



JAEA-Technology

2008-093

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

Basic Principles on the Safety Evaluation of the
HTGR Hydrogen Production System

大橋 一孝 * 西原 哲夫 田澤 勇次郎 橘 幸男 國富 一彦
Kazutaka OHASHI*, Tetsuo NISHIHARA, Yujiro TAZAWA
Yukio TACHIBANA and Kazuhiko KUNITOMI

原子力基礎工学研究部門
コジェネレーション高温ガス炉設計評価グループ
HTGR Cogeneration Design and Assessment Group
Nuclear Science and Engineering Directorate

March 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-
Technology
2008-093

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

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

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 核熱応用工学ユニット
大橋 一孝^{*1}、西原 哲夫、田澤 勇次郎^{*1}、橘 幸男、國富 一彦

(2008年12月19日 受理)

日本原子力研究開発機構で開発を進めているHTTR-ISシステムやGTHTR300Cに代表される高温ガス炉水素製造システムは、原子炉に化学プラントを結合するという世界的にも前例のないものであるため、その安全設計上のロジックや安全規制の枠組みについて、新たに構築を図っていく必要がある。そこで、高温ガス炉水素製造システムの安全評価において考慮すべき現象や事故解析の対象とすべき評価事象について検討を行い、さらに、その結果に基づき、爆発事故と毒性ガス漏えい事故に対する新たな判断基準を設定するための検討を実施した。特に、爆発事故については、建屋の健全性を判断する基準として、従来から用いられてきた爆風圧による静荷重条件による基準に加えて、インパルス概念の導入を行うことにより静荷重とインパルスの両者に対する判断基準を定め、試計算の実施により、その適用性を確認することができた。また、水素製造設備の非「原子炉施設」化のためには、水素製造設備で発生する異常事象は外部事象として扱う必要が生じるが、その際の評価の考え方についても示した。

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

^{*1} 富士電機アドバンストテクノロジー(株)（2008年3月まで技術開発協力員として在籍）

^{*1} 技術開発協力員

Basic Principles on the Safety Evaluation of the HTGR Hydrogen Production System

Kazutaka OHASHI^{*1}, Tetsuo NISHIHARA , Yujiro TAZAWA^{**1} , Yukio TACHIBANA
and Kazuhiko KUNITOMI

Nuclear Applied Heat Technology Division
Nuclear Science and Engineering Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received December 19, 2008)

As HTGR hydrogen production systems, such as HTTR-IS system or GTHTTR300C currently being developed by Japan Atomic Energy Agency, consists of nuclear reactor and chemical plant, which are without a precedent in the world, safety design philosophy and regulatory framework should be newly developed. In this report, phenomena to be considered and events to be postulated in the safety evaluation of the HTGR hydrogen production systems were investigated and basic principles to establish acceptance criteria for the explosion and toxic gas release accidents were provided. Especially for the explosion accident, quantitative criteria to the reactor building are proposed with relating sample calculation results. It is necessary to treat abnormal events occurred in the hydrogen production system as an “external events to the nuclear plant” in order to classify the hydrogen production system as “no-nuclear facility” and basic policy to meet such requirement was also provided.

Keywords: VHTR, Nuclear Hydrogen, HTTR, IS-Process, Safety Analysis, GTHTTR300C, Event Selection, Gas Explosion, Toxic Gas

^{*1} Fuji Electric Advanced Technology Co., Ltd. (Collaborating Engineer of JAEA Nuclear Applied Heat Technology Division until March 2008)

^{**1} Collaborating Engineer

目次

1. はじめに	1
2. 高温ガス炉水素製造システムの概要	2
2.1 HTTR-IS システムの概要	2
2.2 GTHTR300C の概要	2
2.3 安全上の特徴と課題	2
3. 安全評価の基本方針	8
3.1 水素製造設備の非「原子炉施設」化の検討	8
3.2 外部事象の安全評価上の扱い	8
4. 想定される評価事象の検討	10
4.1 HTTR-IS システムで想定される評価事象	10
4.2 GTHTR300C で想定される評価事象	11
5. 判断基準の検討	34
5.1 はじめに	34
5.2 爆発事故の判断基準	34
5.3 毒性ガス漏えい事故の判断基準	40
5.4 判断基準の適用例(試計算)	41
6. まとめ	50
参考文献	51
付録 1 弹塑性バネモデル(1自由度)における応答と破壊限界	53

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the HTGR hydrogen production system	2
2.1 Outline of the HTTR-IS system	2
2.2 Outline of the GTHTTR300C	2
2.3 Safety characteristics and major safety issues	2
3. Basic principle on the safety evaluation	8
3.1 Classification of the hydrogen production system as non-“nuclear facility”	8
3.2 Treatment of “External human-induced events”	8
4. Selection of the postulated events	10
4.1 Postulated events of the HTTR-IS system	10
4.2 Postulated events of the GTHTTR300C	11
5. Study on the acceptance criteria	34
5.1 Introduction	34
5.2 Acceptance criteria for the explosion accident	34
5.3 Acceptance criteria for the toxic gas release accident	40
5.4 Application examples of the acceptance criteria (Sample calculations)	41
6. Summary	50
References	51
Appendix 1 Dynamic response and fracture limit of the elastic/plastic spring model with single-degree-of-freedom	53

1. はじめに

高温ガス炉を用いた水素製造は、核熱の利用を非発電分野まで拡大し地球温暖化防止にも貢献することから、近年世界各国の関心を集め、GIF(第4世代原子炉システム国際フォーラム)においても、候補プラントの一つとして日本や米国、フランス等を中心に開発が進められている。

日本原子力研究開発機構(以後、「原子力機構」と呼ぶ)では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉(HTTR)を建設し¹⁾、950°Cという高温ヘリウムガスの炉外取り出しに成功する²⁾とともに、高温ガス炉を用いた水素製造システムの実用化を目指した研究開発を進めてきている。特に、水素製造方法の開発については、900°C程度の熱で水を分解して水素を製造する熱化学法の代表であるISプロセスの研究開発を着実に進めてきており、2004年には毎時30リットル規模の連続運転を約1週間行うことにより技術の実証を行った計画とし、HTTR-ISシステムの設計研究を進めているところである³⁾。

これと並行して、将来の実用システムの有力な候補である、電気出力約300MWeのブロック型高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の設計研究、ガスタービン発電システムに関する要素技術開発を実施してきた⁴⁾。GTHTR300は、HTTRで培った原子炉技術や、火力プラントなどのガスタービン技術をベースに、システムの簡素化、安全設備の合理化を進めることにより、発電単価約4円/kWhを達成できる見通しを示した⁵⁾。現在は、この高い経済性を有したGTHTR300をベースに電力水素併産型高温ガス炉システム(GTHTR300C)の設計も進めているところである^{6),7)}。

これまでの原子力の利用は、主に発電分野に限られてきたために、原子力プラントの安全規制も発電プラントを念頭において、その体系が整備されてきたと言って良い。これに対し、上述のHTTR-ISシステムやGTHTR300Cに代表される高温ガス炉水素製造システムは、原子炉に化学プラントを結合するというこれまでに前例のないものであるため、その安全設計上のロジックや安全規制の枠組みについて、新たに構築を図っていく必要がある。原子力機構では、このような観点から、高温ガス炉水素製造システムにおける安全設計ロジックの検討を進めてきている。本報は、その検討成果のうち、安全評価に係わる基本方針の考え方について主としてまとめたものである。

2. 高温ガス炉水素製造システムの概要

2.1 HTTR-IS システムの概要⁸⁾

HTTR の現在の冷却系統を Fig. 2.1 に示す。1 次冷却系には 10MW の中間熱交換器(IHX)及び 20MW の 1 次加圧水冷却器(PPWC)が並列に設置され、原子炉熱出力 30MWt を除熱する構成である。また、異常時の崩壊熱除去系として、炉心の強制冷却を行う補助冷却設備(ACS)と原子炉圧力容器の外側から間接的に除熱を行う炉容器冷却設備(VCS)の 2 系統が備えられている。ACS は、炉心の強制循環が可能な事象に対して用いられ、1 次系配管破断に起因した減圧事故のように炉心の強制循環冷却ができない事故に対しては VCS が用いられる。

HTTR に接続する水分解熱化学水素製造法 IS プロセスは、IHX の 2 次側に 2 次加圧水冷却器(SPWC)を置き換えるように設置する計画である。現時点での系統構成案を Fig. 2.2 に示す。熱化学法 IS プロセスは、ヨウ化水素濃縮分解工程、ブンゼン反応工程及び硫酸濃縮分解工程の 3 つの化学反応工程で構成され、水のみを原料としヨウ素(I)及び硫黄(S)を循環物質として水を水素と酸素に熱化学的に分解する。硫酸分解器や HI 分解器等に HTTR の核熱が使用される。最も高温の熱を必要とする硫酸濃縮分解工程における SO₃ 分解反応では 800°C 以上の熱が必要であり、高温ほど効率は向上する。この反応に必要な熱は IHX で 900°C 以上に加熱した 2 次ヘリウムガスにより供給する。また、IS プロセスの下流には、通常時も運転している蒸気発生器(SG)を設置し、水素製造設備の異常時には弁を切り換えて SG により原子炉の通常時冷却を代替する方式を採用することとしている。これにより、水素製造設備には PS-3 としての通常時除熱機能を持たせない設計としているが、その詳細については次章で述べる。

