

HTTR接続熱利用システムのプラント過渡挙動評価

—ヘリウムガスタービンと水素製造施設接続に伴うHTTRの安全評価—

System Analysis for HTTR-GT/H₂ Plant

- Safety Analysis of HTTR for Coupling Helium Gas Turbine and H₂ Plant -

佐藤 博之 Xing L. Yan 大橋 弘史

Hiroyuki SATO, Xing L. YAN and Hirofumi OHASHI

原子力科学研究部門

高温ガス炉水素・熱利用研究センター

HTGR Hydrogen and Heat Application Research Center

Sector of Nuclear Science Research

August 2017

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発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。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方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
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, 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, 2017

HTTR 接続熱利用システムのプラント過渡挙動評価 ーヘリウムガスタービンと水素製造施設接続に伴う HTTR の安全評価ー

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門
高温ガス炉水素・熱利用研究センター

佐藤 博之、Xing L. Yan、大橋 弘史

(2017年6月27日 受理)

高温ガス炉は優れた安全性を有し、高温熱供給が可能であることから多様な産業利用が期待されている。日本原子力研究開発機構では、世界で初めての原子炉施設へのヘリウムガスタービン及び水素製造施設の接続に係る許認可の取得、ヘリウムガスタービン発電技術及び水素製造技術の確証を目的に、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、原子炉から取り出される核熱によりヘリウムガスタービン発電及び水素製造を行う HTTR 熱利用試験を計画している。

本検討では、平成 27 年度より 2 年間基本設計を実施した、HTTR にヘリウムガスタービン及び水素製造施設から成る熱利用システムを接続した HTTR 接続熱利用システムを対象にプラント過渡挙動評価を実施した。ヘリウムガスタービンや水素製造施設の接続に伴い評価が必要となる事象として、「負荷の喪失」及び「水素製造施設での異常に起因する 2 次ヘリウム冷却設備での温度及び圧力変動」を選定するとともに、当該事象についてプラント過渡挙動評価を行った結果、安全評価上の注目パラメータは判断基準を超えることなく、当該システムが技術的に成立することを示した。

System Analysis for HTTR-GT/H₂ Plant
- Safety Analysis of HTTR for Coupling Helium Gas Turbine and H₂ Plant -

Hiroyuki SATO, Xing L. YAN and Hirofumi OHASHI

HTGR Hydrogen and Heat Application Research Center
Sector of Nuclear Science Research
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 27, 2017)

High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) is expected to extend the use of nuclear heat to a wider spectrum of industrial applications because of the high temperature heat supply capability and inherently safe characteristics. Japan Atomic Energy Agency initiated a nuclear cogeneration demonstration project with helium gas turbine power generation and thermochemical hydrogen production utilizing the High Temperature engineering Test Reactor (HTTR), the first HTGR in Japan.

This study carries out safety evaluation for the HTTR gas turbine hydrogen cogeneration test plant (HTTR-GT/H₂ plant). The evaluation was conducted for the events newly identified corresponding to the coupling of helium gas turbine and hydrogen production plant to the HTTR. The results showed that loss of load event does not have impact on temperature of fuel and reactor coolant pressure boundary. In addition, reactor coolant pressure does not exceed the evaluation criteria. Furthermore, it was shown that reactor operation can be maintained against temperature transients induced by abnormal events in hydrogen production plant.

Keywords: HTGR, Nuclear Cogeneration, Helium Gas Turbine, Hydrogen Production, HTTR

目次

1. はじめに.....	1
2. HTTR 接続熱利用システムの概要.....	2
3. HTTR 接続熱利用システムの安全評価.....	5
3.1 評価対象事象.....	5
3.2 評価手法.....	6
3.3 評価条件.....	7
3.4 判断基準.....	9
3.5 評価結果.....	10
3.6 まとめ.....	11
4. まとめ.....	22
謝辞.....	22
参考文献.....	22

Contents

1. Introduction.....	1
2. Breif Description of HTTR-GT/H ₂ Plant.....	2
3. Safety Analysis of HTTR-GT/H ₂ Plant.....	5
3.1 Event Selection.....	5
3.2 Evaluation Methods.....	6
3.3 Evaluation Conditions.....	7
3.4 Evaluation Criteria.....	9
3.5 Evaluation Results.....	10
3.6 Summary.....	11
4. Conclusion.....	22
Acknowledgement.....	22
References.....	22

This is a blank page.

1. はじめに

高温ガス炉は、燃料に二酸化ウラン等の燃料核をセラミックス材により被覆した被覆燃料粒子、冷却材にヘリウム、減速材や原子炉内の主な構造材に黒鉛を用いた原子炉であり、これらの基本要素の固有の特性を活用することで、優れた安全性を有するのみならず、高温熱供給が可能である。このような優れた特長を有する高温ガス炉については、平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」において、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する。」との言及がなされ、これを受けて文部科学省の原子力科学技術委員会に設置された高温ガス炉技術研究開発作業部会は、「高温ガス炉技術開発に係る今後の研究開発の進め方について」の中で、ヘリウムガスタービン発電や熱化学法 IS プロセスによる水素製造等の高温ガス炉の熱利用に関する要素技術開発や大洗研究開発センターの高温工学試験研究炉（High Temperature engineering Test Reactor ; HTTR）を用いたこれら熱利用技術の実証試験、実用高温ガス炉の安全基準の策定等を今後実施すべき研究開発として提言した。

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、世界で初めての原子炉施設へのヘリウムガスタービン及び水素製造施設の接続に係る許認可の取得やヘリウムガスタービン発電や水素製造技術の確証を目的に、HTTR から取り出される核熱を用いてヘリウムガスタービン発電及び水素製造を行う HTTR 熱利用試験を計画している。HTTR にヘリウムガスタービンや水素製造施設から成る熱利用システムを接続した HTTR 接続熱利用システムでは、HTTR から取り出される核熱を熱利用システムへ供給するに当たり2次ヘリウム冷却設備を改造するため、HTTR 設置許可申請時における安全評価の代表事象について、代表性、又は、包絡性に変更が生じる可能性がある。また、新たに設置されるヘリウムガスタービンや水素製造施設に関連した新規事象の評価が必要となる。そこで、プラントの技術的成立性の観点から評価が必要となる事象を選定するとともに、選定事象を対象に安全評価を実施した。本報は、各事象に対する評価結果をまとめたものである。

2. HTTR 接続熱利用システムの概要

2.1 HTTR に接続する熱利用システムの概要

HTTR 熱利用試験では、熱電併給実用高温ガス炉の展開に向けて、高温ガス炉を用いたヘリウムガスタービン発電技術及び水素製造技術を確立するとともに、世界で初めての原子炉施設へのヘリウムガスタービン及び水素製造施設の接続に係る許認可を取得することを目的とする。

Fig.2.1 に HTTR、並びに、水素製造施設及びヘリウムガスタービンから成る熱利用システムの設備構成を、**Table 2.1** に主要諸元を示す。本プラントは熱電併給実用高温ガス炉の設備構成を模擬するため、水素製造施設に熱を供給する第 2 中間熱交換器とヘリウムガスタービンを 2 次ヘリウム冷却設備にカスケード的に設置する系統を採用している。既存設備のうち、1 次冷却設備や補助冷却設備、炉容器冷却設備については改造しない。一方、2 次ヘリウム冷却設備の 2 次加圧水冷却器を撤去し、2 次ヘリウム冷却設備配管を原子炉格納容器や原子炉建屋外へ引き回す改造を行う。また、第 2 中間熱交換器やヘリウムガスタービン、発電サイクルの構成要素である再生熱交換器や前置冷却器、中間熱交換器への戻りヘリウム温度を調整する冷却器を 2 次ヘリウム冷却設備に設置する。前置冷却器や冷却器での熱は冷却水に伝えられ、冷却塔や空気冷却器において大気に放出される。水素製造施設は 3 次ヘリウム冷却設備に設置し、第 2 中間熱交換器を介して 3 次ヘリウム冷却設備に供給された熱を利用する。熱利用システムの運転モードには、ヘリウムガスタービンのみに熱を供給し発電を行う単独発電運転と、第 2 中間熱交換器及びヘリウムガスタービンの両者に熱を供給する熱電併給運転の 2 種類がある。1 次冷却設備は、いずれの運転においても加圧水冷却器及び中間熱交換器で除熱する並列運転を行う。原子炉は、単独発電運転において原子炉出口冷却材温度 850°C の定格運転を、熱電併給運転において原子炉出口冷却材温度 950°C の高温試験運転を行う。HTTR 既設設備の設計や運転条件、熱利用システム設計の詳細については、参考文献を参照されたい[1][2][3]。

