JAEA-Technology 2013-015



# 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

A Proposal for Safety Design Philosophy of HTGR for Coupling Hydrogen Production Plant

佐藤 博之	大橋 弘史	田澤 勇次的	郎 今井 良行
	中川象	修昭 橘 幸勇	男 國富 一彦

Hiroyuki SATO, Hirofumi OHASHI, Yujiro TAZAWA, Yoshiyuki IMAI Shigeaki NAKAGAWA, Yukio TACHIBANA and Kazuhiko KUNITOMI

> 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 2013

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(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) 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, 2013

#### 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

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、今井 良行、中川 繁昭、橘 幸男、國富 一彦

#### (2013年3月28日 受理)

原子力機構では、高温ガス炉から取り出される核熱を用いた水素製造に関する研究開発を進め ている。高温ガス炉水素製造システムの実用化には、原子炉安全の観点からの十分な安全性を確 保することが不可欠であるとともに、一般産業界の水素製造システムに競合できる経済性を確保 することが望ましい。原子力機構では、高温ガス炉水素製造システムにおける水素製造施設を一 般化学プラントとして原子炉に接続させる水素製造施設の非「原子炉施設」化を提案している。 しかしながら、これまでに原子炉に水素製造施設を接続した例はなく、我が国唯一の高温ガス炉 である高温工学試験研究炉(HTTR)を含め、既存の原子力施設を対象とした安全設計方針ではこ のようなシステムを想定していない。そこで、特に熱化学水分解 IS プロセス法による水素製造施 設に焦点を当て、水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計に対する考え方を具体化する とともに、安全設計方針及び適合のための設計方針、水素製造施設を非「原子炉施設」として扱 うための条件とこれに応じた設計対応を検討した。本報では、安全設計方針の原案、並びに適合 のための設計方針や水素製造施設の非「原子炉施設」化のための設計対応の工学的成立性評価の 結果について報告する。

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

#### JAEA-Technology 2013-015

#### A Proposal for Safety Design Philosophy of HTGR for Coupling Hydrogen Production Plant

Hiroyuki SATO, Hirofumi OHASHI, Yujiro TAZAWA, Yoshiyuki IMAI, Shigeaki NAKAGAWA, Yukio TACHIBANA and Kazuhiko KUNITOMI

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, 28 2013)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been conducting research and development for hydrogen production utilizing heat from High Temperature Gas-cooled Reactors (HTGRs). Towards the realization of nuclear hydrogen production, coupled hydrogen production plants should not be treated as an extension of a nuclear plant in order to open the door for the entry of non-nuclear industries as well as assuring reactor safety against postulated abnormal events initiated in the hydrogen production plants. Since hydrogen production plant utilizing nuclear heat has never been built in the world, little attention has been given to the establishment of a safety design for such system including the High Temperature engineering Test Reactor (HTTR). In the present study, requirements in order to design, construct and operate hydrogen production plants under conventional chemical plant standards are identified. In addition, design considerations for safety design of nuclear facility are suggested. Furthermore, feasibility of proposed safety design and design considerations are evaluated.

Keywords: Hydrogen Production, HTGR, Non-nuclear, Safety Design, HTTR

## 目 次

1.	はじる	めに	1
2.	高温ン	ガス炉水素製造システムの概要	3
	2.1	高温ガス炉の特長	3
	2.2	HTTR-IS 水素製造システム	3
3.	水素	製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計方針	7
	3.1	検討方針	7
	3.2	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	7
	3.3	水素製造施設の非「原子炉施設」化	8
	3.4	安全設計の方針	10
	3.5	安全設計方針及び適合のための設計方針	10
4.	工学的	的成立性評価	22
	4.1	評価方針	22
	4.2	判断基準	23
	4.3	工学的成立性評価	25
	4.4	まとめ	38
5.	おわり	りに	62
謝鸹	¥		63
参考	贪文献.		64
付錡	ł		67

## Contents

1.	Intr	oduction	1
2.	Brie	f description of HTGR nuclear hydrogen production system	3
	2.1	Basic features of HTGRs	
	2.2	HTTR-IS nuclear hydrogen production systems	
3.•	Safe	ty design philosophy for coupling H <sub>2</sub> plant to nuclear facility	7
	3.1	Design strategy	7
	3.2	Phenomena identification corresponding to H <sub>2</sub> plant coupling	7
	3.3	Design requirements and consideration for applying non-nuclear regulation	
		to H <sub>2</sub> plant	8
	3.4	Safety design philosophy	10
	3.5	Safety design and design consideration	10
4.	Feas	bibility evaluation of safety design for coupling H <sub>2</sub> plant to HTGRs	22
	4.1	Evaluation approach	22
	4.2	Evaluation criteria	23
	4.3	Feasibility evaluation	25
	4.4	Summary	38
5.	Con	clusion	62
Ac	know	/ledgement	63
Re	feren	ces	64
Ap	pend	ix	67

## 1. はじめに

近年、地球温暖化が進行し、大気や海洋の温度上昇、氷雪の広範囲に渡る融解など、世界各地 において異常事象の発生が報告されており、この原因として考えられる化石燃料の燃焼による大 気中の二酸化炭素などの温室効果ガス濃度の急激な増加が問題視されている。また、エネルギー 安定供給の観点から、特定の地域からの輸入が大部分を占める化石資源に依存しないエネルギー 供給システムを構築することが急務である。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が可能であることから、近年、世界的にそ の製造、利用方法に関する研究開発に対する注目が集まっている。

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は、 冷却材にヘリウム、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近い高温ヘリウ ムを原子炉圧力容器外へ取り出すことが可能である高温ガス炉を選定し、茨城県大洗町に我が国 初となる高温ガス炉である高温工学試験研究炉(High Temperature engineering Test Reactor; HTTR) を建設した<sup>1)</sup>。HTTRは2004年に世界ではじめて原子炉出口冷却材温度950 °Cを達成し<sup>2)</sup>、2010年に は定格熱出力状態(原子炉出口冷却材温度 950°C)での50日間の高温連続運転に成功している<sup>3)</sup>。

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水素 製造法 Iodine-Sulfur プロセス(IS プロセス)を第一候補として研究開発を進めている。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。

$I_2 + SO_2 + 2H_2O \rightarrow H_2SO_4 + 2HI$	(ブンゼン反応)	(1.1)
--	----------	-------

 $H_2SO_4 \rightarrow H_2O + SO_2 + \frac{1}{2}O_2$  (1.2)

$$2\mathrm{HI} \rightarrow \mathrm{H}_2 + \mathrm{I}_2 \tag{1.3}$$

ブンゼン反応生成物は H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>-H<sub>2</sub>O を多く含む相と HI-H<sub>2</sub>O-I<sub>2</sub>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で熱分解される。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、2004年に世界ではじめて閉ループ実験室規模による連続水素製造に成功して おり<sup>4)</sup>、現在はセラミックスなどの工業材料を用いた機器の耐久性確認を目的とした信頼性実証 試験装置の設計及び製作に加え、高効率化や設備の合理化に必要な試験データを要素試験装置に より取得している<sup>5)</sup>。これらの成果を踏まえ、将来的にはHTTRに IS プロセスによる水素製造施 設を接続した HTTR-IS 水素製造システムを建設し、世界で初めてとなる核熱による水素製造実証 を目指している<sup>6)</sup>。さらに、商用展開を目的とした実用システムとして電力併産型の高温ガス炉 水素製造システム(GTHTR300C)<sup>7)</sup>の設計研究を実施している。 高温ガス炉水素製造システムの実用化には、原子炉安全の観点からの十分な安全性を確保する ことが求められる。しかしながら、これまで、原子炉施設に水素製造施設を接続した例はなく、 HTTR を含め既存の原子炉施設における安全設計方針ではこのようなシステムを想定していない。

これまで、高温ガス炉水素製造システムの安全性については、IS プロセスによる水素製造施設 に起因する原子炉施設の安全上考慮すべき事象の摘出が行われ、選定された事象に対する安全設 計方針の基本的な考え方<sup>8)</sup>やその評価方針<sup>9,10)</sup>が示されている。また、実用段階において水素製造 施設の運営母体となるであろう一般産業界の要望に応える観点から、水素製造施設を一般産業施 設に適用される法規の下で設計、建設及び運転する、すなわち、水素製造施設が一般産業施設と 同等の信頼性であった場合においても、原子炉施設の安全性を確保されるための方策が検討され てきた<sup>11)</sup>。本報では、これら安全設計に対する考え方を具体化するとともに、安全設計方針及び 適合のための設計方針の原案を作成する。また、既存の原子力安全規制に関する枠組みの下で水 素製造施設を一般産業施設と同等の施設として扱うための条件とこれに応じた設計対応を検討す る。さらに、提案する適合のための設計方針や設計対応が現状の技術、又は近い将来に開発可能 な技術に基づき、かつ、合理的に成立すること(工学的成立性)を確認する。安全設計方針の原 案作成に当っては、HTTR-IS 水素製造システムに限定せず、実用システムに適用できるものを目 指す。一方、適合のための設計方針や設計対応の工学的成立性評価については、原子炉施設の敷 地境界や水素製造施設の設置予定地が明確となっているHTTR-IS 水素製造システムを対象とする。

本報では、先ず、第2章において、熱源としての高温ガス炉の特長を述べるとともに、高温ガ ス炉水素製造システムの設計例として HTTR-IS 水素製造システムの概要を示す。第3章では水素 製造施設を接続する原子炉施設の安全設計方針の考え方や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を紹介し、これに対応した安全設計方針や適合のための設計方針及び水素 製造施設を非「原子炉施設」として扱うための要件とこれに対する設計対応の検討結果を述べる。 第4章では HTTR-IS 水素製造システムを対象に、第3章で提案した適合のための設計方針や設計 対応の工学的成立性についての評価結果を示す。また、水素製造施設を一般産業施設と同等の施 設として扱うための設計対応の工学的成立性確証に向けた課題を示す。

## 2. 高温ガス炉水素製造システムの概要

高温ガス炉水素製造システムは、水素製造施設を原子炉に近接立地させ、水素製造施設の熱源 として原子炉から取り出される核熱を用いる原子炉システムである。本章では、熱源となる高温 ガス炉の特長を述べるとともに、高温ガス炉水素製造システムの概要として、HTTR-IS 水素製造 システムの設計例を説明する。

#### 2.1 高温ガス炉の特長

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、以下の特長を有する。

優れた安全性

高温ガス炉は、炉内構造物に耐熱性の高い黒鉛を用いていることに加え、炉心での出力密度を 厳格に制限した設計を積極的に採用することで、万一の事故時に原子炉内から冷却材が喪失した 場合においても炉心は融解することなく、原子炉圧力容器外表面からの自然放熱により炉心での 残留熱及び崩壊熱を除去することが可能である。また、燃料として高い耐熱性を有するセラミッ クス製被覆燃料粒子を用いており、高温においても燃料被覆材の健全性は損なわれず、確実に核 分裂生成物を燃料内に閉じ込めることが可能である。加えて、冷却材としてヘリウムを用いてい るため、相変化がなく、中性子の減速や吸収などをほとんど生じないことから、配管の破損など により冷却材が喪失するような事故時においても極端な除熱性能の変化がなく、炉心の反応度に も影響を与えない。このような優れた安全性を有するため、高温ガス炉は水素製造施設の近接立 地に適した炉型である。

• 高温熱供給

高温ガス炉は、化学的に不活性で、かつ、伝熱特性に優れたヘリウムを冷却材として使用して おり、また、高温強度に優れた黒鉛を炉内構造物の材料として用いることにより1000°C 近い高温 熱を原子炉圧力容器外に取り出すことが可能である。IS プロセスにおける硫酸の熱分解反応は約 800°C 以上において高い反応率を示すことから、高温ガス炉は IS プロセスによる水素製造施設の 熱源として適した原子炉である。

#### 2.2 HTTR-IS 水素製造システム

HTTR-IS 水素製造システムは世界で初めて、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。HTTR-IS 水素製造システムの系統構成を Fig. 2.1 に、鳥瞰図を Fig.2.2 に主要諸元を Table 2.1 に示す。

HTTR-IS 水素製造システムは原子炉施設である HTTR 及び IS プロセスによる水素製造施設か

ら構成される。HTTR では原子炉施設として、原子炉、1次冷却設備、2次へリウム冷却設備、 原子炉緊急停止時の炉心崩壊熱及び残留熱除去を行うための補助冷却設備、配管破断時等の炉心 強制冷却機能喪失時の崩壊熱及び残留熱除去を目的とした炉容器冷却設備等が設置されている。 1次冷却設備には炉心の冷却を目的とした1次加圧水冷却器、水素製造施設へ熱を供給する中間 熱交換器が設置され、HTTR-IS 水素製造システムの定格運転時には1次加圧水冷却器及び中間熱 交換器の負荷がそれぞれ20 MW、10 MW に配分される「並列運転」を行う。2次へリウム冷却設 備は隔離弁、二重管、蒸気発生器及び冷却器等により構成され、中間熱交換器にて加熱された2 次へリウムは二重管の内管をとおり、原子炉格納容器を貫通し、隔離弁を経由して水素製造施設 のプロセス熱交換器に熱を供給し、蒸気発生器及び冷却器により冷却された後、2次へリウム循 環機により昇圧され、二重管の外管をとおり中間熱交換器へ戻る。2次へリウムと熱交換を行う プロセス熱交換器には、硫酸を蒸発・分解し、ブンゼン反応工程へ供給する二酸化硫黄を生成す る SO<sub>3</sub>分解器及び硫酸分解器、HIx 溶液を濃縮する HI 蒸留塔のリボイラ及び HI を分解し水素を 生成する HI 分解器がある。水素製造施設にはバイパスラインを設け、その出入口に流路切替弁を 設置する。HTTR の詳細については、参考文献<sup>1)</sup>を参照されたい。

Item	Specification
Reactor thermal power	30 MW
Reactor type	Graphite moderated, Helium-cooled, Prismatic block fuel
Fuel design	SiC TRISO particles
Reactor outlet coolant temperature	950 °C
Reactor inlet coolant temperature	395 °C
Primary coolant pressure	4.0 MPa
Reactor coolant flow rate	10.2 kg/s
Average power density	2.5 MW/m <sup>3</sup>
Fuel	Low enriched UO <sub>2</sub>
Enrichment	3~10 wt%
	(Avg. 6 wt%)
RPV	2 1/4 Cr-1Mo steel
IHX heat rate	10 MW