2.2 GTHTR300C の概要

電力水素併産型高温ガス炉システム^{6),7)}(GTHTR300C)の主要諸元を Table 2.1 に、系統構成を Fig. 2.3 に示す。Table 2.1 には、電力水素併産型の基準プラント(Reference H₂ cogeneration plant)と水素製造量を拡大したプラント(Higher H₂ production capacity)の 2 種類の主要諸元を示した。両プラントは発電と水素製造に対する熱負荷は異なるが、系統構成は同じであり安全評価の基本方針への影響はないと考えられるため、以下では基準プラントを対象に検討を行う。

GTHTR300C は中間熱交換器(IHX)を介して約 900°C の高温の 2 次ヘリウムガスを水素製造設備に供給するとともに、IHX の下流にはガスタービン発電設備を設置する。原子炉熱出力は 600MW、原子炉出口冷却材ヘリウム温度は 950°C である。

発電専用炉の高温ガス炉システム GTHTR300⁹⁾をベースとして GTHTR300C の設計を進めてきた¹⁰⁾。GTHTR300 と GTHTR300C のシステム構成を比較すると、GTHTR300C では、主冷却系のガスタービンの上流に中間熱交換器(IHX)が設置され、水素製造設備に 2 次ヘリウムガスを供給するための各種設備が追加される。追加設備を Table 2.2 に示す。2 次系の各設備は HTTR の系統構成を参考にして定めた。

2.3 安全上の特徴と課題

IS プロセスでは、可燃性ガスである水素を製品として製造する際に、腐食性や毒性の強い硫酸、ヨウ化水素などを化学反応の媒体として使用している。また、製品である水素と炉心で生成されるトリチウムは、

高温下で金属壁を透過する性質を有しているため、2次系を介して1次系と水素製造系の間で両者が透過することを考慮する必要がある。このような観点から、高温ガス炉にISプロセスを接続する場合に、広い意味で安全上の注意が必要な項目を列挙すると、下記の通りである。

- ① 水素製造設備での異常に起因するヘリウム系の熱流力的異常
- ② 水素製造設備から漏洩した可燃性物質に起因する火災・爆発
- ③ 水素製造設備から漏洩した毒性物質による、原子炉の運転員の操作能力や健康への影響
- ④ 水素製造設備から漏洩した腐食性物質による、原子炉系機器の構造劣化
- ⑤ 水素製造設備で製造した水素の原子炉への移行
- ⑥ 原子炉で発生したトリチウムの水素製造設備内での滞留や、製品水素への移行

ここでは、各項目に対する問題認識と原子力機構における開発状況等につき簡単にまとめる。

①の項目については、水素製造設備側の熱流力的な異常が2次ヘリウム系を介して原子炉を含む1次系に伝播するもので、これにより1次系の異常・事故時の熱的制限値を超える恐れのないことを安全解析により示す必要があるが、安全上の判断基準としては、前もって定められた1次系まわりの判断基準を適用すれば良い。ただし、解析ツールとしては、原子炉から3次系である水素製造設備までを模擬できるプラント動特性解析コードが必要となり、現在コード開発を実施しているところである¹⁾。

②の項目については、漏洩した可燃性物質に起因した火災・爆発により原子炉側の異常発生防止系(PS)もしくは異常影響緩和系(MS)の安全機能が阻害される可能性のある事象であり、その影響を確認するため安全解析の実施が必要となる。この際に、仮に、想定した火災・爆発の結果としての個々の安全設備への影響が定量的に同定できるのであれば、それに基づいて原子炉系側のプラント挙動を解析し、①の項目の場合と同様に原子炉系の判断基準に照らして安全性を確認すれば良いことになるが、実際問題としては、個々の安全設備の応答をすべて把握することは困難である。したがって、より簡便に原子炉の安全性を確認するための判断基準の設定が必要となる。これについては、後の章で再度論じることとする。また、火災爆発の影響評価のための解析ツールの準備も必要であり、そのための開発も進めているところである。

③の項目については、運転員が確実に事故対策操作を行えるように、事故時の中央制御室の居住性を確保することが安全上の要件となり、その妥当性を確認するための判断基準を定める必要がある。これについても、後の章で再度論じることとする。

④については、事故時に水素製造設備から液体状のプロセス流体が漏洩し原子炉建屋付近に到達する可能性は考えにくく、また液体の流出を阻止するような設計対応も容易にできる。したがって、想定されるのは腐食性の気体に機器が曝されることであるが、事故時の安全設備の使命期間(長くても数日オーダー)の範囲での機器の腐食による性能低下は考えにくいので、事故時の安全評価としての想定は不要と考えられる。

⑤については、1次冷却材中の不純物增加による機器の健全性への影響として通常の機器設計の問題として対応すべきものであり、安全上の課題とはならないであろう。

⑥のトリチウムについては、炉心で発生したトリチウムが通常運転中に2次系を経由して水素製造設備に透過するというものであり、異常時の安全評価としての問題ではないが、トリチウムの一部が最終製品である水素に混入することと、2次ヘリウム系や水素製造設備内に滞留するという問題である。前者の製品水素への混入については、トリチウムの混入レベルが非放射性物質と見なして良いレベル(いわゆるク

リアンスレベル)以下とならない限り、製品としての販売ができないという意味で重要な問題である。また、後者の系統内へのトリチウムの滞留については、水素製造設備内のトリチウム濃度が高すぎる場合には、同設備の設置場所を管理区域とせざるを得なくなり、コストインパクトが大きくなる意味で問題である。原子力機構では、経済性向上の観点から水素製造設備を非「原子炉設備」とすることを追求しているが、そのためにも、この設備設置場所の区域区分の問題と次章で述べる水素製造設備の安全機能の問題の両者を解決する必要がある。本項目については、プラント内のトリチウム移行挙動の評価や関連する基準類の整備等を進めている¹²⁾。

次章以降では、このような議論を念頭に置いた上で、①の熱流力的異常、②の火災爆発事象および③の毒性ガス漏えい事象を主な対象として、安全評価の基本方針について論じていくこととする。

Table 2.1 Major design specification of the GTHTR300C

(a) Reference H₂ cogeneration plant

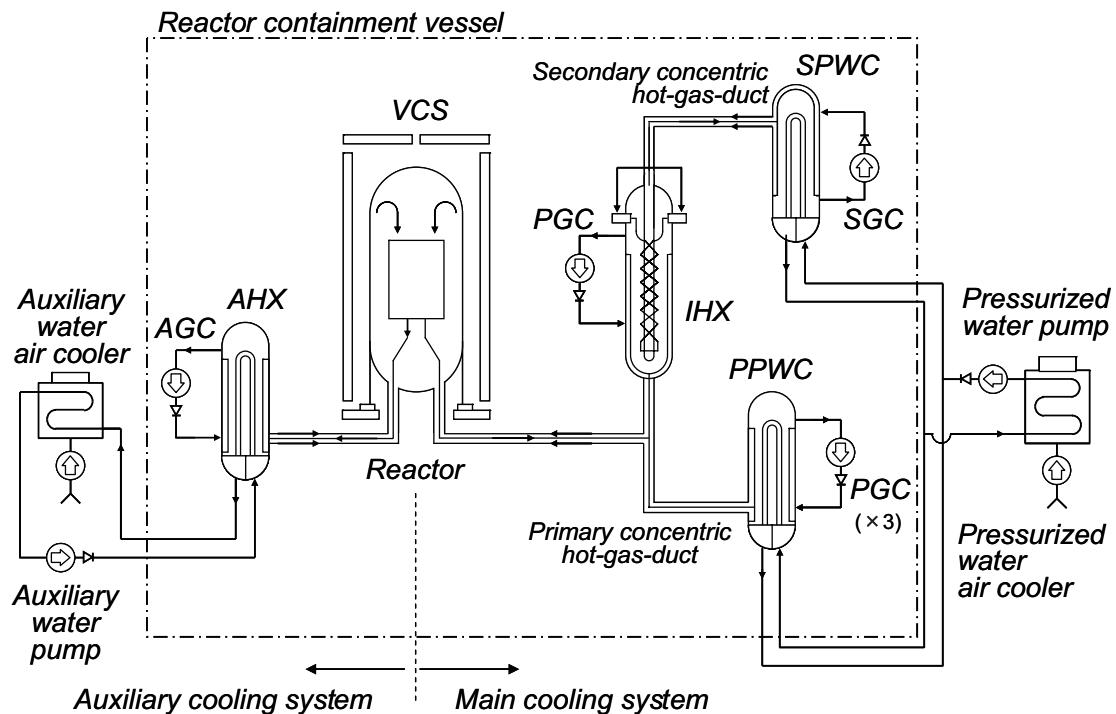
Reactor thermal power	600MWt
Core coolant flow	324kg/s
Core inlet / outlet temperature	594°C/950°C
Gas turbine inlet temperature	850°C
Core coolant pressure	5.1MPa
Secondary helium temperature at IHX outlet	900°C
Electricity generation	202MWe
Hydrogen production rate	24,000Nm ³ /h

(b) Higher H₂ production capacity

Reactor thermal power	600MWt
Core coolant flow	324kg/s
Core inlet / outlet temperature	594°C/950°C
Gas turbine inlet temperature	850°C
Core coolant pressure	5.1MPa
Secondary helium temperature at IHX outlet	900°C
Electricity generation	87MWe
Hydrogen production rate	52,000Nm ³ /h