Table 2.1 HTTR 接続熱利用システムの主要諸元

	単独発電運転	熱電併給運転
原子炉運転モード	定格運転	高温試験運転
原子炉出力 [MW]	30	30
中間熱交換器交換熱量 [MW]	10	10
1次加圧水冷却器交換熱量 [MW]	20	20
原子炉冷却材出口温度 [°C]	850	950
タービン入口温度[°C]	568	568
タービン流量 [kg/s]	9.7	9.0
圧縮機圧力比	1.4	1.4
第2中間熱交換器交換熱量 [MW]	0	0.7
電気出力 [MWe]	0.7	0.2
水素製造量 [Nm ³ /h]	0	30

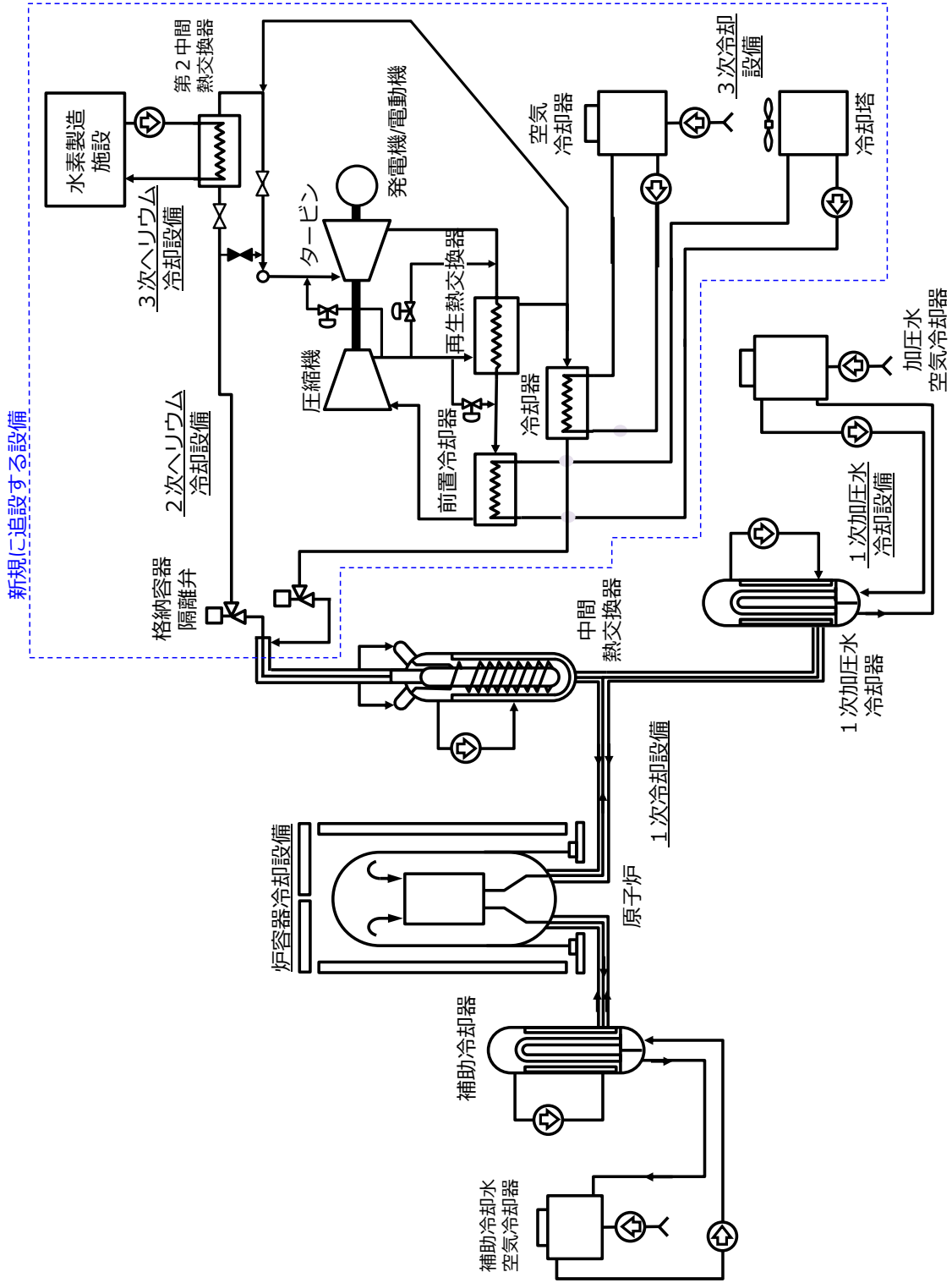


Fig.2.1 HTTR 接続熱利用システムの設備構成

3. HTTR 接続熱利用システムの安全評価

3.1 評価対象事象

HTTR へのヘリウムガスタービン、並びに、水素製造施設接続に伴い必要となる評価対象事象は以下に分類される。

① ヘリウムガスタービン接続に伴い新規事象として評価が必要な事象

Fig. 2.1 に示すヘリウムガスタービン接続に伴い新規に追加となる設備を対象に故障モード影響分析（FMEA：Failure Mode and Effect Analysis）を実施するとともに、HTTR 異常事象への包絡性を検討した。Table 3.1 に FMEA の結果を示す。結果、ヘリウムガスタービン接続に伴い新規事象として評価が必要な事象として、「負荷の喪失」のみが選定された。

② 水素製造施設接続に伴い新規事象として評価が必要な事象

水素製造施設に起因する原子炉施設の安全上考慮すべき事象として、以下が選定されている[4]。

- a) 水素製造施設での異常に起因する 2 次ヘリウム冷却設備での温度及び圧力変動
- b) 水素製造施設から漏えいした可燃性ガスに起因する火災・爆発
- c) 水素製造施設から漏えいした有毒ガスによる、原子炉の運転員の操作能力への影響

上記事象のうち、a)については、これまでの検討例と系統構成が異なり、設計対策が異なることから評価対象とする。一方、c)及び d)については配置設計において、当該事象に対して原子炉施設の安全機能や中央制御室の居住性が確保されるよう、水素製造施設と原子炉施設間に適切な隔離距離を設定しており、本検討では、評価対象としない。

③ HTTR 改造に伴い、事象の代表性、又は、包絡性に変更が生じる可能性があり、再評価が必要となる事象

これまでに水素製造施設を 2 次ヘリウム冷却設備に設置する場合の HTTR 改造に関して、再評価が必要となる事象として以下が選定されている[5]。

- a) 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇
- b) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉
- c) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開
- d) 2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- e) 2 次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉
- f) 2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損
- g) 2 次ヘリウム冷却設備二重管破断
- h) 中間熱交換器伝熱管破損