Table 2.1: Major Specifications of the HTTR-IS system



Fig. 2.1: Flow diagram of the HTTR-IS system



Fig. 2.2: Bird's Eye View of the HTTR-IS system

## 3. 水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計方針

#### 3.1 検討方針

水素製造施設を原子炉施設に接続することで原子炉施設の安全性を阻害することがあってはな らない。同時にユーザーからの要請として、経済性の観点から、水素製造施設を一般産業施設に 適用される法規の下で設計、建設及び運転することが望まれている。そこで、原子力機構では、 水素製造施設に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)では なく、一般産業法である高圧ガス保安法を適用する水素製造施設の非「原子炉施設」化を提案し ている<sup>11)</sup>。すなわち、水素製造施設が一般産業施設と同等の信頼性であった場合においても、原 子炉施設の安全性を確保する。

水素製造施設を非「原子炉施設」とすることで、設備変更に対する自由度が向上するとともに、 IS プロセスによる水素製造施設において使用される硫酸等の腐食性流体の接液部の材料に SiC セ ラミックスを適用できる見通しが得られる(現在のところ、高圧ガス保安法においても SiC セラ ミックス材は耐圧バウンダリの材料としての使用は認可されていないものの、原子力機構では SiC の材料強度特性を考慮した構造設計方針案<sup>12)</sup>をまとめており、高圧ガス保安法における特別認可 を取得する方向で検討を進めている)。Fig. 3.1 に示すように、HTTR-IS 水素製造システムでは、 原子炉等規制法と高圧ガス保安法の適用範囲の境界は2次へリウム冷却設備に設置された流路切 替弁とする。

水素製造施設に高圧ガス保安法を適用する場合に、設置許可申請書に記載する安全設計方針に おける水素製造施設の位置付けは、原子炉施設の外に設置された一般産業施設と同等として扱わ なければならない。そこで、水素製造施設に起因する異常事象のうち、原子炉施設の安全性に影 響を与える事象を原子炉施設の外部人為事象と定義する。外部人為事象に対する安全設計方針に ついては、旧原子力安全委員会の発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針<sup>13)</sup>において、 飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等の外部人為事象に対し原子炉施設の安全性が損なわれないこと を求めている。高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針では、同指針で例示された外部人為 事象に加え、水素製造施設を接続することで原子炉施設の安全性の観点から新たに想定しなけれ ばならない事象を考慮する。

なお、ここでは旧原子力安全委員会が策定した安全設計審査指針に基づき検討を実施し、発電 用軽水型原子炉の新安全基準への対応は今後の課題とする。

#### 3.2 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

高温ガス炉水素製造システムは、2次ヘリウム冷却材を介して水素製造施設へ熱供給する点、 水素製造施設が可燃性ガス及び有毒ガスを内包し、かつ、原子炉施設の近傍に設置されるという 特徴を有している。この特徴から、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 として以下を選定している<sup>11)</sup>。 (1) 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

水素製造施設において何らかの異常により操作条件が変動することで2次へリウムと熱交換を 行うプロセス熱交換器の除熱量が変動した場合、中間熱交換器へ流入する2次へリウム温度が変 動する。この温度変動が1次冷却材に伝播した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷や や炉心温度低下に伴う反応度添加により燃料温度上昇に至ることが懸念される。

(2) 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

IS プロセスによる水素製造施設では、可燃性ガスとして水素を内包している。何らかの要因に より水素を内包する配管や機器等から漏えいが生じた場合に、空気と混合することで可燃性混合 気が形成され、万一、燃焼あるいは爆ごうに至った場合に原子炉施設における安全上重要な機器 及び設備の損傷に至ることが懸念される。

(3) 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

IS プロセスによる水素製造施設では、原子炉の運転員の操作能力へ影響を与える可能性のある 有毒ガスとして硫酸(H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>)、二酸化硫黄(SO<sub>2</sub>)、三酸化硫黄(SO<sub>3</sub>)、ヨウ化水素(HI)及びヨ ウ素(I<sub>2</sub>)が挙げられる。これらの有毒ガスが何らかの要因により水素製造施設の配管や機器等か ら漏えいした場合に、有毒ガスが原子炉建屋の中央制御室系換気空調装置を介して制御室に侵入 し、原子炉運転員が急性暴露により原子炉の運転及び状態監視を継続できない状態に至ることが 懸念される。

(4) 原子炉で発生したトリチウムの水素製造施設への移行

高温ガス炉の炉心では燃料の三体核分裂反応、黒鉛中に含まれるリチウム、黒鉛や制御棒に含 まれるボロン、冷却材中のヘリウム3の中性子吸収反応によりトリチウムが生成される。炉心で 生成されたトリチウムは1次冷却材を循環し、中間熱交換器の伝熱管を透過して2次ヘリウム冷 却設備、水素製造施設へと移行する。万一、水素製造施設へのトリチウム混入量が著しく大きい 場合には水素利用者に対し有意な放射線被ばくを与えることが懸念される。

#### 3.3 水素製造施設の非「原子炉施設」化

原子炉施設の安全設計では、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指 針<sup>14)</sup>に応じて、安全性を確保するために必要な機能を有する構築物、系統及び機器をその性質や 重要度に応じて分類している。たとえ最も重要度が低いとされるクラス3に分類されたとしても、 異常状態の起因事象となるものや、事象を緩和することが期待されるもの、異常状態への対応上 必要ものとして分類される場合には原子炉施設の設置許可の対象から免除することはできない。 また、原子炉等規制法では、原子炉施設の新設や増設時に原子炉施設に関する設計及び工事の方 法について原子力規制委員会の認可を受ける「工事計画認可」を課しており、工事計画認可を受 ける対象として、安全機能の重要度分類指針におけるクラス1からクラス3までの機器等とする 考え方が示されている。以上から、水素製造施設の非「原子炉施設」化には、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る。このために、具体的には、以下の条件を満

- 8 -

足することが必要となる。

- (a) 水素製造施設に「2次冷却系の通常冷却」及び「1次・2次へリウムの差圧維持(バウンダ リ)」の機能を持たせないため、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。
- (b) 水素製造施設に「放射性物質の貯蔵」の機能を持たせないため、水素製造施設に放射性物質 を含まない。

(a)に対しては、水素製造施設での異常により原子炉出力や1次冷却設備及び2次へリウム冷却設備で の温度及び圧力変動幅が通常運転で許容される変動幅を逸脱しないよう、原子炉施設の冷却器、隔離 弁、2次へリウム貯蔵・供給設備、1次・2次差圧制御系により温度及び圧力変動を吸収・低減する 設計対応を実施する。加えて、プロセス熱交換器の伝熱管破損時に想定される2次へリウム冷却設 備への可燃性ガス侵入を防止するため、水素製造施設の定格圧力を2次へリウム冷却設備の定格 圧力未満に制限する設計対応をとる。

Fig.3.2 に HTTR-IS 水素製造システムにおいて水素製造施設の異常時に原子炉施設の通常運転を 確保するための設計対応の概念を示す。

HTTR-IS 水素製造システムでは水素製造施設の状態によらず原子炉の通常時除熱機能を確保す るため、プロセス熱交換器の下流に蒸気発生器を設置し、蒸気発生器内圧力、すなわち、蒸気発 生器内保有水温度を制御することにより2次へリウム冷却設備の温度変動を抑制する。水素製造 施設で異常が発生した場合には、流路切替弁を作動させることで水素製造施設を2次へリウム冷 却設備から隔離し、蒸気発生器に高温へリウムを流入させることから、蒸気発生器では定格運転 時に比べ数倍の熱量を除去する必要があり、その際に発生する蒸気量は定格運転時の数倍以上と なることから、蒸気発生器の伝熱管を露出させないためには、定格運転時の数倍の給水量が必要 となる。そこで、蒸気発生器の上に放熱器を設置し、生成蒸気のすべてを放熱器で冷却し凝縮水 を蒸気発生器へ戻すことにより閉ループを形成し、余剰な給水設備を不要とする設計としている (Fig.3-2b)。蒸気発生器と放熱器を用いた冷却システムの具体的な制御方式は参考文献を参照さ れたい<sup>15)</sup>。

また、プロセス熱交換器の伝熱管破損時に想定される圧力変動に対しては、流路切換弁を作動 させることで伝熱管破損部を2次へリウム冷却設備から隔離するとともに1次・2次へリウム差 圧制御系によりヘリウムを注入する。加えて、2次へリウム冷却設備の圧力変動に伴う流量低下 を抑制するため、2次へリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンクに十分な容量を持たせる。

(b)に対しては、水素製造施設のトリチウム濃度及び数量を法令限度以下となるよう、1次及び2次へ リウム純化設備に十分な容量を確保する設計対応(既設の設備の改造)を実施する。

上記の設計対応により水素製造施設を安全重要度分類上の機能から除外できる場合には、水素製造施 設での異常に起因する2次へリウム冷却設備での温度及び圧力変動、水素製造施設のプロセス熱交換 器が伝熱管破損した場合の破損部を介した可燃性ガスの侵入及び原子炉で発生したトリチウムの水素 製造施設への移行は、原子炉施設の安全上考慮が不要となる事象の位置付けとなる。 Table 3.1 に水素製造施設の非「原子炉施設」化の条件及び条件を満足するための設計対応を示す。

#### 3.4 安全設計の方針

高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針は、既に設置許可を受けている HTTR の安全設計 方針を基本に、水素製造施設の接続に伴い安全設計上考慮すべき事象に対応した記載の見直しを 行う。

HTTR では安全設計の方針として、以下の12の方針が定められている。

- 安全設計の基本方針
- 原子炉の固有安全性
- 原子炉施設の設計、製作における安全上の考慮
- 核設計及び熱流力設計の基本方針
- 核分裂生成物放散の防止・抑制対策
- 計測制御系統施設設計の基本方針
- 工学的安全施設設計の基本方針
- 火災に対する設計上の考慮
- 物理的分離
- 環境に関する設計上の考慮
- 強度設計の基本方針
- 品質保証の基本方針

水素製造施設を接続するにあたり安全設計上考慮すべき事象は、3.2 節に記載の水素製造施設に 起因する原子炉施設の安全上考慮すべき事象のうち、水素製造施設の非「原子炉施設」化のため の設計対応により原子炉施設の安全上考慮が不要となる事象を除く以下が対象となる。

- 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
- 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

前述のとおり、上記事象は原子炉施設にとって外部人為事象の扱いとなる。HTTR の安全設計の 方針のうち、外部人為事象に係るものは「安全設計の基本方針」であるが、本方針では、既に安 全運転を阻害する恐れのある外部からの飛来物等によって、原子炉の安全が損なわれない設計と することを求めており、可燃性ガス及び有毒ガスに起因する外部人為事象についてもその対象に 含まれることから、水素製造施設の接続にあたり安全設計の基本方針へ追加する項目はない。

#### 3.5 安全設計方針及び適合のための設計方針

HTTR では安全設計方針及び適合のための設計方針として、Table 3.2 に示す 57 項目の方針が定められている。水素製造施設を高温ガス炉に接続するにあたっても、原子炉施設の安全性を確保

するための基本的な考え方は何ら変わるものではないことから、安全設計方針の改訂は行わない。 一方、水素製造施設を接続することで安全設計上考慮しなければならない事象に対応するため、 適合のための設計方針を見直すこととする。Table 3.2 に示した方針のうち、安全設計上考慮しな ければならない事象に係るものは、「方針1.準拠規格及び基準」、「方針3.外部人為事象に対す る設計上の考慮」、「方針23.残留熱を除去する系統」、「方針26.2次へリウム冷却系」及び「方 針42.制御室の居住性に対する考慮」である。

水素製造施設は一般産業施設の扱いとし、原子炉施設の設置許可の対象から除外する方針であ ることから方針1に示された法令、規格及び基準に対する改訂はない。また、水素製造施設は安 全上の機能を有さないことから、法令、規格、基準等を準拠するに当って考慮する安全上の重要 度分類表に水素製造施設は記載されない。さらに、水素製造施設を安全重要度分類上の機能「2 次冷却系の通常冷却」及び「1次・2次へリウムの差圧維持(バウンダリ)」から除外するために 必要な2次へリウム冷却設備(蒸気発生器及びへリウム冷却器を含む)及び2次へリウム貯蔵供 給設備については、それぞれ、すでに安全上の重要度分類表に記載されている。以上から、安全 上の重要度分類表は改訂しない。

3.2節で示したように、方針3に係る事象は、水素製造施設からの可燃性ガス及び有毒ガスの漏 えいである。

発電用軽水型原子炉施設の安全設計指針<sup>13)</sup>では、外部事象に対し健全性を確保すべき対象として、異常発生防止系(PS: Prevention System)及び異常影響緩和系(MS: Mitigation System)に分類される構築物、系統及び機器のうち、クラス1及びクラス2のなかで代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難なものと規定している。この考え方を踏襲し、可燃性ガスの漏えいに対しては、対象となる構築物、系統及び機器のほとんどが収納されている原子炉建屋及び使用済燃料貯蔵建屋を防護対象とする。これに加えて、建屋外に設置される排気管、補助冷却水設備及び加圧水冷却設備の一部も防護対象とする。

また、同指針では、原子炉施設において事故が発生した場合においても従事者が対策操作を行 うことが可能なよう制御室の居住性を確保することを要求している。そこで、有毒ガスの漏えい に対しては、原子炉の運転員を防護対象とした。

可燃性ガスの漏えい事象について、方針3に適合するための設計方針の基本的な考え方は、可 燃性ガスの原子炉建屋等への侵入を防止する方策をとること、何らかの要因により火災・爆発に 至る場合に対しても防護対象の健全性を確保できる方策をとることである。具体的には、水素製 造施設から環境中への漏えいに対し、原子炉建屋内に可燃性ガスが侵入しないよう離隔距離を確 保することや、可燃性ガスの拡散を促進する隔離壁を設置するなどの方策をとる。さらに、火災・ 爆発に対しては、防護対象の健全性を確保できるよう、防護対象と水素製造施設間の離隔距離を 確保するなどの方策をとる。

有毒ガスの漏えい事象について、方針3に適合するための設計方針の基本的な考え方は、原子 炉建屋内にある中央制御室の居住性を確保できる方策をとることである。具体的には、水素製造 施設と原子炉建屋の離隔距離を確保する、原子炉建屋外の有毒ガス濃度を監視し漏えい検出によ り中央制御室系換気空調装置を閉回路に切替え中央制御室を外気と遮断する、同空調装置へ吸着 フィルタを設置するなどの方策をとる。