Table 2.2 Additional components of the GTHTR300C to the GTHTR300

系統名	機器名
主冷却設備	中間熱交換器、タービン入口温度制御弁
2次冷却設備	ヘリウム配管（二重管、単管）、ヘリウム循環機、隔離弁、安全弁
2次ヘリウム純化設備	入口フィルター、酸化銅反応塔、冷却器、モレキュラーシープトラップ、コールドチャコールトラップ、ガス循環機、加熱器、配管、弁
2次ヘリウム貯蔵供給設備	貯蔵タンク、供給タンク、ヘリウム移送圧縮機、配管、弁
2次ヘリウムサンプリング設備	各種測定器、ヘリウム移送圧縮機、配管、弁



IHX : Intermediate heat exchanger	PPWC : Primary pressurized water cooler
PGC : Primary gas circulator	SPWC : Secondary pressurized water cooler
SGC : Secondary gas circulator	AHX : Auxiliary heat exchanger
AGC : Auxiliary gas circulator	VCS : Vessel cooling system

Fig. 2.1 Present system Configuration of the HTTR

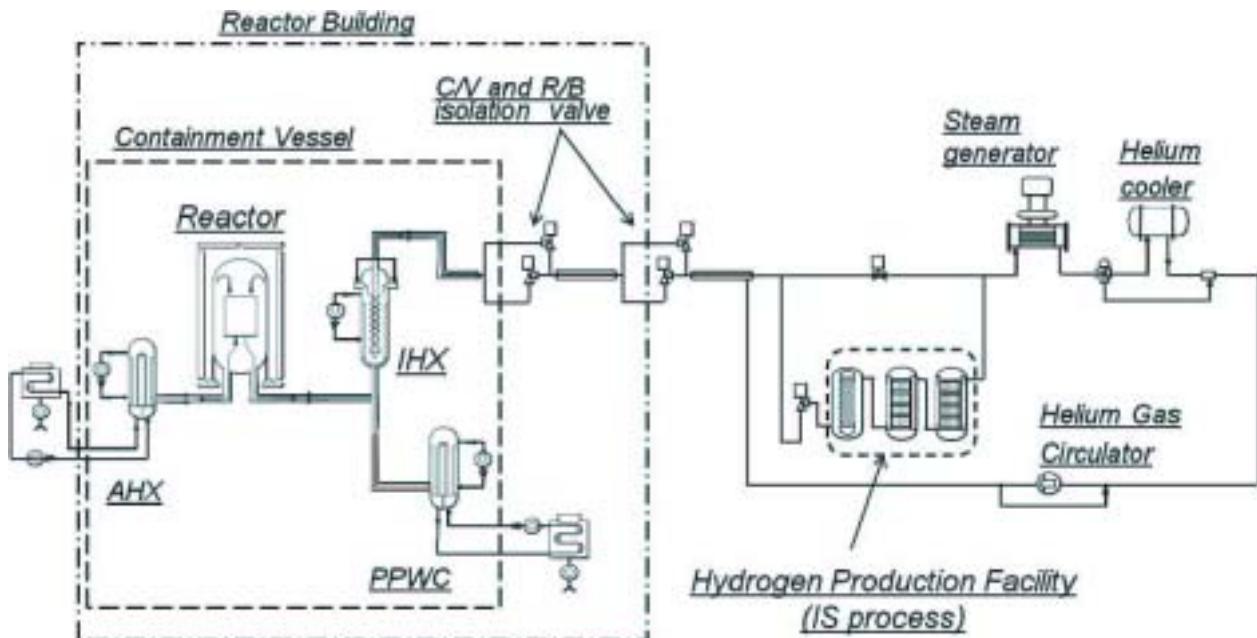


Fig. 2.2 Schematic diagram of a candidate HTTR-IS system

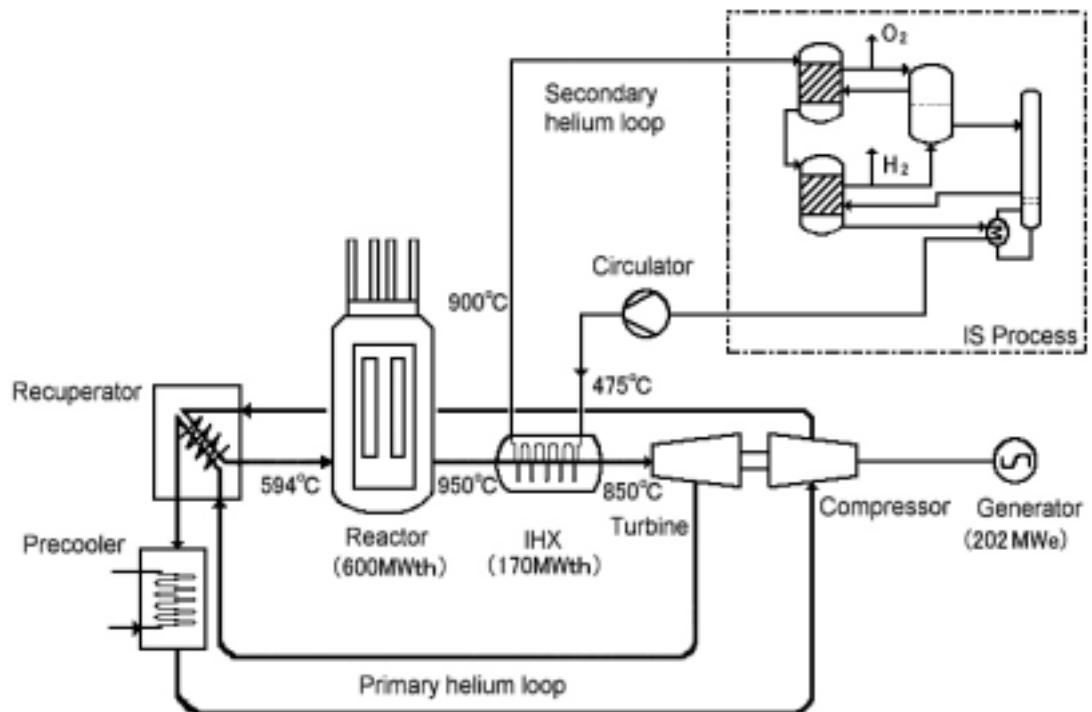


Fig. 2.3 Flow sheet of the GTHTTR300C

3. 安全評価の基本方針

3.1 水素製造設備の非「原子炉施設」化の検討

これまでの検討¹³⁾により、原子炉建屋隔離弁から外側の 2 次ヘリウム系と、その下流の水素製造設備に対して要求される安全機能は、PS-3 の「通常時除熱機能¹⁾のみであり、この機能は ALARA の観点から喪失しないことが望ましいものの、仮にその喪失を仮定しても、より上位の安全クラスの設備である原子炉停止系や崩壊熱除去系の作動により最終的な原子炉の安全は担保可能であることが示されている。そこで原子力機構では、実用水素製造高温ガス炉プラントの経済性向上や、電力会社以外の業種の原子力水素への参入障壁をなくす観点から、水素製造設備を原子力設備から切り離して一般産業設備の扱いとする、いわゆる非「原子炉施設」化の方策を追求している^{10)、13)}。

ここで非「原子炉施設」化といった場合に、水素製造施設はあくまで原子炉施設の一部であり原子炉等規制法に基づく安全審査の対象範囲であるが、機器の技術基準としては一般産業設備と同じ基準(例えば、高圧ガス保安法の基準類)に準拠するという方法が考えられる。これは、軽水炉の蒸気タービンに火力発電所の技術基準が準用されているケースと同様の方法であるが、規制の枠組みそのものはあくまで原子炉等炉規制法の範囲なので、その手続き面などを考えた場合に、大幅な経済性向上や参入障壁の低減は期待できない。

そこで原子力機構では、水素製造設備を原子炉施設の範囲からも除外すること、言いかえると、水素製造設備を安全審査等の原子炉の許認可の対象としないことを目指している。そして、そのためには、現行の我が国の原子力規制の考え方によらせて、水素製造施設を PS-3 の安全クラスからも除外することが、必要であり、PS-3 の「通常時除熱機能」を代替する設備(もしくは機能)を設置することで対応する方針としている¹³⁾。

具体的な代替方式として、HTTR-IS システムの場合には、Fig. 2.2 に示したように、水素製造設備の下流に通常時も運転している蒸気発生器(SG)を設置し、水素製造設備の異常時には弁を切り換えて SG により原子炉の通常時冷却を代替する方式を採用することとしている¹³⁾。また、GTHTTR300C では、水素製造設備を PS-3 の安全クラスから除外する方策として、原子炉出口温度制御系とタービン入口温度制御系の動作により通常時の除熱をガスタービン系で肩代わりする方策を提案している¹⁰⁾。これは、水素製造設備の除熱能力が低下した場合でも、タービン入口温度制御系の動作により一次冷却材流量の一部をバイパスされることにより、ガスタービン系のヒートシンクである前置冷却器の除熱負荷を増やすとともに、原子炉出力制御系の動作により原子炉の出力も低下させることで、原子炉の通常時除熱を確保するというものであり、両制御系とも通常時に動作を継続している系統なので、MS ではなく PS の代替機能として位置付けることが可能なものである。