また、HTTR へのヘリウムガスタービン接続に伴い、冷却材流量が定格値より低い状態を通過する起動停止曲線を適用する必要があり、現在の HTTR 原子炉スクラム信号である「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「中間熱交換器1次冷却材流量低」、「2次ヘリウム流量低」のスクラム設定値を変更する必要がある。この場合、これらをスクラム信号とする以下事象は進展に影響が想定されるため、再評価の必要がある。

- i) 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機のコストダウン
- j) 1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機のコストダウン
- k) 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の制動停止
- l) 1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の制動停止
- m) 商用電源喪失
- n) 特殊運転時の異常
- o) 1次ヘリウム循環機の軸固着

上記事象については、これまでの評価結果[6]から、安全評価上の注目パラメータへの影響は小さくなることが予想されるため、技術的成立性の観点からの評価は不要である。

原子炉や主冷却設備の故障に起因する異常事象については、ヘリウムガスタービンは2次ヘリウム冷却設備に、水素製造施設は3次ヘリウム冷却設備に設置されているため、ヘリウムガスタービンや水素製造施設の動作等がこれら事象の進展を悪化させることはないことから、技術的成立性の観点からの評価は不要である。

以上の検討結果から、以下を評価対象事象として選定した。

- 負荷の喪失
- 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での温度及び圧力変動

3.2 評価方法

HTTR 接続熱利用システムの安全解析には、米国アイダホ国立研究所で開発された軽水炉用システム解析コード RELAP5 MOD3 [7]をベースに、原子力機構が高温ガス炉特有の機器における流路形状に対応した相関式やヘリウムガスタービンの性能曲線の組み込み等の改良を図った高温ガス炉用システム解析コードを用いた。本コードは二流体モデルを採用しており、各ボリューム、ジャンクションにおいて気体及び液体に関する質量、運動量及びエネルギー保存を解き、それらの温度、流量及び圧力の時間変化を求める。原子炉出力は1点近似核動特性方程式により計算する。また、燃料棒、伝熱管、黒鉛ブロック等の構造材温度分布については、1次元非定常熱伝導方程式により計算する。ヘリウムガスタービンについては、単一の回転軸にタービン、圧縮機及び発電機が接続されており、その回転軸の回転特性は角運動量保存式により計算する。タービン

及び圧縮機特性評価については、設計性能曲線を用いる。なお、安全評価上の注目パラメータである燃料や原子炉冷却材圧力バウンダリ温度の評価において重要であり、高温ガス炉において特徴的なヘリウムガスの強制対流熱伝達や高温機器の輻射に係るモデルについては、HTTR の中間熱交換器構造材温度の試験データを用いた検証により、その妥当性を確認している[8]。

解析対象のノード図を Fig 3.1 に示す。原子炉は原子炉圧力容器と側部遮蔽体間の流路 (#32)、固定反射体と側部遮蔽体間の流路 (#31)、固定反射体及び側部反射体 (HS11)、上部プレナム (#1)、原子炉圧力容器 (HS13)、炉容器冷却設備 (HS14)、炉心バイパス流路 (#4)、下部プレナム (B5) および炉心から構成される。炉心はホットチャンネルおよび平均チャンネルから成り、それぞれ冷却材流路 (#2)、燃料 (HS10 および HS5) および黒鉛ブロック (HS8 および HS3) から構成される。炉心バイパス流れの炉心流量に対する割合は炉心バイパス流路の流路断面積により調整を行う。炉心における径方向の熱伝導および輻射伝熱については、燃料から圧力容器方向へ熱移動が考慮されており、炉容器冷却設備における除熱量は輻射伝熱に係る補正係数を調整し定格値に合わせている。1次冷却設備は1次加圧水冷却器、中間熱交換器、1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機、中間熱交換器用1次ヘリウム循環機から構成される。1次加圧水冷却器は1次加圧水冷却器ヘリウム流路 (#12)、加圧水流路 (60) 及び伝熱管 (HS19) から、中間熱交換器は1次ヘリウム側流路 (#34)、2次ヘリウム側流路 (50) 及び伝熱管 (HS21) から構成される。補助ヘリウム冷却設備は補助冷却器 (#41、HS25、#90) 及びおよび補助ヘリウム循環機から構成される。加圧水冷却設備は加圧水空気冷却器 (#67、HS23) および加圧水循環ポンプ (Pump 74、Pump77) から構成される。2次ヘリウム冷却設備は、単独発電運転及び熱電併給運転のそれぞれの運転モードに応じて設備構成を変えている。熱電併給運転時は第2中間熱交換器 (#111、HS45、#152) に熱供給を行い、冷却器 B (#136、HS68、#513) を使用する。その他、2次ヘリウム冷却設備は二重管内管 (#51、#100)、二重管外管 (#57、#141)、格納容器隔離弁、タービン (Pump 115)、圧縮機 (Pump 120)、再生熱交換器 (#117、HS51、HS80、#124) 及び前置冷却器 (#118、HS52、#503) から構成される。

3.3 評価条件

(1) 初期定常運転条件

熱利用システムの運転モードには、ヘリウムガスタービンのみに熱を供給し発電を行う単独発電運転と、第2中間熱交換器及びヘリウムガスタービンの両者に熱を供給する熱電併給運転の2種類があるが、後者が安全評価上の注目パラメータの結果が厳しくなることが自明であるため、本検討では熱電併給運転時を評価対象とする。初期定常運転条件を Table 3.2 に示す。以下に主要条件に関する設定根拠を示す。なお、安全評価上の注目パラメータについて保守的な評価を行う観点から、本検討では計測制御系の設定誤差や運転時変動幅等について HTTR 建設時の条件を用いた。

- 原子炉出力

定格熱出力は 30MW である。誤差は熱出力設定誤差 2%と定常時の制御安定性設計値 0.5%の値を取り評価項目に対して厳しい条件である+2.5%を採用し、初期定常運転における原子炉出力 30.75MW とする。

- 原子炉出口冷却材温度

原子炉スクラム信号設定値に基づく定常誤差は、スクラムチャンネル誤差+10°C および通常運転時変動幅の設計値+7°C の和から成る+17°C である。そのため、熱電併給運転時それぞれの初期定常運転における原子炉出口冷却材温度を 967°C とする。

- 原子炉入口冷却材温度

定格値は 395°C に対して、定常誤差は制御誤差に起因する+2°C である。そのため、初期定常運転における原子炉入口冷却材温度を 397°C とする。

- 炉心バイパス流量比

HTTR 安全評価時において使用した初期条件 12%（炉心設計における保守性を考慮した燃料の有効冷却流量割合）を初期定常運転における炉心バイパス流量比とする。

- 燃料最高温度

HTTR 安全評価時において使用した値 1495°C（燃焼 330 日、原子炉出口冷却材温度 950°C）を初期定常運転における燃料最高温度とする。

- 炉容器冷却設備除熱量

炉容器冷却設備の設計値を使用する。

- 中間熱交換器 2 次ヘリウム出入口温度および流量

中間熱交換器 2 次ヘリウム出入口温度及び流量については、HTTR 接続熱利用システムの設計値を使用する。

- 1 次冷却材圧力

定格値 4.02MPa に対して、定常誤差は、制御変動幅 0.049MPa および圧力測定誤差 0.078MPa の和からなる 0.127MPa である。この値に余裕を見込み、初期定常運転における 1 次冷却材圧力を 4.17MPa とする。