- 11 -

方針23 は、崩壊熱及び残留熱を除去する系統を確保することで、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることを防止するために定めた方針である。HTTR では、原子炉の通常停止時における崩壊熱及び残留熱は1次冷却設備及び2次へリウム冷却設備を介して最終的に加圧水空気冷却器において大気に放出される。一方、高温ガス炉水素製造システムでは、2次へリウム冷却設備に伝えられた熱は最終的に原子炉施設の冷却器(HTTR-IS 水素製造システムでは蒸気発生器及びへリウム冷却器)を介して大気に放出される。 そこで、水素製造施設の接続に伴う系統構成の変更に対応し、適合のための方針の文章を改訂する。方針23 に対する改訂では HTTR-IS 水素製造システム特有の機器名が登場するものの、実用システムでは同じ機能を有する機器名(例えば GTHTR300C では前置冷却器)に置き換えることで適用可能である。

方針26は、2次ヘリウム冷却設備の圧力を1次冷却設備の圧力より高圧に維持することで、中 間熱交換器伝熱管破損時に1次冷却材が2次ヘリウム冷却設備に漏えいすることを防止するため に定めた方針である。HTTR-IS水素製造システムでは、「1次・2次ヘリウムの差圧維持(バウン ダリ)」の機能を水素製造施設に担わせないよう隔離弁、2次ヘリウム貯蔵・供給設備、1次・2 次差圧制御系などにより圧力変動を吸収・低減する設計対応を実施するので、水素製造施設を接続す ることにより同方針を変更する必要はない。

以上から、方針3、方針23及び方針42の適合のための設計方針について、**Table 3.3**の通り改 訂案の作成を行った。

Coupled to HTGRs	Table 3.1: Requirements and Design Strategy for Ap	plying the High Pressure Gas Safety Law to $H_2$ Plant
	Coupled to HTGRs	

条件	設計対応
水素製造施設を安全重要度分類上の	
から除外する	
<ul> <li>(a) 水素製造施設に「2次冷却系の 却」及び「1次・2次へリウム 維持(バウンダリ)」の機能を ないため、水素製造施設の状態 ず原子炉の通常運転を確保する</li> </ul>	<ul> <li>通常冷・水素製造施設での異常により2次へリウム冷却 設備での温度及び圧力変動が通常運転で許容される変動幅を逸脱しないよう、原子炉施設の冷却</li> <li>によらお、隔離弁及び1次・2次差圧制御系により温度及び圧力変動を吸収・低減する</li> <li>・水素製造施設内の可燃性ガスが2次へリウム冷却設備に侵入しないよう、水素製造施設の定格圧力を認定</li> </ul>
(b) 水素製造施設に「放射性物質の	つ貯蔵 水素製造施設内のトリチウム濃度及び数量を注会
の機能を持たせないため、水素設に放射性物質を含まない	製造施 限度以下となるよう、十分な1次及び2次へリウム純化設備容量を確保する

Table 3.2: List of Safety Design for HTGR Nuclear Hydrogen Production System (1/3)

- I 原子炉施設全般
  - 方針1. 準拠規格及び規格
  - 方針2. 自然現象に対する設計上の考慮
  - 方針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮
  - 方針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮
  - 方針 5. 火災に対する設計上の考慮
  - 方針 6. 環境条件に対する設計上の考慮
  - 方針7. 共用に関する設計上の考慮
  - 方針8. 運転員操作に対する設計上の考慮
  - 方針 9. 信頼性に関する設計上の考慮
  - 方針10. 試験可能性に関する設計上の考慮
- Ⅱ 原子炉及び原子炉停止系
  - 方針11. 炉心設計
  - 方針 12. 燃料要素
  - 方針13. 原子炉の特性
  - 方針 14. 反応度制御系
  - 方針15. 原子炉停止系の独立性
  - 方針16. 制御棒による原子炉の停止余裕
  - 方針 17. 原子炉停止系の停止能力
  - 方針18. 原子炉停止系の事故時の能力

#### Ⅲ 原子炉冷却系

- 方針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性
- 方針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止
- 方針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出
- 方針 22. 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査
- 方針 23. 残留熱を除去する系統
- 方針 24. 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統
- \* 下線部は日本原子力研究所 大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [別冊3 HTTR] 添付書類八からの改訂箇所

Table 3.2: List of Safety Design for HTGR Nuclear Hydrogen Production System (2/3)

- 方針 25. 電源喪失に対する設計上の考慮 方針 26. 2 次ヘリウム冷却系 方針 27. 照射試料及び実験設備 IV 原子炉格納容器 方針28. 原子炉格納容器の機能 方針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止 方針 30. 原子炉格納容器の隔離機能 方針 31. 原子炉格納容器隔離弁 方針 32. 格納容器雰囲気の制御に関する設計上の考慮 V 安全保護系 方針 33. 安全保護系の多重性 方針 34. 安全保護系の独立性 方針 35. 安全保護系の過渡時の機能 方針 36. 安全保護系の事故時の機能 方針 37. 安全保護系の故障時の機能 方針 38. 安全保護系と計測制御系との分離 方針 39. 安全保護系の試験可能性 VI 制御室及び緊急時施設 方針 40. 制御室 方針 41. 制御室外からの原子炉停止機能 方針 42. 制御室の居住性に関する設計上の考慮 方針 43. 緊急時対策所
  - 方針44. 通信連絡設備に関する設計上の考慮
  - 方針 45. 避難通路に関する設計上の考慮
- VII 計測制御系及び電気系統
  - 方針 46. 計測制御系
  - 方針 47. 電気系統
- \* 下線部は日本原子力研究所 大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [別冊3 HTTR] 添付書類八からの改訂箇所

Table 3.2: List of Safety Design for HTGR Nuclear Hydrogen Production System (3/3)

₩ 燃料取扱系

方針48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備

方針 49. 核燃料の臨界防止

方針 50. 核燃料取扱場所のモニタリング

- IX 放射性廃棄物処理施設
  - 方針 51. 放射性気体廃棄物の処理施設
  - 方針 52. 放射性液体廃棄物の処理施設
  - 方針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設
  - 方針 54. 固体廃棄物貯蔵施設

#### X 放射線管理

- 方針 55. 放射線防護
- 方針 56. 放射線業務従事者の放射線管理
- 方針 57. 放射線監視

Table 3.3: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of HTGR Nuclear Hydrogen Production System

(Guideline 3 Design Considerations against External Man-Induced Events)

- 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象によって、原子炉の安 全性を損なうことのない設計であること。
- 2. 原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。

(適合のための設計方針)

- 1. <u>原子炉施設外での可燃性ガス漏えい、火災や爆発発生に対し、事故想定箇所と防護対象設備</u> の間に十分な離隔距離の確保、障壁及び隔離弁の設置などの対策を行うことにより、原子炉 施設の安全機能を失うことがないよう設計する。
- 2. <u>原子炉施設外での有毒ガス漏えいに対し、漏えいの早期検知、事故想定箇所と防護対象設備</u> の間に十分な離隔距離の確保、障壁の設置などの侵入防止対策を行うことにより、運転員等 を有毒ガス暴露から防護する設計とする。
- 3. 本原子炉施設近くには飛行場はない。原子炉施設の上空には航空路があるが、航空機は、原則として原子炉施設の上空を飛行することを規制されている。原子炉施設の上空の航空路を飛行する航空機は、巡航状態であり、1年間に航空機が原子炉施設に落下する確率は十分小さく、約2.4×10<sup>9</sup>である。従って、航空機落下は考慮する必要はない。
- 4. 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、こ れを防御するため、次の措置を講じた設計とする。
  - (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、これらの区域への接近管理 及び出入管理を行える設計とする。
  - (2) 外部との通信連絡設備を設ける。
  - \* 下線部は日本原子力研究所 大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [別冊3 HTTR] 添付書類八からの改訂箇所

Table 3.3: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of HTGR Nuclear Hydrogen Production System

(Guideline 23 Systems for Removing Residual Heat)

残留熱を除去する系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる機能を有する設計であること。

(以下、省略)

(適合のための設計方針)

 炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱は、原子炉の通常停止時においては、 1次冷却設備、2次へリウム冷却設備(中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列 運転時のみ)を経て、最終的には加圧水空気冷却器、蒸気発生器及びヘリウム冷却器を介し て大気に伝達されることによって除去される。

また、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時には、核分裂生成物の崩壊熱及び他の 残留熱は、補助冷却設備により、最終的には補助冷却水空気冷却器によって大気に伝達される。 なお、1次冷却設備等の保修時には、補助冷却設備により、核分裂生成物の崩壊熱及び他の残 留熱の除去を行う。これらの設備により、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原子 炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく、核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を 除去できる設計とする。

(以下、省略)

<sup>\*</sup>下線部は日本原子力研究所 大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [別冊3 HTTR] 添付書類八からの改訂箇所

Table 3.3: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of HTGR Nuclear Hydrogen Production System

(Guideline 42 Design Considerations for Control Room Protection)

制御室は、火災に対する防護設計がなされ、更に、事故時にも、従事者が制御室に接近し、又は 留まり、事故対策操作が可能であるように、遮へい設計がなされ、かつ、火災又は事故によって 放出することがあり得る有毒ガス及び気体状放射性物質に対し換気設計によって適切な防護が なされた設計であること。

(適合のための設計方針)

中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、制御室内のケーブル、制御盤等 は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火設備を 設置する。

更に、事故が発生した際には、従事者が原子炉の停止、補助冷却設備の起動、原子炉格納容器の 隔離等必要な安全機能の作動確認などを含む事故時の対策に必要な各種の操作を行えるよう、中 央制御室に接近でき、かつ、留まることができるよう、室内に留まる運転員等の線量が「試験研 究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告 示」(第8条)に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回るように、遮へいを設ける。

また、中央制御室系換気空調装置は、事故時<u>及び外部人為事象発生時</u>には外気としゃ断でき、フィルタを通る閉回路循環運転を行うことにより、運転員等を放射線被ばく<u>及び有毒ガス暴露</u>から防護する設計とする。

<sup>\*</sup> 下線部は日本原子力研究所 大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [別冊3 HTTR] 添付書類八からの改訂箇所



Fig.3.1: Boundary between nuclear facility and chemical plant for the HTTR-IS system



(a) During rated operation



(b) During abnormal events in H<sub>2</sub> plant



## 4. 工学的成立性評価

#### 4.1 評価方針

本章では、第3章で検討した、水素製造施設を安全重要度分類上の機能から除外するための設計対応や安全設計方針に適合するための設計方針の工学的成立性を評価する。

評価対象プラントは、原子炉施設の詳細な設計仕様が存在し、かつ、水素製造施設の系統構成や機器構造及び配置の概念検討が行われている HTTR-IS 水素製造システム<sup>16</sup>とする。

評価対象とする事象は、第3章で示した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 象を候補に検討を行った。以下にその詳細を述べる。

4.1.1 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

水素製造施設の異常に起因し原子炉施設のプラント挙動に影響を与える事象はプロセス熱交換器 の除熱変動及び伝熱管破損に分類される<sup>11)</sup>。これら事象については、設計対応である蒸気発生器 や隔離弁、2次ヘリウム貯蔵供給設備及び1次・2次差圧制御系により、温度及び圧力変動が通 常運転時に許容される範囲に低減できることを示す必要があるため、評価対象とする。

4.1.2 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

水素製造施設とのバウンダリ破損等による2次ヘリウム冷却設備への可燃性ガス侵入については、 水素製造施設の非「原子炉施設」化の条件を満足するための設計対応「水素製造施設の定格圧力 の2次ヘリウム冷却設備定格圧力未満への制限」が1次・2次差圧制御系及び水素製造施設の圧 力制御系を適切に設計することで達成できることが自明であるため、評価対象とする事象に含めな い。

水素製造施設から環境中へ漏えいした可燃性ガスによる火災については、IS プロセスによる水素製 造施設では可燃性の液体を内包しないことから、想定される火災はフラッシュ火災のみとなる。この 場合、過圧は無視できる程度であり、かつ、燃焼プロセスが穏やかで持続時間が短いことから<sup>17)</sup>爆発 による防護対象への影響に包絡されることから評価対象とする事象に含めない。

水素製造施設から環境中へ漏えいした可燃性ガスの爆発については、適合のための設計方針「防護 対象と水素製造施設間の離隔距離確保」により設定される離隔距離が工学的に成立する値であること を示す必要があることから、評価対象とする。なお、本評価では、許容爆風圧を大きく保守側の設 定としていること、開放系の可燃性ガス爆発で現在考えられている範囲の持続時間においては、 構造物が静的荷重に支配されること<sup>18)</sup>から入射波による静荷重のみを考慮した評価とする。

4.1.3 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

水素製造施設から環境中へ漏えいした有毒ガスの中央制御室系換気空調装置を介した制御室内への 侵入については、適合のための設計方針「防護対象と水素製造施設間の離隔距離確保」により設定さ れる離隔距離が工学的に成立する値であることを示す必要があることから、評価対象とする。 4.1.4 原子炉で発生したトリチウムの水素製造施設への移行

原子炉で生成したトリチウムの水素製造施設への移行については、1次及び2次へリウム純化設備 に十分な容量を確保する設計対応により、水素製造施設にトリチウムを含まないことを示す必要が あるため、評価対象とする。

#### 4.2 判断基準

本節では、安全設計方針の成立性評価に用いる判断基準を検討する。以下に各評価対象事象に対応した判断基準の基本的な考え方及び具体的な判断基準を示す。

4.2.1 水素製造施設での異常に起因する 2 次へリウム冷却設備での温度及び圧力変動

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-IS 水素製造シス テムの場合には、監視すべきプロセス値は原子炉出力、原子炉出入口冷却材温度、中間熱交換器 出口1次冷却材温度、1次・2次へリウム差圧、中間熱交換器出口2次へリウム温度及び2次へ リウム流量となり、具体的な判断基準は Table 4.1 に示す値となる。

- 4.2.2 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 本事象に対する判断基準の基本的な考え方は以下となる。
- ✓ 原子炉建屋及び使用済燃料建屋の換気空調装置の外気取込口における可燃性ガス濃度が爆発 組成範囲の下限界未満であること
- ✓ 原子炉建屋及び使用済燃料貯蔵建屋における外壁、屋外に設置された防護対象の健全性が維持されること

IS プロセスによる水素製造施設の場合、内包される可燃性物質ガスは水素である。加えて、IS プロセ スでは支燃性ガスである酸素も副産物として生成される。水素製造施設の設計には一般産業施設の規 格を適用するため、原子力施設の安全評価の観点から水素及び酸素の同時漏えいを考慮する必要があ る。

