



HTTR-IS 水素製造システムの安全予備解析

Preliminary Safety Analysis of the HTTR-IS Nuclear Hydrogen Production System

佐藤 博之 大橋 弘史 田澤 勇次郎 坂場 成昭 橘 幸男

Hiroyuki SATO, Hirofumi OHASHI, Yujiro TAZAWA
Nariaki SAKABA and Yukio TACHIBANA

原子力水素・熱利用研究センター
小型高温ガス炉研究開発ユニット

Small-sized HTGR Research & Development Division
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center

June 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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, 2010

HTTR-IS 水素製造システムの安全予備解析

日本原子力研究開発機構 原子力水素・熱利用研究センター
小型高温ガス炉研究開発ユニット

佐藤 博之、大橋 弘史、田澤 勇次郎^{*}、坂場 成昭⁺、橘 幸男

(2010年3月26日 受理)

原子力機構では、高温工学試験研究炉(HTTR)からの高温核熱を用いて、熱化学法 IS プロセスにより水素製造を実証するシステム(HTTR-IS 水素製造システム)の設計研究を進めている。これまでの検討により、HTTR への水素製造設備接続における設備変更に伴い、安全評価において新たな事象として解析が必要な事象(運転時の異常な過渡および事故)および HTTR 安全審査時における事象の代表性もしくは包絡性に変更が生じる可能性がある事象を抽出した。そこで、これらの事象について、将来の国による安全評価に先立ち、システム評価コードを用いて安全予備解析を実施した。解析の結果、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇、2 次ヘリウム冷却設備二重管破断などの各事象において燃料温度、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度等の評価項目が HTTR 安全審査時に定められている運転時の異常な過渡時および事故時の判断基準を超えることなく異常事象が安全に終止することを示した。本報では、各事象に対する解析条件、事象シーケンスおよび解析結果を報告する。

大洗研究開発センター(駐在): 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

+ 経営企画部

※技術開発協力員

Preliminary Safety Analysis of the HTTR-IS Nuclear Hydrogen Production System

Hiroyuki SATO, Hirofumi OHASHI, Yujiro TAZAWA[✳],
Nariaki SAKABA⁺ and Yukio TACHIBANA

Small-sized HTGR Research & Development Division,
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 26, 2010)

Japan Atomic Energy Agency is planning to demonstrate hydrogen production by thermochemical water-splitting IS process utilizing heat from the high-temperature gas-cooled reactor HTTR (HTTR-IS system). The previous study identified that the HTTR modification due to the coupling of hydrogen production plant requires an additional safety review since the scenario and quantitative values of the evaluation items would be altered from the original HTTR safety review. Hence, preliminary safety analyses are conducted by using the system analysis code. Calculation results showed that evaluation items such as a coolant pressure, temperatures of heat transfer tubes at the pressure boundary, etc., did not exceed allowable values. Also, the peak fuel temperature did not exceed allowable value and therefore the reactor core was not damaged and cooled sufficiently. This report compiles calculation conditions, event scenarios and the calculation results of the preliminary safety analysis.

Keywords: IS Process, HTTR, HTTR-IS System, Safety Review, Safety Analysis

+ Policy Planning and Administration Department

✳Collaborating Engineer

目次

1. はじめに	1
2. HTTR-IS 水素製造システムの概要	3
2.1 HTTR-IS 水素製造システムの目的	3
2.2 HTTR-IS 水素製造システムの概念設計	3
2.3 HTTR-IS 水素製造システムの安全設計および評価方針	4
2.4 HTTR 設備変更に伴う解析対象事象	5
3. HTTR-IS 水素製造システムの安全予備解析	8
3.1 システム評価コードの概要	8
3.2 解析条件	9
3.3 判断基準	14
3.4 過渡解析結果	14
3.4.1 運転時の異常な過渡変化	14
3.4.2 事故	17
4. おわりに	19
謝辞	19
参考文献	20
付録	48

Contents

1. Introduction.....	1
2. Outline of the HTTR-IS hydrogen production system.....	3
2.1 Objective of the HTTR-IS system.....	3
2.2 Conceptual design of the HTTR-IS system.....	3
2.3 Strategy of the safety evaluation.....	4
2.4 Event identification.....	5
3. Preliminary safety analysis of the HTTR-IS system.....	8
3.1 Summary of the system analysis code.....	8
3.2 Calculation conditions.....	9
3.3 Evaluation criteria.....	14
3.4 Transient analysis.....	14
3.4.1 Anticipated operational occurrences.....	14
3.4.2 Accidents.....	17
4. Concluding remarks.....	19
Acknowledgements.....	19
References.....	20
Appendix.....	48

1. はじめに

近年、環境問題として取り上げられている地球温暖化問題の主要因は化石資源を利用した各種産業や自動車から排出される炭酸ガスによるものであると考えられている。また、化石資源の産出は特定の地域に集中することから、埋蔵量の減少に伴う価格高騰、供給不足が危惧される。これに対し、水素は燃焼により炭酸ガスを排出せず、地球上のあらゆる場所に存在する水を原料とすることから、近年、世界的にその製造、利用方法についての研究開発に対する注目が集まっている。

独立行政法人日本原子力研究開発機構(原子力機構)では、原子力による将来の水素利用社会への貢献を目指し、原子力による水素製造の研究開発を進めている。水素製造の熱源となる原子炉の炉型については、冷却材にヘリウムガス、主要構造材ならびに減速材に黒鉛を用いることにより1,000°C近い高温のヘリウムガスを炉外へ取り出すことが可能である高温ガス炉の研究開発を進め、茨城県の大洗町に高温工学試験研究炉 HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) を建設した¹⁾。HTTR は2004年に世界で初めて950°Cの高温のヘリウムガスを炉外に取り出すことに成功した²⁾。また、2010年には定格熱出力状態での50日間の高温連続運転を達成した。

一方、水素製造法としては炭酸ガスを排出することなく、熱化学的に水を分解する熱化学的水素製造法 Iodine-Sulphur プロセス (IS プロセス)³⁾を第一候補として研究開発を進め、2004年に世界で初めて閉ループ実験室規模による連続水素製造を成功した⁴⁾。IS プロセスは、以下の化学反応の組み合わせによって、熱化学的に水を分解し水素を製造するプロセスであり、その際、副生物として酸素が得られる。



ブンゼン反応生成物は $\text{H}_2\text{SO}_4\text{-H}_2\text{O}$ を多く含む相と $\text{HI-H}_2\text{O-I}_2$ を多く含む相に分離される。各相は精製された後、濃縮、蒸発し、最終的には気相の硫酸とヨウ化水素の状態熱分解される。分解生成物のうち、水素と酸素はプロセスの生成物として取り出され、そのほかの成分はブンゼン反応の原料として還流する。

原子力機構では IS プロセスの実用化に向け、水素製造規模によって研究段階を4段階に分類している。現在は第3段階の信頼性模擬試験の設計⁵⁾および必要となる試験データを要素試験装置により取得しており、併せて、その安全審査には相当量の時間が必要となることが予想される第4段階の HTTR を用いた IS プロセスによる実証システム (HTTR-IS 水素製造システム)⁶⁾のための設計研究を実施している。

HTTR-IS 水素製造 システムでは、HTTR から取り出される核熱を IS プロセスへ供給するため、2次ヘリウム冷却設備を改造する。これまでの検討により、本設備変更

に伴い、HTTR-IS 水素製造システムの安全性を評価する観点から、新規事象として解析の必要な事象および HTTR 安全審査時における事象の代表性もしくは包絡性に変更が生じる事象を抽出した⁷⁾。そこで、これらの事象についてシステム評価コードを用いて安全予備解析を実施した。本報は、各事象に対する解析条件、事象シーケンスおよび解析結果をまとめたものである。

2. HTTR-IS 水素製造システムの概要

HTTR-IS 水素製造システム^{6, 8)}は HTTR および IS プロセスによる水素製造設備から構成され、世界で初めて、原子炉の熱を用いた水素製造を実証することが期待されている。本章では、HTTR-IS 水素製造システムの目的、安全評価方針および設備変更に伴う解析対象事象について述べる。

2.1 HTTR-IS 水素製造システムの目的

HTTR-IS 水素製造システムには、高温ガス炉接続 IS プロセスの商用炉への道筋を示すため、熱効率および水素価格等のユーザー要件の充足および原子力設備と化学プラントの接続に関する安全論理の確立が要求される。本要求達成のための HTTR-IS 水素製造システムの目的を以下のとおり設定した。

- 原子炉の核熱を用いた水素製造の実証
- 原子炉と IS プロセスの接続における安全設計および安全評価手法の確立 (IS プロセスの非原子力施設化)
- 高温隔離弁等の高温機器の実証
- 建設、運転および保守・点検に関する経験の蓄積
- 商用炉の経済性評価に必要なデータの取得

HTTR-IS 水素製造システムでは、技術の実証はもとより、経済性の確証に向けた研究開発が重要である。商用高温ガス炉接続 IS プロセスが他の水素製造法に対して経済的に競合するため、商用段階における製造段階の水素価格を 21 円/Nm³と設定した⁹⁾。そのためには IS プロセスの製造コストを可能な限り削減する必要があり、IS プロセスへの一般化学プラント基準法規の適用および機器製作コストの低減が必要不可欠である。これらの要件を満たすため、原子力機構では HTTR-IS 水素製造システムの課題を設計レベル毎に設定し¹⁰⁾、研究開発を進めている。

2.2 HTTR-IS 水素製造システムの概念設計

HTTR-IS 水素製造システムの候補となる系統を Fig. 1 に、主要な設計仕様を Table 1 に示す。HTTR-IS 水素製造システムは原子炉、中間熱交換器および IS プロセス等から構成され、原子炉と中間熱交換器の間は 1 次ヘリウムが循環し、中間熱交換器を介して 2 次ヘリウムへ熱を供給する。HTTR-IS 水素製造システムの 2 次ヘリウム冷却設備は隔離弁、二重管、蒸気発生器および冷却器等により構成される。2 次ヘリウムは二重管をとおり、原子炉格納容器を貫通し、隔離弁を経由して IS プロセスの化学反応器群に熱を供給し、IS プロセスの熱過渡のバッファの役割をもつ蒸気発生器および冷却器により冷却された後、2 次ヘリウム循環機により昇圧され、二重管外管をと

おり中間熱交換器へ戻る。また、IS プロセスにバイパスラインを設け、その出入口に切替弁を設置し、IS プロセスにおいて異常事象が発生した場合には IS プロセスを 2 次ヘリウム冷却設備から切り離す。IS プロセスの系統圧力は 2 次ヘリウム圧力以下とし、IS プロセスと 2 次ヘリウム冷却設備間のバウンダリが万が一破損した場合にも、切替弁が閉止するまでの間にプロセス流体が 2 次ヘリウム冷却設備へ侵入するのを防ぐ。HTTR-IS 水素製造システムの 1 次冷却設備は、HTTR の 1 次冷却設備を改造なしに使用することとし、炉心の冷却を目的とした 1 次加圧水冷却器、IS プロセスへ熱を供給する中間熱交換器から構成され、HTTR-IS 水素製造 システムの定格運転時には 1 次加圧水冷却器および中間熱交換器の熱負荷がそれぞれ 20 MW、10MW に配分される「並列運転」¹⁾を行う。また、原子炉スクラム時の炉心残留熱除去を行うための設備として補助冷却設備、配管破断時等の炉心強制冷却機能喪失時の炉心残留熱除去を目的とした炉容器冷却設備が設置されている。原子炉および冷却設備の詳細については、参考文献を参照されたい¹⁾。

2.3 HTTR-IS 水素製造システムの安全設計および評価方針⁷⁾

HTTR-IS 水素製造システムにおいて IS プロセスを非原子力施設として設計、製作し、国の許認可を得ることは商用段階での経済性の成立性を示すという観点から必要不可欠な課題である。これに対し原子力機構では、

- (1) IS プロセスを PS-3 の「通常時除熱機能」から除外し、IS プロセスに起因する異常事象を外部事象と位置付けること、および
- (2) IS プロセス内に内包される流体の放射性物質濃度を原子力設備規格の適用範囲以下とすること、

により IS プロセスを一般化学プラントに適用される基準法規にて設計、製作および管理する設計方針を提案している。前者については、IS プロセスの下流に蒸気発生器を設置し、IS プロセスに起因する除熱異常発生時に弁を切り替えることで原子炉の冷却機能を蒸気発生器により代替する手法を確立しており¹¹⁾、HTTR-IS 水素製造システムでの採用を検討している。また、後者については、原子炉の炉心で発生したトリチウムの IS プロセスへの移行評価手法および移行量低減手法を提案している¹²⁾。

外部事象と位置付けた IS プロセスからの可燃性物質の漏えいに起因する火災および爆発事象および毒性物質の漏えいに起因する毒性ガス漏えい事象については、最大漏えい量、漏えい点の位置などの設計パラメータを取り合い条件として明確にし、水素製造設備側において設計変更があった場合には、原子炉側の安全評価として火災爆発事象および毒性ガス漏えい事象を再評価することで、原子炉側の安全性が確保されていることを担保する方針である⁷⁾。これらの評価方法については既報¹³⁾を参照されたい。

上記の安全設計方針に基づくことで、IS プロセスを原子炉施設の安全評価の対象から除外することを可能とする。

2.4 HTTR 設備変更に伴う解析対象事象

HTTR から取り出される核熱の IS プロセスへの供給には、現在の HTTR に対して以下の改造および運転条件の変更が必要となる。

- ・ 2 次加圧水冷却器の撤去
- ・ 2 次ヘリウム冷却設備配管の原子炉格納容器および原子炉建屋外への引き直し
- ・ 2 次ヘリウム冷却設備への格納容器隔離弁および建屋隔離弁の設置
- ・ IS プロセスの設置
- ・ 2 次ヘリウム冷却設備への蒸気発生器および冷却器の設置
- ・ 2 次ヘリウム循環機の原子炉格納容器外への移設
- ・ 中間熱交換器 2 次側運転条件 (温度および流量) の変更
- ・ 加圧水空気冷却設備運転条件 (温度および流量) の変更

原子炉設備の変更点を Fig.2 に示す。既報⁷⁾において、本設備変更により新規事象として解析が必要となる事象および HTTR 安全審査時における事象から代表性もしくは包絡性に変更が生じる事象が抽出されている。以下に抽出された事象の概要を示す。

(1) 運転時の異常な過渡変化

(a) 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇(Anticipated Operational Occurrence (AOO)-1)

原子炉の出力運転中に、中間熱交換器流量制御系の故障あるいは 1 次ヘリウム循環機回転数制御装置の誤作動により、1 次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下して、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象である。IS プロセスへの高温ヘリウムガスの熱供給に伴い、中間熱交換器 2 次側における出入口温度および流量条件がそれぞれ、860°C から 905°C、300°C から 129°C および 12t/h から 8.8t/h へ変更となる。本運転条件の変更により、HTTR 安全審査時における評価結果と過渡挙動が異なると予想されるため、再解析が必要である。

(b), (c) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉および誤開(AOO-2 および AOO-3)

原子炉の出力運転中に加圧水温度制御系の誤動作によって、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤閉もしくは誤開して、加圧水冷却設備の冷却量が増加もしくは減少し、加圧水温度が下降もしくは上昇するとともに、原子炉入口温度が下降もしくは上昇する現象である。2 次加圧水冷却器の撤去に伴い、加圧水空気冷却設備における加圧水流量が 630t/h から 410t/h へと変更となる。本運転条件の変更により、HTTR 安全審査時における評価結果と過渡挙動が異なると予想されるため、再解析

が必要である。

(d) 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開(AOO-4)

原子炉の出力運転中に誤動作もしくは運転員の誤操作によって、2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開することにより、2次ヘリウム圧力および2次ヘリウム流量が減少し、中間熱交換器を介した除熱量が低下し、原子炉入口温度が上昇する現象である。2次ヘリウム冷却設備における新規機器増設および配管の引き回しにより、2次ヘリウム冷却設備インベントリが増加することから、2次ヘリウム排出弁の定格容量が変更となる。本設計変更により、HTTR 安全審査時における評価結果と過渡挙動が異なると予想されるため、再解析が必要である。

(e) 2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉(AOO-5)

原子炉の出力運転中に誤動作もしくは運転員の誤操作によって、2次ヘリウム系格納容器隔離弁および原子炉建屋隔離弁が誤閉することにより、2次ヘリウム流量が減少し、中間熱交換器を介した除熱量が低下し、原子炉入口温度が上昇する現象である。2次ヘリウム冷却設備の配管を原子炉格納容器および原子炉建屋外へ引き回すため、新たに隔離弁を設置する必要がある。この機器設置により、新規事象として解析が必要である。

(2) 事故

(a) 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損(Accident (ACD)-1)

原子炉の出力運転中に何らかの原因で2次ヘリウム冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、2次ヘリウムの一部が破損部を通して蒸気発生器に戻り、中間熱交換器をバイパスすることで、中間熱交換器の除熱能力が低下し、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性を有する事象である。IS プロセスへの高温ヘリウムガスの熱供給に伴い、二重管における温度および流量条件、配管径および流路長などの設計条件が変更となる。本変更により、HTTR 安全審査時における評価結果と過渡挙動が異なると予想されるため、再解析が必要である。

(b) 2次ヘリウム冷却設備二重管破断(ACD-2)

原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次ヘリウム冷却設備二重管が瞬時に破断し、2次ヘリウムの流量が喪失することで、中間熱交換器除熱能力が喪失し、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性を有する事象である。IS プロセスへの高温ヘリウムガスの熱供給に伴い、二重管における温度および流量条件、配管径および流路長などの設計条件が変更となる。また、2次ヘリウム冷却設備における新規機器増設および配管の引き回しにより、2次ヘリウム冷却設備におけるインベントリが増加することから、HTTR 安全審査時に

おける評価結果と過渡挙動が異なると予想されるため、再解析が必要である。

(c) 中間熱交換器伝熱管破損(ACD-3)

原子炉の出力運転中に何らかの原因で中間熱交換器伝熱管が瞬時に破断し、1次冷却設備から2次ヘリウム冷却設備へ核分裂生成物が移行する可能性を有する事象である。2次ヘリウム冷却設備配管の原子炉格納容器外への引き回しに伴い隔離弁が設置されることから、HTTR 安全審査時における事象推移に変更が生じるため、再解析が必要である。

3. HTTR-IS 水素製造システムの安全予備解析

HTTR への IS プロセス接続時における HTTR 設備変更に伴い、新規事象として解析の必要な事象および HTTR 安全審査時における事象の代表性もしくは包絡性に変更が生じる可能性がある事象について安全解析を実施した。本章では、解析に用いたシステム評価コードの概要、解析条件および解析結果について述べる。

3.1 システム評価コードの概要

HTTR-IS 水素製造システムの安全解析には、プラント過渡挙動を評価可能なシステム評価コードが必要である。原子力機構では、RELAP5 MOD3¹⁴⁾をベースにした高温ガス炉システム評価コードの開発を行っており^{15, 16)}、本コードでは、HTTR-IS 水素製造システムを対象とした原子炉出力、温度、圧力、流量および制御特性等の動特性の計算が可能である。また、2次ヘリウムと熱交換を行う IS プロセス化学反応器のプロセス側における温度、圧力、流量および組成の計算が可能である¹⁶⁾。本コードには、高温ガス炉の過渡挙動評価を目的としてヘリウムや黒鉛等の物性モデル、炉心や中間熱交換器および1次加圧水冷却器等の主要機器に用いる熱伝達相関式を組み込んだ¹⁵⁾。また、二流体モデルの採用により、作動流体として気液二相流状態を含む水や水蒸気を取り扱うことも可能であるため、蒸気発生器や放熱器の過渡挙動が評価可能である。