3.2 外部事象の安全評価上の扱い

前章で示したように、水素製造設備における異常事故事象のうちで、原子炉安全の観点からの考慮が必要なものは、下記の 3 項目に大きく分類される。

- ① 水素製造設備での異常に起因するヘリウム系の熱流力的異常(除熱異常)事象
- ② 水素製造設備から漏洩した可燃性物質に起因する火災・爆発事象

¹⁾ HTTR 設置許可申請書 添付書類八における「2 次冷却系の通常時冷却」機能に相当。

③ 水素製造設備から漏洩した毒性物質による、毒性ガス漏えい事象

上記 3 事象の安全評価を行う場合、仮に水素製造設備も原子炉設備の一部であるとして原子炉とともに安全審査の対象とするのであれば、評価を行う際の前提となる設備仕様の条件も規制上の担保がなされ、勝手な変更等は行えなくなる。これに対し、水素製造設備を原子炉設備から除外し原子炉の安全審査の対象外とする場合、水素製造設備の異常事象は、原子炉側から見た場合、プラント外部事象に位置付けられるとともに、安全評価の前提とすべき設備仕様の条件も、規制上は原則として担保されないとになる。前記 3 事象のうち、①の除熱異常に關しては、前節で述べたように、異常事象として水素製造設備の通常時除熱機能の喪失を想定してもより上位の安全クラスの設備により原子炉の安全は確保される上に、PS-3 の安全クラスからも除外するために通常時除熱機能に対する代替設備も設けることとしているため、外部事象として安全評価を省略しても問題とはならない。しかし、②の火災爆発事象と③の毒性ガス漏えい事象については、たとえ外部事象に位置づけたとしても影響の大きさを評価することが必要になると考えられる。そこで、これらの評価に必要な水素製造設備側の設備条件は、下記の方針により取り合いを行うこととする。

① 原子炉側の安全評価で用いるデータは、事象の包絡性等を考慮してできるだけ限定した項目とし、水素製造設備側との取り合い条件として明確化する。取り合い条件とする具体的な設計パラメータとしては、例えば下記が考えられる。

- 水素もしくは毒性ガスの最大漏えい量
(保守性の説明のしやすさから、設備内総インベントリを使用するのが望ましい)
- 漏えい点の位置(原子炉からの最短距離、漏えい高さ)、等

② 上で定めた取り合い条件を担保するために、高温ガス炉水素製造プラントの原子炉側の規制においては、原子炉の設置者に「安全評価の定期的な見直し」を義務づけることとする。これにより、水素製造設備側で設計変更など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の評価をやり直すことにより、原子炉側の安全性が確保されていることを担保可能とできる。

4. 想定される評価事象の検討

原子炉の安全評価を行うに際しては、具体的な異常事故事象を選定する必要がある。そこで、HTTR-IS システムと GTHTR300C のそれぞれを対象に、想定される異常事故事象の検討を実施した。ここで、前章で述べた、水素製造設備を非「原子炉施設」とするという基本方針に基づくと、水素製造設備側の異常事故事象は原子炉の安全評価としての対象にはならない。しかし、ここでの検討では水素製造設備側の設計検討の際の便宜等も考慮し、参考として水素製造設備も検討対象に含めるものとする。

4.1 HTTR-IS システムで想定される評価事象

4.1.1 はじめに

HTTR-IS システムは、既存の HTTR を改造するシステムであり、改造前の HTTR 本体については、安全審査時に既に異常事象の抽出が行われている¹⁴⁾。ここでは、HTTR-IS システムの本体からの改造部分に着目して FMEA(Failure Mode and Effect Analysis)による事象の抽出を実施し、その結果と HTTR 本体の安全審査時に実施された FMEA の抽出結果の両者を対象に、事象の包絡性と解析の必要性についての検討を行い、設備変更に伴い、新規事象として解析の必要な事象や、本体安全解析時と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り再解析が必要となる事象の抽出を実施した。

4.1.2 FMEA による異常事象の抽出

4.1.1 項で示した HTTR-IS システムにおける HTTR 本体からの改造内容は、Fig. 4.1 に示す通りである。これに基づき、Fig. 4.2 に示した範囲について FMEA を実施し、異常事象の抽出を実施した。

FMEA を実施する際の事象分類は、Table 4.1 に従った。ここで、異常過渡の T1～T5 と事故の A1～A5 は、文献 13)で用いた分類と同じであるが、異常過渡の「T6 SG、He 冷却器の除熱量の低下」と事故の「A6 SG、He 冷却器の流量の低下」は新規に設定したものである。

FMEA による抽出結果(系統を構成する代表的な機器の主要な故障モードと、その与える影響の検討結果)を、Table 4.2 に示す。

4.1.3 事象の包絡性と解析の必要性についての検討

4.1.2 項の FMEA の検討で抽出された事象と、HTTR 本体の安全審査時に実施された FMEA の抽出結果の両者を対象に、事象の包絡性と解析の必要性についての検討を、Table 4.3 に示す分類にしたがって実施した。運転時の異常な過渡変化についての検討結果を Table 4.4 に、事故についての検討結果を Table 4.5 に、それぞれ示す。ここでの検討では、IHX および空気冷却器の運転条件等の変更が事象の包絡性に影響を与える可能性も考慮している。これらの表において、「新旧」の欄で“新”と記載された事象は、前項の FMEA により新規に抽出された新規事象を、何も記載されていない事象は HTTR 本体の安全解析時に抽出された事象¹⁴⁾を、それぞれ示している。

以上の検討の結果、解析が必要なものとして抽出された事象をまとめて、Table 4.6 に示す。

4.2 GTHTR300C で想定される評価事象

4.2.1 安全目標に関連した設計上の基本方針について

原子力安全委員会が現在検討中の原子炉施設の安全目標は、一般公衆の放射線被ばくによる死亡リスクを 10^{-6} /炉年以下としている。また、これを達成するための性能目標として、軽水炉では反応度停止系や緊急炉心冷却系の機能喪失による炉心溶融事故を 10^{-4} /炉年、炉心溶融事故後の格納容器機能喪失を 10^{-5} /炉年と暫定している¹⁵⁾。軽水炉では周辺公衆の居住地区と十分な離隔距離をとることを基本としており、格納容器機能喪失による放射性物質の大量放出が生じても拡散希釈効果により周辺公衆の死亡リスクが結果として 10^{-6} /炉年以下になっていると考えられる。

一方、GTHTR300C は高温ガス炉の固有安全性を活かして需要地近接立地を目指している。したがって、大量の放射性物質放出は周辺公衆の重大な被ばくに直結する。また、GTHTR300C は気密性を有した原子炉格納容器ではなく、原子炉建屋のコンファインメント機能により放射性物質の閉じ込めを行う設計としている。これらを考慮の上で、安全目標を満足するための設計上の炉心損傷発生頻度の目標値を 10^{-6} /炉年以下とする。また、GTHTR300C ではシビアアクシデント対策が必要ないことを示す観点から、 $10^{-6} \sim 10^{-8}$ /炉年の事象についても事故事象として抽出し、大規模な放射性物質放出事故に至らないことを評価することも設計上の方針とする。

今後は、想定すべき事象の検討や、事象発生頻度およびその影響の検討を進めることにより、これらの設計上の方針が満足されることを確認する必要があるが、ここでは GTHTR300 における評価例⁹⁾を参考に想定すべき評価事象の検討を行った。

4.2.2 考慮すべき事象

GTHTR300C の安全評価で考慮すべき事象を以下のように設定する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化では、原子炉が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリが破損する可能性のある事象について、安全保護系、原子炉停止系などの影響緩和機能の妥当性を判断する観点から、考慮すべき事象は以下の 4 つの事象に分類される。

- 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
- 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
- その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

GTHTR300C を対象として、判断基準の項目別に MLD (Master Logic Diagram)を作成し、有意な影響を及ぼしうる異常事象を抽出した。検討結果を Table 4.7 に示す。表中備考欄に記載された数字が事象分類番号である。同表により抽出された異常事象をまとめて Table 4.8 に示す。GTHTR300C の異常な過渡変化において考慮すべき事象としては、13 種類が抽出された。このうち、8 種類は GTHTR300 と共通の事象⁹⁾だが、5 種類は GTHTR300C に特有の事象であり、IHX、2 次ヘリウム系および水素製造設備の設置に関連して抽出されたものである。

(2) 事故

事故においては、原子炉から放出される放射性物質の影響が大きくなる可能性がある事象について、工学的安全施設などの影響緩和機能の妥当性を判断する観点から、考慮すべき事象は以下の 5 つの事象に分類される。

- 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
- 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
- 環境への放射性物質の異常な放出
- コンファインメント内圧力、雰囲気等の異常な変化
- その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

GTHTR300C を対象として、判断基準の項目毎に MLD を作成し、優位な影響を及ぼしうる異常事象を摘出した。検討結果を Table 4.9 に示す。表中備考欄に記載された数字が事象分類番号である。同表により摘出された異常事象をまとめて Table 4.10 に示す。GTHTR300C の事故において考慮すべき事象としては、22 種類が摘出された。このうち、17 種類は GTHTR300 と共に通の事象⁹⁾ だが、5 種類は GTHTR300C に特有の事象であり、IHX、2 次ヘリウム系および水素製造設備の設置に関連して摘出されたものである。