常圧条件下の爆発組成範囲の下限界については、水素一空気及び水素一酸素の2成分系それぞれの 常圧条件下の爆発組成範囲の下限界はほとんど変わらないことが示されている<sup>19</sup>。そのため、原子炉 建屋及び使用済燃料建屋への侵入に対する判断基準には、爆発組成範囲の限界水素濃度である4%を適 用する。

爆発に対する構造物の健全性を判断する指標には爆風圧(過圧)を用いる。第3章で述べたように、 本事象に対する防護対象のほとんどは原子炉建屋及び使用済み燃料建屋内に収納されているものの、 一部は屋外に設置されている。例えば、HTTR-IS 水素製造システムにおける補助冷却設備の補助冷却

- 23 -

水空気冷却器や排気管などがこれに相当する。一方、一般的に爆風によるピーク圧力は離隔距離が大 きくなるにつれ減少するため、水素製造施設の設置予定地とこれら機器や原子炉建屋との距離を比較 し、原子炉建屋外壁と水素製造施設の設置予定地の距離がもっとも小さい場合には、原子炉建屋外壁 に対する判断基準に着目した評価のみで十分と考える。

原子炉建屋等の外壁の爆風圧に対する健全性については、過去の検討において 100 kPa の荷重 が 80 ms 負荷された場合でも外壁のコンクリート圧縮ひずみ、鉄筋引張ひずみ及び面外せん断応 力度の許容値に対して十分余裕があることが示されている。しかしながら、爆風評価については 不確定要素が大きいことから、ここでは十分な裕度を考慮する観点からコンビナート等保安規則 に規定された保安物件に対し製造施設が有さなければならない距離の導出式の根拠として用いら れている許容爆風圧 9.8 kPa を判断基準とする。

4.2.3 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 本事象に対する判断基準の基本的な考え方は以下となる。

✓ 有毒ガスによる運転員への障害を最低限とし日常の業務を実施可能な状態であること

有毒ガスへの暴露に対して許容される空気中濃度は、暴露時間や重篤度などに応じ様々な管理基準が 公表されている。原子力施設の中央制御室の有毒ガス濃度の許容値については、米国原子力規制委員 会より公表された有毒ガスに対する制御室の居住性評価に関する指針<sup>20)</sup>のなかで、米国国立労働安全 衛生研究所が提唱する限界値 Immediate Dangerous to Life and Health (IDLH)<sup>21)</sup> を許容値とし、暴露時 間を2分以内と規定している。IDLH は 30 分間暴露されると元の健康状態に回復しない濃度を意味し ており、2分以内に適切な防護措置を取る前提において本許容値は判断基準に対する基本的な考え方 に合致する。IS プロセスによる水素製造施設で内包する有毒ガスのうち IDLH において許容値が設定 されていないHI については重篤度及び暴露時間について同等な基準である米国環境保護庁が公表して いる Acute Exposure Guideline Level-2 (AEGL-2)<sup>22)</sup>を適用する。Table 4.2 に本事象に対する判断基準 を示す。なお、水素製造施設の設計には一般産業施設の規格を適用するため、原子力施設の安全評価 の観点から水素製造施設内のすべての有毒ガスの同時漏えいを考慮する必要がある。そこで、判断基 準には以下の有毒ガス混合時における混合濃度評価指標<sup>23)</sup>を用い、この指標が1を超える場合に 許容濃度を超える暴露と判断する。

 $I = \frac{C_{SO2}}{T_{SO2}} + \frac{C_{SO3}}{T_{SO3}} + \frac{C_{H2SO4}}{T_{H2SO4}} + \frac{C_{HI}}{T_{HI}} + \frac{C_{I2}}{T_{I2}}$ (4.1)

ここで、Iは混合濃度評価指標、Cは各成分の暴露濃度、Tは各成分の許容濃度である。

4.2.4 原子炉で発生したトリチウムの水素製造施設への移行

本事象に対する判断基準の基本的な考え方は次のようになる。

- 24 -

✓ 2次ヘリウム冷却設備内のトリチウム濃度を放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行令において放射線を放出する同位元素として定義される数量及び濃度未満に抑えること

具体的な判断基準には、上記法律施工令の対象となる放射線を放出する同位元素の数量及び濃度 を規定した文部科学省告示「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」別表第一<sup>24)</sup>におけ るトリチウムに対する数量 1×10<sup>9</sup> Bq 及び濃度 1×10<sup>5</sup> Bq/g を適用する。

#### 4.3 工学的成立性評価

本節では、安全設計方針の適合のための設計方針並びに水素製造施設の非「原子炉施設」化の ための設計対応の工学的成立性確認の観点から評価すべき事象について検討を行った。評価対象 は、原子炉施設の敷地境界や水素製造施設の設置予定地が明確となっている HTTR-IS 水素製造シ ステムとする。以下に評価方法、解析条件及び評価結果を述べる。

- 4.3.1 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
- (1) 評価方法

本事象では、プロセス熱交換器の除熱変動及び伝熱管破損時における原子炉出力、原子炉出入 口冷却材温度、中間熱交換器出口1次冷却材温度、1次・2次へリウム差圧、中間熱交換器出口 2次ヘリウム温度及び2次ヘリウム流量の過渡挙動を評価する必要がある。これまで、原子力機 構では、高温ガス炉水素製造システムの原子炉施設及びプロセス熱交換器のプラント過渡挙動評 価が可能なシステム解析コードを RELAP5 コード<sup>25)</sup>をベースに開発している<sup>26)</sup>。本コードでは、 ボリュームとジャンクションから構成されるフローネットワークにより高温ガス炉水素製造シス テムの原子炉施設及びプロセス熱交換器のモデル化を行う。原子炉施設の熱流体特性の評価にお ける支配方程式には RELAP5 が内蔵する二流体モデルを用い、気相、液相それぞれに対する質量、 エネルギー及び運動量の輸送方程式を分割されたそれぞれのボリュームにおいて解く。また、炉 心、熱交換器等における熱移動については一次元の熱伝導方程式を解くことで温度分布を計算す る。また、原子炉内では燃料体から原子力圧力容器への軸方向や径方向への熱伝導及び輻射によ る熱移動の取扱いも可能である。原子炉動特性の評価には RELAP5 に組み込まれた遅発中性子6 群の1点炉動特性方程式を用いる。プロセス熱交換器のヘリウム流路については、各ノードにお いて質量、エネルギー及び運動量の輸送方程式を解く。一方、プロセス流路については、分割し た各セルに対して集中定数化した熱物質収支式を解く。また、ヘリウム流路とプロセス流路間の 構造材を介して一次元の熱伝導方程式を解くことで熱移動を考慮する。熱物質収支式には水素製 造施設で考慮すべき8つの化学物質を考慮すると共に、水、ヨウ化水素、硫酸及びヨウ素につい ては気相及び液相の相状態を考慮可能である。本コードは化学反応器や蒸気発生器、放熱器等か ら構成される模擬試験装置<sup>27)</sup>の試験結果を用いて検証されており<sup>28)</sup>、十分な信頼性を有している。 RELAP5 コードの詳細については参考文献<sup>25)</sup>を参照されたい。

(2) 解析条件

Fig. 4.1 に HTTR-IS 水素製造システムの解析モデルノード図を示す。評価対象事象は、水素製造施設に起因して 2 次へリウム冷却設備の温度及び圧力に影響を与える事象である、プロセス熱交換器での除熱減少及び除熱増大、プロセス熱交換器伝熱管破損とした。

プロセス熱交換器での除熱減少事象においては、2次ヘリウム冷却設備の温度及び圧力変動幅 が大きくなることが予測される除熱喪失を想定し、プロセス熱交換器の除熱量を定常状態から1 秒で喪失させプラント過渡挙動を評価する。除熱増大事象については、想定事象のうちもっとも プロセス熱交換器除熱量が大きくなることが予測される HI 分解工程圧力減少を想定した。定格運 転時におけるプロセス熱交換器の除熱量を、HI 蒸留塔リボイラのプロセス温度が定格時圧力 2.1MPa から大気圧に減少する場合の除熱量まで1秒で増大させプラント過渡挙動を評価する。伝 熱管破損事象評価については、定常状態から伝熱管破断口を模擬した弁を1秒で全開させプラン ト過渡挙動を評価する。評価に当り、水素製造施設の異常検出までの時間を5秒、流路切替弁の 作動時間を5秒、伝熱管破損については内径30mmの伝熱管の両端破断を仮定した。また、破断 箇所での冷却材流出流量を多く見積もる観点から、破損部の背圧を設計圧力である2.1 MPa 一定 とした。

(3) 評価結果

a) プロセス熱交換器除熱減少

Figure 4.2 に蒸気発生器出入ロヘリウム温度、Fig. 4.3 に中間熱交換器及び1次加圧水冷却器出 ロ1次冷却材温度、Fig.4.4 に2次ヘリウム流量及び中間熱交換器2次ヘリウム出口温度、Fig. 4.5 に原子炉出入口冷却材温度、Fig.4.6 に原子炉出力の過渡挙動評価結果を示す。

プロセス熱交換器での除熱減少によるプロセス熱交換器出口でのヘリウム温度上昇に加え、水 素製造施設での異常を検知した流路切替弁の作動により蒸気発生器入口ヘリウム温度が 40 秒間 で 620°C 上昇する (Fig.4.2)。流路切替弁作動と同時に放熱器入口に設置された遮断弁の開操作が 行われ、蒸気発生器保有水が冷却されることで蒸気発生器出口ヘリウム温度上昇は+1.5°C まで緩 和される (Fig.4.2)。蒸気発生器出口ヘリウム温度変動は 2 次ヘリウム冷却設備のみならず中間熱 交換器を介し 1 次冷却設備へと伝播するものの、中間熱交換器及び 1 次加圧水冷却器出口 1 次冷 却材温度の温度上昇は、それぞれ、1.7°C、0°C であり、判断基準を超過しない (Fig.4.3)。 2 次へ リウム流量は流路切換弁の作動に伴い 3%程度増大するものの、判断基準を下回ることはない (Fig.4.4)。また、中間熱交換器出口 2 次へリウム温度の上昇は 0.6oC 程度であり、判断基準を超 過しない (Fig.4.4)。原子炉入口及び出口でのヘリウム温度変動、原子炉出力変動幅についても、 それぞれ 1°C、1%未満であり判断基準を超過しない (Fig.4.5、Fig.4.6)。

以上から、HTTR-IS 水素製造システムにおいては、水素製造施設の異常に起因しプロセス熱交換器において除熱減少が生じた場合でも蒸気発生器により原子炉の通常除熱機能が確保され、原子炉は通常運転を継続できる見通しを得た。

b) プロセス熱交換器除熱増大

Figure 4.7 に蒸気発生器出入口ヘリウム温度、Fig. 4.8 に中間熱交換器及び1次加圧水冷却器出

ロ1次冷却材温度、Fig.4.9に2次ヘリウム流量及び中間熱交換器2次ヘリウム出口温度、Fig.4.10 に原子炉出入口冷却材温度、Fig.4.11に原子炉出力の過渡挙動評価結果を示す。

プロセス熱交換器での除熱増大により蒸気発生器入口ヘリウム温度は8000秒間で約125℃下降 する(Fig.4.7)。蒸気発生器での加熱量が減少することで蒸気発生器圧力は低下し、蒸気発生器出 ロヘリウム温度は約110℃低下する(Fig.4.7)。この温度低下によりヘリウム冷却器のバイパス流 量調整弁の開度が増加するため、中間熱交換器出口における1次冷却材温度下降は-15℃程度に緩 和される。この時、原子炉入口温度制御系により加圧水冷却設備の除熱量が調整され、1次加圧 水冷却器出口における1次冷却材温度は上昇するものの、判断基準を超過しない(Fig.4.8)。また、 2次へリウム流量及び中間熱交換器出口2次へリウム温度についても判断基準を満足する (Fig.4.9)。また、原子炉入口及び出口でのヘリウム温度変動、原子炉出力変動幅についても、そ れぞれ1℃、1%未満であり判断基準を超過しない(Fig.4.10、Fig.4.11)。

以上から、HTTR-IS 水素製造システムにおいてプロセス熱交換器の除熱増大に対し、ヘリウム 冷却器等の設計仕様を適切に設定することで原子炉は通常運転の継続が可能であることを明らか にした。

c) プロセス熱交換器伝熱管破損

Fig.4.12 に1次・2次ヘリウム差圧、Fig.4.13 に2次ヘリウム流量及び中間熱交換器2次ヘリウム出口温度、Fig. 4.14 に中間熱交換器及び1次加圧水冷却器出口1次冷却材温度、Fig.4.15 に原子 炉出入口冷却材温度、Fig.4.16 に原子炉出力の過渡挙動評価結果を示す。

プロセス熱交換器において伝熱管破損が生じると2次ヘリウム冷却設備中の冷却材が水素製造施設へ流出することで2次ヘリウム冷却設備圧力が減少し、1次・2次差圧が増大するものの、 1次・2次ヘリウム差圧制御系等の働きにより圧力差は40秒程度で定格値に回復する(Fig.4.12)。 2次ヘリウム冷却設備の圧力変動に伴い2次ヘリウム流量は定格値に対し最大180%程度まで増 大するものの、判断基準である-7%を下回ることはない(Fig.4.13)。また、プロセス熱交換器の伝 熱管破損によりプロセス熱交換器において除熱喪失が生じるが、蒸気発生器の温度変動緩和機能 により中間熱交換器及び1次加圧水冷却器出口の1次冷却材や中間熱交換器2次へリウム温度変 動は1°C未満に抑制される(Fig.4.13、Fig.4.14)。その結果、原子炉入口及び出口でのヘリウム温 度変動、原子炉出力についても、それぞれ1°C、1%未満であり判断基準を超過しない(Fig. 4.15, Fig.4.16)。

以上から、HTTR-IS 水素製造システムにおいてプロセス熱交換器の伝熱管破損に対し、1次・ 2次ヘリウム差圧制御系や2次ヘリウム貯蔵・供給設備の設計仕様を適切に設定することで通常 運転時における1次・2次ヘリウムの圧力差が速やかに回復され、原子炉は通常運転の継続が可 能であることを明らかにした。

**Table 4.1** にプロセス熱交換器の除熱減少、除熱増大及び伝熱管両端破断時における判断基準に対応するプロセス値の最大変動幅の評価結果を示す。評価結果からすべての判断基準に対し最大変動幅が下回ることが確認された。すなわち、原子炉施設の冷却器、隔離弁、2次へリウム貯蔵・供給設備、1次・2次差圧制御系などの設計対応により、水素製造施設の状態によらず原子炉の