伝熱流動特性に関する基礎式は連続の式、運動量保存式およびエネルギー保存式から構成し、核特性は1点近似の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。原子炉設備である原子炉、1次ヘリウム系、補助冷却系、加圧水冷却設備および2次ヘリウム冷却設備に設置される蒸気発生器のモデルについては HTTR 出力上昇試験および模擬試験装置の試験で得られたデータを用いて検証済みである^{15, 17)}。

解析対象のノード図を Fig 3 に示す。原子炉は圧力容器および固定反射体間の流路(P2)、固定反射体(HS25)、上部プレナム(B4)、原子炉圧力容器(HS30)、炉容器冷却設備、炉心バイパス流路(P10)、下部プレナム(B12)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構成され、それぞれ冷却材流路(P6 および P8)、燃料(HS10 および HS20) および黒鉛ブロック(HS11 および HS21)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弁(V9)で模擬された圧力損失要素により調整を行う。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(VCS: Vessel Cooling System)における除熱量は圧力容器表面積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(PPWC: Primary Pressurized Water Cooler)、中間熱交換器(IHX: Intermediate Heat eXchanger)、PPWC 用1次ヘリウム循環機(PGC:

Primary Gas Circulator) (Pump 36、Pump 42 および Pump 82)、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機(Pump 20)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(B32)、加圧水流路(P102)および伝熱管(HS50)から、中間熱交換器は 1 次ヘリウム側流路(P18)、2 次ヘリウム側流路(P62)および伝熱管(HS40)から構成される。補助冷却設備は補助冷却器(P50 および HS70)および補助ヘリウム循環機(TJ55 および TJ95)から構成される。加圧水冷却設備は加圧水空気冷却器(P116 および HS110)および加圧水循環ポンプ(PWP: Pressurized water pump) (Pump 124 および Pump128)から構成される。2 次ヘリウム冷却設備は二重管内管(P86、P88、P64 および P194)、二重管外管(P168、P166、P60 および P193)、隔離弁、IS プロセスバイパス流路切替弁(ISIV: IS process Isolation Valve) (V65 および V701)、蒸気発生器、ヘリウム冷却器、2 次ヘリウム循環機(SGC: Secondary cooling system Gas Circulator) (Pump74)から構成される。隔離弁は高温側格納容器隔離弁(HTCIV: High Temperature Containment vessel Isolation Valve) (V91)、低温側格納容器隔離弁(LTCIV: Low Temperature Containment vessel Isolation Valve) (V77)、高温側原子炉建屋隔離弁(HTRIV: High Temperature Reactor building Isolation Valve) (V196)および低温側原子炉建屋隔離弁(LTRIV: Low Temperature Reactor building Isolation Valve) (195)から構成される。二重管では内管から外管への熱移動を考慮するため、構造材(HS160-HS163)をモデル化している。サーモサイフォン型の蒸気発生器は気水ドラム(SV260、SV270 および B280)、マニホールド(B250)、伝熱管周り(SV220、222、230、232、240 および 242)、下部プレナム(B210)、上昇管(SV245)、下降管(SV300)、ヘリウムガス流路(P66)および伝熱管(HS220、HS230 および HS240)に分割している。さらに、気水ドラム部気液分離と循環流れの観点から蒸気部(B280)、気液分離部 SV270)および液面下部(SV260)に分割している。また、ヘリウムガスは温度勾配が大きいことからヘリウムガス流路の流れ方向に 10 分割している。2 次ヘリウムガス系からの熱は伝熱管を通して水側へと伝えられる。放熱器は強制通風型の空気冷却器であり、水-蒸气流路(P360)および伝熱管(HS360)により構成されている。ヘリウム冷却器はヘリウム流路(P68)、冷却水流路(P152)および伝熱管(HS150)から構成され、ヘリウム冷却器出口温度はヘリウム冷却器出口温度調整弁(HCTCV: Helium Cooler outlet Temperature Control Valve) (V71)の開度操作により一定に制御される。IS プロセスは SO₃ 分解器(P702 および HS702)、硫酸分解器 (P704 および HS704)、HI 分解器(P706 および HS706)および HI 蒸留塔リボイラ(P708 および HS708)から構成され、本解析ではプロセス側熱伝達率を境界条件としている。

3.2 解析条件

(1) 初期定常運転状態

解析に用いる初期定常運転条件を Table 2 に示す。以下に主要条件に関する設定根拠を示す。

(a) 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% (1 次冷却材温度、流量および圧力の測定誤差に基づく) 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¹⁸⁾し、初期定常運転における原子炉出力 30.75MW とする。

(b) 原子炉出口冷却材温度

定格値は 950°C に対して、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¹⁾。そのため、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。

(c) 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°C¹⁸⁾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。

(d) 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¹⁹⁾

(e) 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)¹⁹⁾を初期定常運転における燃料最高温度とする。

(f) 炉容器冷却設備除熱量

炉容器冷却設備設計値¹⁸⁾を使用する。

(g) 1 次加圧水冷却器および中間熱交換器 1 次ヘリウム流量

初期定常運転状態における 1 次加圧水冷却器および中間熱交換器 1 次ヘリウム流量は以下により計算した。

$$F_{PPWC} = \frac{2(F_R - F_{ACS})}{3} \quad (1)$$

$$F_{IHX} = \frac{(F_R - F_{ACS})}{3} \quad (2)$$

$$F_R = \frac{(Q_R - Q_V)}{Cp(T_{Rout} - T_{Rin})} \quad (3)$$

ここで、 F_{PPWC} : 1次加圧水冷却器1次ヘリウム流量、 F_R : 原子炉流量、 F_{ACS} : 補助冷却設備1次ヘリウム流量、 F_{IHx} : 中間熱交換器1次ヘリウム流量、 Q_R : 原子炉熱出力、 Q_V : 炉容器冷却設備除熱量、 T_{Rout} : 原子炉出口冷却材温度、 T_{Rin} : 原子炉入口冷却材温度を示す。

(h) 1次加圧水冷却器加圧水出入口温度および圧力

1次加圧水冷却器の設計値²⁰⁾を使用する。

(i) 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次ヘリウム入口温度および流量については、HTTR-IS水素製造システムにおける設計値⁶⁾を使用する。中間熱交換器2次ヘリウム出口温度については、(g)において決定された中間熱交換器交換熱量、中間熱交換器2次ヘリウム入口温度および流量を用いて算出される値915°Cを使用した。

(j) 蒸気発生器圧力

HTTR-IS水素製造システムにおける設計値¹¹⁾を使用する。

(k) 補助冷却器1次ヘリウム流量

補助冷却設備待機時における系統設計値0.197t/hを使用する。

(d) 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¹⁾。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) 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に示すHTTR安全評価時に用いた条件¹⁸⁾を使用する。

ACD-1の解析においては、実際より十分厳しい結果を与えるため、HTTR安全評価時の解析条件に基づき、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号による自動停止は、1次・2次ヘリウム差圧制御系により1次冷却材と2次ヘリウム冷却材の差圧が維持されたとして考慮しない。

(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¹⁸⁾を使用する。

(4) 反応度係数

解析に用いる燃料温度および減速材反応度係数については、HTTR 安全評価時における値¹⁸⁾を使用する。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、炉心の冷却能力が増大する事象に対して最小値を適用する。また、炉心の冷却能力が減少する事象に対しては原子炉がスクラムするまでは、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 ANS5.1²¹⁾から計算される値に 1.2 倍¹⁸⁾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) 起回事象

(a) 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数を瞬時に定格値からインターロック設定値である 12500rpm まで上昇させ、その回転数を維持する¹⁸⁾。

(b) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、加圧水空気冷却器バイパス流量調節弁を加圧水空気冷却器バイパス流路側の流量割合が 20%となる開度まで、瞬時に閉じ、その開度を維持する。

(c) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、加圧水空気冷却器バイパス流量調節弁を加圧水空気冷却器側の流量割合が 80%となる開度まで瞬時に開き、その開度を維持する。

(d) 2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の流量を瞬時に定格流量まで上昇し、その流量を維持する¹⁸⁾。定格流量は、予備評価結果(付録 A.1 参照)から、0.014t/h を採用した。

(e) 2 次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉

2 次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉を想定し、全閉後、その開度を維持する。対象となる隔離弁の数および作動時間については、予備評価結果(付録 A.2 参照)から安全評価項目に対してもっとも厳しい条件である高温側格納容器隔離弁 1 弁の誤閉、作動時間 60 秒を採用した。

(f) 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損を模擬する弁を瞬時に全開させ、その開度を維持する¹⁸⁾。破損する二重管内管断面積はHTTR-IS水素製造システムの設計値(0.049m²)を用いた。

(g) 2次ヘリウム冷却設備二重管破断

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、2次ヘリウム冷却設備二重管の外管の破断を模擬する弁を、1秒で全開へ変動させ、その開度を維持する。同時に、内管の破断を模擬する弁を、1秒で全開させ、その開度を維持する。解析に用いた弁の断面積にはHTTR-IS水素製造システムの設計値(外管:0.071m²、内管:0.049 m²)を用いた。

(h) 中間熱交換器伝熱管破損

HTTR 安全評価時の解析条件と同様に、中間熱交換器伝熱管1本の完全両端破断を模擬し、伝熱管の破損を模擬する弁を、1秒で全開させ、その開度を維持する。格納容器隔離弁の作動条件については、既報での検討結果²²⁾から異常発生後15秒後に格納容器隔離弁が動作するとした。また、作動時間については、予備検討結果(付録A.3参照)から、高温格納容器隔離弁および低温格納容器隔離弁ともに30秒とした。解析に用いた弁の流路断面積には中間熱交換器伝熱管の設計値(0.00096m²)¹⁾を用いた。

(7) 機器の動作に関する解析条件

Table 4 に解析に用いた各機器の動作に関する解析条件を示す。以下に主な条件設定根拠を示す。

- HTTR-IS 水素製造システムの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1次冷却設備の核分裂生成物が2次ヘリウム冷却設備へ移行するのを抑制することを目的として設置する。そのため、本解析では2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉および中間熱交換器伝熱管破損の事象を除き、これらの弁は作動しない。
- HTTR-IS 水素製造システムの原子炉建屋隔離弁は、建屋内の2次ヘリウム冷却設備への可燃性ガスの侵入防止を目的として設置する弁である。そのため、本解析では本隔離弁の閉動作が起因事象となる2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉を除き、これらの弁は作動しない。
- 原子炉スクラム時にISプロセスを2次ヘリウム冷却設備から隔離する必要はないことから、本解析ではISプロセスバイパス流路切替弁は作動しない。
- ヘリウムガス冷却器出口温度調節弁(HCTCV)については、中間熱交換器の2次側除熱能力に対して保守性を考慮し、原子炉スクラムと同時に全開とする。
- 原子炉スクラム後におけるISプロセスの除熱能力については、2次ヘリウム冷却設備の除熱能力に対して保守性を考慮し、原子炉スクラムと同時に除熱喪失とす

る。

- ・ 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。

3.3 判断基準

各評価における判断基準は HTTR 安全評価時における基準¹⁸⁾を使用する。以下に概要を示す。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- (a) 燃料温度は 1600°C を超えないこと。
- (b) 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。
- (c) 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。
 - a) 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
 - b) 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
 - 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) 事故

- (a) 炉心は大きな損傷にいたることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材バウンダリとのバウンダリを除き 1 次冷却材設備の最高使用圧力の 1.2 倍以下とし、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材バウンダリとのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は次の値を超えないこと。
 - a) 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 550°C
 - b) 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 650°C
 - 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 1000°C
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力以下であること。
- (e) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

3.4 過渡解析結果

3.4.1 運転時の異常な過渡変化

(1) 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇(AOO-1)

本過渡変化における中間熱交換器 1 次側流量、炉心入口流量、原子炉出力、燃料

最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉压力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動をFig.4に示す。中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数は事象開始から約1秒で12500rpmまで増大するため、炉心入口流量が増加し、炉心平均温度が低下する。その結果、正の反応度が添加されることにより原子炉出力が上昇し、異常発生6秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。また、補助冷却設備は、原子炉スクラム後20秒で定格運転状態となる。この時、燃料最高温度および1次冷却材圧力は初期値を上回ることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する中間熱交換器伝熱管、加圧水冷却器伝熱管および原子炉压力容器の最高温度も初期値を上回ることはない。

以上の結果から、本過渡変化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「出力領域中性子束高」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

(2) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉(AOO-2)

本過渡変化の加圧水空気冷却器加圧水流量、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉压力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動をFig.5に示す。加圧水空気冷却器バイパス流量調整弁の誤閉により加圧水空気冷却器における加圧水流量が増加し、1次加圧水冷却器除熱能力が増加する。これに伴い、炉心平均温度が低下し、正の反応度が添加されることにより原子炉出力が上昇するが、原子炉スクラムには至らない。この時、燃料最高温度は異常時の初期値1495°Cから1509°Cへ上昇するが、原子炉出力上昇の抑制に伴い減少する。1次冷却材圧力は初期値を上回ることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する中間熱交換器伝熱管、加圧水冷却器伝熱管および原子炉压力容器の最高温度も初期値を上回ることはない。

以上の結果から、本過渡変化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原子炉はスクラムせず、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度および圧力は初期値を上回ることはないため健全性に問題はない。

(3) 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開(AOO-3)

本過渡変化における加圧水空気冷却器加圧水流量、1次加圧水冷却器入口温度、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉压力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動をFig.6に示す。加圧水空気冷却器バイパス流量調整弁の誤開により加圧水空気冷却器における加圧水流量が減少し、1次加圧水冷却器除熱能力が減少する。これに伴

い、1次加圧水冷却器入口温度が上昇し、異常発生 94 秒後に「1次加圧水冷却器加圧水温度入口高」インターロック信号により加圧水ポンプは停止し、加圧水流量が低下する。その結果、異常発生 96 秒後に「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。1次冷却設備圧力、加圧水冷却器伝熱管最高温度および原子炉圧力容器最高温度は初期値 4.17MPa、293°C および 386°C から、それぞれ 4.20MPa、311°C および 387°C へ上昇するが、原子炉スクラム後、徐々に減少する。中間熱交換器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

以上の結果から、本過渡変化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「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

(4) 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開(AOO-4)

本過渡変化における 2次ヘリウム冷却設備圧力、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動を Fig.7 に示す。2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開により 2次ヘリウム冷却設備圧力が減少する。これに伴い、1次および2次ヘリウム冷却設備間の差圧が増加し、異常発生 1267 秒後に「1次・2次ヘリウム差圧大」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度、1次冷却材圧力、加圧水冷却器伝熱管最高温度および原子炉圧力容器最高温度は初期値を上回ることはない。中間熱交換器伝熱管の最高温度は初期値 927°C から 928°C へ上昇するが、原子炉スクラム後は徐々に減少する。

以上の結果から、本過渡変化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「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

(5) 2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉(AOO-5)

本過渡変化における 2次ヘリウム流量、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動を Fig.8 に示す。2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉により2次ヘリウム流量が減少し、異常発生 38 秒後に「2次ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度、1次冷却材圧力、中間熱交換器伝熱管最高温度、加圧水冷却器伝熱管最高温度および原子炉圧力容器最高温度は初期値を上回ることはない。

以上の結果から、本過渡変化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「2次ヘリウム流量低」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

運転時の異常な過渡変化における評価項目の解析結果をまとめて Table 5 に示す。

3.4.2 事故

(1) 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損(ACD-1)

本事故における二重管内管破断部流量、中間熱交換器 2 次側流量、中間熱交換器 1 次側出口温度、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度および 1 次冷却設備圧力の過渡挙動を Fig.9 に示す。2 次ヘリウム冷却設備二重管内管の破損により、中間熱交換器 2 次側流量が減少し、中間熱交換器除熱量が減少する。これに伴い、中間熱交換器 1 次側出口温度が上昇し、異常発生 63 秒後に「中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度、加圧水冷却器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。1 次冷却設備圧力、中間熱交換器伝熱管および原子炉圧力容器の最高温度はそれぞれ初期値 4.17MPa、386°C および 927°C から 4.23MPa、388°C および 947°C へ上昇するが、原子炉スクラム後は徐々に減少する。

以上の結果から、本事故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「中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、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はない。

(2) 2次ヘリウム冷却設備二重管破断(ACD-2)

本事故における 2 次ヘリウム冷却設備二重管の内管および外管破断部流量、2 次ヘリウム冷却設備圧力、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度および 1 次冷却設備圧力の過渡挙動を Fig.10 に示す。2 次ヘリウム冷却設備二重管の破断により、2 次ヘリウム冷却設備圧力が減少する。これに伴い、1 次冷却設備と 2 次ヘリウム冷却設備の差圧が上昇し、異常発生 0.8 秒後に「1 次・2 次ヘリウム差圧大」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。また、1 次冷却設備圧力、中間熱交換器伝熱管、1 次加圧水冷却器伝熱管および原子炉圧力容器の最高温度は初期値を上回ることはない。

以上の結果から、本事故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「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、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はない。

(3) 中間熱交換器伝熱管破損(ACD-3)

本事故における中間熱交換器伝熱管破断部流量、2次ヘリウム冷却設備圧力、2次ヘリウム流量、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度および1次冷却設備圧力の過渡挙動を Fig.11 に示す。2次ヘリウム貯蔵供給設備から2次ヘリウム冷却設備への供給ヘリウム積算量が設定値を超過することにより中間熱交換器伝熱管破損が検出され²²⁾、15秒後に原子炉格納容器隔離信号により、全ての格納容器隔離弁が全閉となる。これに伴い、2次ヘリウム流量が減少し、異常発生33秒後に「2次ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管、1次加圧水冷却器伝熱管および原子炉圧力容器の最高温度は初期値を上回ることはない。また、1次冷却設備圧力は初期値 4.17MPa から 4.20MPa まで上昇するが、原子炉スクラム後は徐々に減少する。

以上の結果から、本事故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「2次ヘリウム流量低」信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、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はない。

事故における評価項目の解析結果をまとめて Table 6 に示す。

4. おわりに

本報では、HTTR を熱源とする熱化学水素製造法 IS プロセスによる水素製造システムの安全予備解析結果について報告した。これまでの検討により、水素製造設備の HTTR への接続による設備変更に伴い、新規事象として新たに解析が必要となる運転時の異常な過渡変化および事故ならびに HTTR 安全審査時における事象の代表性もしくは包絡性に変更を生じる可能性がある事象が抽出されている。そこで、これらの事象について十分な保守性を考慮した安全予備解析を実施した。解析の結果、いずれの事象においても、それぞれの判断基準を満足し、燃料および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明らかにした。今後、設計の詳細化、被ばく評価および外部事象評価に伴い、2 次ヘリウム冷却設備の配管長およびインベントリ、2 次ヘリウム冷却設備隔離弁の必要性等の変更に応じて再評価を実施する。

また、トリチウム移行挙動、プラント動特性等の評価手法の HTTR 試験データを用いた検証、原子炉と水素製造設備の離隔距離を考慮した配置設計に関する研究開発を進める。

加えて、HTTR を用いて、安全性実証試験として炉心流量の喪失試験等、核熱供給試験として高温ガスの安定供給性能、熱利用系の負荷変動時の原子炉応答に関する試験とその評価を行い、高温ガス炉の限界性能を確認する。また、これらの試験データを用いて、水素製造システムを一般化学プラントと同等の施設として設計製作できるようにする高温ガス炉水素製造システムの安全設計の基本方針を策定する計画である。

我が国の二酸化炭素排出量の約 30%は産業分野が占める。熱供給の過程において温室効果ガスを排出しない原子力エネルギーの産業分野への適用は温室効果ガス排出量削減のひとつの有力な手段である。原子炉から取り出される核熱を化学プラントの熱源として利用した例はまだなく、HTTR-IS 水素製造システムの建設を通して、安全設計および評価方針に対する国の許認可を得ることで、熱需要に応えることが可能な原子力エネルギー供給システムの実現に貢献することが期待される。

謝辞

執筆に当たり貴重なご助言を頂いた原子力機構 原子力水素・熱利用研究センター 小川益郎センター長、日野竜太郎副センター長および國富一彦研究主席に感謝いたします。また、本検討の一部に尽力頂いた、株式会社シー・エス・エー・ジャパン 佐野氏および前田氏に感謝いたします。

参考文献

- 1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)," JAERI 1332 (1994).
- 2) S. Fujikawa, H. Hayashi, T. Nakazawa, et al., "Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **41**(12), pp.1245-1254 (2004).
- 3) J. H. Norman, G. E. Besenbruch, D. R. O'Keefe, "Thermochemical water-splitting for hydrogen production," **GRI-80/0105** (1981).
- 4) S. Kubo, H. Nakajima, S. Kasahara, et al., "A demonstration study on a closed-cycle hydrogen production by the thermochemical water-splitting iodine-sulfur process," *Nuclear Engineering and Design*, **233**(1-3), pp.347-354 (2004).
- 5) A. Terada, J. Iwatsuki, S. Ishikura, et al., "Development of Hydrogen Production Technology by Thermochemical Water Splitting IS process Pilot Test Plan," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **44**(3), pp.477-482 (2007).
- 6) N. Sakaba, S. Kasahara, K. Onuki, et al., "Conceptual Design of Hydrogen Production System with Thermochemical Water-splitting Iodine-sulphur Process Utilizing Heat from the High-temperature Gas-cooled Reactor HTTR," *International Journal of Hydrogen Energy*, **32**(17), pp.4160-4169 (2007).
- 7) 大橋一孝, 西原哲夫, 田澤勇次郎, 他, "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).
- 8) 坂場成昭, 佐藤博之, 原輝夫, 他, "HTTR-IS 水素製造システムの概念設計," JAEA-Research 2007-058 (2007).
- 9) T. Nishihara, T. Mouri, K. Kunitomi, "Potential of the HTGR Hydrogen Cogeneration System in Japan, Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 22-26 April 2007, 2007, ICONE-10157.
- 10) N. Sakaba, H. Sato, H. Ohashi, et al., "Development Scenario of the Iodine-Sulphur Hydrogen Production Process to be Coupled with VHTR System as a Conventional Chemical Plant," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **45**(9), pp.962-969 (2008).
- 11) 佐藤博之, 大橋弘史, 坂場成昭, 他, "HTTR-IS 水素製造装置における熱負荷変動緩和システムの運転制御法," 日本原子力学会和文論文誌, **7**(4), pp.328-337 (2008).
- 12) 大橋弘史, S. R. Sherman, "次世代原子力プラントにおけるトリチウム挙動の評価およびトリチウム濃度低減対策の検討," 日本原子力学会和文論文誌, **7**(4), pp.439-451 (2008).