- 2 次ヘリウム冷却材圧力

1 次冷却材の初期運転状態に中間熱交換器での 1 次・2 次差圧の設計値を加算し、2 次ヘリウム冷却材圧力を 4.23MPa とする。

(2) 原子炉保護設備の特性

解析に用いる原子炉スクラム信号の設定値および応答時間は **Table 3.3** に示す HTTR 安全評価時に用いた条件を使用する。

(3) 原子炉スクラム特性

解析に用いる、制御棒挿入により添加される負の反応度は、HTTR 安全評価時に用いた挿入曲線を使用する。

(4) 反応度係数

評価対象事象が炉心の冷却能力を減少させる事象であることから、HTTR 安全評価時と同様に保守的に燃料温度及び減速材反応度フィードバックを考慮せず、原子炉がスクラムするまで原子炉出力を一定とする。

(5) 崩壊熱

核分裂生成物の崩壊熱には、米国原子力学会スタンダードである ANS5.1 から計算される値に 1.2 倍した値を用いる。また、アクチノイドの崩壊熱も考慮する。

(6) 機器の作動条件

- 2次ヘリウム冷却設備に設置された格納容器隔離弁は、中間熱交換器伝熱管破損時に原子炉格納容器手動隔離スイッチを用いた格納容器隔離信号の発信により作動する。そのため、本評価では当該弁は作動しない。
- HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、事故時の原子炉スクラム後における補助冷却設備は、商用電源喪失を考慮しスクラム 60 秒後の起動とする。
- タービン回転数が 110%に達した場合、「タービン回転数高」信号によりタービントリップとなり、タービンバイパス弁を全開とする。なお、「負荷の喪失」は運転時の異常な過渡変化に分類されるため、タービンバイパス制御弁の作動には期待しない。
- 「水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での温度及び圧力変動」時には、タービン入口温度制御弁を用いて圧縮機出口の高圧・低温ヘリウムを導入することでタービン入口温度を維持する。また、直接サイクルである実用高温ガス炉の挙動を模擬するため、中間熱交換器1次側の流量を減少させることで、原子炉流量を減少させる。

3.4 判断基準

(1) 負荷の喪失

「負荷の喪失」は運転時の異常な過渡変化に分類されるため、判断基準は、HTTR 安全評価時の基準である以下を適用する。

- 燃料温度は 1600°C を超えないこと。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力の1.1倍以下であること。
- 原子炉冷却材バウンダリの温度は次の値を超えないこと。
 - 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4 Cr-Mo 鋼 NT 材を使用する箇所 500°C
 - 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所 600°C
 - 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所 980°C

(2) 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化

他水素製造法と比較して経済的に競合可能な水素製造を目指して、高温ガス炉に接続する水素製造施設は高压ガス保安法等の下で一般産業施設として建設することを設計方針としている[4]。水素製造施設を一般産業施設として建設するには、水素製造施設を安全重要度分類上の機能から除外することが求められ、これには、水素製造施設の状態によらず原子炉の通常運転を確保することが要求される。そのため、本事象に対する判断基準は、高温ガス炉水素製造施設の原子炉施設において通常運転で許容される変動幅である。ここで、原子炉施設の通常運転を保安規定における「異常時の措置に規定される状態を生じさせないこと」と定義すると、通常運転で許容される変動幅は、定格運転時のプロセス値と原子炉施設の保安規定で定められた警報装置の作動条件の差となる。HTTR 接続熱利用システムでは判断基準は以下となる。

- 原子炉出力上昇幅は3%を超えないこと。
- 原子炉出口冷却材温度上昇幅は7°Cを超えないこと。
- 原子炉入口冷却材温度上昇幅は10°Cを超えないこと。
- 中間熱交換器出口1次冷却材温度上昇幅は10°Cを超えないこと。
- 1次・2次ヘリウム差圧変動幅は0.09MPa～-0.23MPaを超えないこと。
- 中間熱交換器出口2次ヘリウム温度上昇幅は13°Cを超えないこと。

3.5 評価結果

(1) 負荷の喪失

負荷の喪失発生時のプラントの挙動を **Fig.3.2** に示す。負荷の喪失により、ガスタービン回転数が急激に上昇し、約13秒で「タービン回転数高」信号のタービントリップ点に達し、その後、「タービンバイパス弁開」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、タービン回転数上昇は110%程度までに抑えられる。また、原子炉出力は初期値から上昇することなく、燃料最高温度上昇は3°C程度に抑えられ、その後、徐々に低下する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性について、中間熱交換器や1次加圧水冷却器伝熱管、原子炉圧力容器温度、1次冷却設備圧力はいずれも判断基準を超過しない。

(2) 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化

水素製造施設で異常が発生した場合のプラントの挙動を **Fig.3.3** に示す。水素製造施設での異常発生により、第2中間熱交換機での除熱量が喪失することでタービン入口温度が急激に上昇するものの、タービン入口温度制御によりその上昇幅は 16°C 程度に抑制される。この際、原子炉流量低下に伴い原子炉出口温度が上昇するため、原子炉出口温度制御系により原子炉出力は約 0.6% 低下する。この時、原子炉出口温度や原子炉入口温度上昇幅はそれぞれ、6°C 及び 2°C であり、判断基準を超過しない。また、中間熱交換器1次側及び2次側出口温度の上昇幅についても、3°C 及び 6°C であり、判断基準を上回ることはない。さらに、中間熱交換器1次・2次差圧についてもその変動幅は-0.03MPa 程度であり、判断基準を超過しない。

3.6 まとめ

安全評価結果から、「負荷の喪失」に対して、実用高温ガス炉と同じ緩和設備を適用しつつ、実際より十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料最高温度は判断基準を満足するので炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。さらに、「水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化」に対して、実用高温ガス炉と同じ運転制御方法を適用することで、原子炉施設の保安規定で定められた警報装置の作動条件を超過することなく、原子炉施設が通常運転継続が可能である。

Table 3.1 新規追設設備に対する FMEA (1/2)

設備	機器	故障モード	与える影響	事象分類	
2次へりウム冷却設備	第2中間熱交換器	伝熱管の破損	2次へりウム流量増大	2次冷却設備の除熱量増大	
		胴部破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
	ガスタービン (タービン、 圧縮機、 発電機)	発電機負荷の喪失	タービン回転数上昇	負荷の喪失	
		タービンブレード破損	2次へりウム圧力変動	2次へりウム冷却設備の除熱量増大、減少	
		軸固着、軸受系破損	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
		軸破損	2次へりウム圧力変動	2次へりウム冷却設備の除熱量増大、減少	
		軸シール破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
		発電機故障	タービン回転数上昇	負荷の喪失	
	再生熱交換器	母線故障	タービン回転数上昇	負荷の喪失	
		伝熱部の破損	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
		胴部の破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
		伝熱管、内胴の破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
	前置冷却器	伝熱管、内胴の破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
		冷却器	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失	
	隔離弁	誤閉	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
		誤開	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
	タービンバイパス弁	誤閉	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
		誤開	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
	タービン入口温度制御弁	誤閉	2次へりウム流量増大	2次冷却設備の除熱量増大	
		誤開	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少	
二重管	外管の破損、二重管破断	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失		
	内管の破損	2次へりウム流量の減少	2次へりウム冷却設備の除熱量減少		
単管	配管破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失		
	破裂板の破損	2次へりウム流量、圧力の減少	2次へりウム冷却材の喪失		
安全弁					

Table 3.1 新規追設設備に対する FMEA (2/2)