- 27 -

通常運転を確保することができることから、本事象に対する設計対応が成立することが示された。

4.3.2 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

(1) 評価方法

Fig.4.17 に示すとおり、本事象は、水素製造施設からの環境中への水素の漏えい、大気中の空気 と水素による可燃性混合気の移流及び可燃性混合気の爆発のように事象が進展する。本評価では、 放出源から防護対象間における各評価点において水素濃度を求めるとともに、評価点を爆発源と した場合に防護対象に課せられる爆風圧を評価し、判断基準を満足する離隔距離を導出する。以 下に事象進展の過程ごとにおける評価方法を述べる。

(a) 水素製造施設からの環境中への水素の漏えい

水素の漏えい過程の評価は、放出形態として瞬時放出及び破損部からの水平方向への有限時間 漏えいを対象とする。瞬時放出を想定する場合には漏えい量、有限時間漏えいを想定する場合に は、漏えい率及び漏えい継続時間の評価を行う。瞬時放出における漏えい量は、水素製造施設が 内包する水素のインベントリとする。一方、有限時間漏えい時における漏えい率は石油コンビナ ートの防災アセスメント指針に記載された気体流出に関する以下式<sup>17)</sup>で評価する。

✓ 流速が音速未満(p<sub>0</sub>/p > r<sub>c</sub>)のとき

$$q_{\rm G} = 4.47 \times 10^{-2} \operatorname{cap}_{\sqrt{\rm RT}} \left( \frac{\gamma}{\gamma - 1} \right) \left\{ \left( \frac{p_0}{p} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{p_0}{p} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}$$
(4.2)

$$q_{\rm G} = 3.16 \times 10^{-2} \operatorname{cap}_{\sqrt{\frac{M}{RT}}} \gamma \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}$$
(4.3)

ただし、

$$r_{c} = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$
(4.4)

ここで、q<sub>G</sub>は漏えい率 [kg/s]、c は流出係数 (= 0.5)、a は流出孔面積 [m<sup>2</sup>]、p は漏えい源圧力 [Pa]、 p<sub>0</sub>は大気圧力 [Pa]、M は気体のモル重量 [kg/mol]、T は漏えい源温度 [K]、γは気体の比熱比、R は気体定数 (= 8.314) [J/mol K]である。

漏えい継続時間は水素製造施設のインベントリを漏えい率で除して求める。

(b) 大気中の空気と水素による可燃性混合気の移流

大気中の空気と水素による可燃性混合気の移流では、瞬時放出及び有限時間漏えいともに、風 速場が時間的空間的に一様であるという仮定の基に、移流・拡散方程式を解いた場合に得られる 濃度の分布式で拡散を評価するモデルであるガウスプルームモデルを用いる。本モデルは、化学 プラントや原子炉施設での災害評価などに用いられており、その使用実績が豊富である。ガウス プルームモデル評価体系<sup>29)</sup>を **Fig.4.18** に、評価式<sup>30)</sup>を以下に示す。

$$c(x, y, z, t) = QF_x(x, t)F_y(u_a t, y)F_z(u_a t, y)$$
(4.5)

$$F_{x}(x,t) = \frac{1}{4b_{ox}} \left\{ erf\left(\frac{b_{ox} - x + u_{a}t}{\sqrt{2}\sigma_{x}(u_{a}t)}\right) + erf\left(\frac{b_{ox} + x + u_{a}t}{\sqrt{2}\sigma_{x}(u_{a}t)}\right) \right\}$$
(4.6)

$$F_{y}(u_{a}t,y) = \frac{1}{4b_{oy}} \left\{ erf\left(\frac{b_{oy}-y}{\sqrt{2}\sigma_{y}(u_{a}t)}\right) + erf\left(\frac{b_{ox}+y}{\sqrt{2}\sigma_{y}(u_{a}t)}\right) \right\}$$
(4.7)

$$F_{z}(u_{a}t,z) = \frac{1}{4b_{oy}} \left\{ erf\left(\frac{b_{oy}-z+h}{\sqrt{2}\sigma_{z}(u_{a}t)}\right) + erf\left(\frac{b_{ox}+z-h}{\sqrt{2}\sigma_{z}(u_{a}t)}\right) + erf\left(\frac{b_{ox}-z-h}{\sqrt{2}\sigma_{z}(u_{a}t)}\right) + erf\left(\frac{b_{ox}+z+h}{\sqrt{2}\sigma_{z}(u_{a}t)}\right) \right\}$$
(4.8)

ただし、

$$\sigma_{\rm x} = 0.13 {\rm x} \tag{4.9}$$

$$\sigma_{\rm y} = \frac{a}{2} {\rm x}^b \tag{4.10}$$

$$\sigma_z = C_{z0} cx \tag{4.11}$$

$$C_{z0} = (10z_0)^{0.53x^{-0.22}}$$
(4.12)

ここで、c(x,y,z,t)は評価点の時間 t における濃度 [kg/m<sup>3</sup>]、Qは漏えい量 [kg]、b<sub>o</sub>は放出源径 [m]、 u<sub>a</sub>は評価点高さでの風速 [m/s]、oは拡散パラメータ、a,b,c は大気安定度により決まる定数(Table 4.3)、z<sub>0</sub>は地表面粗度 [m]、h は放出高さ [m]、x は放出源から評価点までの風向方向の距離 [m]、 y は放出源から評価点までの風向直角方向の距離 [m]、z は評価点の高さ [m]、t は放出からの経 過時間 [s]を示す。

(c) 可燃性混合気の爆発

可燃性混合気の爆発の過程では、評価点で爆発する場合に寄与する可燃性ガス量及び爆発により防護対象に課される爆風圧を評価する。評価点で爆発する場合に寄与する可燃性ガス量については、以下式<sup>30)</sup>で求める。

$$Q_{ex} = \int_{0}^{xlfl} \int_{-ylfl}^{ylfl} \int_{0}^{zlfl} f(x, y, z, t) dx dy dz$$
(4.13)

ただし、

 $\left\{ \begin{array}{ll} f(x,y,z,t) \ = \ c(x,y,z,t) \ (LFL \ < \ c(x,y,z,t) \ < \ UFL) \\ f(x,y,z,t) \ = \ 0 \ (LFL \ \geq \ c(x,y,z,t), c(x,y,z,t) \ \geq \ UFL) \end{array} \right.$ 

ここで、Q<sub>ex</sub>は爆発に寄与する可燃性ガス量 [kg]、xlfl は風向方向で爆発下限界未満となる位置 [m]、 ylfl は風向直角方向で爆発下限界未満となる位置 [m]、zlfl は爆発下限界未満となる地表面からの 高さ [m]である。

爆発により防護対象に課される爆風圧は、半球形に化学量論比で可燃性ガスと空気が混合した可燃性混合気の爆風圧の数値解析結果により求めた無次元距離と爆風圧の関係図(Fig. 4.19)を用いた爆風圧評価法である Multi-Energy 法<sup>31)</sup>を用いる。図に示された爆風圧指標(図中の数字)は、可燃性混合気の閉鎖性の度合いにより分類された値であり、レベル 10 が爆轟に相当する。無次元距離(R')は以下の式<sup>32)</sup>で求められる。

$$R' = \frac{R}{(E_{ex}/p_0)^{1/3}}$$
(4.14)

(4.15)

$$E_{ex} = Q_{ex} \Delta H_c H_a$$

ここで、R は評価点から防護対象までの距離 [m]、 $E_{ex}$ は燃焼エネルギー [J]、 $\Delta H_c$ は燃焼熱 [J/kg]、  $H_a$ はエネルギー効率 (0.05~0.2) である。

爆風圧指標(レベル)を想定した上で、上式により求めた「無次元距離」と「無次元距離と爆風 圧」の関係図を用いて無次元爆風圧(ΔP<sub>s</sub>')(Fig.4.19 縦軸)を評価し、以下式により防護対象に 課せられる爆風圧(ΔP<sub>s</sub>)[Pa]を求める。

#### $\Delta P_s = p_0 \Delta P_s'$

ここで、poは大気圧 [Pa]である。

#### (2) 解析条件

本評価では HTTR-IS 水素製造システムの水素製造施設のうち、水素を内包する系統からの水素 インベントリの瞬時放出及び配管破断口からの有限時間漏えいを想定する。以下に事象の進展に 伴う各過程の評価で用いた条件を示す。

- (a) 水素製造施設からの環境中への水素の漏えい 本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を以下に示す。
- ✔ 水素インベントリ

水素インベントリの精度良い評価には詳細な設計情報が必要であるが、HTTR-IS 水素製造シス
テムの水素製造施設は概念検討が進められている段階であり、機器や配管の設計仕様や配置が確 定していない。一方、安全設計方針の成立性を確認する観点からは、防護対象に課せられる爆風 圧について保守的な評価となる条件を用いることで十分である。そこで、現状のHTTR-IS 水素製 造システムの系統<sup>16)</sup>のうち、水素を内包する機器及び配管の範囲(Fig.4.20)を対象とし、配管内 及び機器内の水素インベントリの概算を行った。配管内水素インベントリは以下の仮定に基づき 評価を行う。

- ✓ 製造された水素はフレアスタック等により処理(水素貯蔵タンクなし)
- ✓ 機器間配管長:5m
- ✓ 水素製造量:1000 Nm<sup>3</sup>/hr
- ✓ 水素製造施設プロセス側圧力:2.1 MPa
- ✓ 配管流速制限値:30 m/s (一般的な化学プラントの飽和条件以下のスチームに対する流速制限値)<sup>33)</sup>

機器内の水素インベントリは、以下の手順により評価を行う。

- a) 既に設計が完了している HTTR に接続する水蒸気改質法による水素製造施設で水素を内包す る機器(化学反応器、気液分離器及び熱交換器)ごとの容積と配管容積の比を調査
- b) a)で求めた比と水蒸気改質法と IS プロセス法の機器数の違いから、HTTR-IS 水素製造システムにおける配管内水素インベントリに対する機器内水素インベントリの比を導出
- c) 配管内水素インベントリに b)で求めた比を乗じ、機器内水素インベントリを導出
- ✔ 漏えい部の流出孔面積

流出孔面積は、配管の両端破断を想定し配管流路断面積の2倍とし、配管内水素インベントリ の導出過程で求めた配管径を用いて導出した。

(b) 大気中の空気と水素による可燃性混合気の移流

本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を以下に示す。

• 放出源径

放出源径については、配管破断を想定し、口径 80A 相当の配管径 である 78.1 mm とする。

• 地表面粗度

地表面粗度には芝生に覆われた平らな地表面を想定し0.03 m<sup>30)</sup>を採用する。

放出高さ

HTTR-IS 水素製造システムの配置概念検討における HI 分解器出口のプロセス配管の高さレベル 2.3 m を用いる。

• 大気安定度

大気安定度は水素濃度を保守側に評価する観点から、もっとも拡散しにくい気象条件である F を用いる。

• 評価点高さでの風速及び風向

水戸地方気象台で観測された過去10年間(2002年~2010年)の平均風速は観測高さ14mにおいて2.3 m/sである。高度と風速の相関を線形と仮定した場合、放出高さ2.3 mでの平均風速は1 m/s 以下となることから、本評価では評価点高さでの風速を1 m/s とする。風向は、水素の移流を保 守的に評価するため、水素製造施設から防護対象方向とした。

緯度

緯度は HTTR が設置されている茨城県大洗町の北緯 36°とした。

(c) 可燃性混合気の爆発

本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を以下に示す。

燃焼熱

燃焼熱には水素の物性値 141.8 J/kg<sup>34)</sup>を用いる。

• エネルギー効率

エネルギー効率は、もっとも大きな爆風圧を与える条件となる推奨された範囲の最大値 0.2 を 用いる。

• 爆風圧指標

水素製造施設と防護対象間は開放空間であることから爆風圧指標にはもっとも一般的な値とされるレベル7<sup>32)</sup>を用いる。

(3) 評価結果

瞬時放出を想定した場合、HTTR-IS 水素製造システムからの漏えい量は 0.26 kg となった。また、 有限時間漏えい時における漏えい率及び漏えい継続時間はそれぞれ、2.3 kg/s 及び 0.12 秒と評価さ れた。評価結果から、有限時間漏えいにおいて漏えい継続時間が小さく、瞬時放出と同等である と言えることから、以降の過程では瞬時放出のみに対して評価を行った。

Fig.4.21 に可燃性混合気の移流挙動の評価結果を、Fig.4.22 に可燃性混合気の移流距離及び離隔 距離を示す。水素製造施設より瞬時放出された水素は空気と混合気を形成し、風向方向に拡散を 伴いながら移流する。可燃性混合気は時間経過とともに防護対象に接近するものの、拡散により 希釈されるため漏えいから約 15 秒後、漏えい点から約 33 m の距離において消失する(Fig.4.21、 Fig.4.22)。また、時間経過とともに着火位置は防護対象に近づくものの、可燃性混合気量が減少

- 32 -

するため、爆風圧緩和に必要な距離が減少する。その結果、判断基準を満足するために必要な離隔距離、すなわち、可燃性混合気の移流距離と爆風圧緩和に必要な距離の和(Fig.4.22 における Safe distance)の最大値は約41 m となった(Fig.4.22)。

HTTR-IS 水素製造システムでは、水素製造施設にもっとも近い防護対象は原子炉建屋である。 これまでの配置概念検討の結果から、原子炉建屋と水素製造施設間の離隔距離を41 m 以上確保す ることは可能であることが確認されている。すなわち、HTTR-IS 水素製造システムにおいては、 安全機能を有する構築物、系統及び機器がその安全機能を失うことがないよう事故想定箇所と防 護対象設備の間に十分な離隔距離を確保することは工学的に可能であり、本事象に対する適合の ための設計方針が成立することが示された。

4.3.3 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 (1) 評価方法

Fig.4.23 に示すとおり、本事象は、水素製造施設からの環境中への有毒ガスの漏えい、有毒ガス の移流、中央制御室系換気空調装置の外気取込口を介した有毒ガスの中央制御室への侵入のよう に事象が進展する。本評価では対象となる有毒ガスの化学種すべての同時漏えいを考慮する必要があ る。そこで、想定される漏えい個所ごとに上記の過程を評価し、それぞれの化学種における中央制御 室内の有毒ガス濃度最高値を導出し、これら最高値を用いた混合濃度指標を判断基準に照らし合 わせることで設定した離隔距離の可否を判断する。以下に事象進展の過程ごとにおける評価方法 を述べる。