- 13) 村上知行, 西原哲夫, 國富一彦, "超高温ガス炉水素製造システムの火災・爆発および化学物質に対する安全性," 日本原子力学会和文論文誌, **7**(3), pp.231-241 (2008).
- 14) US NRC, RELAP5/MOD3 Code Manuals, (1995).
- 15) 高松邦吉, 片西昌司, 中川繁昭, 他, "高温ガス炉ガスタービン発電システム動特性モデル Conan-GTHTR の開発,(I)," 日本原子力学会和文論文誌, **3**(1), pp.76-87 (2004).
- 16) H. Sato, S. Kubo, N. Sakaba, et al., "Development of an evaluation method for the HTTR-IS nuclear hydrogen production system," *Annals of Nuclear Energy*, **36**(7), pp.956-965 (2009).
- 17) H. Ohashi, Y. Inaba, T. Nishihara, et al., "Development of control technology for HTTR hydrogen production system with mock-up test facility: System controllability test for loss of chemical reaction," *Nuclear Engineering and Design*, **236**(13), pp.1396-1410 (2006).
- 18) 日本原子力研究所, "日本原子力研究所大洗研究所 原子炉設置変更許可申請書 [別冊 3 HTTR]," (2001).
- 19) 丸山創, 藤本望, 山下清信, 他, "高温工学試験研究炉炉心熱流力設計," JAERI-M 88-255 (1988).
- 20) 梶尾大輔, 中川繁昭, "HTTR の 1 次加圧水冷却器の伝熱性能に関する評価," JAEA-Technology 2005-006 (2006).
- 21) ANS, "Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors," **ANS 5.1** (1971).
- 22) H. Sato, N. Sakaba, N. Sano, et al., "Conceptual design of the HTTR-IS nuclear hydrogen production system; Detection of the heat transfer tube rupture in intermediate heat exchanger, *Proc. of Fourth NEA Information Exchange Meeting on Nuclear Production of Hydrogen*, Oakbrook, IL, USA, 13-16 April, 2009, to be published.

List of tables

- Table 1 Major specifications of the HTTR-IS system
 Table 2 Initial conditions for the safety analysis of the HTTR-IS system
 Table 3 Set values and response times of the reactor protection system used in the safety analysis
 Table 4 Calculation conditions of the components used in the safety analysis
 Table 5 Calculation results of evaluation items during AOOs
 Table 6 Calculation results of evaluation items during ACDs

List of figures

- Fig.1 Candidate flow diagram of the HTTR-IS system utilized in this analysis
 Fig.2 Modifications of the HTTR related to the coupling of the IS process
 Fig.3 Nodalization of the HTTR-IS system model
 Fig.4 Transient behavior of core inlet flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the increase in IHX PGC rotation number
 Fig.5 Transient behavior of air cooler pressurized water flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of air cooler bypass flow control valve
 Fig.6 Transient behavior of air cooler pressurized water flow rate, PPWC inlet pressurized water temperature, PPWC pressurized water flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of air cooler bypass flow control valve
 Fig.7 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system
 Fig.8 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system
 Fig.9 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak

fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of inner pipe in co-axial hot gas duct in secondary cooling system

Fig.10 Transient behavior of break flow at inner and outer pipe of co-axial hot gas duct, secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of piping in secondary cooling system

Fig.11 Transient behavior of break flow at IHX heat transfer tube, secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of heat transfer tube at IHX

Table 1 Major specifications of the HTTR-IS system

Items		Values
Reactor power		30MWt
Heat supply to IS process		8MWt
Primary cooling system	Reactor outlet temperature	950 °C
	Reactor inlet temperature	395 °C
	Reactor inlet pressure	4.0 MPa
	Reactor inlet flow rate	10.2 kg/s
Secondary Cooling system	IS process inlet temperature	880 °C
	IS process outlet temperature	253 °C
	IHX inlet pressure	4.1 MPa
	IHX inlet flow rate	2.5 kg/s

Table 2 Initial conditions for the safety analysis of the HTTR-IS system

	Items	Units	Initial conditions
Reactor	Thermal power	MW	30.75 ¹⁸⁾
	Inlet temperature	°C	397 ¹⁸⁾
	Outlet temperature	°C	967 ¹⁸⁾
	Core bypass flow ratio	%	12 ¹⁹⁾
	Max. fuel temperature	°C	1495 ¹⁹⁾
	VCS heat load	MW	0.6 ¹⁸⁾
PPWC	Primary inlet temperature	°C	967 ¹⁸⁾
	Primary outlet temperature	°C	397 ¹⁸⁾
	Primary flow rate	t/h	24.3
	Pressurized water inlet temperature	°C	133 ²⁰⁾
	Pressurized water outlet temperature	°C	173
	Pressurized water flow rate	t/h	410 ²⁰⁾
IHX	Primary inlet temperature	°C	967 ¹⁸⁾
	Primary outlet temperature	°C	397 ¹⁸⁾
	Primary flow rate	t/h	12.16
	Secondary inlet temperature	°C	128.5 ⁶⁾
	Secondary outlet temperature	°C	915.5
	Secondary flow rate	t/h	8.81 ⁶⁾
SG	Pressure	MPa	3.5 ¹¹⁾
AHX	Primary inlet temperature	°C	967 ¹⁸⁾
	Primary outlet temperature	°C	397 ¹⁸⁾
	Primary flow rate	t/h	0.0197
	Primary pressure	MPa	4.17 ¹⁸⁾
	Secondary pressure	MPa	4.27
	Pressurized water pressure	MPa	3.5 ¹⁸⁾

Table 3 Set values and response times of the reactor protection system used in the safety analysis¹⁸⁾

Signals of reactor scram		Set values	Response time (s)
Reactor power	High	112%(114%)*	-
IHX primary flow rate	Low	88%	3.2
PPWC primary flow rate	Low	88%	3.2
IHX primary outlet temperature	High	415°C	100
Reactor outlet temperature	High	977°C	100
Core differential pressure	Low	70%	2.0
PPWC pressurized water flow rate	Low	82%	1.3
Differential pressure between primary cooling system and pressurized water cooling system	High	0.883MPa	3.2
Differential pressure between primary cooling system and pressurized water cooling system	Low	0.0981MPa	3.2
Differential pressure between primary cooling system and secondary helium cooling system	Large	0.186MPa	2.2
Secondary helium flow rate	Low	83%	3.2

* The events which induce the distortion of neutron flux.

Table 4 Calculation conditions of the components used in the safety analysis

	Increase of IHX PGC rotation number	Closing of air cooler by-pass flow control valve	Opening of air cooler by-pass flow control valve	Opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system	Closing of isolation valve in SCS	Rupture of inner tube in co-axial hot gas duct in SCS	Rupture of piping in SCS	Rupture of IHX heat transfer tube	
PPWC PGC	Stop at the time of reactor scram signal								
IHX PGC	IE	Stop at the time of reactor scram signal							
SGC	Stop at the time of reactor scram signal								
PWP	Stop at the time of reactor scram signal	Stop at the time of safety protection system signal	Stop at the time of reactor scram signal					Stop at the time of reactor scram signal	
ACS	Start-up at the time of reactor scram		Operate					Start-up at the time of reactor scram considering loss of off-site electric power supply	
VCS	Operate								
HTCIV	No action	No action	IE	No action	No action	No action	No action	Close at the time of rupture detection	
LTCIV	No action	No action	No action	No action	No action	No action	No action	Close at the time of rupture detection	
HTRIV	No action								
LTRIV	No action								
ISIV	No action								
HCTCV	Open at the time of reactor scram signal								
Heat transfer at IS process	Loss of heat load at the time of reactor scram signal								

*SCS: Secondary cooling system, IE: Initiating Event

Table 5 Calculation results of evaluation items during AOOs

Event No.	Peak fuel temperature (°C)	Primary coolant pressure (MPa)	Maximum temperature of PPWC heat transfer tube (°C)	Maximum temperature of IHX heat transfer tube (°C)	Maximum temperature of RPV (°C)
AOO-1	1497	4.18	(293)	928	(386)
AOO-2	1509	(4.17)	(293)	(927)	(386)
AOO-3	(1495)	4.20	311	(927)	387
AOO-4	(1495)	(4.17)	(293)	928	(386)
AOO-5	(1495)	(4.17)	(293)	(927)	(386)

*The value in parentheses does not exceed the initial value.

Table 6 Calculation results of evaluation items during ACDs

Event No.	Peak fuel temperature (°C)	Primary coolant pressure (MPa)	Maximum temperature of PPWC heat transfer tube (°C)	Maximum temperature of IHX heat transfer tube (°C)	Maximum temperature of RPV (°C)
ACD-1	(1495)	4.23	(293)	947	388
ACD-2	(1495)	(4.17)	(293)	(927)	(386)
ACD-3	(1495)	4.20	(293)	(927)	(386)

*The value in parentheses does not exceed the initial value.

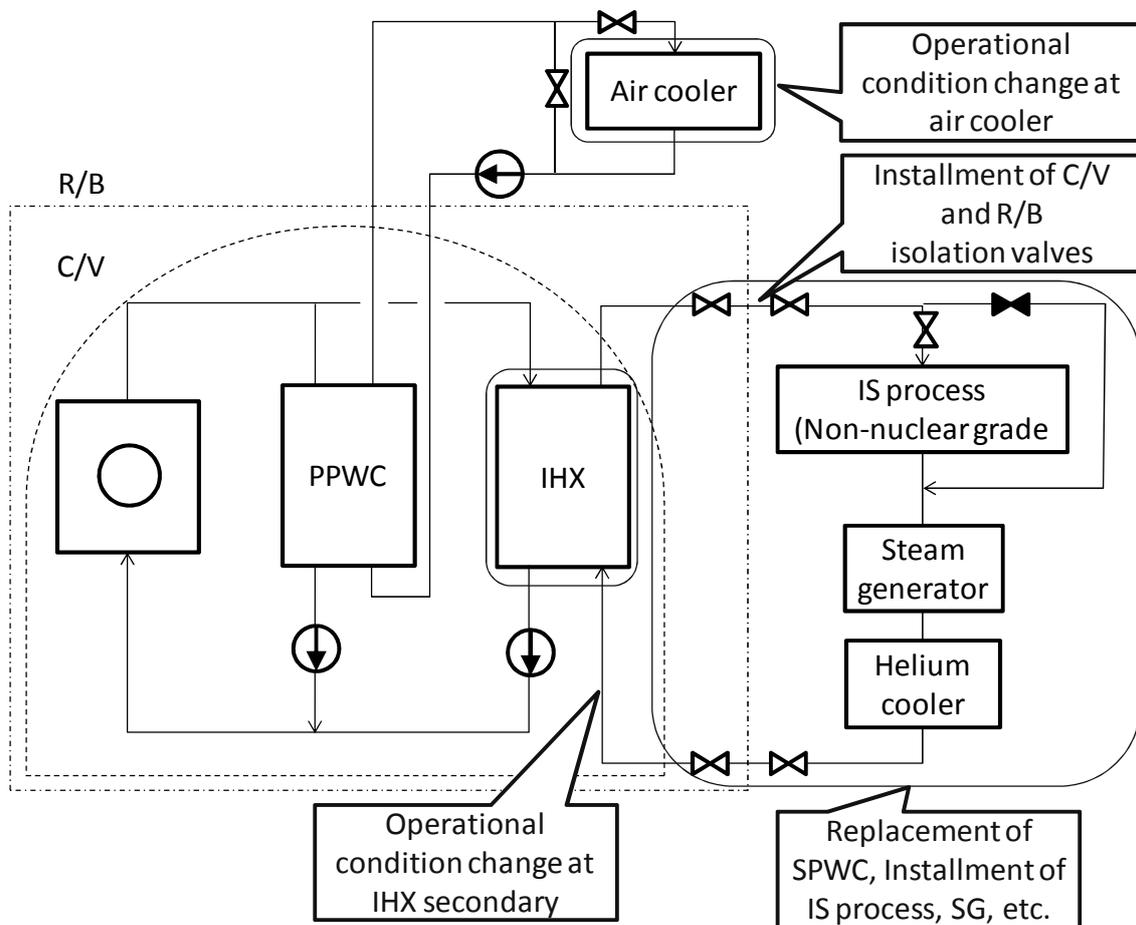


Fig.2 Modifications of the HTTR related to the coupling of the IS process

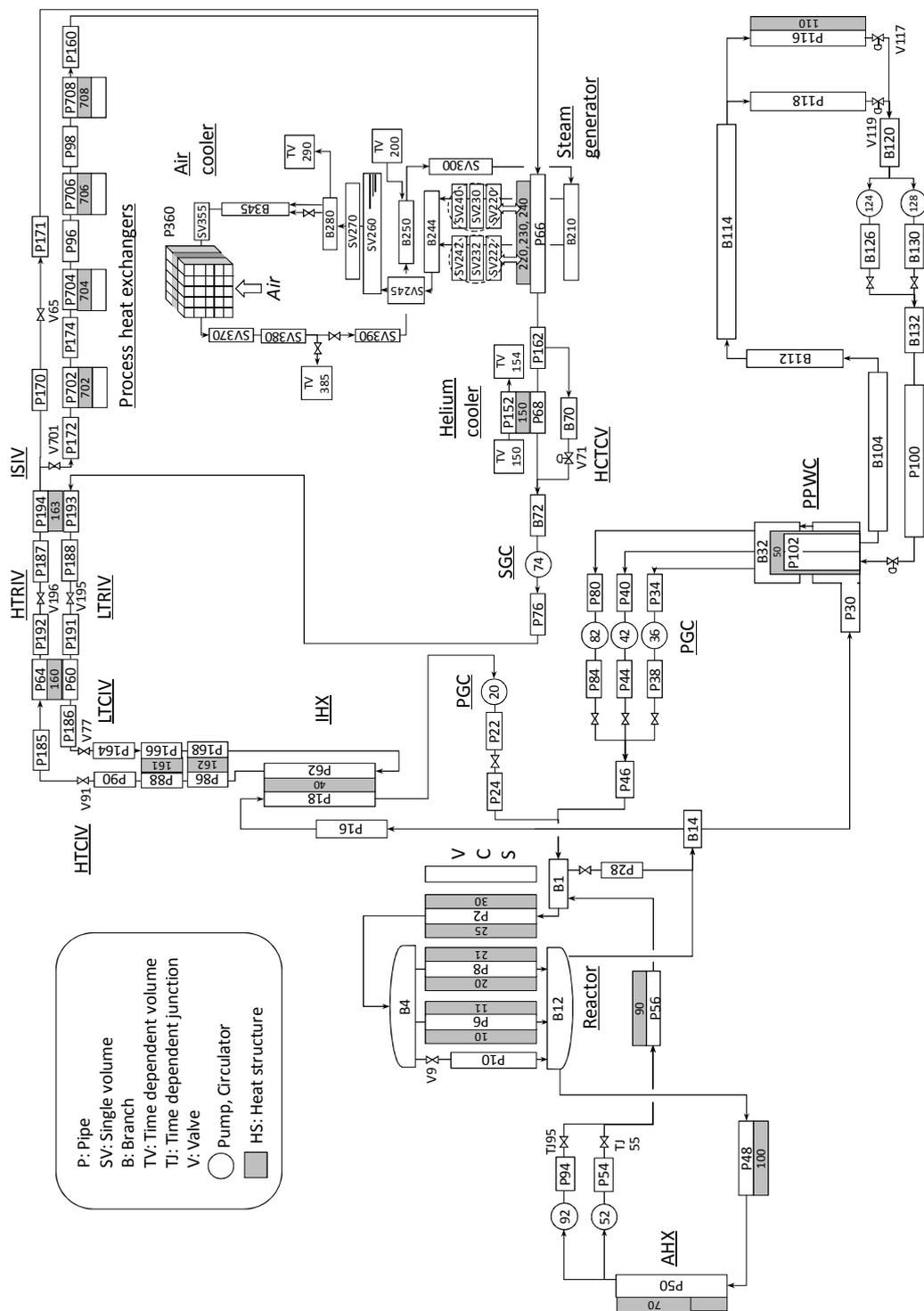
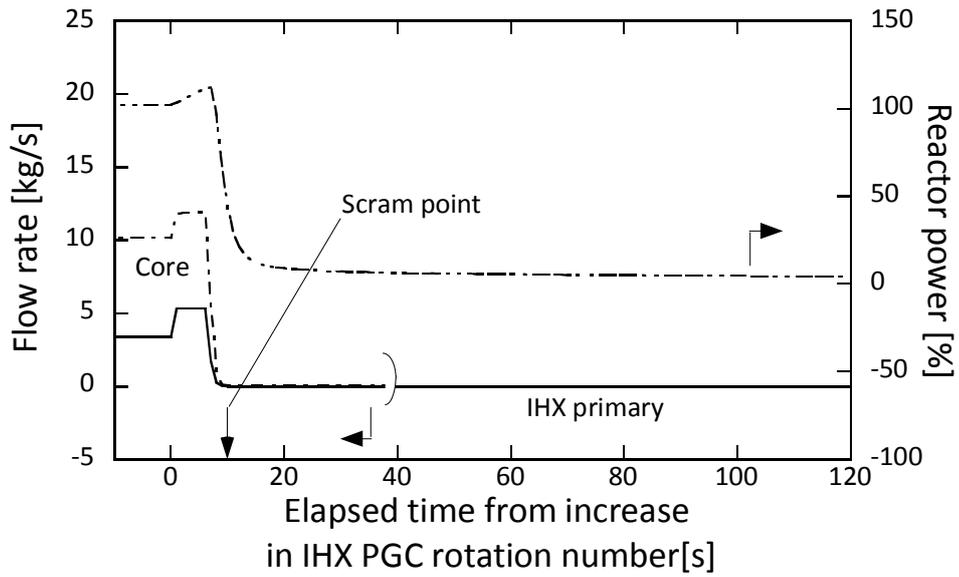
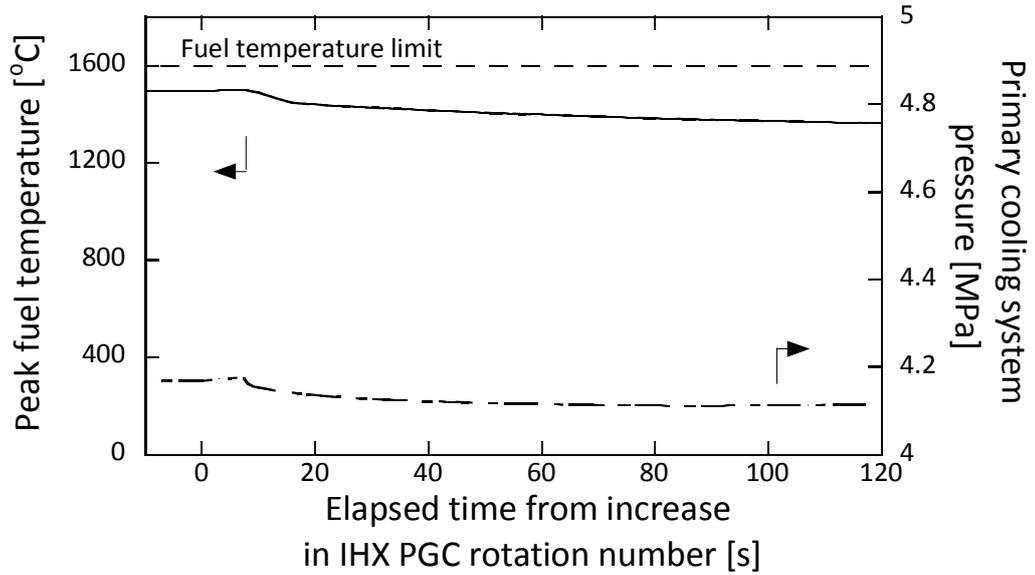