設備	機器	故障モード	与える影響	事象分類
3次冷却設備	冷却塔	伝熱管の破損	3次冷却材流量、圧力減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		ファン軸固着、モーターコントロールセリセンタ故障	冷却塔除熱量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
	冷却水ポンプ	回転数低下、停止	3次冷却材流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		軸固着	3次冷却材流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		回転数上昇	3次冷却材流量増大	2次冷却設備の除熱量増大
		回転数低下、停止	3次冷却材流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
	加圧水循環ポンプ	軸固着	3次冷却材流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		回転数上昇	3次冷却材流量増大	2次冷却設備の除熱量増大
	膨張槽	容器破損	3次冷却材流量、圧力減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		容器破損	3次冷却材流量、圧力減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
	加圧器	誤加圧	3次冷却材圧力の上昇	分類なし (除熱量が変化しないため)
		誤減圧	3次冷却材圧力の減少	分類なし (除熱量が変化しないため)
	配管	配管の破損	3次冷却材流量、圧力の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		安全弁	誤開	3次冷却材流量、圧力の減少
3次へリウム循環機	3次へリウム循環機	軸固着	3次へリウム流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		回転数上昇	3次へリウム流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
	安全弁	冷却水配管の破損	3次へリウム流量の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少
		破裂板の破損	3次へリウム流量、圧力の減少	2次へリウム冷却設備の除熱量減少

Table 3.2 解析に使用する初期定常運転条件

項目	単位	条件
原子炉出力	MW	30.75
原子炉冷却材入口温度	°C	397
原子炉冷却材出口温度	°C	967
炉心バイパス流量割合	%	12
燃料最高温度	°C	1495
炉容器冷却設備除熱量	MW	0.6
中間熱交換器 2次冷却材入口温度	°C	150
中間熱交換器 2次冷却材出口温度	°C	900
中間熱交換器 2次冷却材流量	kg/s	2.58
1次冷却材圧力	MPa	4.17
2次ヘリウム圧力	MPa	4.23
加圧水圧力	MPa	3.5

Table 3.3 原子炉スクラム信号の設定値および応答時間

原子炉スクラム信号		設定値	応答時間 (s)
出力領域中性子束	高	112%	-
中間熱交換器1次冷却材流量	低	88%	3.2
1次加圧水冷却器ヘリウム流量	低	88%	3.2
中間熱交換器出口1次冷却材温度	高	415°C	100
原子炉冷却材出口温度	高	977°C	100
炉心差圧	低	70%	2.0
1次加圧水冷却器加圧水流量	低	82%	1.3
1次冷却材・加圧水差圧	高	0.883MPa	3.2
1次冷却材・加圧水差圧	低	0.0981MPa	3.2
1次・2次ヘリウム差圧	大	0.186MPa	2.2
タービンバイパス弁	開		0.2

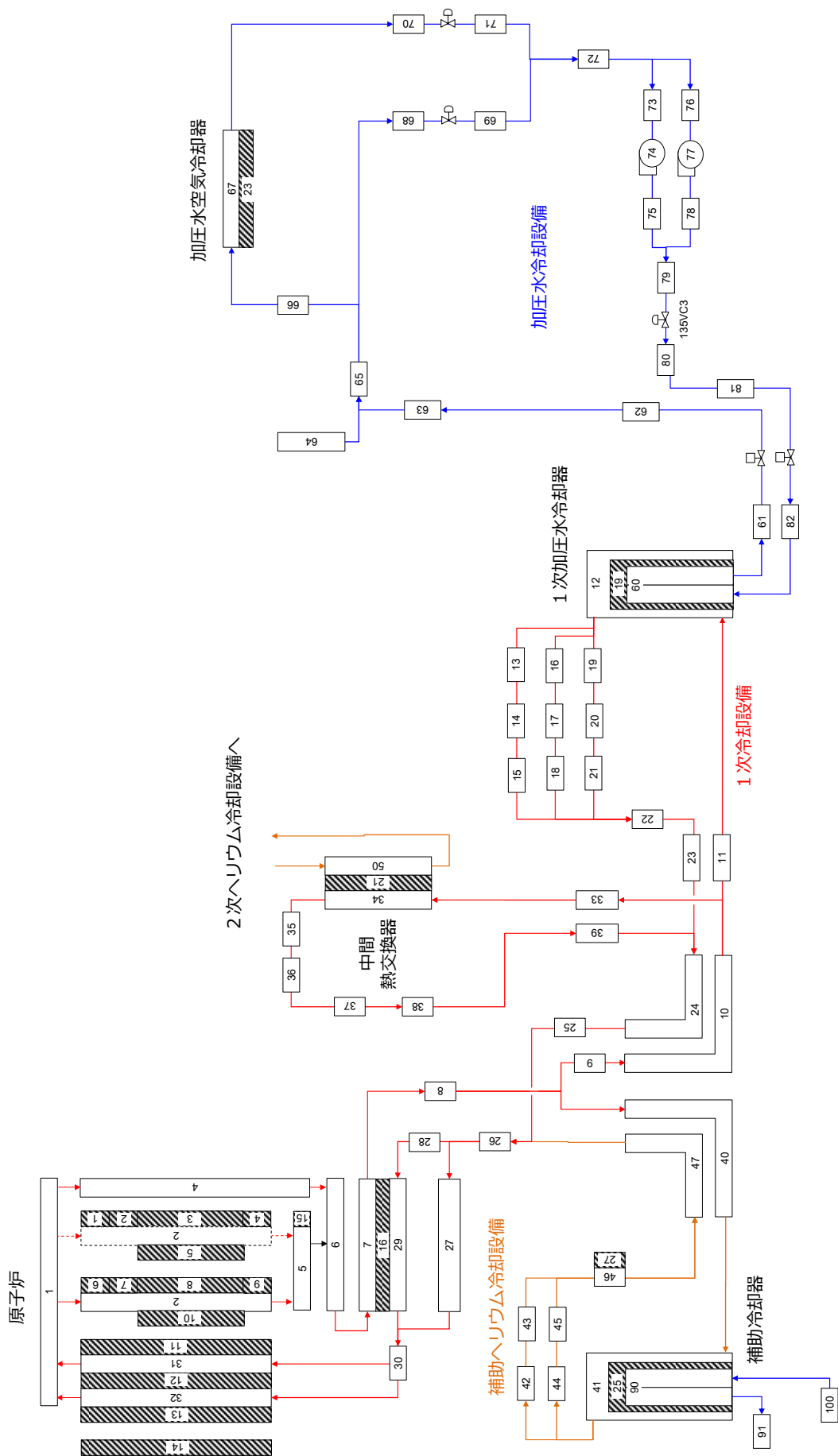


Fig.3.1(a) HTTR 接続熱利用システムの解析ノード(1次冷却設備、加圧水冷却設備、補助ヘリウム冷却設備)