4.2.3 代表事象の選定

Table 4.8 及び Table 4.10 に示された事象を引き起こす恐れのある起因事象の摘出を行う。そこで、Table 2.2 に示した GTHTR300C の追加設備を対象として FMEA を実施した。その結果を Table 4.11 に示す。与える影響別に事象の包絡性を検討し、GTHTR300C において追加的に評価が必要と考えられる代表事象を選定した。Table 4.11 の「包絡性」の欄に“代表事象”と記載された事象が、追加で選定された代表事象であり、それ以外の具体的な事象が記載されているものは、GTHTR300 と共に通な事象を指す。異常な過渡変化の代表事象を Table 4.12 に、事故の代表事象を Table 4.13 に示す。

Table 4.1 Event categories used in the FMEA for the HTTR-IS system

(1) 運転時の異常過渡

No.	事象分類
T1	2 次 He 系の除熱量減少
T2	IS システムの除熱量減少
T3	2 次 He 系の除熱量増大
T4	IS システムの除熱量増大
T5	外部電源の喪失
T6(新)	SG、He 冷却器の除熱量の低下

(2) 事故

No.	事象分類
A1	2 次 He 冷却材流量の減少
A2	2 次 He 冷却材の喪失
A3	IS システム プロセス流量の減少
A4	2 次 He/IS プロセスバウンダリの破損
A5	IS プロセス系バウンダリの破損
A6(新)	SG、He 冷却器の流量の低下

Table 4.2 Results of the FMEA for the HTTR-IS (1/2)

系統	機器	故障モード	与える影響	事象分類	備考
蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管の破損	2次 He 系の異常な減圧	2次 He 冷却材の喪失(A2)	A2
	給水系機器	給水流量の喪失	SG 除熱低下	SG、He 冷却器の除熱量の低下(T6)	T6(新)
		給水系配管の破損	SG 除熱低下	SG、He 冷却器の除熱量の低下(A6)	A6(新)
		蒸気流量の喪失	SG 除熱低下	SG、He 冷却器の除熱量の低下(T6)	T6(新)
He 冷却器	蒸気系機器	蒸気系配管の破損	SG 除熱低下	SG、He 冷却器の除熱量の低下(A6)	A6(新)
		伝熱管の破損	2次 He 系の異常な減圧	2次 He 冷却材の喪失(A2)	A2
	冷却水系機器	冷却水流量の喪失	He 冷却器除熱低下	SG、He 冷却器の除熱量の低下(T6)	T6(新)
		冷却水系配管の破損	He 冷却器除熱低下	SG、He 冷却器の流量の低下(A6)	A6(新)
2次 He 循環機	2次 He 循環機	コーストダウン	2次 He 流量の低下	2次 He 冷却設備の除熱量の減少(T1)	T1
		制動停止	2次 He 流量の低下	2次 He 冷却設備の除熱量の減少(T1)	T1
	軸固定	2次 He 流量の低下	2次 He 冷却材流量の減少(A1)	A1	
		回転数上昇	2次 He 流量の増加	2次 He 系の除熱量増大(T3)	T3
SG 切替弁	隔壁弁	誤閉	2次 He 流量の低下	2次 He 冷却設備の除熱量の減少(T1)	T1
	切替弁(常時閉)	誤閉	2次 He 流量の低下	2次 He 冷却設備の除熱量の減少(T1)	T1
	切替弁(常時開)	誤開	IS システムの除熱量低下	IS システムの除熱量減少(T2)	T2
	切替弁(バターウィック)	切替信号の誤発信	除熱量の大きな変動なし	—	—
2次 He 配管	配管	配管の破損	2次 He 系の異常な減圧	2次 He 冷却材の喪失(A2)	A2

Table 4.2 Results of the FMEA for the HTTR-IS (2/2)

系統	機器	故障モード	与える影響	事象分類	備考
IS システム ^{*1}	He 热交換器 (硫酸分解器、HI 分解器等)	伝熱管の破損	2 次 He/IS ハザダリの破損 (A4)	2 次 He/IS プロセスバウンダリの破損 (A4)	A4
弁	誤閉	IS システム[除熱量の減少	IS プロセス系の除熱量減少(T2)	T2	
弁	誤開	IS システム[除熱量の増大	IS プロセス系の除熱量増大(T4)	T4	
ポンプ	回転数低下、停止	IS システム[除熱量の減少	IS プロセス系の除熱量減少(T2)	T2	
	軸固着	IS システム ポゼス流量の減少	IS プロセス系プロセス流量の減少(A3)	A3	
	回転数上昇	IS システム[除熱量の増大	IS プロセス系の除熱量増大(T4)	T4	
プロセス配管	破損	IS バウンダリの破損	IS プロセス系バウンダリの破損(A5)	A5	

*1) IS システムは原子炉施設の安全評価の対象としない方針であるが、本検討では参考として FMEA を実施する。

Table 4.3 Category notations to the event classification for the HTTR-IS system

事象 の新 旧	事象推 移の変 更	定量的結 果への影 響	解析の必要性		分類 記号
			必要性	理由	
旧	なし	なし	なし	事象推移、定量的結果とも変わらないので解析不要。	A
		有	なし	他の事象との包絡性が変わらなければ、解析不要。	B-1
			有		B-2
	有	(-)	有	事象推移そのものが変わるので、解析が必要。	C
新	(-)	(-)	なし	従来の事象に包絡されて いる場合には、解析不要。	D-1
			有		D-2

Table 4.4 Investigation results of necessity to analysis
(Anticipated operational occurrences)(1/2)

異常事象	主な起因事象 (○:添付代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(1) 反応度制御設備の異常	○制御棒の誤引抜き		A	
	制御棒の誤挿入		A	
(2) 実験設備の異常	○照射試料の移動		A	
(3) 1次冷却材流量の増大	○中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇		B-2	○(IHX周りの運転条件変更の影響の確認要。)
	○1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機1台の回転数上昇		B-1	(単独運転時の代表事象につき解析不要)
	補助冷却設備の誤起動		A	
	○1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開		B-1	(1次系圧力上昇の観点からの代表事象なので解析不要。)
(4) 2次冷却設備の除熱量の増大(T3)	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
	加圧水空気冷却器の出口流量調節弁の誤開		B-1	(代表事象の包絡性は変わらないと考えられるので、解析不要。)
	加圧水流量調節弁の誤開		B-1	
	2次ヘリウム循環機の回転数上昇		B-1	
	2次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開		B-1	
(5) 1次冷却材流量の減少	○中間熱交換器用1次ヘリウム循環機のコーストダウン		A	
	1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機1台のコーストダウン		A	
	中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の制御停止		A	
	1次加圧水冷却用1次ヘリウム循環機1台の制動停止		A	
	○1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開		A	
(6) 加圧水冷却設備の除熱量の減少	1次加圧水冷却器の隔壁弁の誤閉		A	
	1次加圧水冷却器の止め弁の誤閉		A	

Table 4.4 Investigation results of necessity to analysis
(Anticipated operational occurrences)(2/2)

異常事象	主な起因事象 (○:添十代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(6) 加圧水冷却設備の除熱量の減少(続)	加圧水流量調節弁の誤閉		B-1	(代表事象の包絡性は変わらないと考えられるので、解析不要。)
	2次加圧水冷却器の隔離弁の誤閉		A	
	加圧水循環ポンプの停止		A	
	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
	加圧水空気冷却器の出口流量調節弁の誤閉		B-1	(代表事象の包絡性は変わらないと考えられるので、解析不要。)
	加圧水空気冷却器ファン1台の停止		B-1	
	加圧水空気冷却器ファン3台の停止		B-1	
(7) 2次ヘリウム冷却設備の除熱量の減少(T1)	2次ヘリウム循環機の制動停止		B-1	(代表事象の包絡性は変わらないと考えられるので、解析不要。)
	2次ヘリウム循環機のコーストダウン		B-1	
	○2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
	2次ヘリウム冷却系隔離弁の誤閉	新	D-2	○(新規事象であり、包絡性確認のために解析が必要。)
	SG切替弁(常時開)の誤閉	新	D-1	(2次ヘリウム冷却系隔離弁の誤閉に包絡される。)
(8) 商用電源喪失(T5)	○商用電源喪失		A	
(9) SG、He冷却器の除熱量の低下(T6(新))	SG給水流量の喪失	新	D-1	(2次ヘリウム冷却系隔離弁の誤閉に包絡される。)
	SG蒸気流量の喪失	新	D-1	
	He冷却器冷却水流量の喪失	新	D-1	
(10) ISシステムの除熱量の減少(T2)	プロセス系ポンプの停止	新	D-1	
	SG切替弁(常時閉)の誤閉	新	D-1	
	プロセス系弁の誤閉	新	D-1	
(11) ISシステムの除熱量の増大(T4)	プロセス系弁の誤閉	新	D-1	(加圧水ACバイパス弁誤閉に包絡される。)
	プロセス系ポンプの回転数上昇	新	D-1	

Table 4.5 Investigation results of necessity to analysis (Accidents) (1/2)