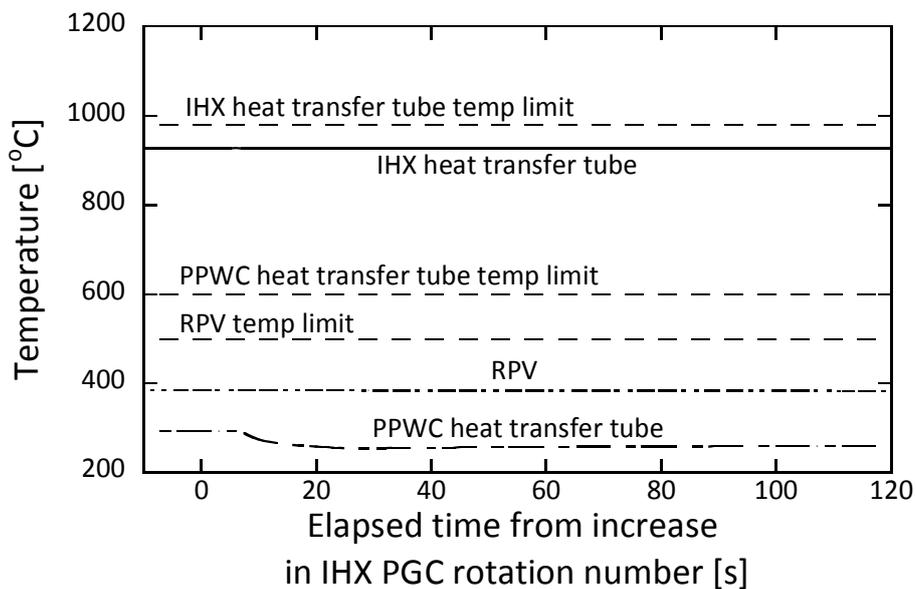
Fig.3 Nodalization of the HTTR-IS system model



(a) Flow rate at IHX primary side and core inlet, and reactor power

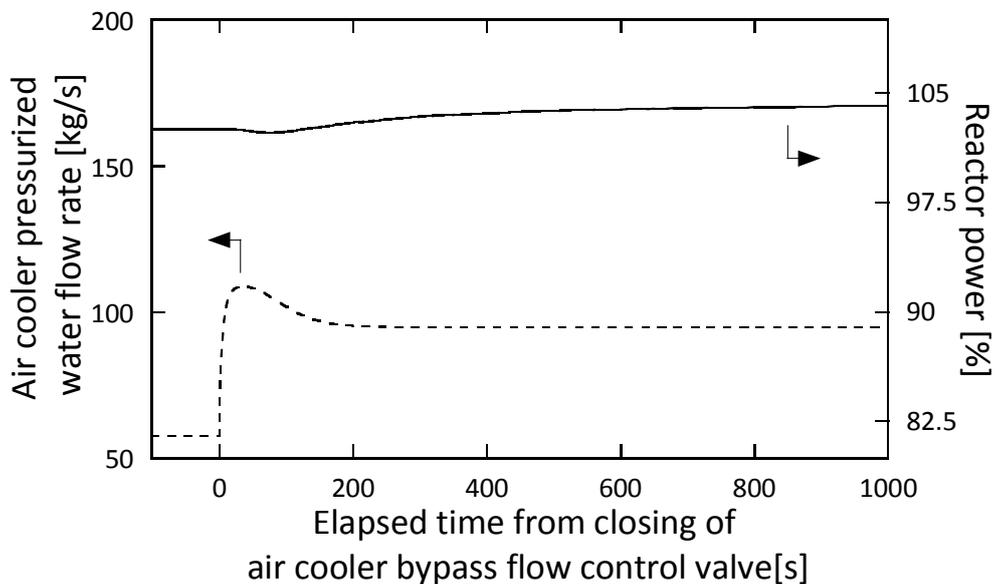


(b) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

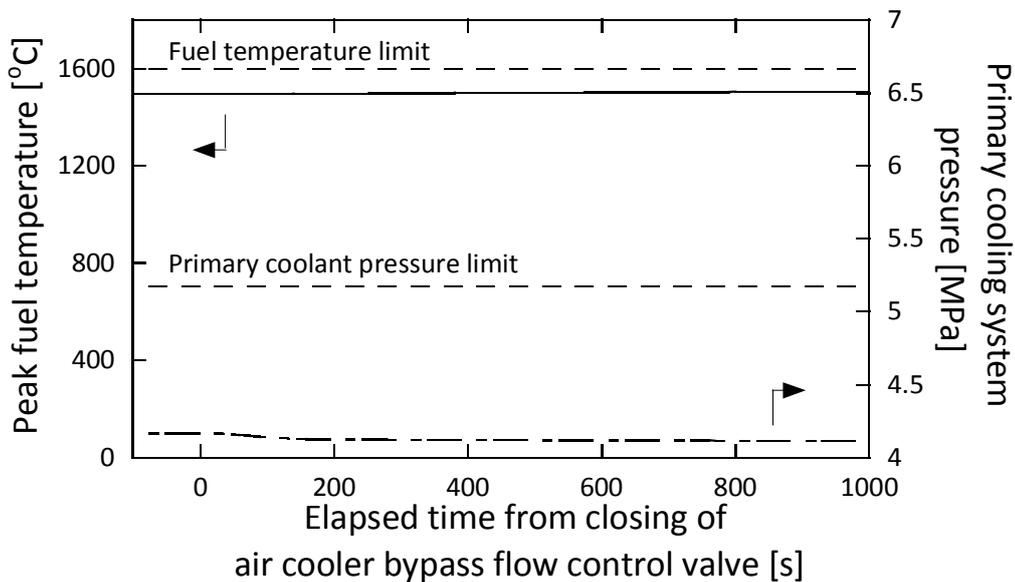


(c) Maximum temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

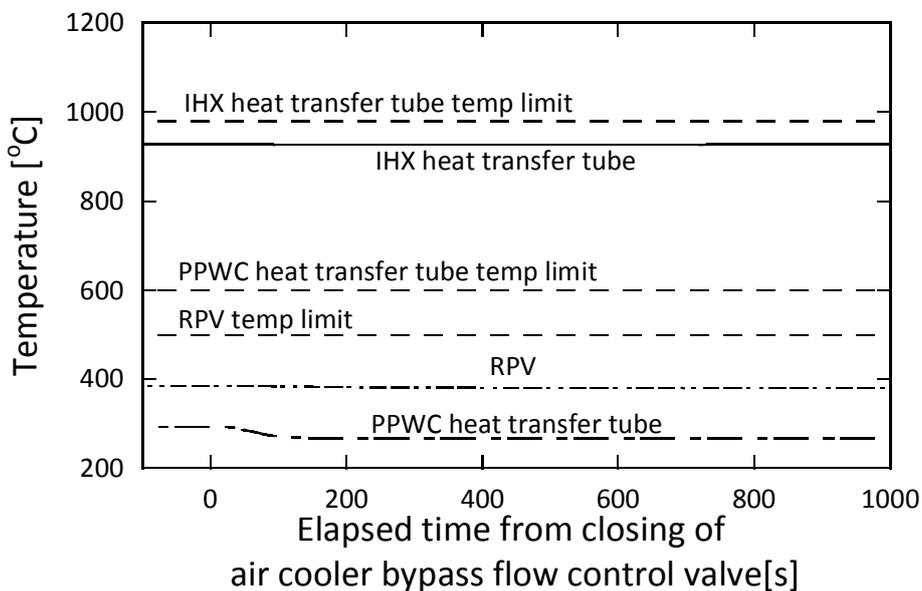
Fig.4 Transient behavior of core inlet flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the increase in IHX PGC rotation number



(a) Air cooler pressurized water flow rate and reactor power

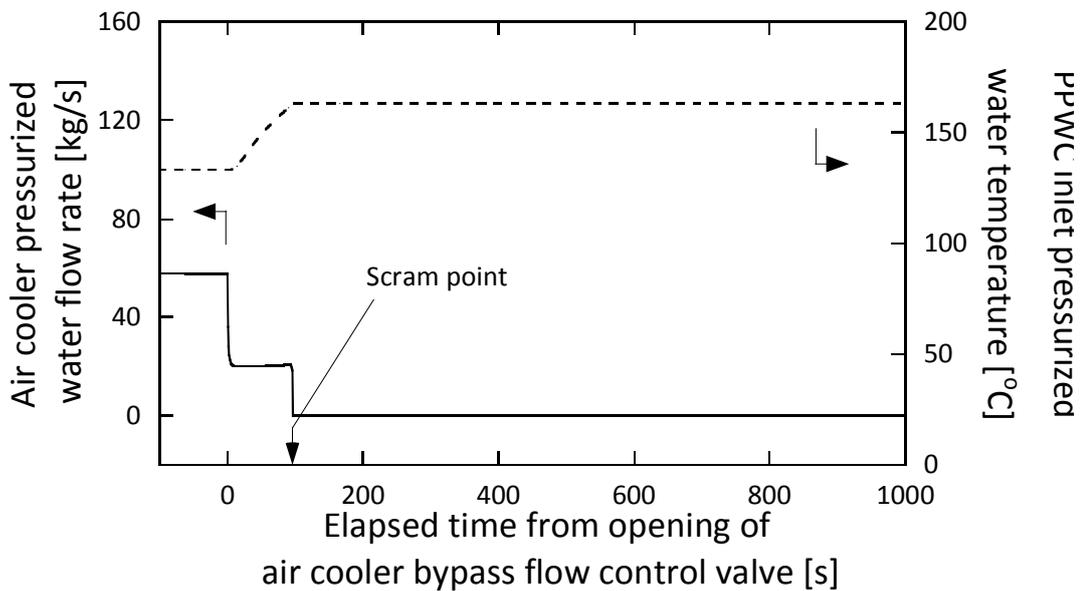


(b) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

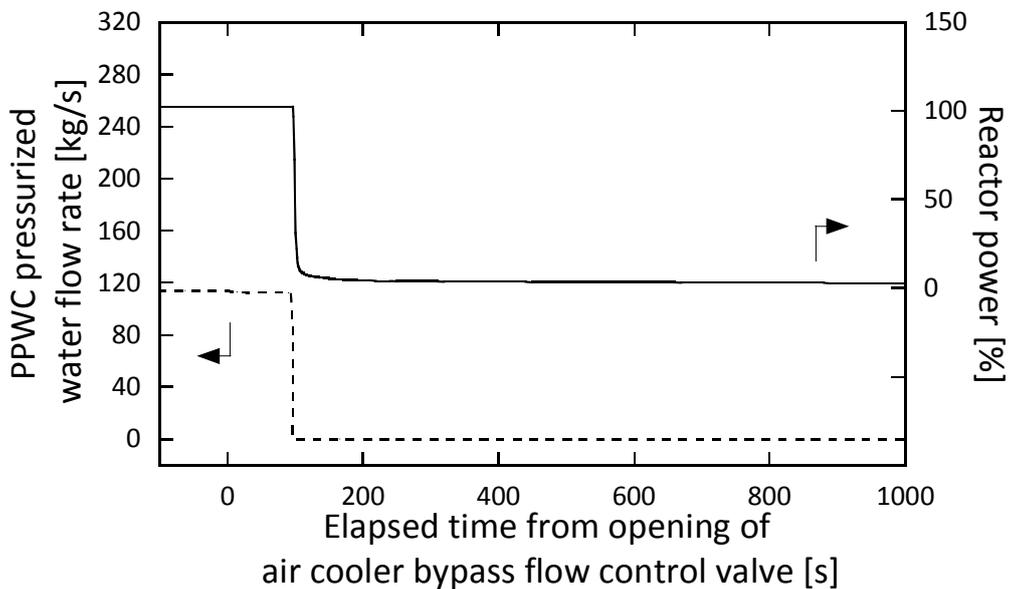


(c) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

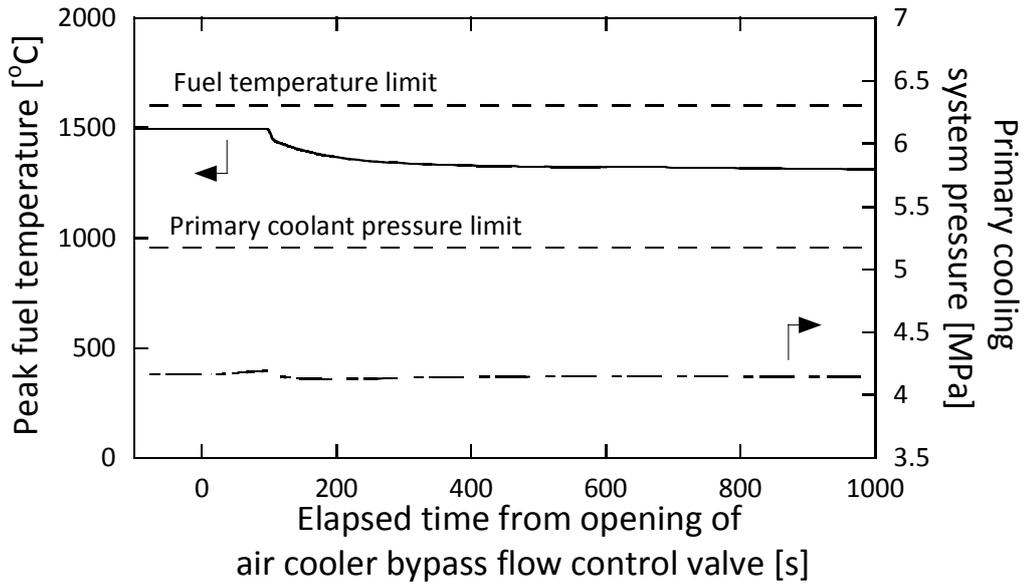
Fig.5 Transient behavior of air cooler pressurized water flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of air cooler bypass flow control valve



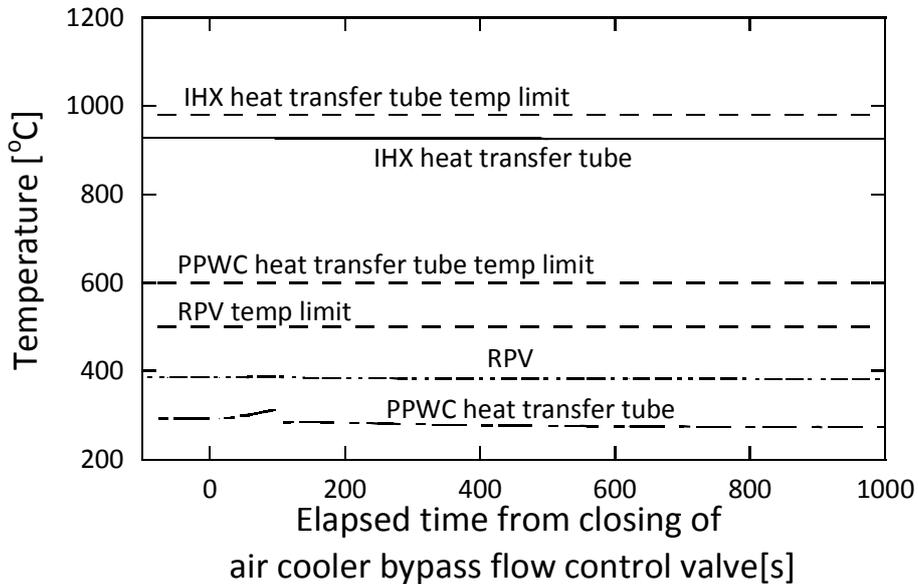
(a) Air cooler pressurized water flow rate and PPWC inlet pressurized water temperature