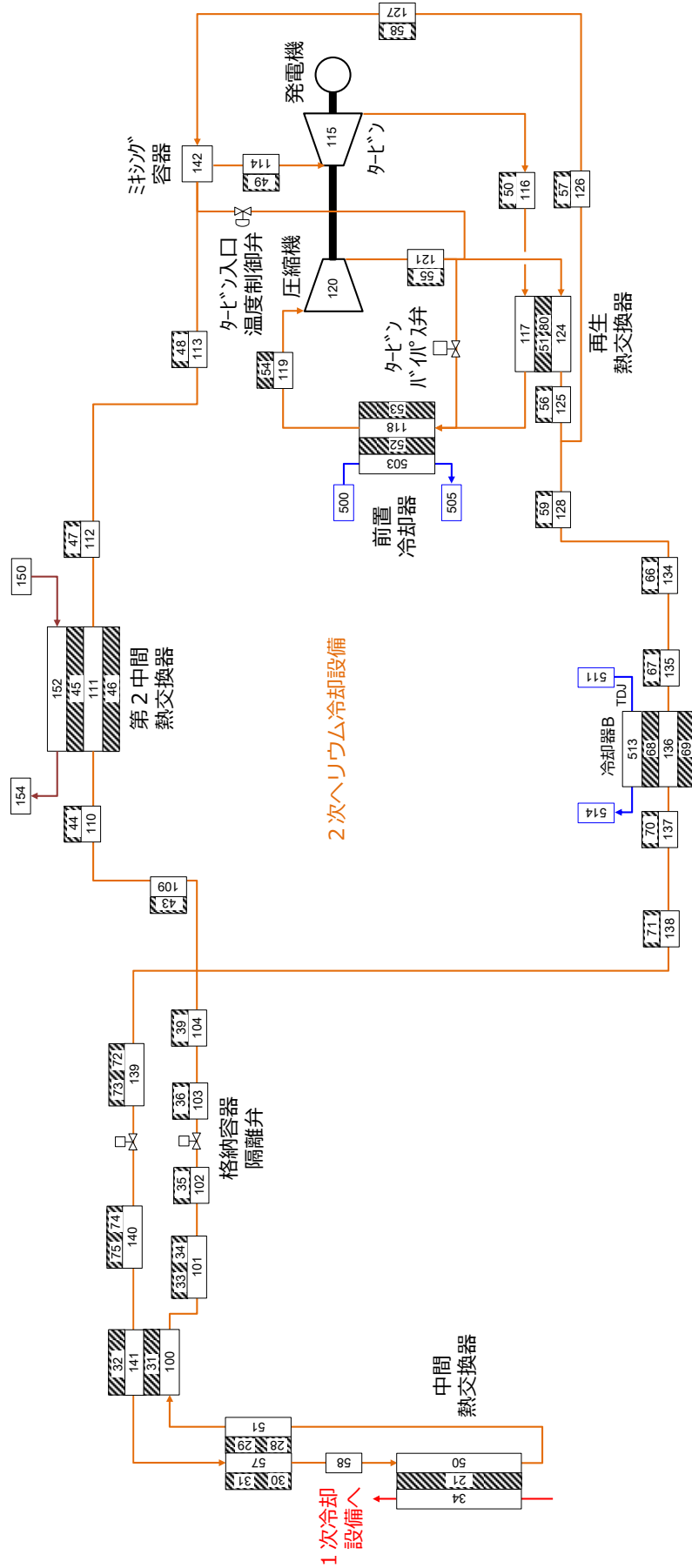
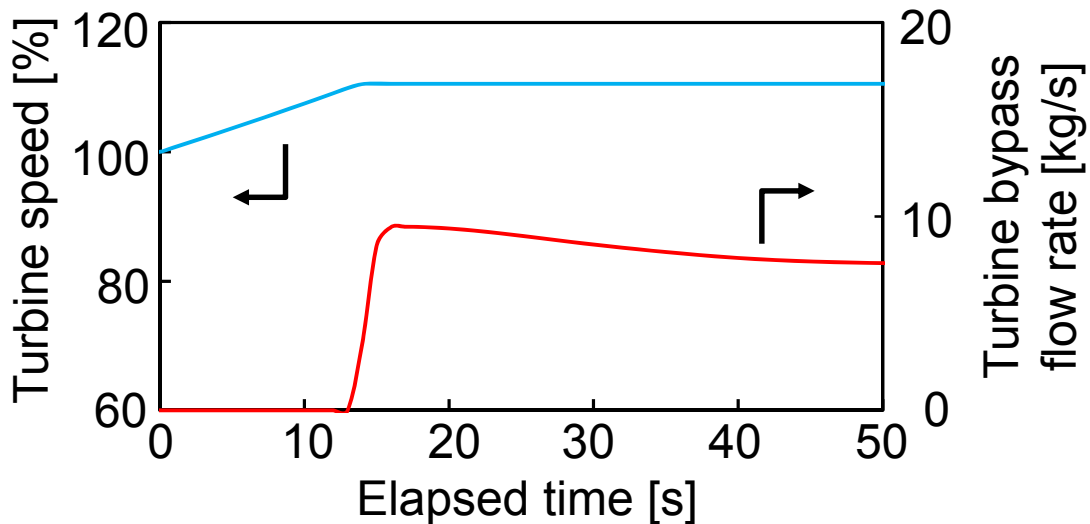
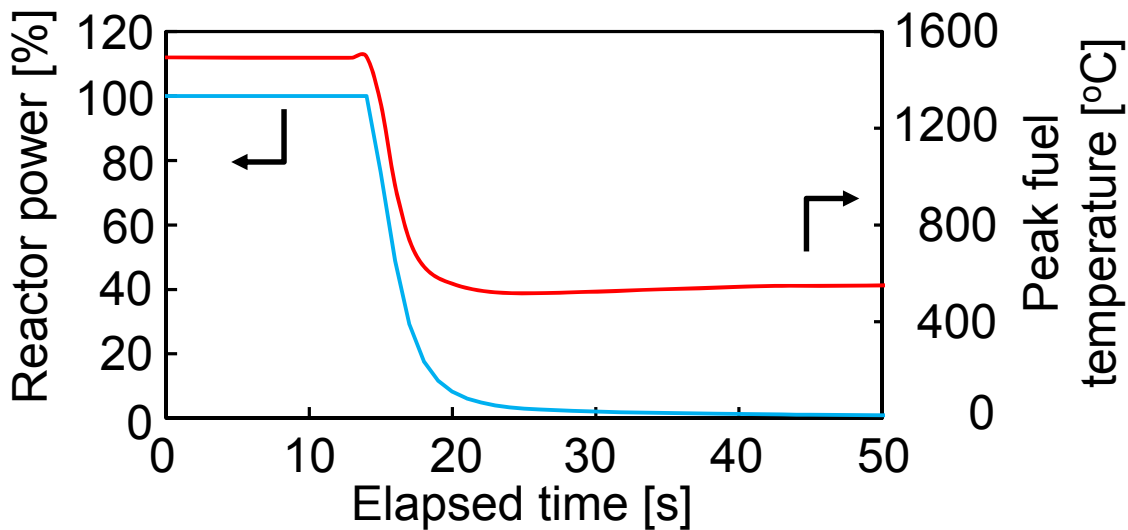


Fig.3.1(b) HTTR 接続熱利用システムの解析ノード (熱電併給運転、2次ヘリウム冷却設備)