異常事象	主な起因事象 (○: 添十代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(1) 反応度制御設備の異常	○スタンドパイプ破損		A	
(2) 燃料流路の流量減少	○燃料体内流路閉塞		A	
(3) 炉心流量の減少	○1次冷却設備二重管内管破損		A	
	補助冷却設備二重管内管破損		A	
	1次ヘリウム循環機1台の軸固着		A	
(4) 1次冷却材の喪失	○1次冷却設備の配管等の破損		A	
	補助ヘリウム冷却系の配管等の破損		A	
	スタンドパイプ等の破損		A	
(5) 2次ヘリウム冷却材流量の減少(A1)	○2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
	2次ヘリウム循環機軸固着		B-1	(代表事象の包絡性は変わらないと考えられるので、解析不要。)
(6) 2次ヘリウム冷却材の喪失(A2)	○2次ヘリウム冷却設備の配管等の破損		C	○(IS接続、CV外取り出しにより事象推移が変わる。IHX伝熱管の健全性とCV内圧の観点で解析が必要。)
	SG伝熱管の破損	新	D-1	破断口面積が上記の事象より小さいため、その影響も上記事象に包絡される。
	He冷却器伝熱管の破損	新	D-1	
(7) 加圧水冷却設備の除熱量の減少	○加圧水配管等の破断		A	
	空気冷却器伝熱管破損		A	
	加圧水循環ポンプ軸固着		A	
	1次加圧水冷却器逃し弁の損傷		A	
	2次加圧水冷却器逃し弁の損傷		A	
(8) 燃料限界照射試料冷却材流量の減少	○燃料限界照射試料の冷却流路閉塞		A	

Table 4.5 Investigation results of necessity to analysis (Accidents) (2/2)

異常事象	主な起因事象 (○: 添十代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(9) 空気侵入	○1次冷却設備二重管破断		A	
	1次冷却設備二重管外管破損		A	
	補助ヘリウム冷却系二重管破断		A	
	補助ヘリウム冷却系外管破損		A	
	スタンドパイプ破損		A	
(10) 水侵入	○1次加圧水冷却器伝熱管破損		A	
	補助冷却器伝熱管破損		A	
(11) 1次冷却設備への加圧水又は2次ヘリウムの侵入	○1次加圧水冷却器伝熱管破損		A	
	補助冷却器伝熱管破損		A	
	中間熱交換器伝熱管破損		C	○(2次ヘリウム配管のCV外引き出しにより事象推移が変わるもので、伝熱管破損が発生してからCV隔離が適切な時間内に行われ、その間に外部へ漏洩した1次冷却材中の放射能による公衆被ばくが問題ないことを示す必要がある。)
(12) 加圧水冷却材の喪失	○加圧水配管等の破断		A	
(13) SG、He冷却器の流量の低下(A6(新))	SG給水系配管の破損	新	D-1	(2次系二重管内管破損に包絡される。)
	SG蒸気系配管の破損	新	D-1	
	He冷却器冷却水系配管の破損	新	D-1	
(14) ISシステムプロセス流量の減少 A3	プロセス系ポンプの軸固着	新	D-1	
(15) 2次ヘリウム/ISシステム間のバウンダリの破損(A4)	2次He熱交換器伝熱管の破損	新	D-1	(原子炉建屋隔離弁が有効に作動し、可燃性ガスの建屋内への侵入がないことを示す必要はあるが、事象の解析自体は不要。)
(16) ISシステムバウンダリの破損(A5)	プロセス配管の破損	新	D-2	○(外部事象の位置づけはあるが、火災爆発、毒性ガス漏えい事象としての解析が必要。)

Table 4.6 Selection results of events to be evaluated for the HTTR-IS system

(1) Anticipated operational occurrences

異常事象	主な起因事象 (○ : 添十代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(3) 1次冷却材流量の増大	○中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇		B-2	○(IHX周りの運転条件変更の影響の確認要。)
(4) 2次冷却設備の除熱量の増大	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
(6) 加圧水冷却設備の除熱量の減少	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
(7) 2次ヘリウム冷却設備の除熱量の減少	○2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤閉		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
	2次ヘリウム冷却系隔壁弁の誤閉	新	D-2	○(新規事象であり、包絡性確認のために解析が必要。)

(2) Accidents

異常事象	主な起因事象 (○ : 添十代表事象)	新旧	変更区分	再解析、追加解析の必要性
(5) 2次ヘリウム冷却材流量の減少(A1)	○2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損		B-2	○(設備変更の影響確認のために、解析が必要。)
(6) 2次ヘリウム冷却材の喪失(A2)	○2次ヘリウム冷却設備の配管等の破損		C	○(IS接続、CV外取り出しにより事象推移が変わる。IHX伝熱管の健全性とC内圧の観点から解析が必要。)
(11) 1次冷却設備への加圧水又は2次ヘリウムの侵入	中間熱交換器伝熱管破損		C	○(2次ヘリウム配管のCV外引き出しにより事象推移が変わるもので、伝熱管破損が発生してからCV隔離が適切な時間内に行われ、その間に外部へ漏洩した1次冷却材中の放射能による公衆被ばくが問題ないことを示す必要がある。)
(16) ISシステムバウンダリの破損(A5)	プロセス配管の破損	新	D-2	○(外部事象の位置づけではあるが、火災爆発、毒性ガス漏えい事象としての解析が必要。)

Table 4.7 Results of the MLD for the anticipated operational occurrence of the GTHTR300C (1/2)

判断基準の項目	現象	判斷基準	異常事象	備考
燃料温度の上昇	出力上昇 ← 炉心の除熱量減少	反応度添加	反応度制御設備の異常	I -①
		冷却材流量の増加	冷却材入口温度の増加	I -②
		冷却材流量の減少	冷却材入口温度の低下	I -③
2次系の除熱量減少	炉心入口冷却材温度の上昇 2次冷却材流量の減少 2次冷却材温度の上昇	冷却材流量の減少	冷却交換器の交換熱量の減少	I -④
		タービン回転数の減少	タービン回転数の減少	I -⑤
		2次冷却材流量の減少	2次冷却材流量の減少	I -⑥
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度の上昇	出力上昇 ← 炉心の除熱量減少	2次冷却材温度の上昇	2次冷却材温度の上昇	I -⑦
		反応度添加	反応度制御設備の異常	I -⑧
		冷却材流量の増加	冷却材入口温度の低下	
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度の上昇	冷却材温度の上昇 2次系の除熱量減少	冷却材流量の減少	冷却材流量の減少	
		炉心入口冷却材温度の上昇	熱交換器の交換熱量の減少	
		2次冷却材流量の減少	タービン回転数の減少	
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の上昇	出力上昇 冷却材温度の上昇	2次冷却材流量の減少	2次冷却材流量の減少	
		2次冷却材温度の上昇	2次冷却材温度の上昇	
		反応度添加	反応度制御設備の異常	
		冷却材流量の増加	冷却材入口温度の低下	

Table 4.7 Results of the MLD for the anticipated operational occurrence of the GTHTTR300C (2/2)

判断基準の項目	現象		異常事象	備考
		炉心の除熱量減少	冷却材流量の減少	
		炉心入口冷却材温度の上昇	冷却材流量の減少	
		熱交換器の交換熱量の減少		
		タービン回転数の減少		
原子炉冷却材圧力 バウンダリ圧力の 上昇 (続き)	冷却材温度の上昇	2次系除熱量 減少	2次冷却材流量の減少	
		2次冷却材温度の上昇	2次冷却材流量の減少	
		2次冷却材温度の上昇	2次冷却材温度の上昇	
	冷却材圧力の上昇	压力上昇	1次系圧力の上昇	1次系圧力の上昇
		1次系圧力の上昇	1次系圧力の上昇	I-⑨
		1次系圧力の上昇	1次系圧力の上昇	
	伝熱管圧力上昇	压力上昇	2次系圧力の上昇	1次系圧力の上昇
		2次系圧力の上昇	2次系圧力の上昇	I-⑩
		1次系圧力の下降	1次系圧力の下降	I-⑪
	圧力下降	2次系圧力の下降	2次系圧力の下降	I-⑫
		←	←	
タービン破損	←	回転数上昇	タービン回転数の上昇	I-⑬

Table 4.8 Categories of the anticipated operational occurrences of the
GTHTR300C

GTHTR300 と共通事象		GTHTR300C 特有事象	
I - ①	反応度制御設備の異常	I - ⑦	2次冷却材流量の減少
I - ②	冷却材流量の増加	I - ⑧	2次冷却材温度の上昇
I - ③	冷却材入口温度の低下	I - ⑩	2次系圧力の上昇
I - ④	冷却材流量の減少	I - ⑪	1次系圧力の降下
I - ⑤	熱交換器の交換熱量の減少	I - ⑫	2次系圧力の降下
I - ⑥	タービン回転数の減少		
I - ⑨	1次系圧力の上昇		
I - ⑬	タービン回転数の上昇		

Table 4.9 Results of the MLD for the accidents of the GTHTR300C (1/3)

判断基準の項目	現象		異常事象	備考
燃料の酸化	空気による黒鉛腐食	←	炉心への空気侵入	II-①
炉心支持機能の喪失	水による黒鉛腐食		炉心への水侵入	II-②
燃料要素の落下			反応度添加	II-③
			(冷却材流量の増加は過渡レベル)	
出力上昇			冷却材入口温度の低下	II-④
			冷却材冷却材流量の局所低下	II-⑤
			燃料流路の流量減少	
			冷却材流量の減少	
			冷却材の喪失	II-⑥
			熱交換器の交換熱量の減少	II-⑧
			再生熱交換器の異常(バイパス)	II-⑨
			タービン回転数の減少	II-⑩
			2次冷却材流量の減少	II-⑪
			2次冷却材喪失	II-⑫
			2次冷却材温度の上昇	II-⑬