(a) PPWC pressurized water flow rate and reactor power

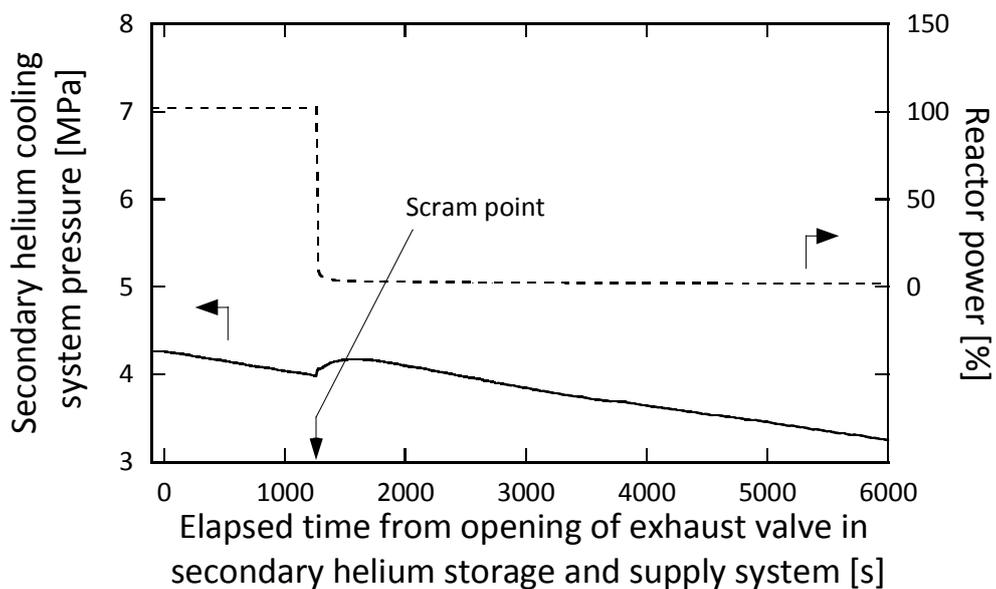


(c) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

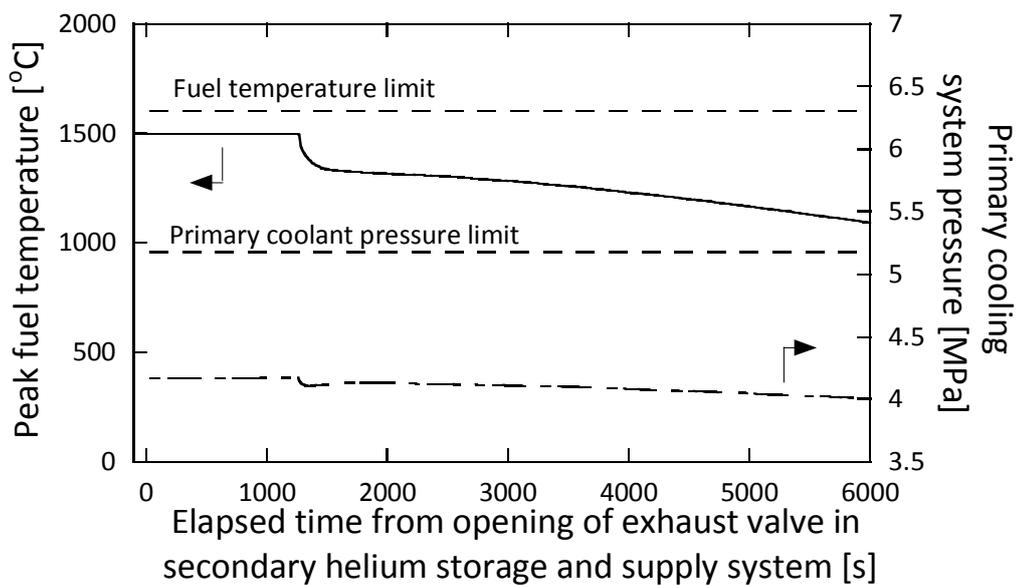


(d) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

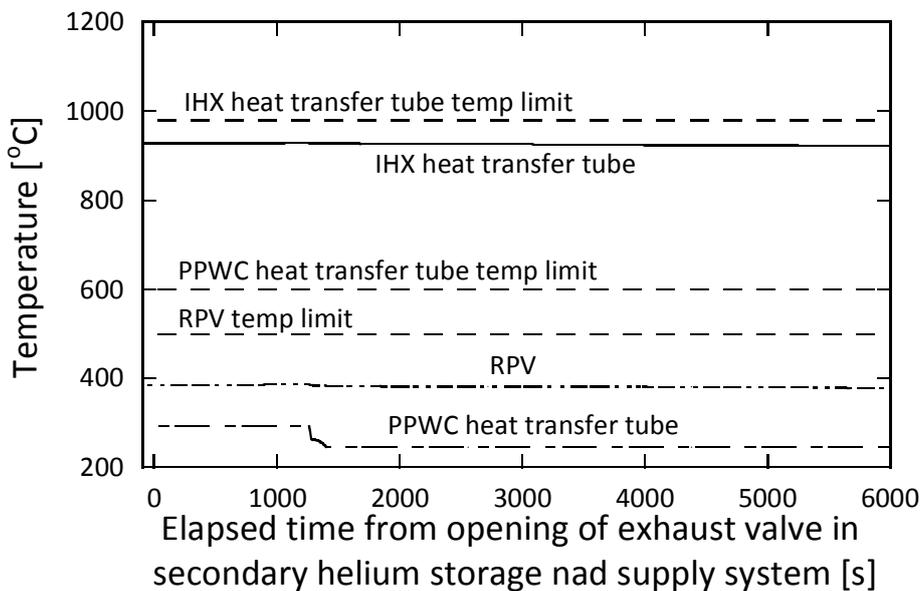
Fig.6 Transient behavior of air cooler pressurized water flow rate, PPWC inlet pressurized water temperature, PPWC pressurized water flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of air cooler bypass flow control valve



(a) Secondary helium cooling system pressure and reactor power

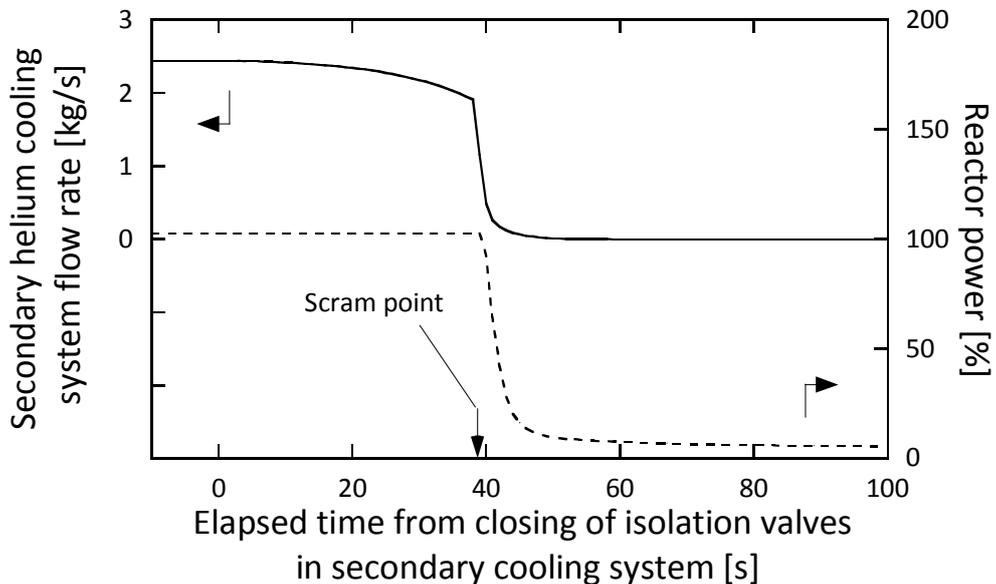


(b) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

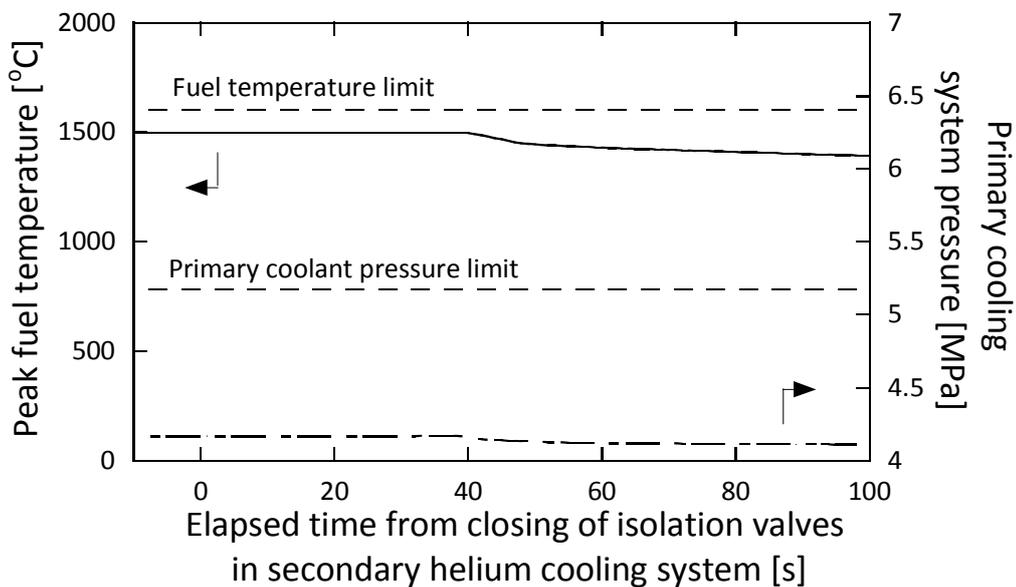


(c) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

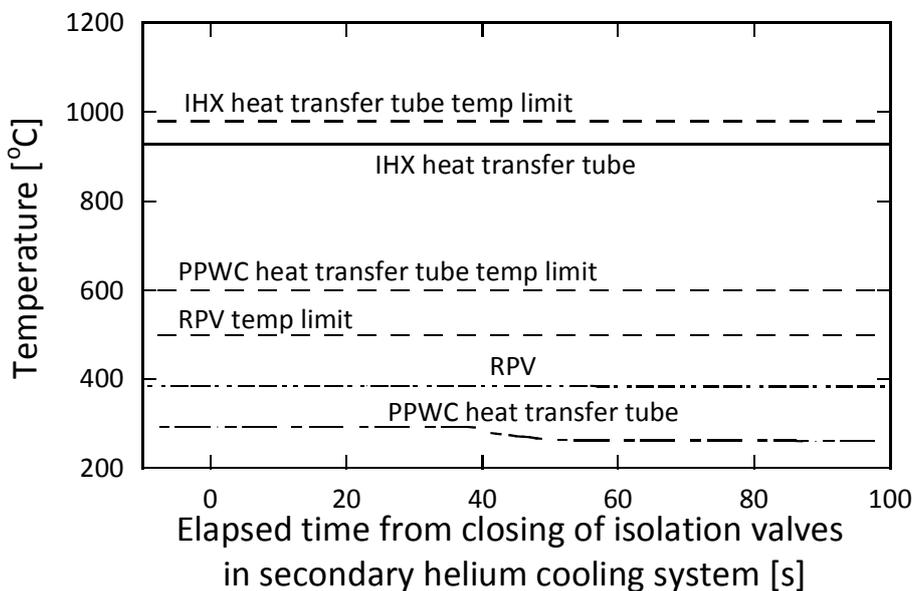
Fig.7 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system



(a) Secondary helium cooling system flow rate and reactor power

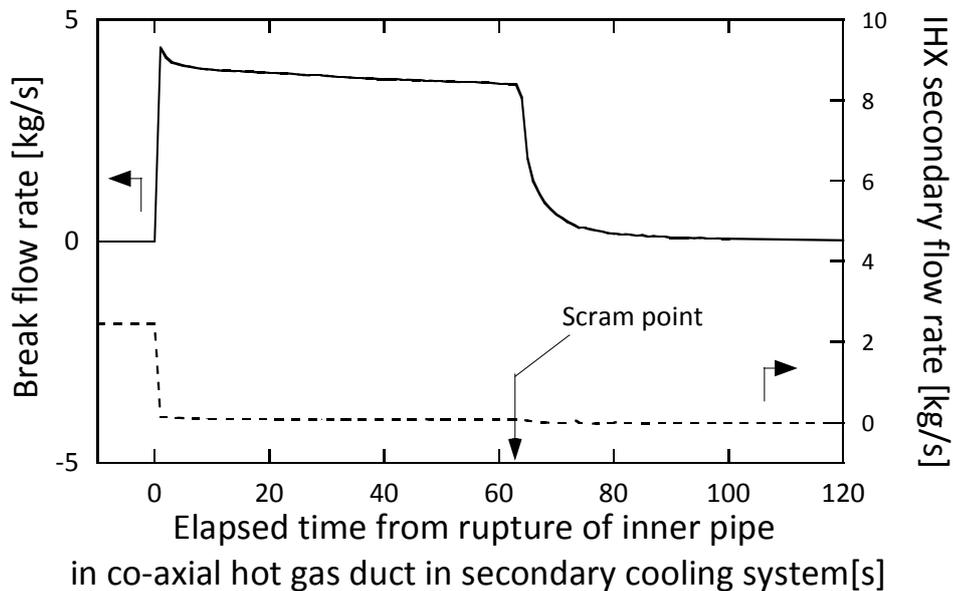


(a) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

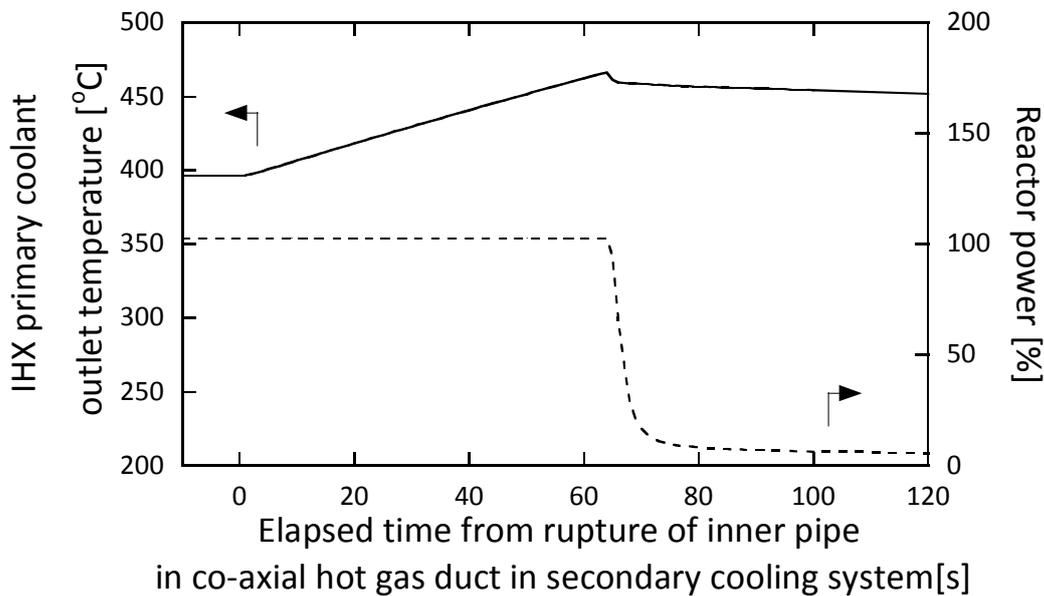


(c) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

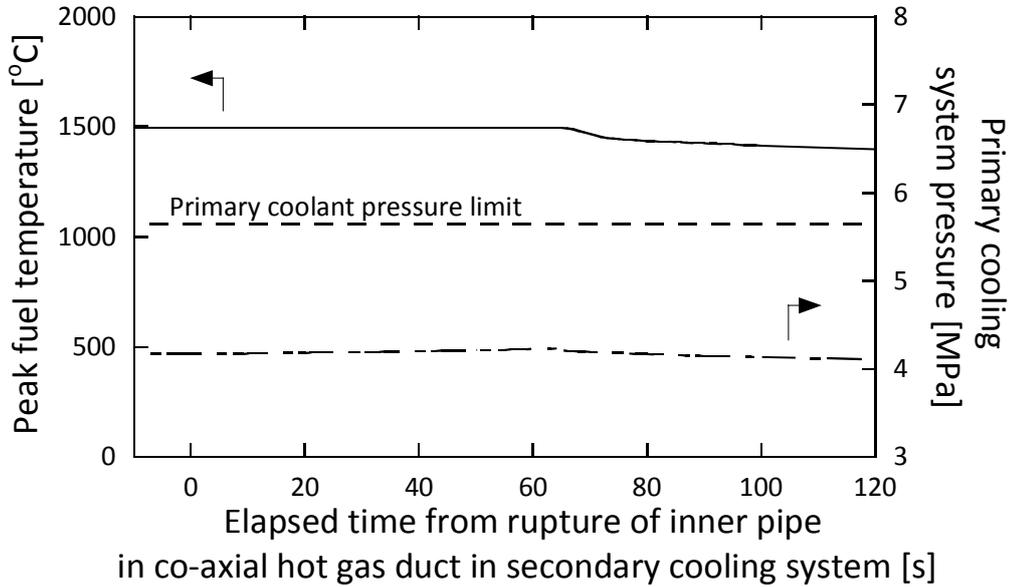
Fig.8 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system



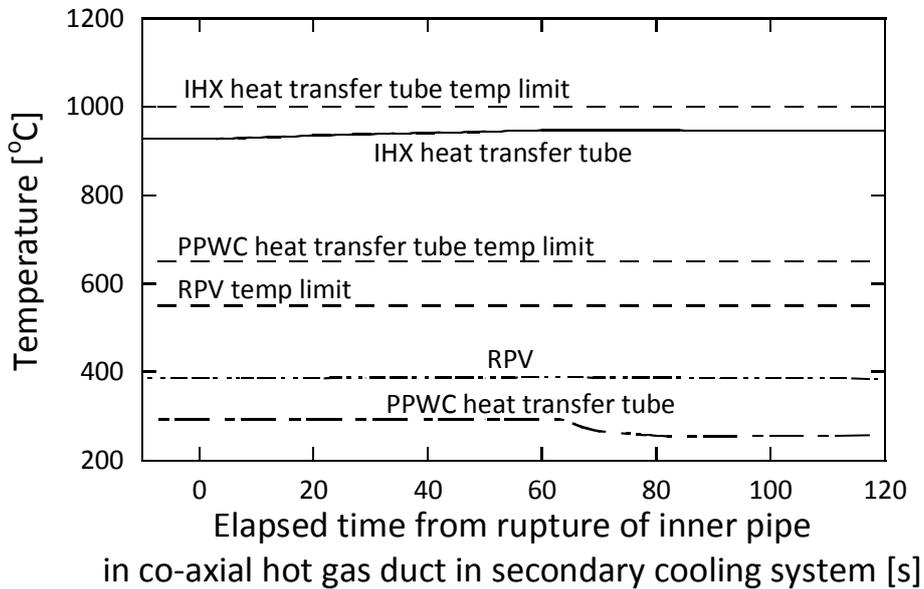
(a) Break flow rate and IHX secondary flow rate