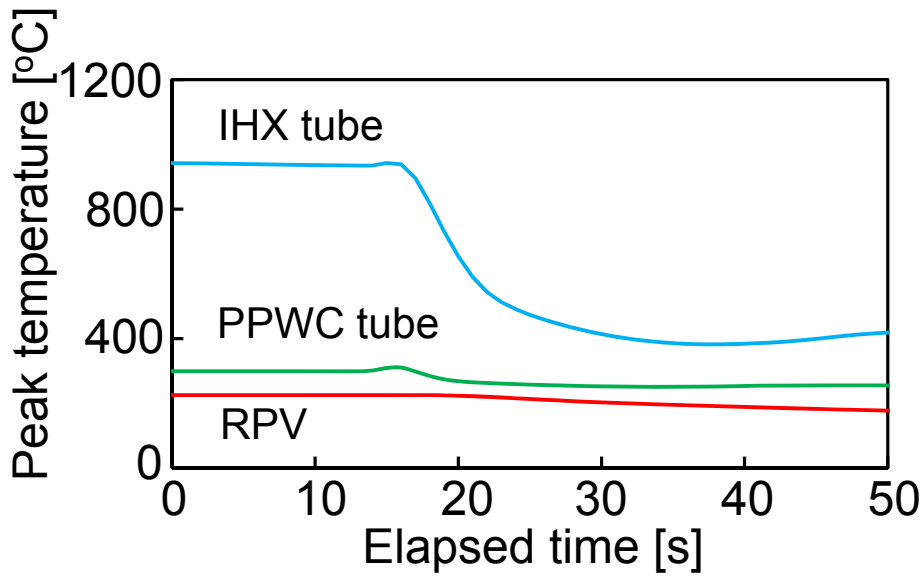


(a) タービン回転数及びタービンバイパス弁流量

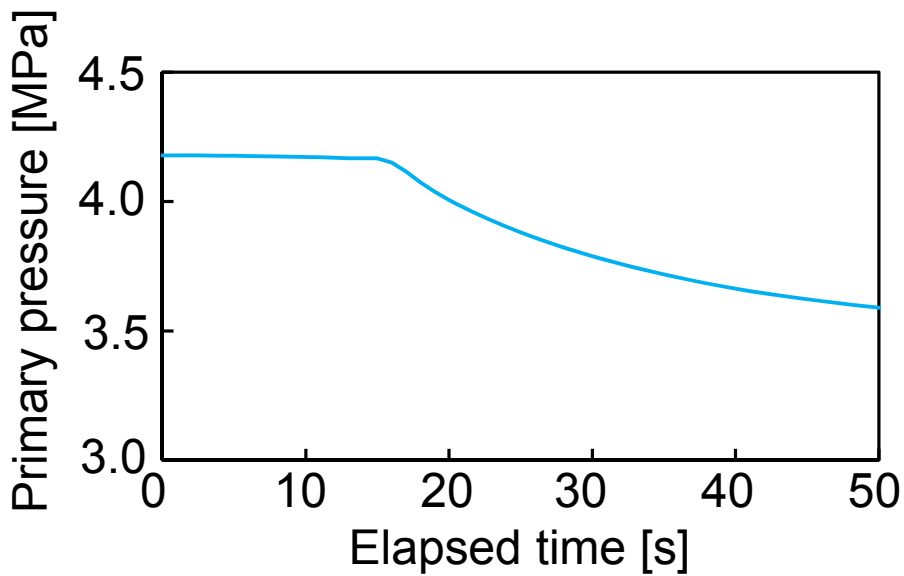


(b) 原子炉出力及び燃料最高温度

Fig.3.2 負荷の喪失時におけるプラント過渡挙動(1/2)

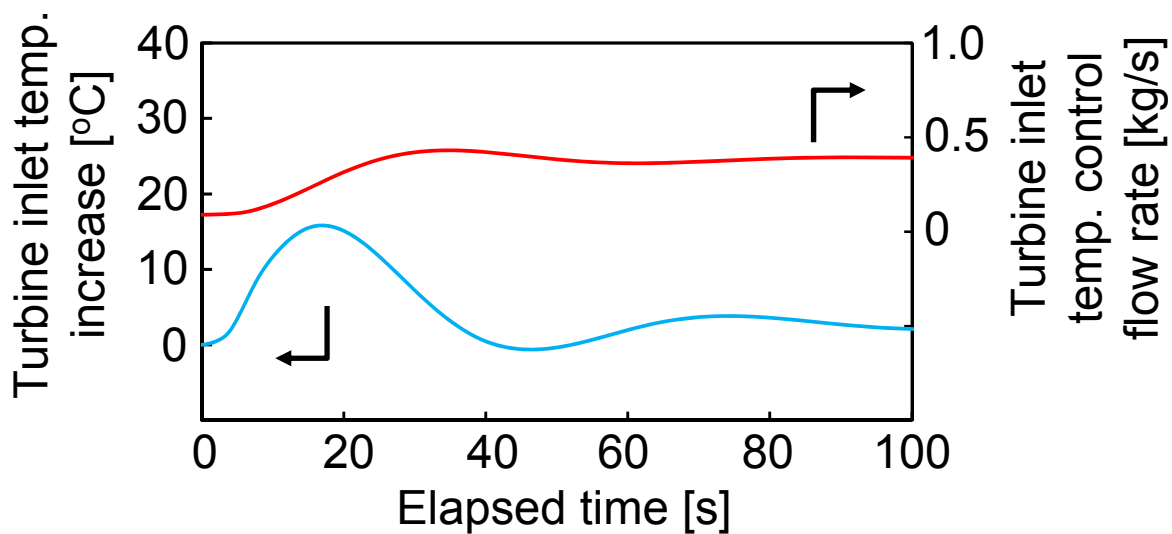


(c) 中間熱交換器伝熱管、1次加圧水冷却器伝熱管及び原子炉压力容器最高温度

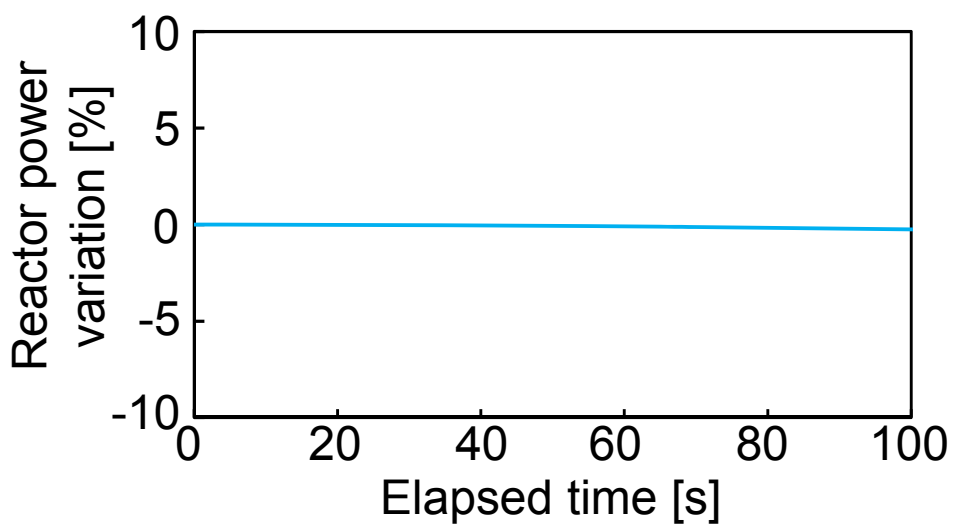


(d) 1次冷却設備圧力

Fig.3.2 負荷の喪失時におけるプラント過渡挙動(2/2)