(a) 水素製造施設からの環境中への有毒ガスの漏えい

有毒ガスの放出形態は瞬時放出及び破損部からの水平方向への有限時間漏えいを想定する。有 毒ガスの対象となる化学種は水素製造施設において固相、液相、又は気相として存在する。原子 炉建屋と水素製造施設間の距離は十分離れていることから、固相及び液相状態で環境中へ漏えい する場合には運転員を被毒させる恐れはない。一方、液相部から漏えいのうち、当該部が加圧状 態にあり、大気圧条件下の沸点以上の温度を有する箇所からの漏えいについては、液体が瞬間的 に気化し、気体として環境中に放出されることが想定される。本評価では、水素製造施設が内包 する有毒ガスインベントリに対し、以下式<sup>17)</sup>で求められるフラッシュ率を考慮し、瞬時放出時の 漏えい量、有限時間漏えい時の漏えい時間を求める。

$$f = C_p \frac{T - T_b}{h_b}$$
(4.16)

ここで、fはフラッシュ率、T は放出源の温度 [K]、T<sub>b</sub>は大気圧での沸点 [K]、Cp は液体の比熱 [J/kg K]、h<sub>b</sub>は沸点での蒸発潜熱 [J/kg]である。

なお、有限時間漏えい時の漏えい率の評価方法は可燃性ガスの漏えいと同じとする。

(b) 有毒ガスの移流

有毒ガスは空気より比重が大きい「重質ガス」であり、ガウスプルームモデルの適用は推奨さ れていない。そこで有毒ガスの移流挙動評価には、重質ガスに対して豊富な実績を有する SLAB コード<sup>35)</sup>を用いる。Fig. 4.24 に SLAB コードの計算の流れを、Fig.4.25 に計算体系を示す。SLAB コードでは放出形態に応じて移流モードを使い分けた計算を行う。瞬時放出については、一点近 似、非定常の化学種、質量、エネルギー及び運動量保存式を解くことで有毒ガスのパフ(雲状の 有毒ガスの塊)の移流挙動を求める(Fig. 4.25b)。水平方向の有限時間漏えいについては、漏えい 開始から漏えい継続時間までについては一次元定常の化学種、質量、エネルギー及び運動量保存 式を解くことで有毒ガス雲形状(Fig. 4.25a)を、漏えい終了後は、一点近似、非定常の化学種、 質量、エネルギー及び運動量保存式を解くことでパフ移流挙動(Fig. 4.25b)を求める。SLAB コ ードでは、濃度分布を求める関数群が出力されるため、これを用いて3次元、非定常の濃度分布 を求める。SLAB コードの詳細については参考文献<sup>35)</sup>を参照されたい。

(c) 中央制御室内への侵入

中央制御室系換気空調装置を介した有毒ガスの中央制御室内への侵入挙動に対する評価体系を Fig. 4.26 に示す。中央制御室内の有毒ガス濃度は、換気空調装置による外気の流出入、漏えいに よる外気の流出入、有毒ガス検出に伴う回路の切替、再循環、フィルタによる有毒ガス除去を考 慮しや以下に示す中央制御室における各化学種に対する1点近似、非定常の質量保存式を解くこ とで求める。

$$\frac{dC_{cntrl}V}{dt} = C_a F_{leak} + (1 - E)C_a F_{in} - EC_{cntrl}F_{re} - C_{cntrl}F_{in} - C_{cntrl}\frac{L_{leak}}{V}$$
(4.17)

ただし、

$$\begin{cases} F_{in} = F_{in} (t < t_{isolate}) \\ F_{in} = 0 (t \ge t_{isolate}) \end{cases}$$

$$(4.18)$$

ここで、C<sub>entrl</sub>は中央制御室内有毒ガス濃度 [mg/m<sup>3</sup>]、Vは中央制御室容積 [m<sup>3</sup>]、C<sub>a</sub>は換気空調装 置外気取込口における有毒ガス濃度 [mg/m<sup>3</sup>]、F<sub>in</sub>は換気空調装置風量 [m<sup>3</sup>/s]、F<sub>re</sub>は閉回路循環運 転時風量 [m<sup>3</sup>/s]、L<sub>leak</sub>は中央制御室漏えい率 [1/h]、Eはフィルタ効率、t<sub>isolate</sub>は中央制御室隔離時 間 [s]を示す。

(2) 解析条件

本評価では HTTR-IS 水素製造システムの水素製造施設のうち、有毒ガスである H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>、SO<sub>3</sub>、 HI 及び I<sub>2</sub>を内包する系統からの瞬時放出及び配管破断口からの有限時間漏えいを想定する。以下 に事象の進展に伴う各過程の評価で用いた条件を示す。なお、評価に用いた物性値は付録を参照 されたい。

- (a) 水素製造施設からの環境中への有毒ガスの漏えい 本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を以下に示す。
- 有毒ガスインベントリ及び漏えい部の流出孔面積

有毒ガスインベントリの評価対象は、現状の HTTR-IS 水素製造システムの系統<sup>16)</sup>のうち、有毒 ガスを内包する機器及び配管の範囲(Fig.4.27)とした。配管内の有毒ガス水素インベントリ評価 に用いた解析条件は、以下の配管流速制限値を除き、水素インベントリ評価時の解析条件と同じ とした。

✓ 気相部:30 m/s

(一般的な化学プラントの飽和条件以下のスチームに対する流速制限値)<sup>33)</sup>

✓ 液相部:3 m/s (500 t/hr 以上の冷却水に対する流速制限値)<sup>33)</sup>

機器内の有毒ガスインベントリ及び漏えい部の流出孔面積は、水素インベントリと同様の解析条件とした。

漏えい想定箇所

本評価では、水素製造施設の硫酸分解工程及び HI 分解工程を対象に、内包する流体の相状態が 異なる点をそれぞれ1箇所ずつ漏えい個所として選定した。以下に漏えい想定箇所と選定根拠を 示す。

- ✓ ケース1
  - 漏えい個所:硫酸分解工程、硫酸分解器入口(Fig.4.27 の A)
  - 選定根拠:硫酸分解工程の液体を内包する箇所のうち、温度がもっとも高い点
- ✓ ケース2

- 漏えい個所:硫酸分解工程、SO<sub>3</sub>分解器入口(Fig.4.27 の B) - 選定根拠:硫酸分解工程のうち、被毒に対する許容値が最も小さい SO<sub>3</sub>の流量が最も多い 点

✓ ケース3

- 漏えい個所:HI分解工程、HI蒸留塔 塔底出口(Fig.4.27 のC)

- 選定根拠: HI 分解工程の液体を内包する箇所のうち、被毒に対する許容値が最も小さい I<sub>2</sub> の流量が最も多い点

✓ ケース4

- 漏えい個所: HI 分解工程、HI 分解器出口(Fig.4.27 の D)

- 選定根拠: HI 分解工程の気体を内包する箇所のうち、被毒に対する許容値が最も小さい I<sub>2</sub>の流量が最も多い点

(b) 有毒ガスの移流

本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を以下に示す。

• 初期液相割合

本評価では、環境中での移流挙動の評価対象は気体のみであることから、初期液相割合を0とする。

• 地表面粗度

地表面粗度には芝生に覆われた平らな地表面を想定し0.03 m<sup>30)</sup>を採用する。

放出高さ

硫酸分解工程からの漏えいに対しては、HTTR-IS 水素製造システムの配置概念検討における硫酸分解器入口のプロセス配管の高さレベル 3.7m を用いる。HI 分解工程については、HI 分解器出口のプロセス配管の高さレベル 2.3 m を用いる。

• 大気安定度

大気安定度は外気取込口おける有毒ガス濃度を保守側に評価する観点から、外気取込口濃度が もっとも高くなる気象条件である A を用いる。

• 評価点高さでの風速及び風向

風速は、有毒ガスの移流を保守的に評価するため、敷地付近で観測された瞬間風速最大値である 44.2 m/s とする。風向は、水素製造施設から防護対象方向とする。

• 相対湿度

相対湿度は、水戸地方気象台における 2011 年の平均値である 72%を用いる。

• 外気取込口高さ

外気取込口高さは、HTTR-IS水素製造システムの設計値8.2mとする。

評価位置の水素製造施設からの距離
 評価位置の水素製造施設からの距離は、前節で求めた可燃性ガス漏えい事象に対し最低限必要な離隔距離 41m とする。

(c) 中央制御室内への侵入

本過程の評価に必要な解析条件の項目とその設定根拠を次のように示す。

- 中央制御室容積
   中央制御室容積は、HTTR-IS 水素製造システムの設計値 747 m<sup>3</sup>とする。
- 換気空調装置風量
   換気空調装置風量は HTTR-IS 水素製造システムの設計値 300 m<sup>3</sup>/hr (≒ 0.0833 m<sup>3</sup>/s) とする。
- ・ 閉回路運転時風量
   閉回路運転時風量は HTTR-IS 水素製造システムの設計値 10 m<sup>3</sup>/hr (≒ 0.00278 m<sup>3</sup>/s) とする。
- 中央制御室漏えい率
   中央制御室漏えい量は一般的な中央制御室に対する漏えい率 0.06 1/h<sup>20)</sup>とする。
- 中央制御室隔離時間

中央制御室隔離時間は一般的な中央制御室系換気空調装置における有毒ガス検知から閉回路までの切替時間10秒<sup>36)</sup>を用いる。

• フィルター効率

中央制御室濃度を保守的に評価するためフィルターによる除去を考慮せず、フィルター効率を 0%とする。

(3) 評価結果

HTTR-IS 水素製造システムにおいて瞬時放出を想定した場合の漏えい量、有限時間漏えい時に おける漏えい率及び漏えい継続時間の評価結果を Table 4.4 に示す。また、瞬時放出時及び有限時 間漏えい時の中央制御室系換気空調装置の外気取込口における有毒ガス濃度の比較として瞬時放 出時及び有限時間漏えい時の SO3 度の評価結果を Fig.4.28 及び Fig.4.29 に示す。

瞬時放出時には有毒ガスはパフを形成し、風向方向に拡散を伴いながら移流する。中央制御室 系換気空調装置の取込口 SO3 濃度は約1秒後に最高値約2.0×10<sup>4</sup> mg/m<sup>3</sup>を、L2濃度は約1秒後に最 高値約約1.3×10<sup>4</sup> mg/m<sup>3</sup>を示し、パフ通過後は速やかに減少する。一方、有限時間漏えい時におい ては、取込口における SO3 及びL2濃度の最高値はそれぞれ0.048 mg/m<sup>3</sup>、6.5 mg/m<sup>3</sup>程度と小さい ものの(Fig.4.28、Fig.4.29)、漏えい終了までそれぞれ、87時間、10分程度、本濃度が継続する結 果となった。以上から運転員の被毒を保守的に評価する観点から以降の評価における放出形態を 瞬時放出とした。

中央制御室における H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>、SO<sub>3</sub>、HI 及び I<sub>2</sub>濃度を Fig.4.30 及び Fig.4.31 に示す。

前述のとおり、外気取込口において H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>及び SO<sub>3</sub> 濃度は最高値を示す前に中央制御室系換気 空調装置は外気と遮断され閉回路運転に切り替わるため、中央制御室内の H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>及び SO<sub>3</sub> 濃度最 大値はそれぞれ、 $0.2 \text{ mg/m}^3$ 、 $1.2 \text{ mg/m}^3$ 程度に抑えられる結果となった。一方、外気取込口における HI 及び I<sub>2</sub>濃度は閉回路への切替終了前に最高値を示すものの、 $H_2SO_4$ 及び SO<sub>3</sub>濃度に比べ取込口における濃度が低いことから中央制御室内の HI 及び I<sub>2</sub>濃度最大値はそれぞれ、 $5.2 \text{ mg/m}^3$ 、 $4.6 \text{ mg/m}^3$ 程度となった。

有毒ガスすべてが同時に漏えいするとした場合に、中央制御室における各有毒ガス濃度最高値 から求めた混合評価指標値は0.34となり判断基準を超過しない。以上から、有毒ガス漏えい時に 中央制御室を外気としゃ断でき、かつ、原子炉建屋と水素製造施設間の離隔距離が41m確保され る場合に、中央制御室の有毒ガス漏えい事象に対し運転員を有毒ガス暴露から防護することが可 能である。前節で示したように、HTTR-IS水素製造システムでは、原子炉建屋と水素製造施設間 の離隔距離を41m以上確保することは可能である。すなわち、HTTR-IS水素製造システムでは、 運転員等を有毒ガス暴露から防護するよう事故想定箇所と原子炉建屋の間に十分な離隔距離を確 保することは工学的に可能であり、本事象に対する適合のための設計方針が成立することが示さ れた。

4.3.4 原子炉で発生したトリチウムの水素製造施設への移行

本事象では、2次へリウム冷却設備におけるトリチウム濃度及び数量を評価する必要がある。 これまで、原子力機構では、HTTR の高温試験運転時に2次へリウム冷却設備のトリチウム濃度 計測を行っている<sup>37)</sup>。本計測値をもとに、以下の仮定により HTTR-IS 水素製造システムの2次へ リウム濃度及び数量評価を行った。

- ✓ HTTR の2次加圧水冷却器伝熱部(金属材料)での加圧水冷却設備へのトリチウム透過と、
   HTTR-IS 水素製造システムのプロセス熱交換器(セラミックス材料)での水素製造施設への
   トリチウム透過を同じとする
- ✓ HTTR-IS 水素製造システムの純化設備の容量を HTTR と同じとする
- ✓ HTTR-IS 水素製造システムの2次へリウム冷却設備のインベントリを保守的に 1000 kg とする

評価の結果、トリチウム濃度及び数量ともに判断基準を満足することが確認された。すなわち1 次及び2次へリウム純化設備の容量を十分確保する設計対応により、水素製造施設のトリチウム濃 度及び数量を法令限度以下とすることができることから、本事象に対する設計対応が成立すること が示された。

#### 4.4 まとめ

前節までの検討結果から、水素製造施設の原子炉施設への接続に係る安全設計方針の適合のた めの設計方針並びに水素製造施設を一般化学プラントと同等の施設として設計、建設及び運転で きるための設計対応が工学的に成立する見込みを得た。Table 4.5 に安全上考慮すべき事象、安全 設計方針の適合のための設計方針、水素製造施設の非「原子炉施設」化に向けた設計対応、工学 的成立性評価結果と今後の課題の一覧を示す。 可燃性ガスに起因する火災・爆発及び有毒ガスによる原子炉の運転員の操作能力への影響に対 する評価では、十分な信頼性を有する評価手法に十分な保守性を考慮した評価条件を用いて導出 した必要離隔距離 41m は確保可能であり、工学的に成立することが確認された。今後は、水素製 造施設の設計仕様が確定した時点で安全評価を行う。