Table 4.9 Results of the MLD for the accidents of the GTHTR300C (2/3)

判断基準の項目	現象	異常事象	備考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ温度の 上昇	出力上昇	反応度添加 (冷却材流量の増加は 過渡レベル)	反応度制御設備の異常
		冷却材入口温度の低下	冷却材入口温度の低下
	冷却材流量の減少	冷却材流量の減少	冷却材流量の減少
		冷却材の喪失	冷却材の喪失
	炉心の除熱量減少	炉心入口冷却材温度の上昇	熱交換器の交換熱量の減少
			再生熱交換器の異常(ハ"イ"ア"イ)
	2次系除熱量減少	タービン回転数の減少	タービン回転数の減少
		2次冷却材流量の減少	2次冷却材流量の減少
	2次冷却材温度の上昇	2次冷却材喪失	2次冷却材喪失
		反応度制御設備の異常	反応度制御設備の異常
原子炉冷却材圧力 温度の上昇	出力上昇	冷却材流量の増加	冷却材流量の増加
		冷却材入口温度の低下	冷却材入口温度の低下
	炉心冷却材流量の減少	冷却材流量の減少	冷却材流量の減少
		入口冷却材温度の上昇	熱交換器の交換熱量の減少
	2次系除熱量減少	タービン回転数の減少	再生熱交換器の異常(ハ"イ"ア"イ)
原子炉冷却材圧力 バウンダリ圧力の 上昇	2次冷却材流量の減少	2次冷却材流量の減少	タービン回転数の減少
	2次冷却材温度の上昇	2次冷却材喪失	2次冷却材喪失

Table 4.9 Results of the MLD for the accidents of the GTHTTR300C (3/3)

判断基準の項目	現象		異常事象	備考
原子炉冷却材圧力 パウンダリ圧力の 上昇 (続き)	冷却材圧力の上昇 圧力上昇 伝熱管圧力上昇 圧力降下	圧力上昇 ← 1次系圧力の上昇 2次系圧力の上昇 1次系圧力の降下 2次系圧力の降下	炉心への水侵入 冷却材圧力の上昇 1次系圧力の上昇 2次系圧力の上昇 1次系圧力の降下 2次系圧力の降下	II-⑭ II-⑮ II-⑯ II-⑰
コソワインメント内圧力上昇 設計最高圧力	雰囲気圧力の上昇 ←	←	冷却材の喪失 2次冷却材の喪失	II-⑯
コソワインメント内温度上昇 コンクリート制限温度	雰囲気温度の上昇 ←	←	冷却材の喪失 2次冷却材の喪失	II-⑯
放射線ひばく	コソワインメント内 コソワインメント外 ブレード破損 回転数上昇	1次系破損 1次系破損 燃料取扱設備破損 ←	1次冷却材の流出 1次冷却材の流出 燃料取扱設備破損 タービンブレード破損 タービン回転数の上昇	II-⑯ II-⑯ II-⑯ II-⑯ II-⑯
ミサイルの発生				

Table 4.10 Event categories of the accidents of the GTHTR300C

GTHTR300 と共通事象		GTHTR300C 特有事象	
II - ①	炉心への空気侵入	II - ⑪	2次冷却材流量の減少
II - ②	炉心への水侵入	II - ⑫	2次冷却材喪失
II - ③	反応度制御設備の異常	II - ⑬	2次冷却材温度の上昇
II - ④	冷却材入口温度の低下	II - ⑯	1次系圧力の降下
II - ⑤	燃料流路の流量減少	II - ⑰	2次系圧力の降下
II - ⑥	冷却材流量の減少		
II - ⑦	冷却材の喪失		
II - ⑧	熱交換器の交換熱量の減少		
II - ⑨	再生熱交換器の異常 (バイパス)		
II - ⑩	タービン回転数の減少		
II - ⑭	冷却材圧力の上昇		
II - ⑮	2次系圧力の上昇		
II - ⑯	1次冷却材の流出 (コンファインメント内)		
II - ⑯	1次冷却材の流出 (コンファインメント外)		
II - ㉐	燃料取扱設備破損		
II - ㉑	タービンブレード破損		
II - ㉒	タービン回転数の上昇		

Table 4.11 Result of the FMEA of the GTHTTR300C (1/3)

機器名称	故障モード	故障の主な原因	与える影響	包絡性
主冷却設備				
中間熱交換器	伝熱管破損 流路閉塞	過大荷重 異物、伝熱面変形	1次冷却材圧力の上昇 1次冷却材の流出 交換熱量の変化	1次ヘリウム供給弁誤開 1次ヘリウム配管破損 前置冷却器冷却水配管破損
タービン入口温度制御弁	誤開 誤閉	誤動作、誤操作 誤動作、誤操作	タービン回転数低下 炉心冷却材流量の低下 タービン回転数上昇 炉心冷却材流量の増加	流量低下事象に包絡 バイパス弁誤開 負荷喪失
2次ヘリウム設備				
二重管	破断 内管破損	過大荷重	2次ヘリウムの喪失 2次ヘリウム圧力の低下 2次ヘリウム流量の減少	代表事象(事故) 代表事象(事故) 代表事象(事故)
ヘリウム循環機	回転数低下 制動停止 軸固定着 回転数上昇 隔離弁 安全弁	電圧変動(電源喪失) 軸受不良、制御不良 誤動作、誤操作 軸受のかじり、固着 電圧不良 制御不良 誤動作、誤操作 誤動作	2次ヘリウム流量の減少 2次ヘリウム流量の減少 2次ヘリウム流量の減少 2次ヘリウム流量の増加 2次ヘリウム圧力の上昇 2次ヘリウム流量喪失 2次ヘリウム流量の減少 2次ヘリウム圧力の低下	制動停止 代表事象(過渡) 配管破損 反応度制御設備 ヘリウム供給弁誤開 制動停止 制動停止 ヘリウム排出弁誤開

Table 4.11 Results of the FMEA of the GT-HTR300C (2/3)

機器名称	故障モード	故障の主な原因	与える影響	包絡性
2次ヘリウム純化設備				
入口フィルター 酸化銅反応塔 冷却器 モレキュラーシーフ [®] トラップ [®] コールト [®] チャコールトラップ [®]	目詰まり 酸化反応低下 純化系、再生系冷却器の 冷却能力の低下 捕集能力低下 捕集能力低下	塵埃の過度の進入 入口加熱器故障 冷却水装置故障 純化系冷却器能力低下 液体窒素供給系故障	2次ヘリウム中不純物濃度 の上昇	安全上の影響なし
ガス循環機	純化系誤起動 純化系誤停止 再生系誤起動 再生系停止	誤動作、誤操作 誤動作、誤操作 誤動作、誤操作 誤動作、誤操作	2次ヘリウム圧力の上昇	ヘリウム供給弁誤開
加熱器	入口温度上昇 入口温度低下	制御系故障 制御系故障、断線	2次ヘリウム中不純物濃度 の上昇	安全上の影響なし
配管 弁	破断 遮断弁の誤閉	過大荷重 故障、誤信号	2次ヘリウム圧力の低下 2次ヘリウム圧力制御不良	二重管破断 安全上の影響なし

Table 4.11 Results of the FMEA of the GTHTR300C (3/3)

機器名稱	故障モード	故障の主な原因	与える影響	備考
2次ヘリウム貯蔵供給設備				
貯蔵タンク	検査孔からの漏えい	ガスケット不良	建屋内圧力上昇	安全上の影響なし
供給タンク	検査孔からの漏えい	ガスケット不良	建屋内圧力上昇	安全上の影響なし
ヘリウム移送圧縮機	動作不良	故障、制御不良	2次ヘリウム圧力制御不良	供給弁及び排出弁
配管	破断	過大荷重	2次ヘリウム圧力の低下	二重管破断
供給弁	誤開	誤動作、誤操作	2次ヘリウム圧力上昇、保有量上昇	代表事象(過渡)
排出弁	誤閉	誤動作、誤操作	2次ヘリウム圧力低下、保有量減少	代表事象(過渡)
遮断弁	誤閉	誤動作、誤操作	2次ヘリウム圧力制御不良	供給弁及び排出弁
2次ヘリウムサシプリング設備				
配管	破断	過大荷重	建屋内圧力上昇	二重管破断
熱利用設備				
プロセス配管破断		過大荷重	ガス漏えい、爆発	外部事象(過渡・事故)
ヘリウム配管	破断	過大荷重	2次ヘリウム喪失	外部事象(過渡・事故)
熱交換器	伝熱管破断	過大荷重	2次ヘリウム圧力の低下	二重管破断
ポンプ	動作不良	故障、制御不良	2次ヘリウム圧力の低下	外部事象(過渡・事故)
電気設備	電源喪失	故障	2次ヘリウム温度の上昇(除熱量低下)	ヘリウム循環機停止
			2次ヘリウム温度の低下(反応度添加)	反応度制御設備
			2次ヘリウム温度の上昇(除熱量低下)	ヘリウム循環機停止

Table 4.12 Design basis events of the anticipated operational occurrence of the GTHTR300C

