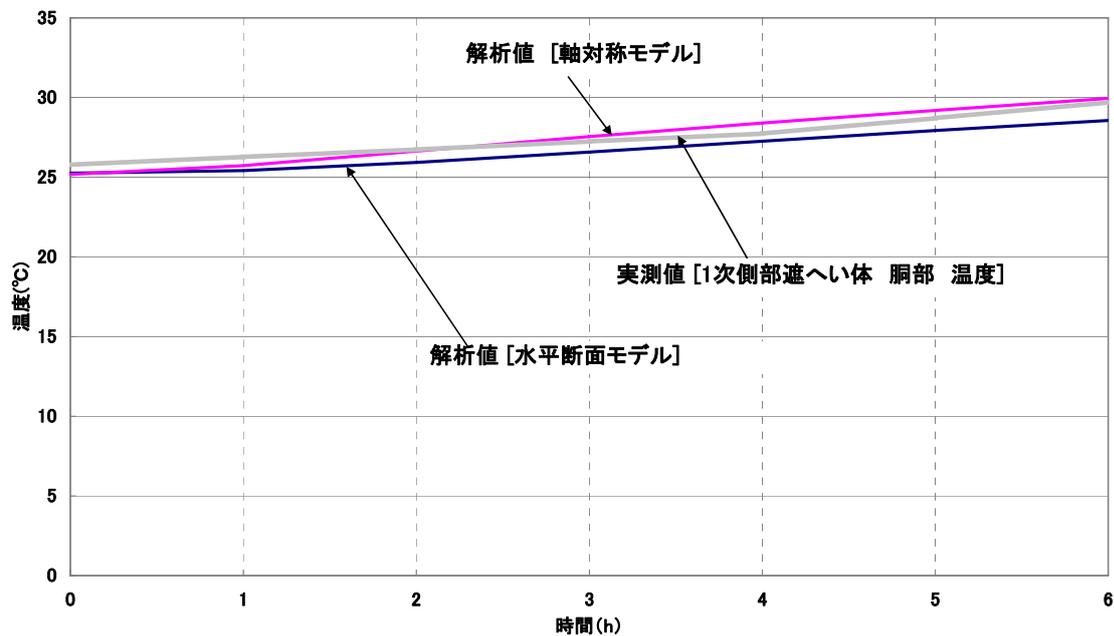


Fig. 5.5 Phase1(VCS 2 系統停止)時の 1 次側部遮へい体胴部温度

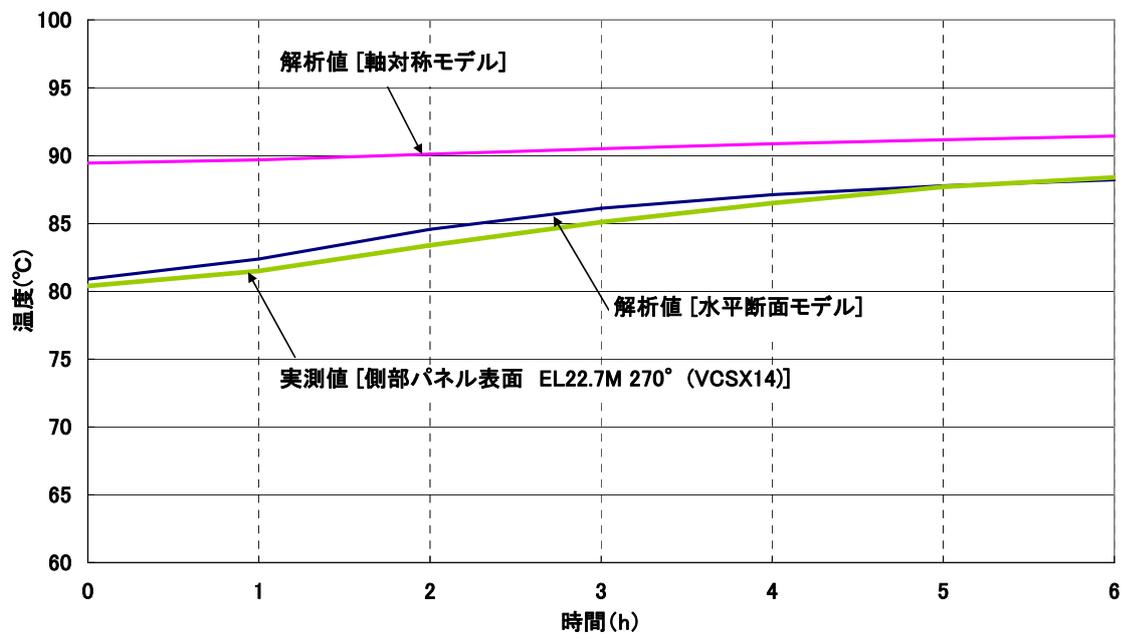


Fig. 5.6 Phase1(VCS 2 系統停止)時の VCS 熱反射板表面温度

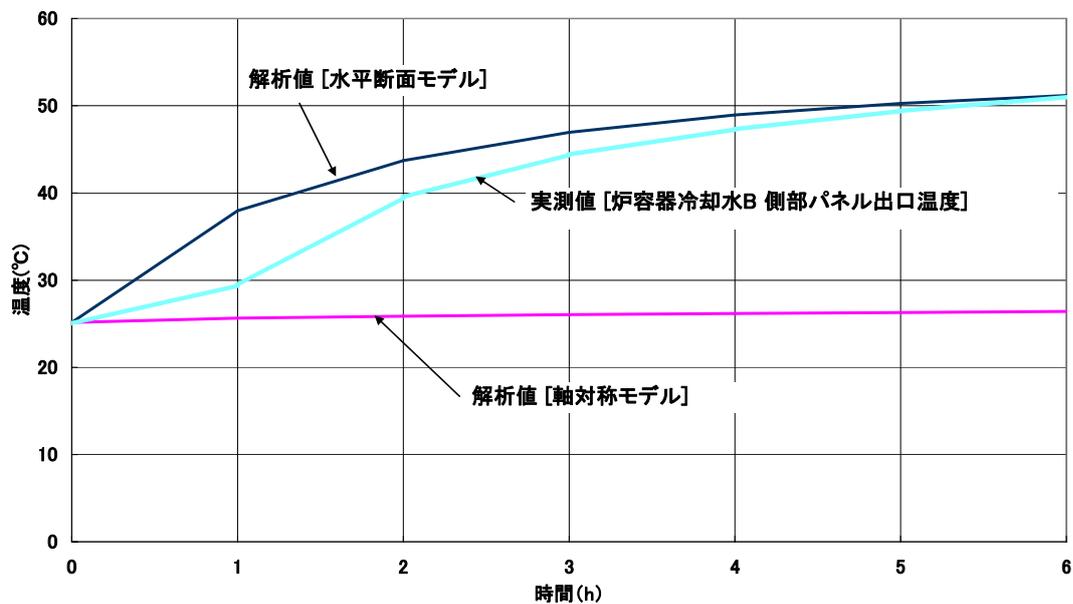


Fig. 5.7 Phase1(VCS 2 系統停止)時の水冷管パネル解析値と炉容器冷却水 B 側部パネル出口温度の実測値の比較

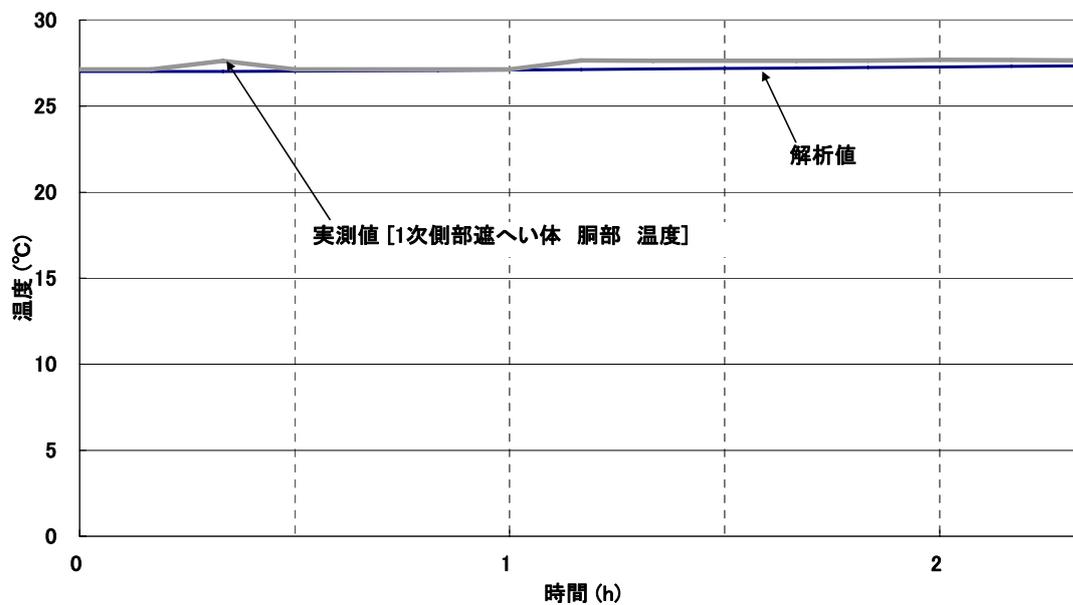


Fig. 5.8 Phase2(VCS 1 系統停止)時の 1 次側部遮へい体胴部温度

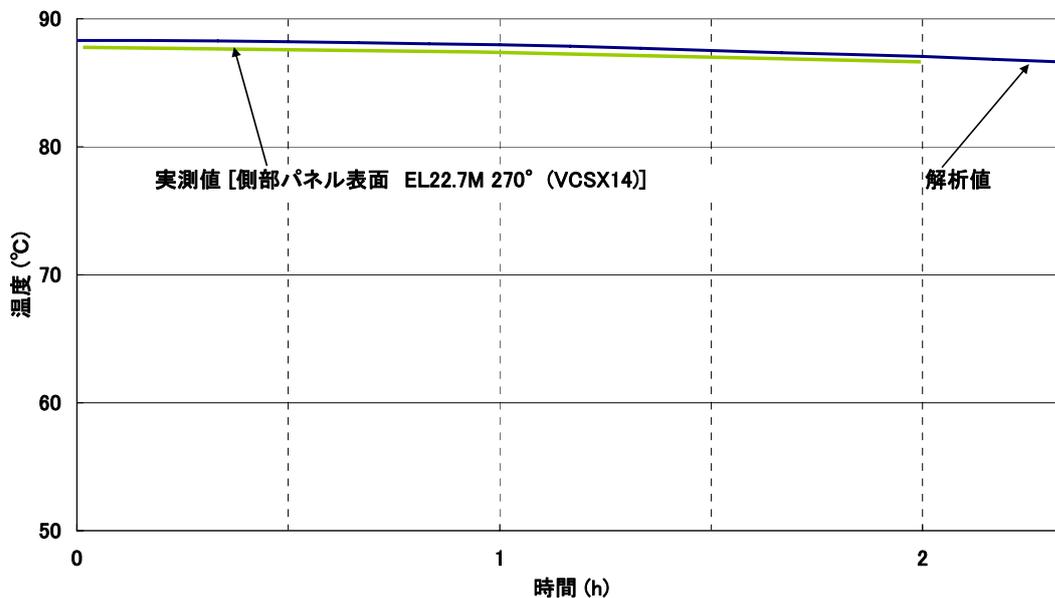


Fig. 5.9 Phase2(VCS 1 系統停止)時の VCS 熱反射板表面温度

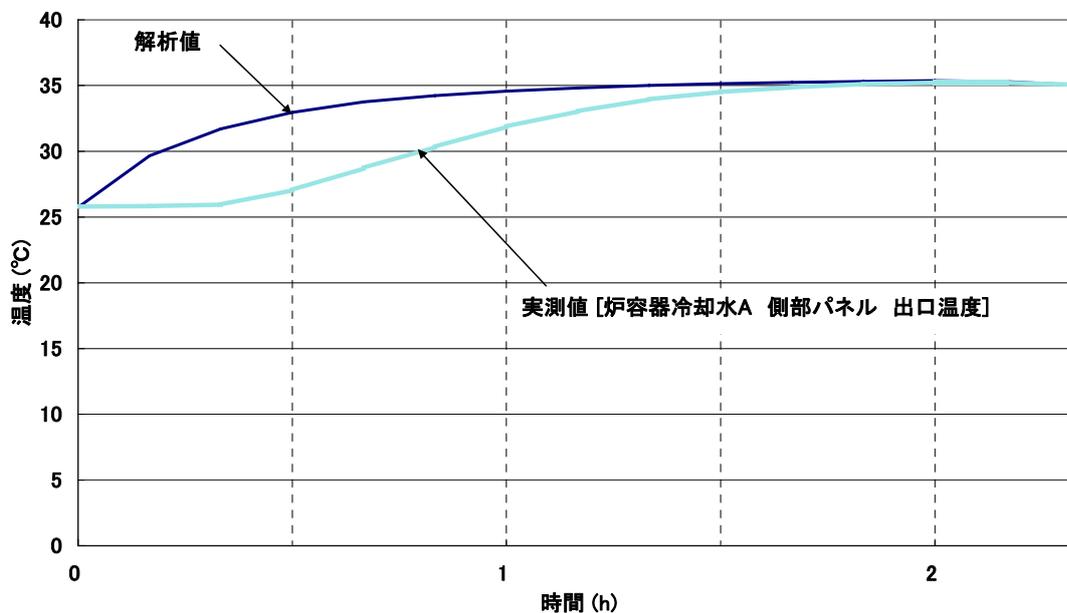


Fig. 5.10 Phase2(VCS 1 系統停止)時の水冷管パネル温度の解析値と炉容器冷却水A側部パネル出口温度の実測値との比較

This is a blank page.

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	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
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	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
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	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
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)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
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	m ² s ⁻²
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	m ² s ⁻²
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大きさは同一である。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	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	ジュール毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

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。
ベール	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