トリチウムの水素製造施設への移行に関する評価では、HTTR 試験データを用い、HTTR 規模 の1次及び2次へリウム純化設備容量にて水素製造施設中のトリチウム濃度及び数量が法令限度 を満足することを明らかにした。今後は、2次へリウム冷却設備や水素製造施設の設計仕様が確 定した時点でトリチウム濃度及び数量の詳細評価を行う。

2次ヘリウム冷却設備での温度及び圧力変動に関する評価では、模擬試験装置の試験を通して その有効性が実証された蒸気発生器を用いた冷却設備<sup>28)</sup>により温度・圧力変動幅を通常運転時許 容範囲に抑制できることを明らかにした。一方で、温度変動を完全に抑制することは合理的では なく、原子炉に対し微小な外乱が投入されることが予想される。設計対応の工学的成立性確証に は、原子炉入口で想定される温度外乱が原子炉により増幅されないことを示す必要があることか ら、今後、HTTRを用いて水素製造施設の異常時を模擬した試験を行い、原子炉入口に温度外乱 が投入された場合でも原子炉出口において温度変動が増幅されず、原子炉の安定運転に影響がな いことを実証する。

水素製造施設の信頼性を一般産業施設と同等として扱う場合には、原子炉施設の安全評価では、 水素製造施設から漏えいした可燃性ガスによる火災・爆発と有毒ガスの中央制御室への侵入の重 ね合わせを考慮することが求められるであろう。本報告では事象ごとに個別に評価を行ったもの の、火災爆発により原子炉建屋の健全性が確保される場合、有毒ガス漏えいが同時に発生した場 合でも中央制御室の居住性への影響はないこと、有毒ガス漏えい評価時の大気状態をもっとも不 安定な状態(大気安定度 A)としていること、有毒ガスと水素の同時漏えいは大気中の水素濃度 を低減する方向に作用し、同時漏えい時の火災爆発が原子炉建屋へ与える影響は悪化しないこと から、重ね合わせを考慮した場合でも工学的成立性の評価結果に大きな影響はないと考える。

本報告では、旧原子力安全委員会が策定した安全設計審査指針に基づき検討を行った。今後は、 原子力規制委員会の下で検討されている発電用軽水型原子炉を対象とした新安全基準の審議動向 を踏まえ、必要に応じて原案の見直しを行う予定である。

	Evaluation	I	Evaluation result	S
Process values	criteria	Decrease in	Increase in	Heat transfer
		heat load	heat load	tube rupture
Reactor power [%]	+ 3	0	0.3	0
Reactor outlet temperature [°C]	+ 7	0	+ 1.0	0
Reactor inlet temperature [°C]	+ 10	+ 0.6	-1.0	+ 0.4
IHX primary outlet temperature [°C]	+ 10	+ 1.7	- 15	+ 0.4
PPWC primary outlet temperature [°C]	+25	0	+ 8.0	0
IHX secondary helium outlet temperature [°C]	+ 13	+ 0.6	- 1.0	+ 0.6
Differential pressure between primary and secondary loop [MPa]	$^{+0.09}$ $\sim$ - 0.23	+ 0.08	+ 0.08	+ 0.07 $\sim$ - 0.02
Secondary helium flow rate [%]	- 7	- 1.8	- 0.7	- 1.4

 Table 4.1: Evaluation criteria and results for temperature and pressure transient induced by H<sub>2</sub> plant in

 HTTR-IS system

Chemicals	Evaluation criteria [mg/m <sup>3</sup> ]
$SO_2$	520
$SO_3$	15
$H_2SO_4$	15
HI	225*
$I_2$	20

Table 4.2: Evaluation criteria for leakage of hazardous chemicals from  $H_2$  plant

\* AEGL-2 (30 min)

Table 4.3: Parameters for calculating dispersion parameters<sup>30)</sup>

Stability	a	b	С
Very unstable, A	0.527	0.865	0.28
Unstable, B	0.371	0.866	0.23
Slightly unstable, C	0.209	0.897	0.22
Neutral, D	0.128	0.905	0.20
Stable, E	0.098	0.902	0.15
Very stable, F	0.065	0.902	0.12

Table 4.4: Evaluation results for leakage amount, leakage rate, and leakage duration for hazardous chemical release in the HTTR-IS system

		Leakag	ge point	
	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Leakage amount [kg]	13	$1.4 \times 10^{2}$	$2.7 \times 10^{3}$	$2.8 \times 10^{2}$
Leakage rate [kg/s]	8.0×10 <sup>-2</sup>	4.6×10 <sup>-4</sup>	$1.2 \times 10^{2}$	4.5×10 <sup>-1</sup>
Leakage duration [s]	15	3.1×10 <sup>5</sup>	23	$6.2 \times 10^2$

	Iaute 4.2. Juillillary ut leasiuilly evaluat	JUIT FOI SATELY DESIGN OF COUPTING 112 PLAINE W		
仕会し来南よごよ前角	海人でや その割乳 七名・割割 古庁	工学的成立性評価		<u> </u>
父土土石彫り、こま冬	ションノーベンション 同人 コンゴー・ 男人 戸 ( )	評価結果	判定	コマシネ国
可燃性ガスに起因する火	離隔距離の確保、障壁及び隔離弁の設	HTTR-IS 水素製造システムの設置		水素製造施設の設計進捗に
災・爆発	置等による原子炉施設の安全機能確保	予定地において必要離隔距離 41m	0	応じた安全評価の実施
		を確保可能		
有毒ガスによる原子炉の	漏えい早期検知、離隔距離の確保、障	HTTR-IS 水素製造システムの設置		水素製造施設の設計進捗に
運転員の操作能力への影	壁の設置等により中央制御室居住性の	予定地において必要離隔距離 41m	0	応じた安全評価の実施
響	確保	を確保可能		
2 次へリウム冷却設備で	• 原子炉施設の冷却器、隔離弁及び1	蒸気発生器を用いた冷却設備によ		原子炉入口での微小な温度
の温度及び圧力変動	次・2 次差圧制御系による温度及び	りプロセス熱交換器の除熱減少、除		外乱に対する原子炉出口温
	圧力変動の吸収	熱増大及び伝熱管両端破断時の温	(	度の安定性の実証
	• 水素製造施設定格圧力の2 次へリウ	度・圧力変動幅を通常運転時許容範	)	
	ム冷却設備定格圧力未満への設定に	囲に抑制可能		
	より可燃性ガス混入防止			
トリチウムの水素製造施	1 次及び2 次へリウム純化設備容量確	HTTR 規模の1次及び2次〜リウム		HTTR-IS 水素製造施設の設
設への移行	保による水素製造施設内トリチウム濃	純化設備容量にて法令限度を満足	0	計進捗に応じた評価実施
	度及び数量の低減	可能		

Table 4.5: Summary of feasibility evaluation for safety design of coupling H<sub>2</sub> plant to HTGRs

## JAEA-Technology 2013-015





Fig.4.2: Transient response of inlet and outlet helium gas temperatures at steam generator during decrease in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.3: Transient response of primary outlet helium gas temperatures at IHX and PPWC during decrease in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.4: Transient response of secondary flow rate and IHX secondary helium temperature during decrease in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.5: Transient response of reactor inlet and outlet helium gas temperatures during decrease in heat load of H<sub>2</sub> plant for the HTTR-IS system



Fig.4.6: Transient response of reactor power during decrease in heat load of  $H_2$  plant in the HTTR-IS system



Fig.4.7: Transient response of inlet and outlet helium gas temperatures at steam generator during increase in heat load of  $H_2$  plant in the HTTR-IS system



Fig.4.8: Transient response of primary outlet helium gas temperatures at IHX and PPWC during increase in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.9: Transient response of secondary flow rate and IHX secondary helium temperature during increase in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.10: Transient response of inlet and outlet temperatures at reactor during increase in heat load of  $H_2$  plant in the HTTR-IS system



Fig.4.11: Transient response of reactor power during increase in heat load of H<sub>2</sub> plant in the HTTR-IS system



Fig.4.12: Transient response of differential pressure between primary and secondary loop during rupture of heat transfer tube process heat exchanger in the HTTR-IS system



Fig.4.13: Transient response of secondary helium flow rate and IHX secondary helium outlet temperature during rupture of heat transfer tube process heat exchanger in the HTTR-IS system



Fig.4.14: Transient response of primary outlet helium gas temperatures at IHX and PPWC during heat transfer tube rupture of process heat exchanger in the HTTR-IS system



Fig.4.15: Transient response of reactor inlet and outlet temperatures during heat transfer tube rupture of process heat exchanger in the HTTR-IS system



Fig.4.16: Transient response of reactor power during heat transfer tube rupture of process heat exchanger in the HTTR-IS system



Fig.4.17: Sequential processes after leakage of combustible gas from H<sub>2</sub> plant to atmosphere



Fig.4.18: Schematic of Gaussian plume model<sup>29)</sup>



Fig.4.19: Multi-energy method blast chart<sup>30)</sup>



Fig.4.20: Components and piping including hydrogen in the HTTR-IS system



Fig.4.21: Evaluation results of combustible cloud dispersion for leakage of hydrogen from  $H_2$  plant in HTTR-IS system



Fig.4.22: Evaluation results of combustible cloud dispersion distance and safe distance for leakage of hydrogen from H<sub>2</sub> plant in HTTR-IS system



Fig.4.23: Sequential processes after leakage of hazardous chemicals from H<sub>2</sub> plant to atmosphere



Fig.4.24: Calculation flow of SLAB code for source types of horizontal jet, instantaneous and short time releases



(b) Transient puff dispersion mode

Fig.4.25: Schematic of dispersion calculation for hazardous material release<sup>35)</sup>



Fig.4.26: Schematic of hazardous chemical concentration calculation model for control room







Fig.4.28: Comparison of SO<sub>3</sub> concentration at air intake of control room ventilation system between short-duration and instantaneous hazardous chemical releases in the HTTR-IS system



Fig.4.29: Comparison of  $I_2$  concentration at air intake of control room ventilation system between short-duration and instantaneous hazardous chemical releases in the HTTR-IS system



Fig.4.30: Evaluation results of  $H_2SO_4$  and  $SO_3$  concentration at control room for hazardous chemical releases in the HTTR-IS system



Fig.4.31: Evaluation results of HI and  $I_2$  concentration at control room for hazardous chemical releases in the HTTR-IS system

### 5. おわりに

本報では、高温ガス炉を熱源とする水素製造システムの実現に資するため、高温ガス炉水素製 造システムの安全設計方針のうち、特に水素製造施設の接続に係る安全設計方針の検討結果を報 告した。

安全設計方針の検討では、ユーザーからの要請として、経済性の観点から水素製造施設を一般 産業法である高圧ガス保安法等の下で建設する水素製造施設の非「原子炉施設」化の条件を摘出 するとともに、条件を満足するための設計対応を検討した。また、HTTR の安全設計方針をベー スに安全設計の基本方針、安全設計方針及びその適合のための設計方針を検討した。加えて、水 素製造施設の非「原子炉施設」化のための設計対応及び水素製造施設接続に係る原子炉施設の安 全設計方針への適合のための設計方針の工学的成立性を評価した。以下に検討結果の概要を述べ る。

- 水素製造施設の非「原子炉施設」化の条件は水素製造施設を原子炉施設の安全重要度分類上の機能から除外すること、すなわち、水素製造施設に放射性物質を含まないこと及び水素製造施設の状態によらず原子炉が通常運転を継続可能であることを明らかにした。
- 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温度及び圧力変動の代表的な事象であるプロセス熱交換器の除熱減少、除熱増大及び伝熱管破損時に対し、原子炉施設の冷却器、隔離弁、2次ヘリウム貯蔵・供給設備、1次・2次差圧制御系などの設計対応により冷却材温度及び圧力変動を通常運転時で許容される変動幅に低減できることを明らかにし、本事象に対する設計対応が工学的に成立することを確認した。
- 原子炉で発生したトリチウムの水素製造施設への移行に対し、1次及び2次へリウム純化設備の容量を十分確保する設計対応により、水素製造施設のトリチウム濃度及び数量を法令限度以下とすることができることを明らかにし、本事象に対する設計対応が工学的に成立することを確認した。
- 水素製造施設から漏えいした可燃性ガスの爆発に対し、事故想定箇所と防護対象設備の間に 十分な離隔距離を確保することにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器が安全機能 を失わないことを明らかにし、本事象に対する適合のための設計方針が工学的に成立するこ とを確認した。
- 水素製造施設から漏えいした有毒ガス漏えいの中央制御室への侵入に対し、事故想定箇所と 原子炉建屋の間に十分な離隔距離を確保するとともに、事象発生時に中央制御室を外気と遮 断することで、運転員を有毒ガス暴露から防護できることを明らかにし、本事象に対する適 合のための設計方針が工学的に成立することを確認した。

今後は、2次ヘリウム冷却設備や水素製造施設の設計仕様が確定した時点で安全評価等を実施 する予定である。また、HTTR 原子炉入口に温度外乱を与え、原子炉の安定運転を実証する核熱 供給試験<sup>38)</sup>を実施し、2次ヘリウム冷却設備での温度変動に対する設計対応の工学的成立性を確 証する予定である。また、本原案について外部の専門家との意見交換を積極的に実施し、客観性 を確保することが重要である。

# 謝辞

安全設計方針の作成及び成立性評価にあたり貴重なご助言を頂いた富士電機ホールディングス (株)大橋一孝氏、原子力水素・熱利用研究センター小川益郎センター長、稲垣嘉之研究主席、 高温工学試験研究炉部 沢和弘課長に感謝いたします。

#### 参考文献

- Japan Atomic Energy Research Institute, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)," JAERI 1332 (1994).
- S. Fujikawa, H. Hayashi, T. Nakazawa, K. Kawasaki, T. Iyoku, S. Nakagawa, N. Sakaba, "Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR," Journal of Nuclear Science and Technology, 41(12), pp.1245-1254 (2004).
- 高松邦吉, 沢和弘, 國富一彦, 日野竜太郎, 小川益郎, 小森芳廣, 中澤利雄, 伊与久達夫, 藤本 望, 西原哲夫, 篠崎正幸, "高温工学試験研究炉 (HTTR)の高温連続運転," 日本原子力学会和文 論文誌, 10(4), pp.290-300 (2011).
- S. Kubo, H. Nakajima, S. Kasahara, S. Higashi, T. Masaki, H. Abe, K. Onuki, "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).
- S. Kubo, N. Tanaka, J. Iwatsuki, S. Kasahara, Y. Imai, H. Noguchi, K. Onuki, "R&D Status on Thermochemical IS Process for Hydrogen Production at JAEA," Energy Procedia, 29, pp.308-317 (2012).
- 6) N. Sakaba, S. Kasahara, K. Onuki, K. Kunitomi, "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).
- K. Kunitomi, X. Yan, T. Nishihara, N. Sakaba, T. Mouri, "JAEA's VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C," Nuclear Engineering and Technology, 39(1), pp.9-20 (2007).
- 8) 西原哲夫,大橋一孝,村上知行,國富一彦,"電力水素併産型高温ガス炉(GTHTR300C)の安全設計方針,"日本原子力学会和文論文誌,5(4), pp.325-333 (2006).
- 9) 大橋一孝,西原哲夫,田澤勇次郎,橘幸男,國富一彦,"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).
- 10) 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).
- 大橋一孝,西原哲夫,國富一彦, "HTTR-IS 水素製造システムにおける安全設計の考え方,"日本 原子力学会和文論文誌, 6(1), pp.46-57 (2007).
- 12) 竹上弘彰, 石倉修一, 寺田敦彦, 稲垣嘉之, "熱化学法 IS プロセスに用いる SiC の構造設計手法 案," JAEA-Technology 2011-002 (2011).
- 13) 原子力安全委員会, "発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針," (1990).
- 14) 原子力安全委員会, "発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針,"
   (1990).
- 15) 佐藤博之,大橋弘史,坂場成昭,西原哲夫,國富一彦, "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).
- 16) 坂場成昭, 佐藤博之, 原輝夫, 加藤竜馬, 大橋一孝, 西原哲夫, 國富一彦, "HTTR-IS 水素製造シ

ステムの概念設計," JAEA-Research 2007-058 (2007).