(b) IHX primary coolant temperature and reactor power

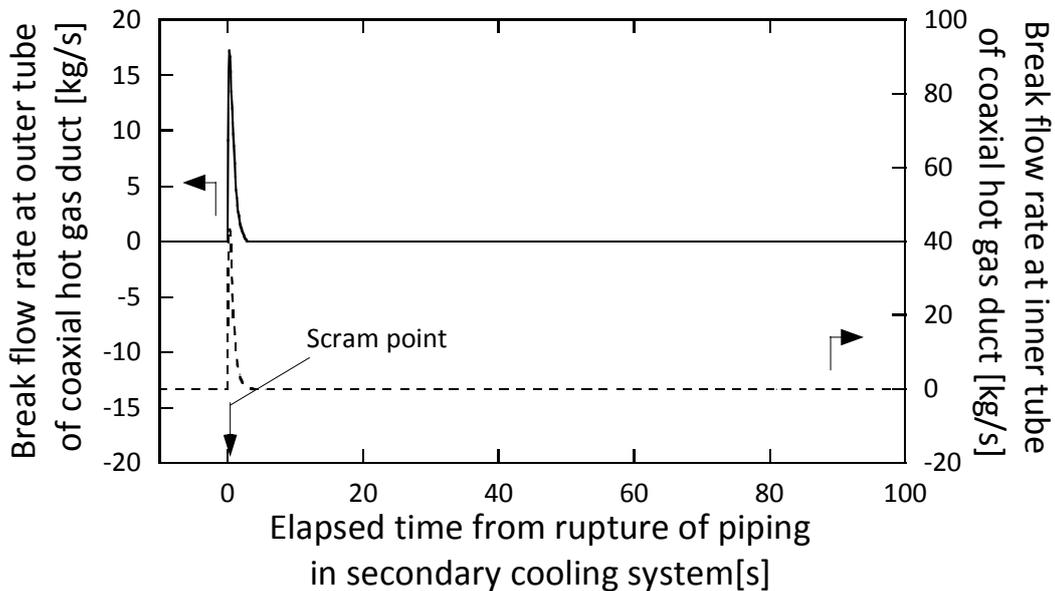


(c) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

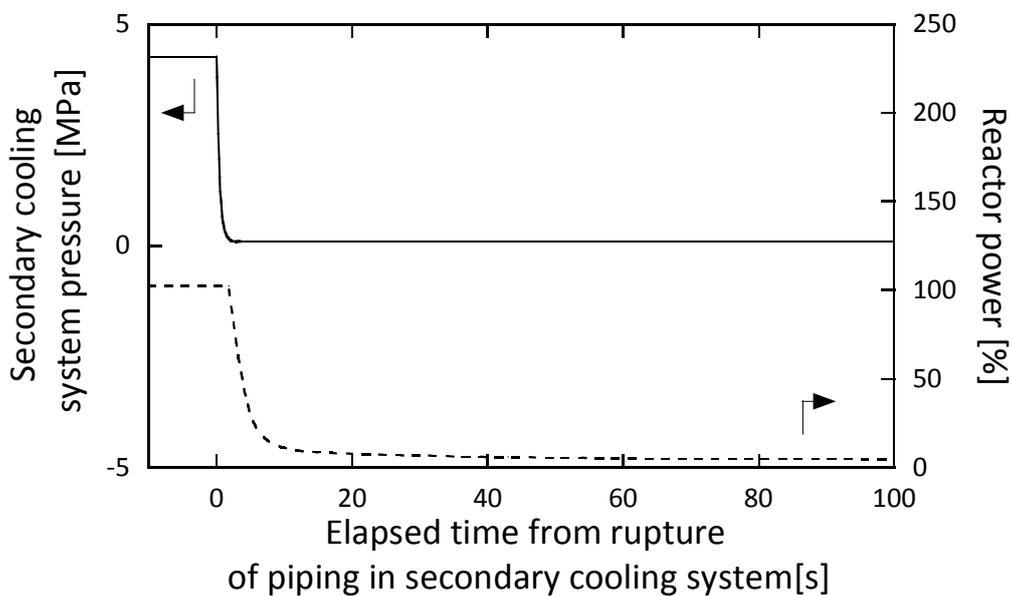


(d) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

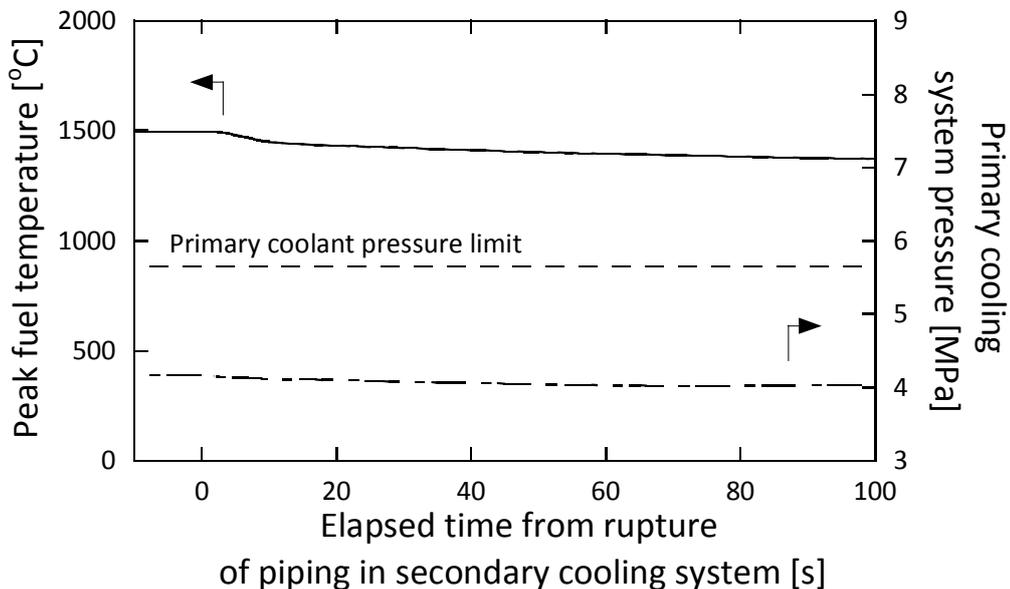
Fig.9 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of inner pipe in co-axial hot gas duct in secondary cooling system



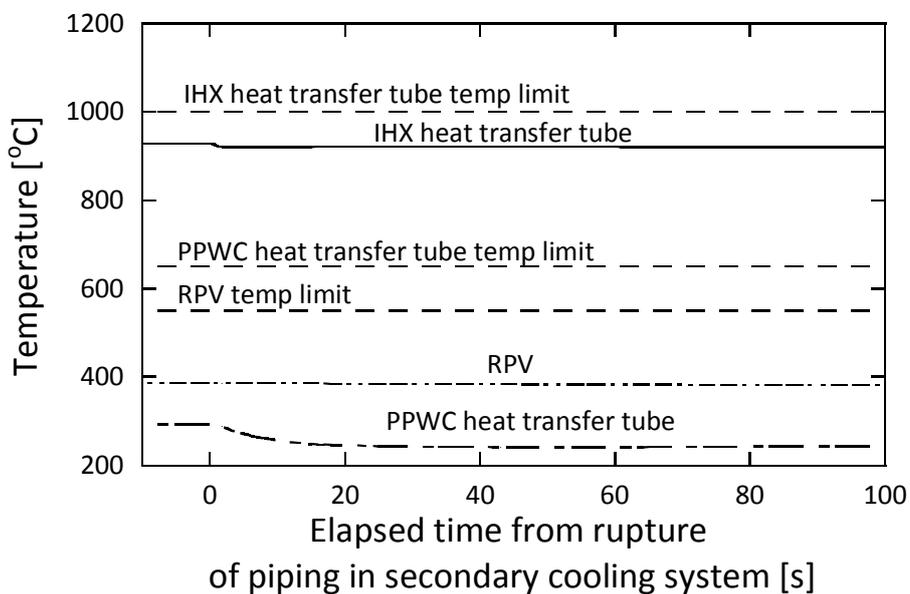
(a) Break flow rate at inner and outer tubes of co-axial hot gas duct



(b) Secondary cooling system pressure and reactor power

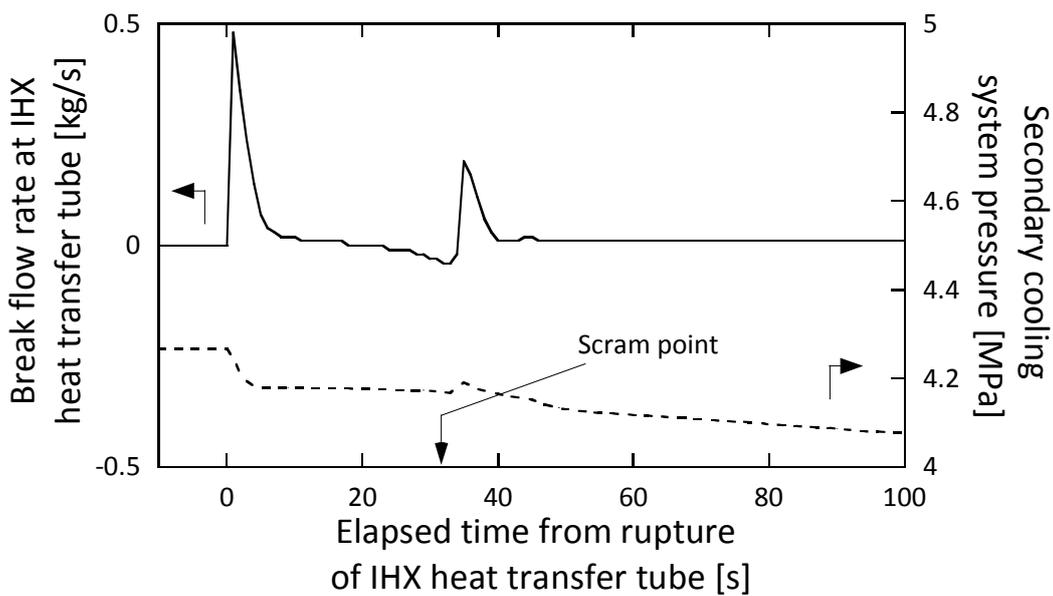


(c) Peak fuel temperature and primary cooling system

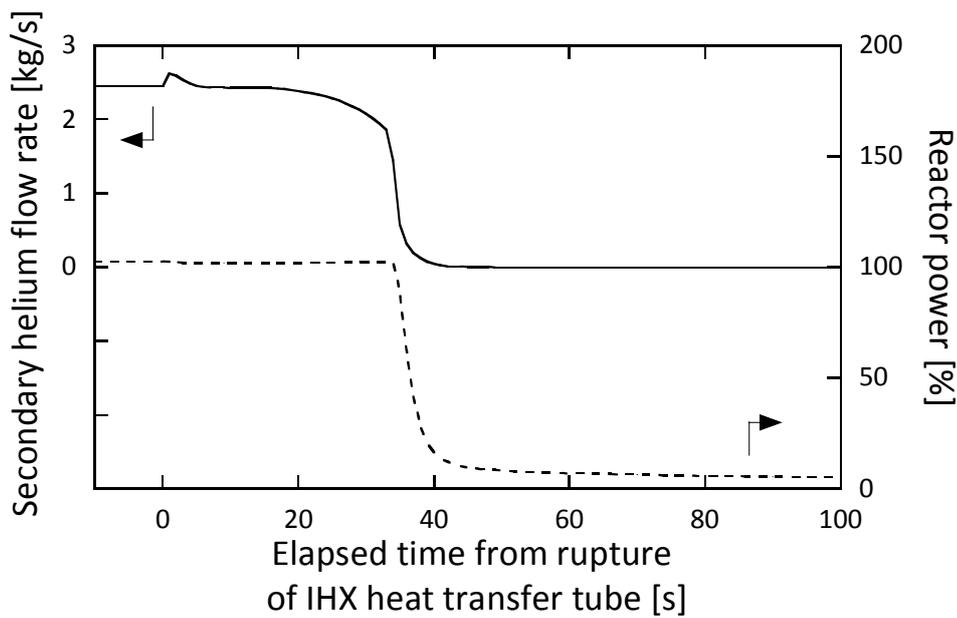


(d) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

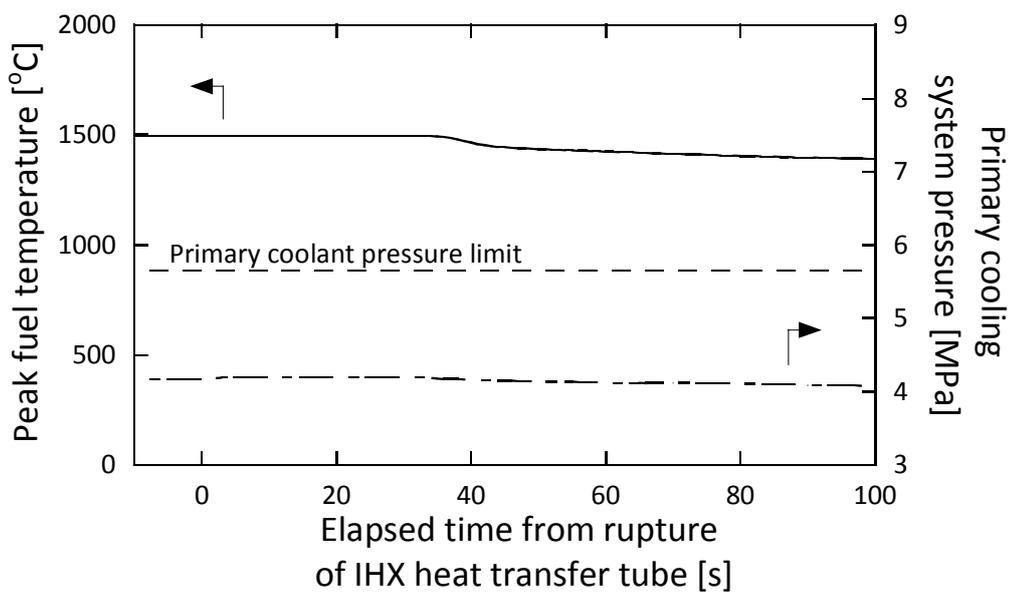
Fig.10 Transient behavior of break flow at inner and outer pipe of co-axial hot gas duct, secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of piping in secondary cooling system



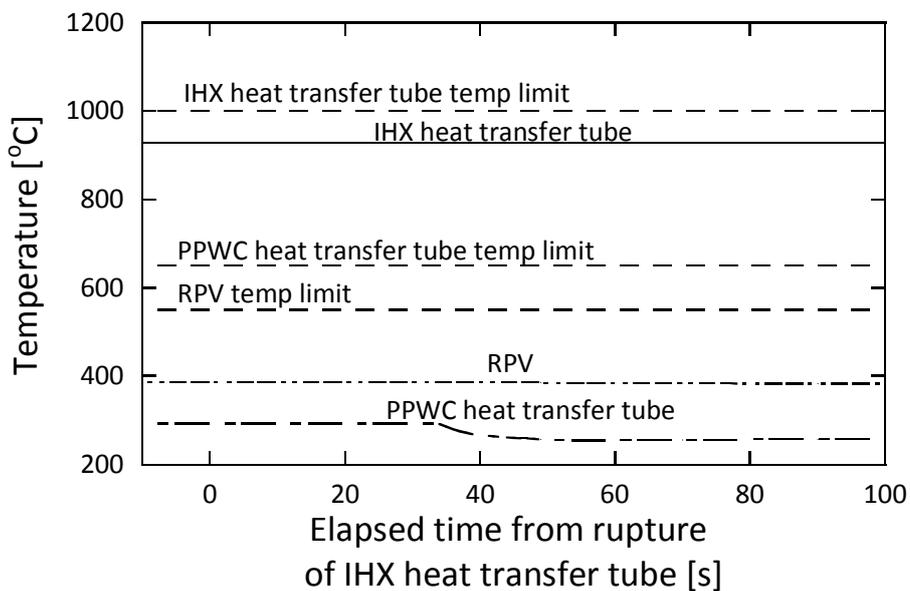
(a) Break flow rate at IHX heat transfer tube and secondary cooling system pressure



(b) Secondary helium flow rate and reactor power



(c) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure



(d) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

Fig.11 Transient behavior of break flow at IHX heat transfer tube, secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of heat transfer tube at IHX

付録

A.1 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開(AOO-4)における排出弁定格流量に対する感度解析

2次ヘリウム貯蔵供給排出弁の定格流量は、2次ヘリウム冷却設備のインベントリに応じて設定される。そのため、今後の設計進捗に伴い定格流量が変更となることが想定される。そこで、プロセス熱交換器のインベントリを設計値に対して100倍した場合における2次ヘリウム貯蔵供給排出弁の定格流量を解析条件とした計算を行い、設計値を用いた計算結果と比較した。解析条件をTable A.1に示す。

Fig A.1に2次ヘリウム貯蔵供給排出弁の定格流量を変更したふたつの計算ケースにおける2次ヘリウム冷却設備圧力、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉圧力容器最高温度、1次冷却設備圧力の過渡挙動を示す。定格流量を増加したケースでは、2次ヘリウム冷却設備圧力減少速度が増加し、1次冷却設備との差圧増大速度が増加する。そのため、原子炉スクラム点の到達時間が、Case 1において異常発生後1267秒であったものが、Case 2では異常発生後306秒と短くなった。燃料最高温度、1次冷却設備圧力、中間熱交換器伝熱管最高温度、加圧水冷却器伝熱最高管温度および原子炉圧力容器最高温度の過渡挙動は、原子炉出力の過渡挙動と同じ傾向を示し、それぞれ、Case 2の計算結果はCase 1に比べ下降開始までの経過時間が短くなるが、Case 1とCase 2との最高温度の最大差は1°C未満であり、許容値を上回ることにはなかった。また、1次冷却設備の最高圧力は両ケースにおいて初期値を上回ることにはなかった。

以上の結果から、本過渡変化に対して2次ヘリウム貯蔵供給排出弁の定格流量が変更となった場合においても燃料最高温度、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度および圧力の最高値に影響を与えることはない。そのため、安全評価上の判断基準を満足し、燃料の健全性および原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

A.2 2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉(AOO-5)における隔離弁作動条件に対する感度解析

格納容器隔離弁および原子炉建屋隔離弁の作動条件は、被ばく評価および可燃性ガスの漏えい事象の評価結果をもとに設定される。そのため、今後の設計進捗に伴い作動条件が変更となることが想定される。そこで、2次ヘリウム冷却設備隔離弁の誤閉事象について、4つある隔離弁の誤閉の有無及びそれぞれの作動時間をパラメータとして感度解析を行った。高温隔離弁においては弁体が高温にさらされているため、弁体着座時に衝撃が負荷によりシート面が損傷する可能性があることから急激な弁閉動作を行うことができない。そのため、検討に当っては作動時間が設計値30秒より長くなることを想定し、設計値およびこれを2倍した60秒の2ケースについて評価を行っ

た。低温隔離弁については、短い作動時間を設定することが可能であることから、設計値より短い 5 秒のケースを含んだ評価を行った。解析条件を Table A.2 に示す。

Fig A.2 に 2 次ヘリウム流量、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉压力容器最高温度、1 次冷却設備圧力の過渡挙動を示す。解析結果から、全ての計算ケースについて 2 次ヘリウム流量減少プロファイルは同じであるが、誤閉となる隔離弁数の増加および作動時間の短縮に伴い流量減少速度が大きくなった。原子炉出力の過渡挙動は原子炉スクラム点に到達する時間に依存し、2 次ヘリウム流量減少挙動と同じ傾向を示した。燃料最高温度については全ての計算ケースにおいて初期値を上回ることにはなかった。また、1 次冷却設備圧力、中間熱交換器伝熱管最高温度、加圧水冷却器伝熱最高管温度および原子炉压力容器最高温度の過渡挙動は、原子炉出力の挙動に応じてことなるものの、各計算ケース間の最高温度の最大差は 1°C 未満であり、許容値を上回ることにはなかった。加えて、全てのケースにおいて 1 次冷却設備圧力が初期値を上回ることにはなかった。

以上の結果から、本過渡変化に対して隔離弁の作動条件が変更となった場合においても燃料最高温度は判断基準を満足し、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

A.3 中間熱交換器伝熱管破損(ACD-3)における隔離弁作動条件に対する感度解析

中間熱交換器伝熱管破損時における隔離弁の作動条件は、伝熱管破損検出方法により設定される。そのため、今後の設計進捗に伴い作動条件が変更となることが想定される。そこで、隔離弁の作動条件をパラメータとして感度解析を行った。本検討では、伝熱管破損検出を必要としない場合、低温隔離弁の作動時間が短縮される場合を想定し、格納容器隔離弁が作動しないケース、作動時間 30 秒および 5 秒の 3 ケースについて検討を行った。解析条件を Table A.3 に示す。