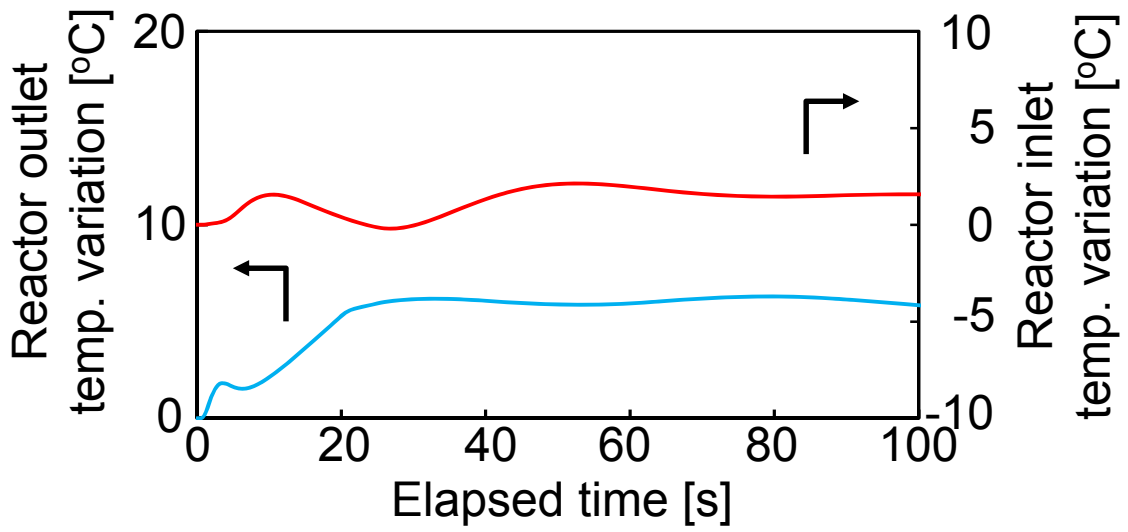


(a) タービン入口温度変動及びタービン入口温度制御弁流量

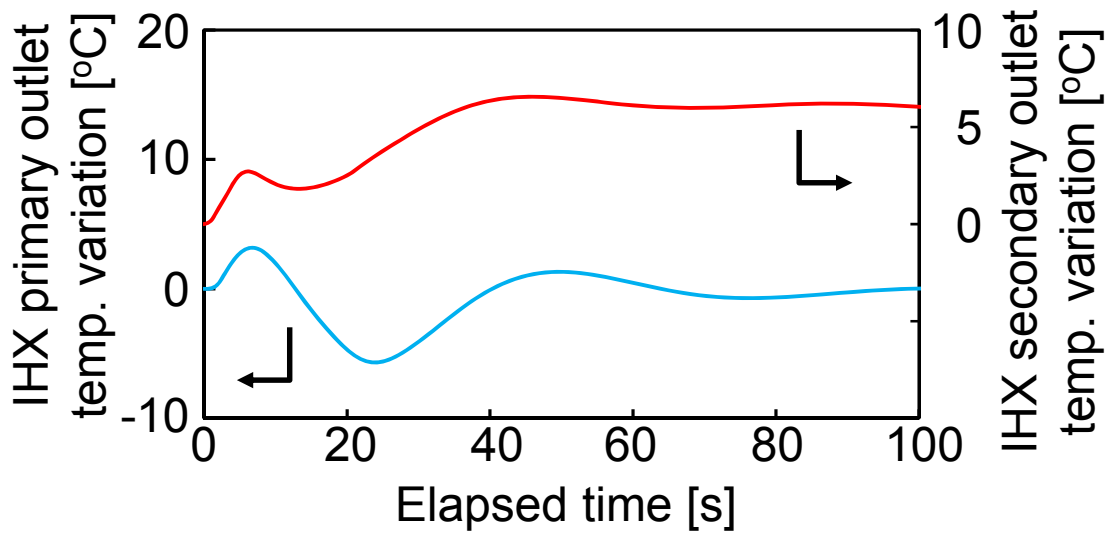


(b) 原子炉出力変動

Fig.3.3 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化時におけるプラント過渡挙動(1/3)



(c) 原子炉出口温度及び原子炉入口温度変動



(d) 中間熱交換器1次側出口温度及び2次側出口温度変動

Fig.3.3 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化時におけるプラント過渡挙動(2/3)

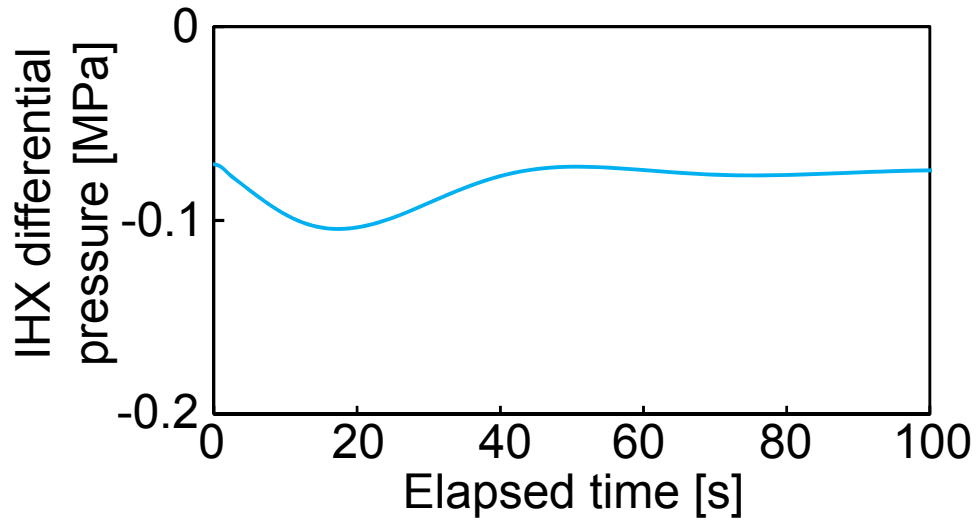


Fig.3.3 水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での
過渡変化時におけるプラント過渡挙動(3/3)

4. まとめ

原子力機構では、世界で初めての原子炉施設へのヘリウムガスタービン及び水素製造施設の接続に係る許認可の取得やヘリウムガスタービン発電や水素製造技術の確証を目的に、HTTR から取り出される核熱を用いてヘリウムガスタービン発電及び水素製造を行う HTTR 熱利用試験を計画している。本報では、HTTR にヘリウムガスタービンや水素製造施設から成る熱利用システムを接続した、HTTR 接続熱利用システムのプラント過渡挙動評価結果を報告した。初めに、ヘリウムガスタービンや水素製造施設の HTTR への接続に伴い評価が必要となる事象として「負荷の喪失」及び「水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化」を選定した。次に、当該事象についてシステム解析コードによりプラント過渡挙動評価を行った。評価結果から、「負荷の喪失」に対して実際より十分厳しい結果を与える仮定を用いた解析においても、燃料最高温度は判断基準を満足し、炉心の冷却能力が失われず、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度および圧力は判断基準を満足するので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることがないことを確認した。また、「水素製造施設での異常に起因する2次ヘリウム冷却設備での過渡変化」に対して、原子炉施設の保安規定で定められた警報装置の作動条件を超過することなく、原子炉施設が通常運転継続が可能であることを確認した。

今後は、ヘリウムガスタービンと水素製造施設の HTTR への接続に係る設置許可変更申請時において、設計進捗に応じた再評価を実施する。

謝 辞

HTTR 接続熱利用システムの安全評価にあたり貴重なご助言を頂いた高温ガス炉水素・熱利用研究センター 國富一彦センター長、西原哲夫ディビジョン長、高温工学試験研究炉部 沢和弘部長に感謝いたします。

参考文献

- [1] Yan X, Sato H, Sumita J, et al., HTTR-GT/H₂ test plant – system design, Proceedings of 2016 International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR2016), Las Vegas, NV, USA, 2016, pp.827–836.
- [2] Saito S, Tanaka T, Sudo Y, et al. Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994, 247p.
- [3] Tsukamoto H, Oyama S, Suyama K, et al., HTTR-GT/H₂ test plant - design study on helium gas turbine for the heat utilization system connected to JAEA 's HTTR, Proceedings of 2016

International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR2016), Las Vegas, NV, USA, 2016, pp.837–844.

- [4] 佐藤博之, 大橋弘史, 田澤勇次郎ほか, 水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計方針の検討, JAEA-Technology 2013-015, 2013, 68p.
- [5] 大橋一孝, 西原哲夫, 田澤勇次郎ほか, 高温ガス炉水素製造システムにおける安全評価方針について, JAEA-Technology 2008-093, 2009, 56p.
- [6] 佐藤博之, 大橋弘史, 田澤勇次郎ほか, HTTR-IS水素製造システムの安全予備解析, JAEA-Technology 2010-012, 2010, 65p.
- [7] US NRC, RELAP5/MOD3 Code Manual, 1995, NUREG/CR-5535.
- [8] Sato H, Ohashi H, Nakagawa S, et al., Validation and application of thermal hydraulic system code for analysis of helically coiled heat exchanger in high-temperature environment, J. Nucl. Sci. Technol. Vol.51, 2014, pp.1324–1335.

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량	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組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	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 ^(e)	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	ウェーバ	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
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	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
電表面電荷	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	クーロン毎キログラム	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	名称	記号	乗数	名称	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=60 s
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/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) 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 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=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) 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	
デシベル	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
エルグ	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 =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm 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=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 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=1cGy=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=0.2 g=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=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