- 17) 消防庁特殊災害室, "石油コンビナートの防災アセスメント指針," (2001).
- 18) F. P. Lees, "産業安全工学ハンドブック," (1989).
- 19) 産業安全衛生研究所, "水素の爆発危険性についての研究(第1報) 水素の爆発限界に及 ぼす圧力の影響 —," RIIS-RR-18-1 (1969).
- 20) US NRC, "Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room during a Postulated Hazardous Chemical Release ", Reg. Guide 1.78, Rev.1 (2001).
- 21) NIOSH, "NIOSH Pcket Guide to Chemical Hazards," (1997).
- 22) US EPA, "Acute Exposure Guideline Levels (AEGLs)," Available from http://www.epa.gov/oppt/aegl/pubs/chemlist.htm, (accessed November 21).
- 23) 日本産業衛生学会, "許容濃度等の勧告(2011年度)," 産業衛生学雑誌, 53, pp.177-203 (2011).
- 24) 文部科学省,"放射線を放出する同位元素の数量等を定める件," (2012).
- 25) US NRC, "RELAP5/MOD3 Code Manuals," NUREG/CR-5535 (1995).
- 26) H. Sato, S. Kubo, N. Sakaba, H. Ohashi, Y. Tachibana, K. Kunitomi, "Development of an evaluation method for the HTTR-IS nuclear hydrogen production system," Annals of Nuclear Energy, 36(7), pp.956-965 (2009).
- H. Ohashi, Y. Inaba, T. Nishihara, Y. Inagaki, T. Takeda, K. Hayashi, S. Katanishi, S. Takada, M. Ogawa,
   S. Shiozawa, "Performance test results of mock-up test facility of HTTR hydrogen production system," Journal of Nuclear Science and Technology, 41(3), pp.385-392 (2004).
- 28) H. Ohashi, Y. Inaba, T. Nishihara, T. Takeda, K. Hayashi, S. Takada, Y. Inagaki, "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).
- 29) 高度情報科学技術研究機構, "原子力百科事典 ATOMICA," Available from <u>http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat\_detail.php?Title\_Key=06-03-05-02</u>, (accessed January 11).
- C. J. H. Van Den Bosh, R. A. P. M. Weterings, "TNO Yellow Book, Methods for the calculation of physical effects," Sdu Uitgevers (2005).
- 31) A. C. van den Berg, "The multi-energy method : A framework for vapour cloud explosion blast prediction," Journal of Hazardous Materials, 12(1), pp.1-10 (1985).
- 32) 新エネルギー・産業技術総合開発機構, "水素利用国際クリーンエネルギーシステム技術 (WE-NET) 第 II 期研究開発 タスク2 安全対策に関する調査・研究," NEDO-WE-NET-0202 (2003).
- 33) 相良紘, "入門化学プラント設計," 培風館 (1998).
- 34) 日本化学会,"化学便覧 第5版 基礎編," 丸善出版 (2004).
- 35) D. L. Ermak, "Users Manual for SLAB: An Atmospheric Dispersion Model for Denser-than-air Releases," UCRL-MA-105607 (1990).
- 36) US NRC, "Protection of Nulcear Power Plant Control Room Operators against an Accidental Chlorine Release," Reg. Guide 1.95, Rev.1 (1977).

- 37) 日本原子力研究開発機構, "米国次世代原子力プラント計画(NGNP 計画)からの高温工学試験 研究炉(HTTR)を利用した委託研究の受託について(お知らせ)," 平成 22 年 10 月 14 日.
- 38) 栃尾大輔, 齋藤賢司, 島崎洋祐, 中川繁昭, "HTTR の熱利用系負荷変動試験の予備検討," JAEA-Technology 2011-018 (2011).
## 付録

## A.1 評価に用いた化学種の物性値

Properties	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	$SO_3$	HI	I <sub>2</sub>	$HI-H_2O-I_2^{*1}$
Molecular weight	0.0981 <sup>*2</sup>	$0.0800^{*2}$	0.128 <sup>*2</sup>	0.254 <sup>*2</sup>	0.0891 <sup>*2</sup>
[Kg/mor] Vapor heat capacity [J/kg K]	853 <sup>*2</sup>	632 <sup>*2</sup>	228 <sup>*2</sup>	147 <sup>*2</sup>	394 <sup>*3</sup>
Boiling point temperature [K]	611 <sup>*4</sup>	318 <sup>*3</sup>	238 <sup>*4</sup>	458 <sup>*4</sup>	403 <sup>*5</sup>
Heat of vaporization [J/kg]	5.11×10 <sup>5*4</sup>	5.22×10 <sup>5 *4</sup>	1.55×10 <sup>5*4</sup>	1.65×10 <sup>5 *4</sup>	1.10×10 <sup>6*3</sup>
Liquid heat capacity [J/kg K]	1.85×10 <sup>3 *4</sup>	2.32×10 <sup>3 *3</sup>	678 <sup>*3</sup>	511 <sup>*5</sup>	838 <sup>*3</sup>
Liquid density [kg/m <sup>3</sup> ]	1.76×10 <sup>3 *4</sup>	1.91×10 <sup>3 *4</sup>	2.80×10 <sup>3*4</sup>	4.93×10 <sup>3 *4</sup>	3.91×10 <sup>3 *3</sup>
Saturation pressure constant B <sup>*7</sup>	6.68×10 <sup>3 *8</sup>	2.05×10 <sup>3 *2</sup>	2.16×10 <sup>3 *2</sup>	2.39×10 <sup>3*2</sup>	3.65×10 <sup>3 *3</sup>
Saturation pressure constant C <sup>*7</sup>	-56.1 <sup>*8</sup>	-104 <sup>*2</sup>	-18.0 <sup>*2</sup>	-147 <sup>*2</sup>	-53.6 <sup>*3</sup>

Table A.1 Properties used in the hazardous chemical release evaluations

\*1 HI:H<sub>2</sub>O:I<sub>2</sub> = 0.123:0.649: 0.228 (Molar ratio)

- \*2 NIST, NIST Chemistry Webbook, (Available at <u>http://webbook.nist.gov/chemistry/</u>, accessed on January 16, 2013)
- \*3 OLI Systems Inc., OLI Stream Analyzer," Morris Plains, NJ, USA.
- \*4 H. Fukui, Excel de tsukaeru kagakubussitsu no bussei CR-ROM, Maruzen Publishing Co., (1999).
- \*5 D. Neumann, Phasengleichgewichte von HJ/H2O/J2-Losungen, Diplomarbeit,

Rheinisch-Westfalische Technische Hochschule Aachen (1987).

- \*6 The Society of Chemical Engineers, Japan, Kagakukogaku Binran., 7<sup>th</sup> ed., (2011).
- \*7 "Saturation pressure" = "Atmospheric pressure"  $\times \exp[A-B/($ "Temperature" + C)],

A = B/("Boiling point temperature" + C)

\*8 R. H. Perry et al., Perry's Chemical Engineers' Handbook. 7th ed., McGraw-Hill, (1984).

## A.2 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・爆発の評価における風速 及び大気安定度の感度評価

(a) 風速

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・爆発について風速の感度評価を行った。風速を除く解析条件は 4.3.2 節と同じとした。評価結果を Table A-2 に示す。

Table A.2 Comparison of safe distance for leakage of hydrogen for different wind speeds

Velocity [m/s]	Safe distance [m]
1.0 (Reference case)	41
0	13
0.1	16
2.0	39

(b) 大気安定度

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・爆発について風速の感度評価を行った。風速を除く解析条件は 4.3.2 節と同じとした。評価結果を Table A.3 に示す。

Table A.3	Comparison	of safe d	listance for	leakage of b	nydrogen fo	or different	stabilities
140101110	0011100110011						00000000000

Stability	Safe distance [m]
F (Reference case)	41
А	13
С	23
D	35

表 1. SI 基本単位			
甘大昌	SI 基本ì	単位	
巫平里	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	А	
熱力学温度	ケルビン	Κ	
物質量	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					
如女母 SI 表	基本単位				
和立重 名称	記号				
面 積 平方メートル	m <sup>2</sup>				
体 積 立法メートル	m <sup>3</sup>				
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s				
加速 度メートル毎秒毎	秒 m/s <sup>2</sup>				
波 数 毎メートル	m <sup>-1</sup>				
密度,質量密度キログラム毎立方	メートル kg/m <sup>3</sup>				
面 積 密 度キログラム毎平方	メートル kg/m <sup>2</sup>				
比体積 立方メートル毎キ	ログラム m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup>				
質量濃度 キログラム毎立法	メートル kg/m <sup>3</sup>				
輝 度 カンデラ毎平方	メートル $cd/m^2$				
屈 折 率 <sup>(b)</sup> (数字の) 1	1				
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	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

			SI 組立甲位	
組立量	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 鱼	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
· 協 方 立 体 鱼	ステラジア、/(b)	er <sup>(c)</sup>	1 (b)	$m^{2/m^2}$
周 波 数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	1	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	Ν		m kg s <sup>-2</sup>
压力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	$m^{-1} kg s^{-2}$
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷,電気量	クーロン	С		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	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^{\cdot 2} A^{\cdot 1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m <sup>2</sup>	$\text{kg s}^{2}\text{A}^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光東	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gv	J/kg	$m^2 s^{-2}$
カーマ				
線量当量,周辺線量当量,方向	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	$m^2 s^{2}$
性線量当量, 個人線量当量		2.		
酸素活性	カタール	kat		s <sup>1</sup> 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

(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、ベクレルは放射性抜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。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度で表すために使用される。
 (f)数単位を通の大きさは同一である。したがって、温度差や温度問隔を表す数値はとちらの単位で表しても同じである。
 (f)数単性核種の放射能(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

	SI 組立単位			
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方	
粘质	E パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>	
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>	
表 面 張 九	コニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>	
角 速 度	ミラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>	
角 加 速 度	E ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$	
熱流密度,放射照度	E ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>	
熱容量,エントロピー	- ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{2} K^{1}$	
比熱容量, 比エントロピー	- ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$	
比エネルギー	- ジュール毎キログラム	J/kg	$m^{2} s^{2}$	
熱 伝 導 率	『ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>	
体積エネルギー	- ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>	
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>	
電 荷 密 度	E クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> sA	
表面電荷	ラクーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA	
電 束 密 度 , 電 気 変 位	エクーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA	
誘 電 率	『ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$	
透 磁 辛	ミ ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>	
モルエネルギー	- ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$	
モルエントロピー,モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^{2} kg s^{2} K^{1} mol^{1}$	
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> sA	
吸収線量率	ミグレイ毎秒	Gy/s	$m^2 s^{-3}$	
放射 強度	E ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$	
放射輝 度	<b>E</b> ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>	
酵素活性濃度	たカタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol	

表 5. SI 接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
$10^{24}$	<b>э</b> 9	Y	$10^{-1}$	デシ	d
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{-2}$	センチ	с
$10^{18}$	エクサ	Е	$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{.9}$	ナノ	n
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピコ	р
$10^{6}$	メガ	М	$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{3}$	キロ	k	$10^{-18}$	アト	а
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z
$10^{1}$	デ カ	da	$10^{-24}$	ヨクト	У

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	۰	1°=(п/180) rad			
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad			
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad			
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>			
リットル	L, 1	1L=11=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>			
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
	まとわて粉は	ぶ 中 瞬時 ほう や て そ の	

衣される剱値が夫缺的に待られるもの				
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 <sup>-19</sup> J		
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> 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 <sup>11</sup> 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	1	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa					
水銀柱ミリメートル mmHg 1mmHg=133.322Pa									
オン	グストロー	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m					
海		里	М	1 M=1852m					
バ	-	$\sim$	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm)2=10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>					
1	ツ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s					
ネ	-	パ	Np	ar送佐1					
ベ		ル	В	51 単位との 数 制造した あ 新数 量の 定義に依存。					
デ	ジベ	N	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 <sup>-7</sup> J					
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N					
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s					
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$					
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	1 sb =1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>					
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup><math>-2</math></sup> 10 <sup>4</sup> lx					
ガル	Gal	$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm s}^{\cdot 2} = 10^{\cdot 2} \text{ms}^{\cdot 2}$					
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$					
ガウス	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{2} = 10^{4} \text{T}$					
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≙ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>					

(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								
	3	名利	7		記号	SI 単位で表される数値		
キ	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq		
$\scriptstyle  u$	ン	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$		
ラ				ド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy		
$\boldsymbol{\nu}$				L	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv		
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T		
フ	Ŧ		N	11		1フェルミ=1 fm=10-15m		
メー	- トル	采	カラゞ	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg		
$\mathbb{P}$				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa		
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa		
÷	17		11	_	1	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J		
13	Ц		<i>y</i>		cal	(「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)		
Ξ	ク			$\sim$	μ	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$		

この印刷物は再生紙を使用しています