Fig A.3 に中間熱交換器伝熱管破断部流量、2 次ヘリウム冷却設備圧力、2 次ヘリウム流量、原子炉出力、燃料最高温度、中間熱交換器伝熱管最高温度、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度、原子炉压力容器最高温度、1 次冷却設備圧力の過渡挙動を示す。Case 2 では、Case 1 と比べ 2 次ヘリウム冷却設備圧力の減少速度が大きく、その結果、破断部における 1 次冷却設備から 2 次ヘリウム冷却設備への流入量についても多い結果となった。2 次ヘリウム流量は隔離弁閉止のタイミングに応じて減少するため、Case 2 において最も早く減少し、Case 3 では、隔離弁が閉止しないため、2 次ヘリウム流量が低下しないことから原子炉安全保護設備が作動せず、原子炉は運転を継続する結果となった。燃料最高温度については全ての計算ケースにおいて初期値を上回ることにはなかった。また、1 次冷却設備圧力、中間熱交換器伝熱管最高温度、加圧水冷却器伝熱最高管温度および原子炉压力容器最高温度の過渡挙動は、原子炉出力の挙動に応じてことなるものの、各計算ケース間の最高温度の最大差は 1°C 未

満であり、許容値を上回ることはなかった。加えて、1次冷却設備圧力は初期値を上回ることはなかった。

以上の結果から、本事故に対して隔離弁の作動条件が変更となった場合においても燃料最高温度は判断基準を満足し、燃料の健全性が損なわれることはない。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問題となることはない。

List of tables

Table A.1 Calculation conditions of the exhausting flow rate during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system

Table A.2 Calculation conditions of the isolated valves during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system

Table A.3 Calculation conditions of the isolated valves during the rupture of heat transfer tube at IHX

List of figures

Fig.A.1 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system for different operating conditions of exhausting flow rate

Fig.A.2 Transient behavior of secondary cooling system flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system for different conditions of isolation valve operation

Fig.A.3 Transient behavior of secondary cooling system flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of heat transfer tube at IHX for different conditions of isolation valve operation

Table A.1 Calculation conditions of the exhausting flow rate during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system

Case No.	Exhaust flow rate (t/h)
1	0.014
2	0.057

Table A.2 Calculation conditions of the isolated valves during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system

Valve Case No.	HTCIV (V91)	LTCIV (V77)	HTRIV (V196)	LTRIV (V195)	Remarks
1	○(30s)	○(30s)	○(30s)	○(30s)	Malfunction of all valves
2	○(30s)	×	○(30s)	×	Malfunction of high temperature valves
3	×	○(30s)	×	○(30s)	Malfunction of low temperature valves
4	○(30s)	×	×	×	Malfunction of one high temperature valve
5	×	○(30s)	×	×	Malfunction of one low temperature valve
6	○(30s)	○(5s)	○(30s)	○(5s)	Malfunction of all valves
7	×	○(5s)	×	○(5s)	Malfunction of low temperature valves
8	×	○(5s)	×	×	Malfunction of one low temperature valve
9	○(60s)	○(5s)	○(60s)	○(5s)	Malfunction of all valves
10	○(60s)	×	○(60s)	×	Malfunction of high temperature valves
11	○(60s)	×	×	×	Malfunction of one high temperature valve
12	○(60s)	○(30s)	○(60s)	○(30s)	Malfunction of all valves

○:Close, ×:No action

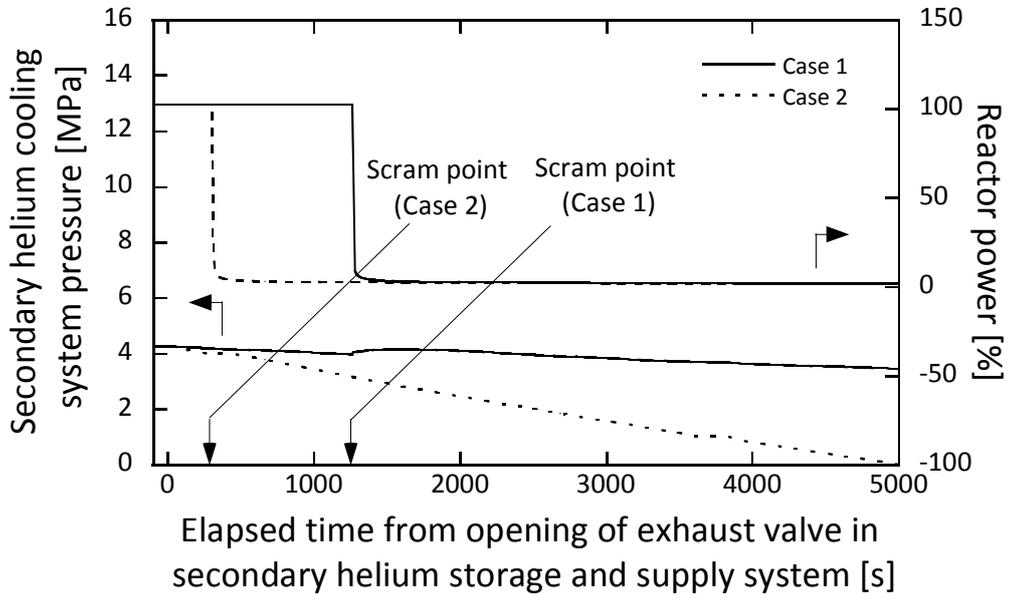
The value in parentheses is the closing time

Table A.3 Calculation conditions of the isolated valves during the rupture of heat transfer tube at IHX

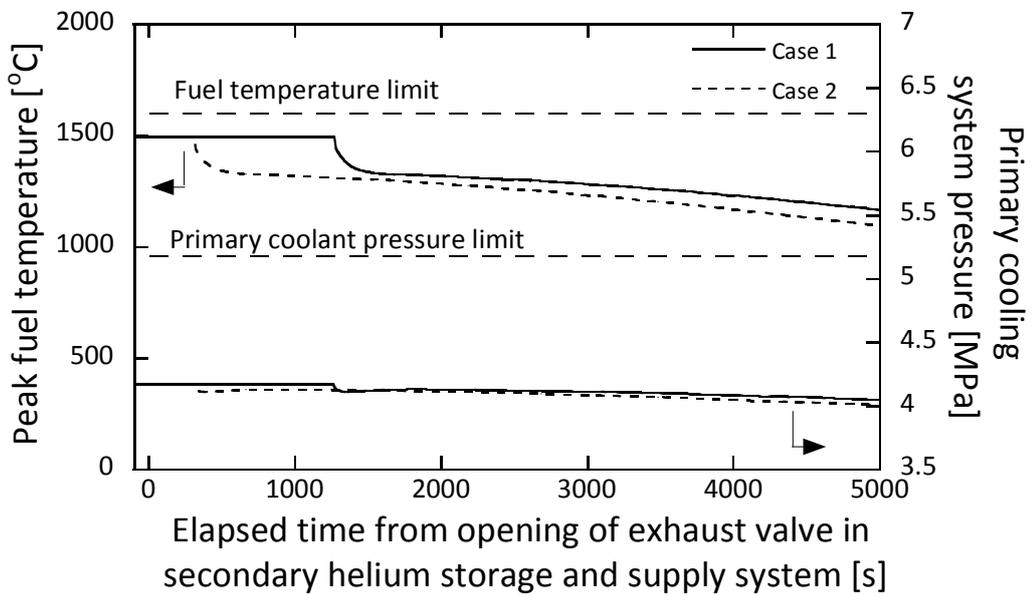
Case No. \ Valve	HTCIV (V91)	LTCIV (V77)	Remarks
1	○(30s)	○(30s)	Same condition as Chapter 3.4.2 (3)
2	○(30s)	○(5s)	
3	×	×	Without detection

○:Close, ×:No action

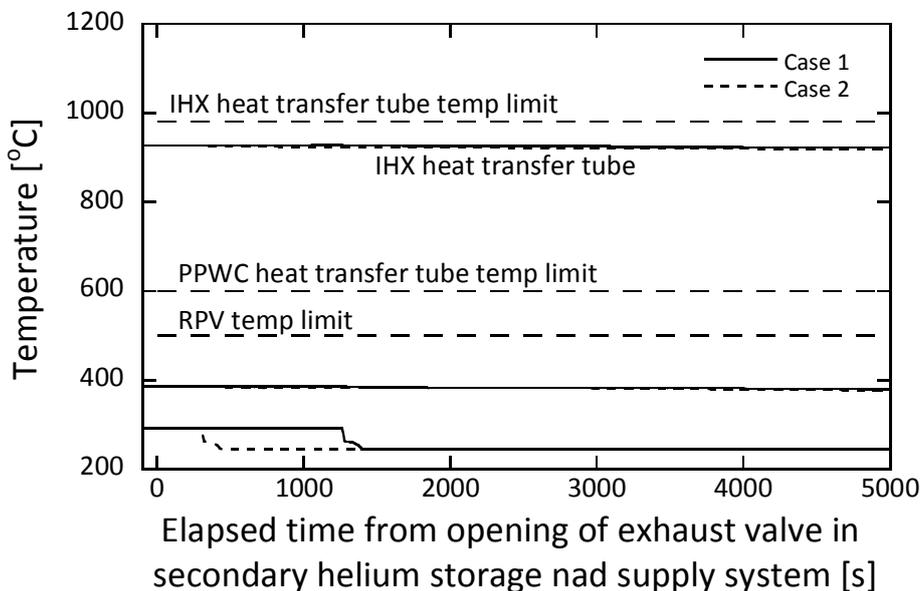
The value in parentheses is the closing time



(a) Secondary helium cooling system pressure and reactor power

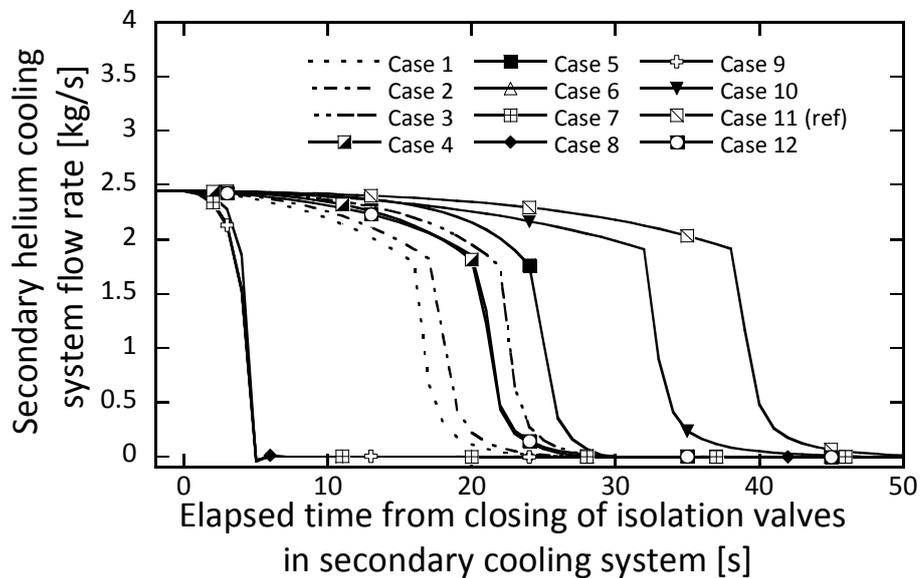


(b) Peak fuel temperature and primary cooling system pressure

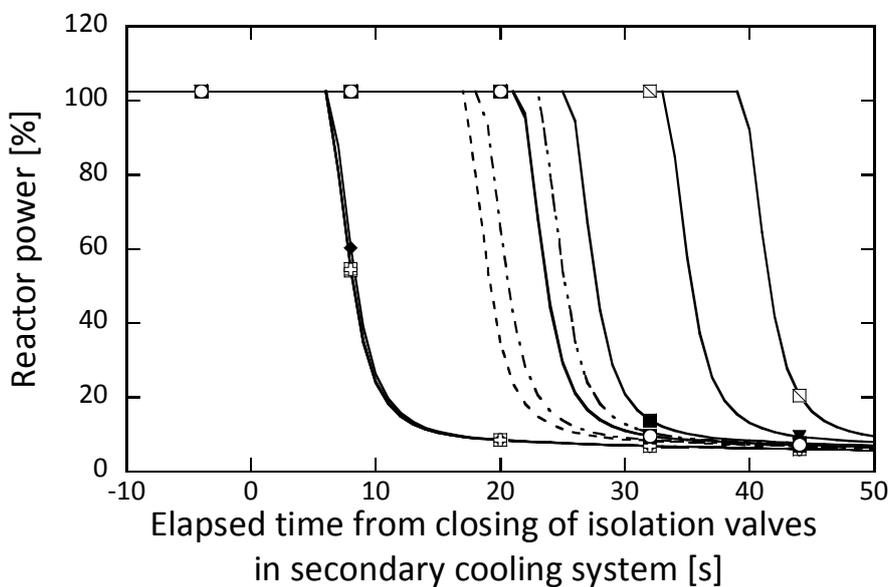


(c) Temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV

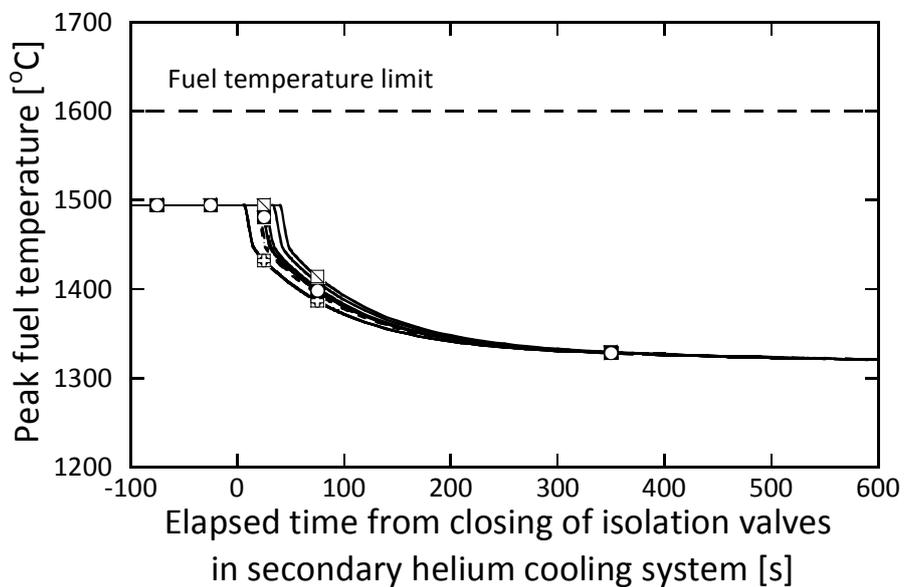
Fig.A.1 Transient behavior of secondary cooling system pressure, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the opening of exhaust valve in secondary helium storage and supply system for different operating conditions of exhausting flow rate



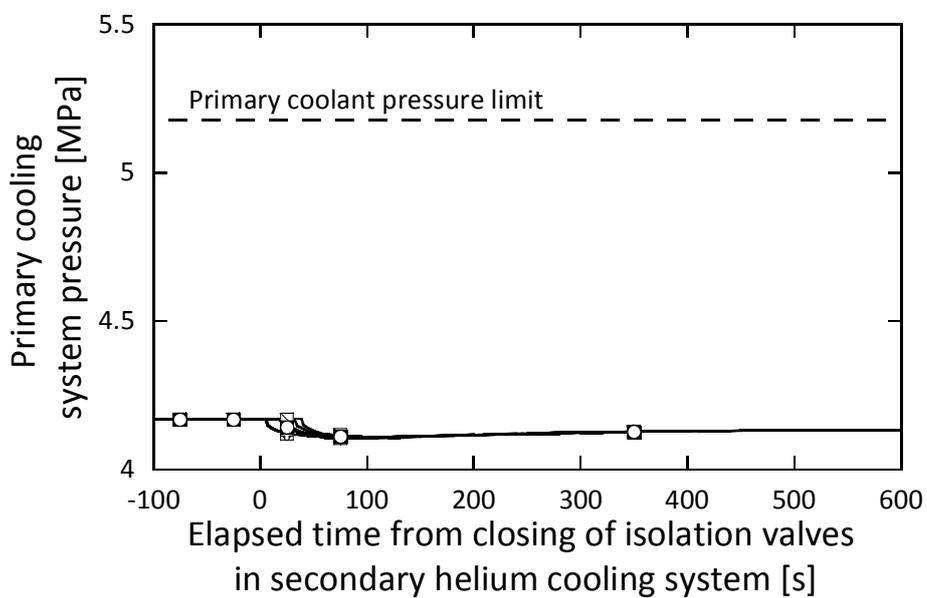
(a) Secondary helium gas cooling system flow rate



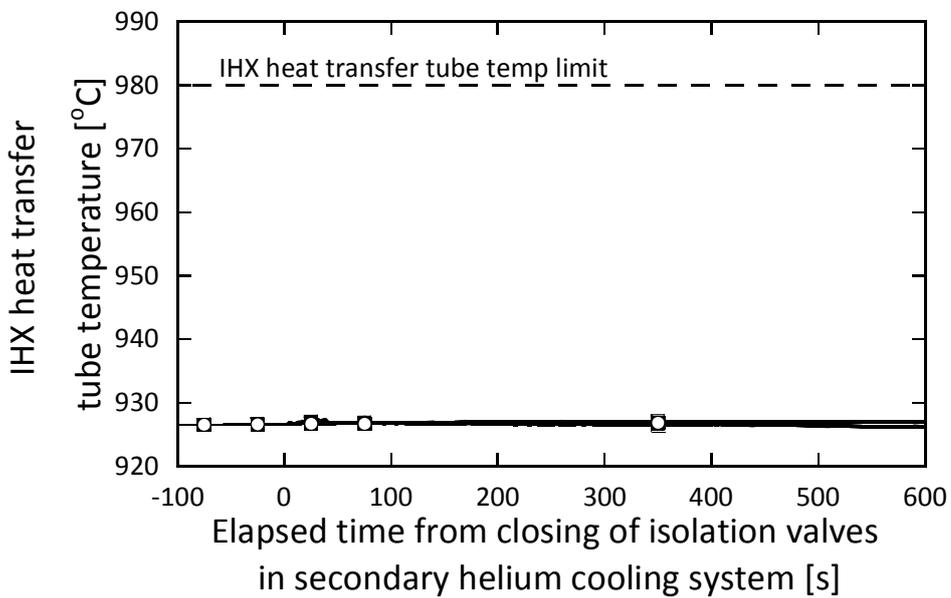
(b) Reactor power



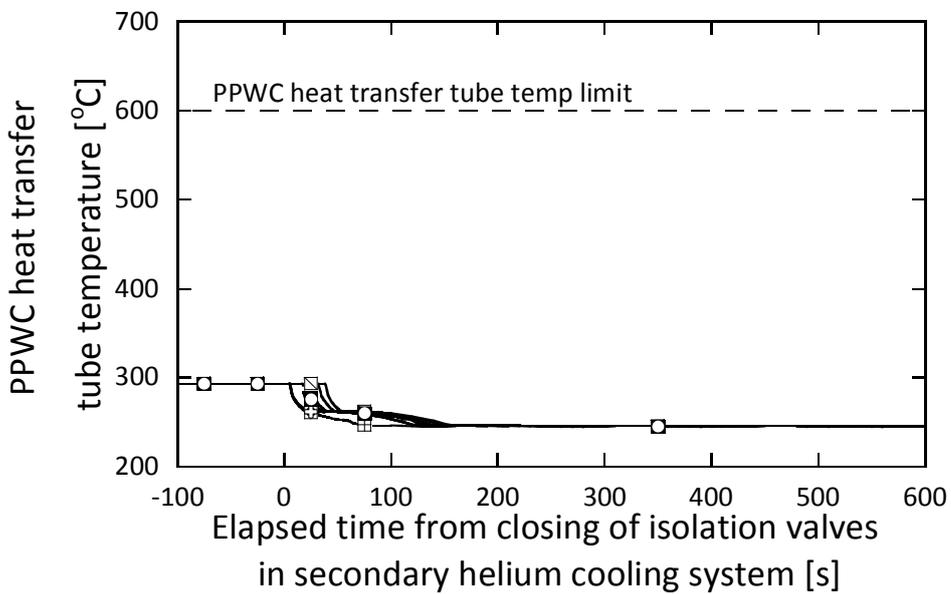
(c) Peak fuel temperature



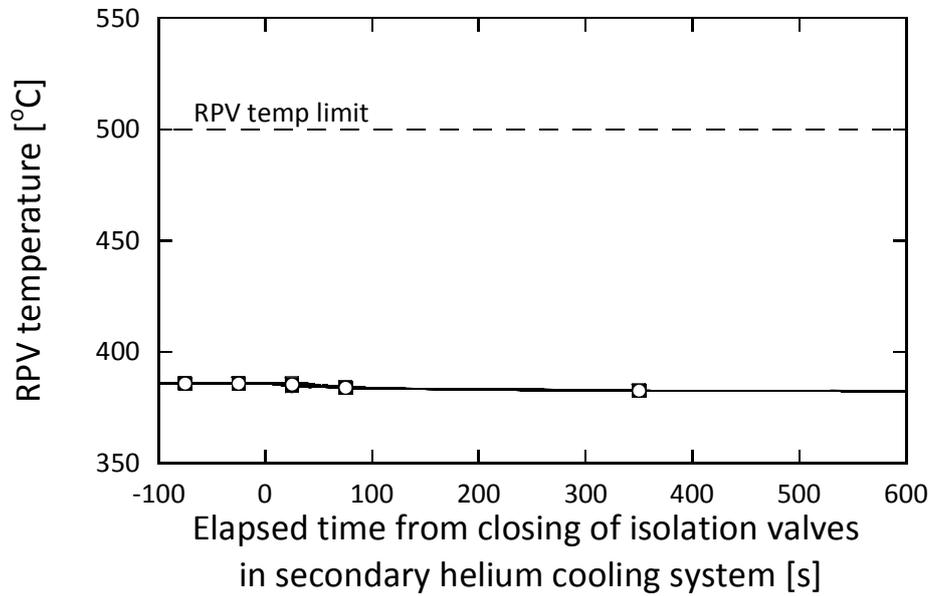
(d) Primary cooling system pressure



(e) IHX heat transfer tube temperature

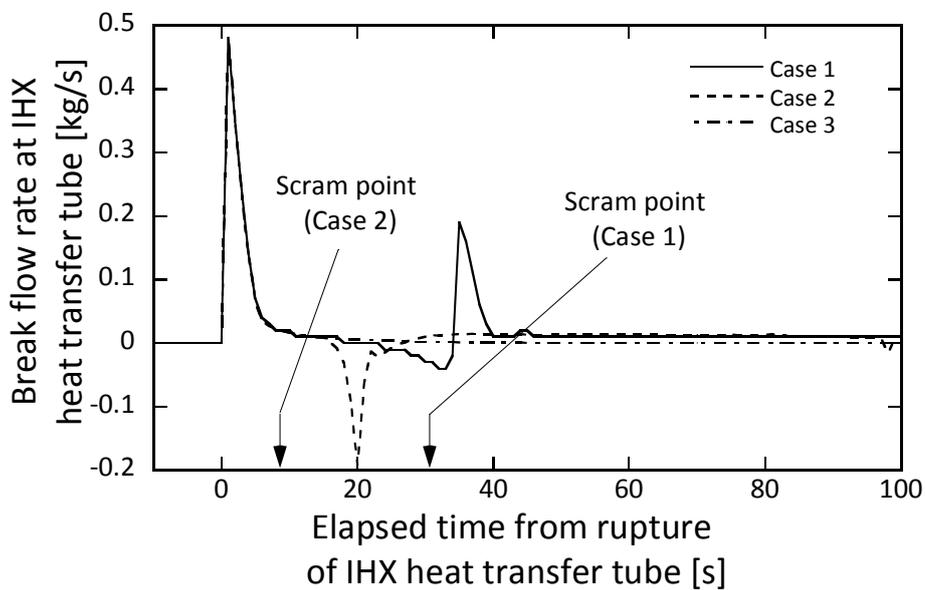


(f) PPWC heat transfer tube temperature

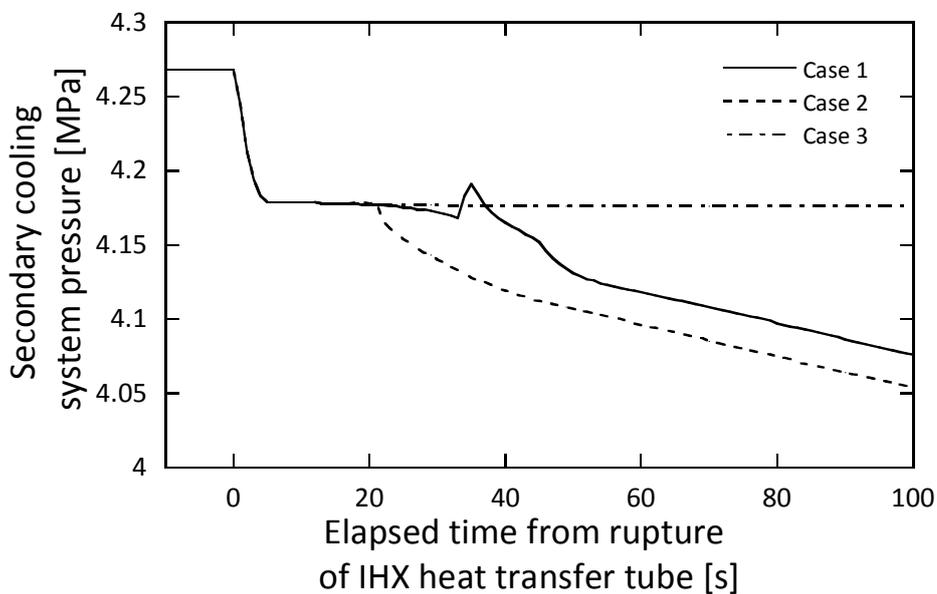


(f) RPV temperature

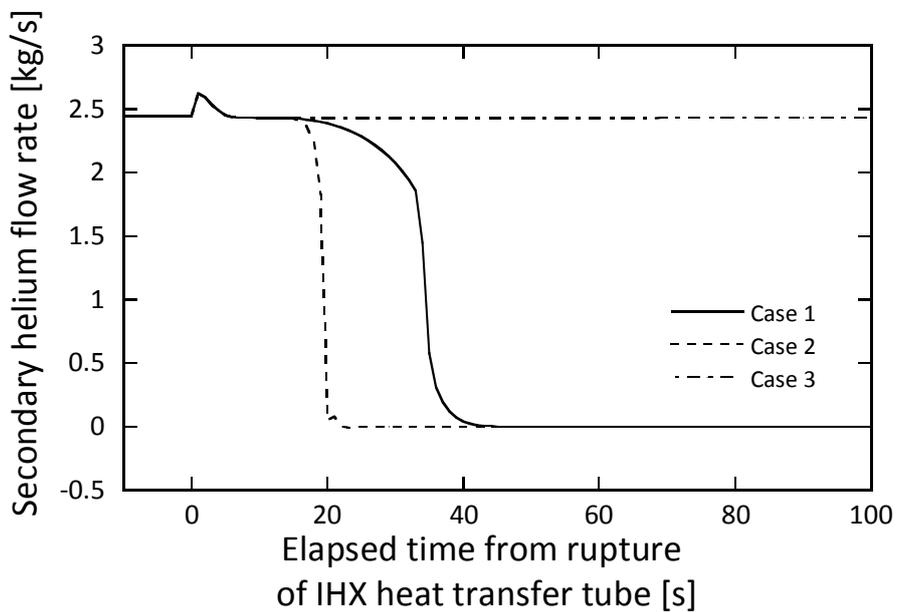
Fig.A.2 Transient behavior of secondary cooling system flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the closing of isolation valves in secondary helium cooling system for different conditions of isolation valve operation



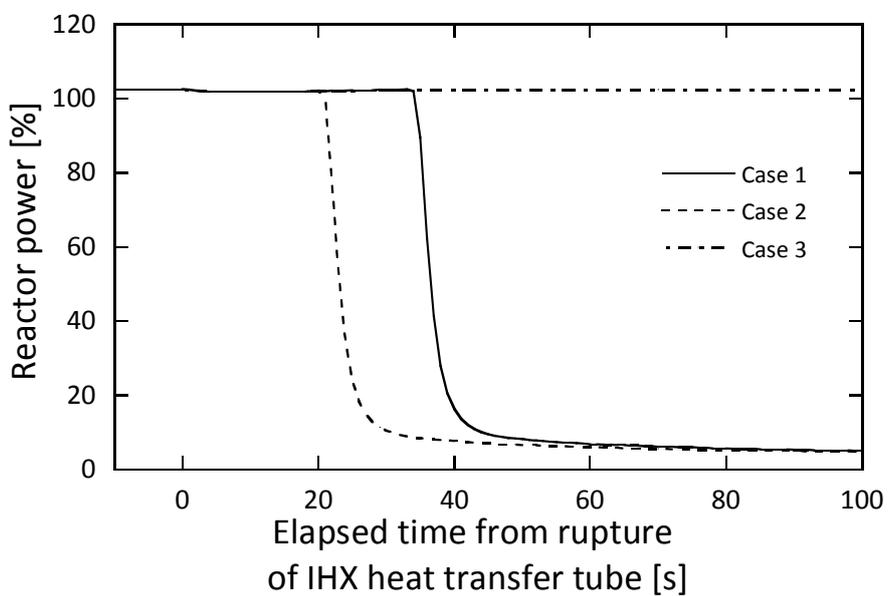
(a) Break flow rate at IHX heat transfer tube



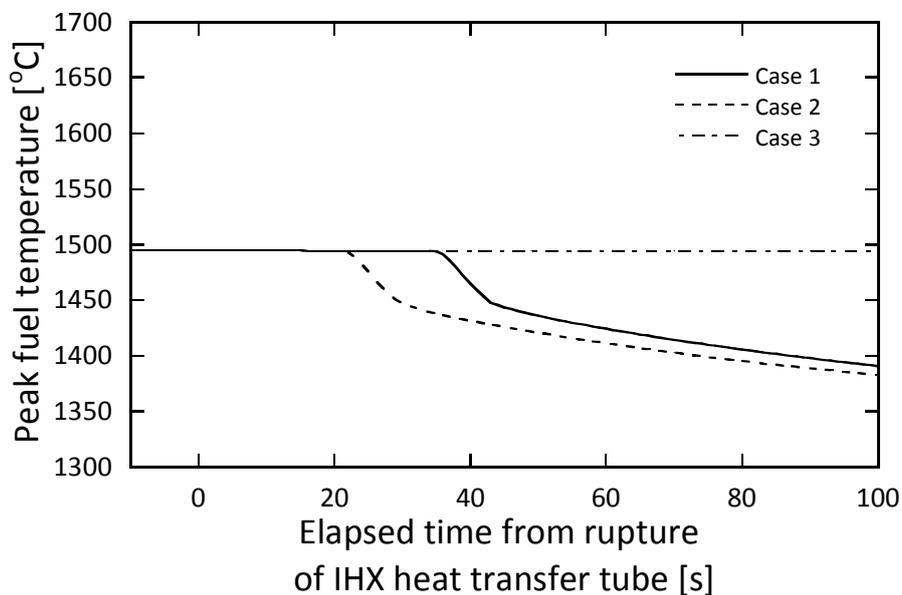
(b) Secondary helium cooling system pressure



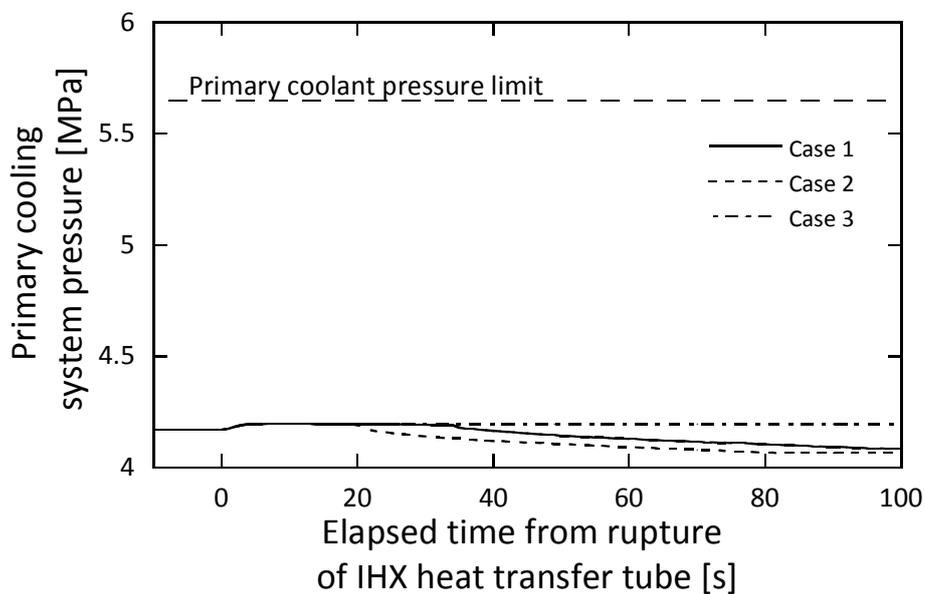
(c) Secondary helium flow rate



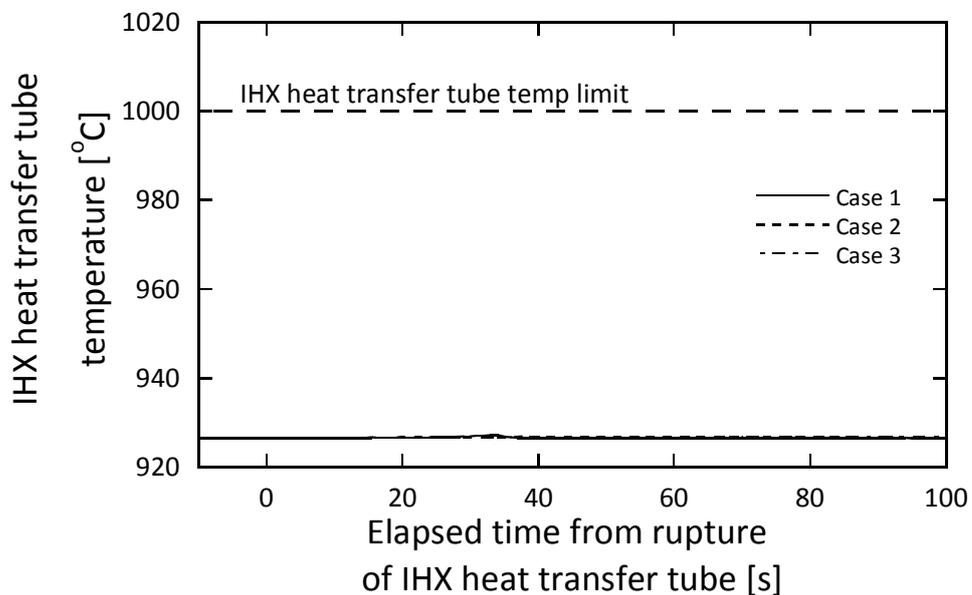
(d) Reactor power



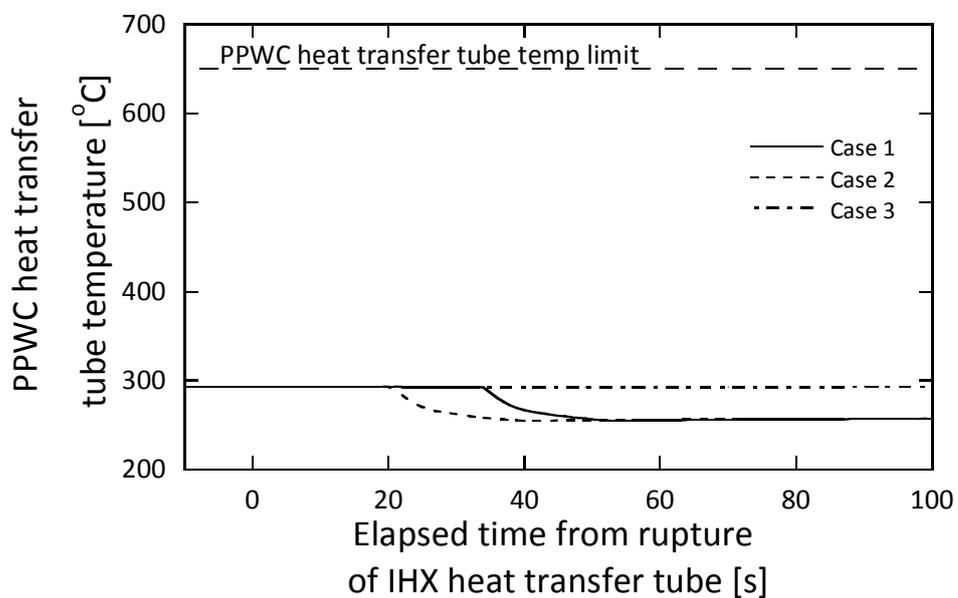
(e) Peak fuel temperature



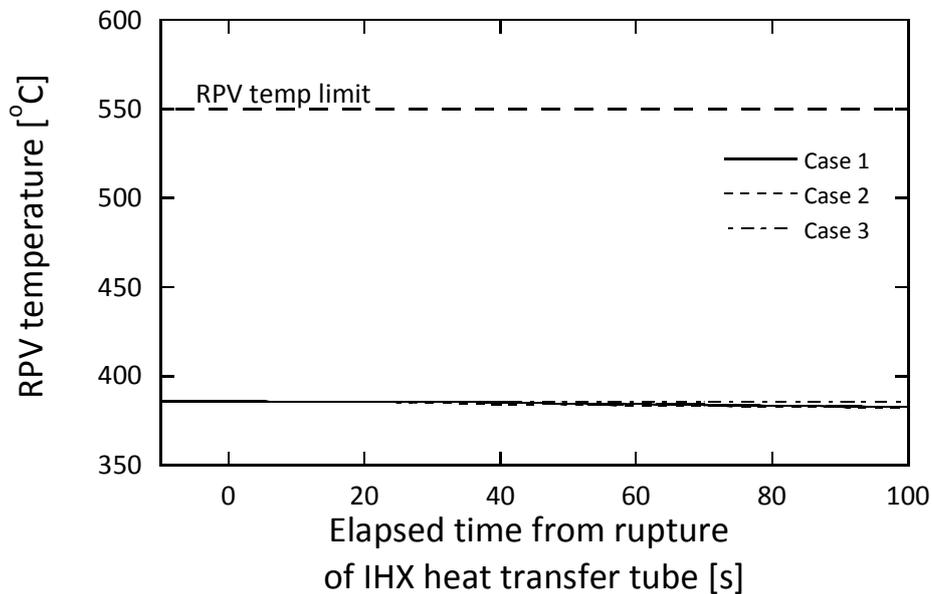
(f) Primary cooling system pressure



(g) IHX heat transfer tube temperature



(h) PPWC heat transfer tube temperature



(i) RPV temperature

Fig.A.3 Transient behavior of secondary cooling system flow rate, reactor power, peak fuel temperature, primary cooling system pressure, temperatures of IHX heat transfer tube, PPWC heat transfer tube and RPV during the rupture of heat transfer tube at IHX for different conditions of isolation valve operation

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
物質的量	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 ^(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, 電流量	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	ジーメンズ	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
光照度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線量	ルクス	lx		lm/m ²
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		m ² cd 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、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	ジュール毎平方メートル	J/m ²	m kg s ⁻³ A ⁻¹
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 ² 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	1h=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	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=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	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=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=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=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 =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	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
ファラ	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (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=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 = 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	1cal=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