カテゴリー		代表事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	—	制御棒誤引抜き
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	冷却材流量増大	負荷喪失 ヘリウム貯蔵供給設備供給弁誤開
		ヘリウム貯蔵供給設備排出弁誤開
	冷却材流量減少	タービンバイパス流量制御弁誤開
		2次系の除熱量減少
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	冷却材圧力上昇	ヘリウム貯蔵供給設備供給弁誤開
	伝熱管圧力上昇	2次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁誤開 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁誤開
		2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁誤開
そのほか原子炉施設の設計により必要と認められる事象	伝熱管温度上昇	負荷喪失
	タービン回転数上昇	負荷喪失
	外部事象	熱利用設備プロセス配管破損(小漏えい)

Table 4.13 Design basis events of the accidents of the GTHTR300C

カテゴリー		代表事象
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	冷却材流量減少	二重管内管破損
		二重管破断
	冷却材喪失	燃料体冷却材流路閉塞
		前置冷却器冷却水配管破損 (構造物温度上昇も含む)
		2次系除熱量の減少
		2次ヘリウム配管破断 2次ヘリウム二重管内管破損
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	水侵入事故	停止時冷却設備系伝熱管破損
	反応度投入	スタンドパイプ破損
環境への放射性物質の異常な放出	—	ヘリウム純化設備の破損
コンファインメント内圧力、雰囲気等の異常な変化	—	二重管破断
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	外部事象	熱利用設備プロセス配管破断(大漏えい)

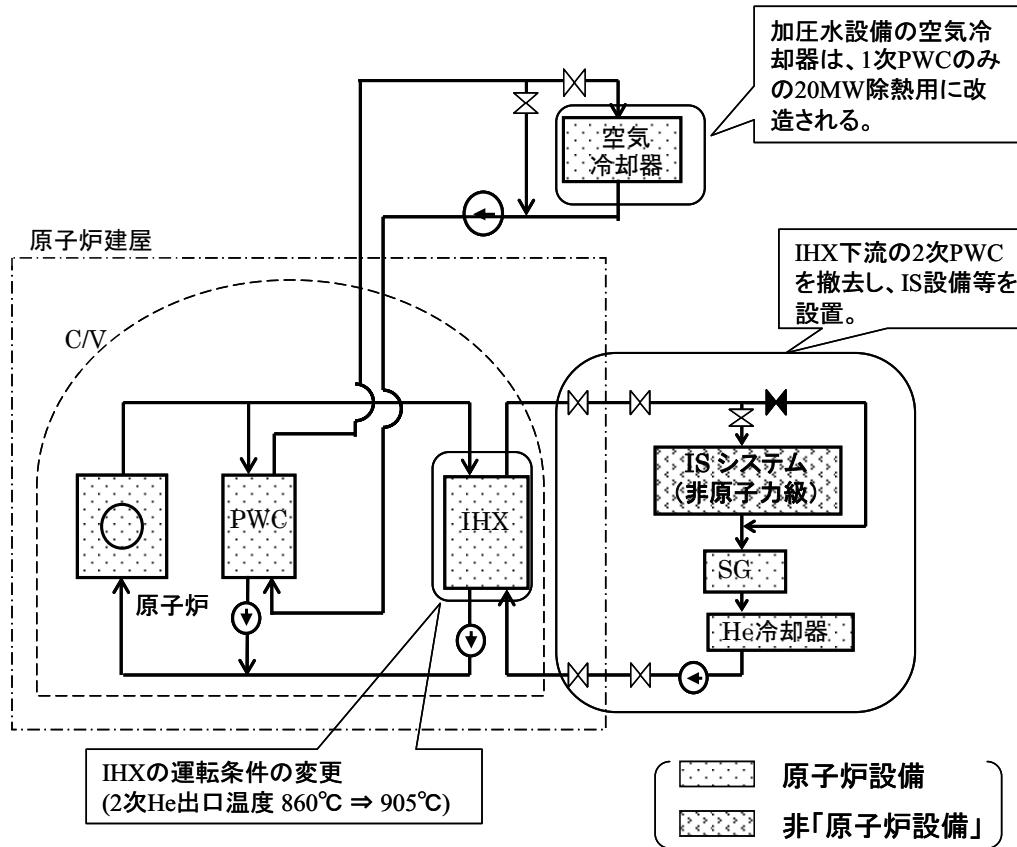


Fig. 4.1 Major change of the reconstruction of the HTTR-IS system

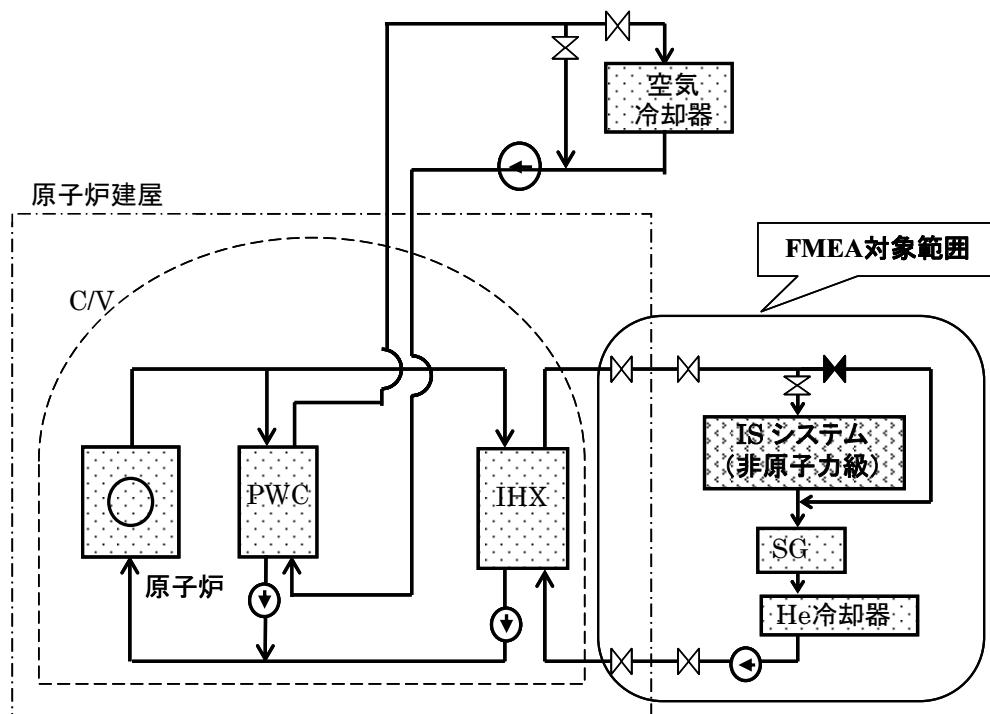


Fig. 4.2 Subjected area of the FMEA (HTTR-IS system)

5. 判断基準の検討

5.1 はじめに

ここまで議論してきたように、水素製造設備の異常事象に対する原子炉側の安全性を確認するための判断基準については、IS プロセスからの漏えい可燃性ガスによる「火災爆発事故」と「毒性ガス漏えい事故」の両者に対して検討する必要がある。ここで、前者については、「火災」による原子炉系への影響と「爆発」による原子炉系への影響を考慮する必要がある。さらに、「爆発」の二次的影響として、「ミサイル」の発生についても検討が必要である。しかし、「火災」については、原子炉建屋外部での火災は、爆発事故に包絡され評価不要と考えられる。また、原子炉建屋内部への可燃性ガスの侵入による内部の火災については、爆発事故に対する影響抑制対策により、可燃濃度(4%)以上の水素の原子炉建屋への到達が阻止されるので、想定不要とできる。したがって、「火災」に対する評価は不要である。一方、「ミサイル」については、その想定を排除することが難しいので今後の課題とし、今回の検討では対象外とする。以上より、本検討では、「爆発事故」と「毒性ガス漏えい事故」に対する事故時の判断基準の検討を行う。

5.2 爆発事故の判断基準

5.2.1 基本的考え方

爆発事故については、本来は原子炉建屋の内外での発生の可能性を考慮すべきであるが、現在の HTTR-IS システムおよび GTHTR300C の設計方針として、原子炉建屋内の爆発事故については、適切な設計対策を施すことにより発生そのものを防止することとしている^{13)、16)}。また、HTTR-IS システムの場合に、建屋外の爆発事故に対して防護すべき安全機能は下記としている¹³⁾。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリの保護
- ② 異常事故時における安全確保の基本機能(炉心の停止、冷却、FP 閉じ込め)の保護
- ③ 炉心について大量の FP が貯蔵されている使用済燃料貯蔵プールの保護

原則論からすると上記の機能を有するすべての設備が、想定される爆発事故時の荷重条件を考慮しても機能維持が可能なことを示せれば良いことになるが、前述のように、個々の設備の応答をすべて把握することは実際問題としては難しいことと、対象となる設備のほとんどは原子炉建屋もしくは使用済燃料貯蔵建屋の内部に設置されていることから、建屋の壁の損傷の有無に着目して、爆発事故の判断基準を定める。この場合、本来必要なことは建屋に内蔵される安全設備の機能確保であり、かつプラントの通常運転復帰は要求されない事故事象なので終局耐力に対する評価も許容されることを考慮し、原則として建屋外壁の鉄筋コンクリートの設計引張強度が確保されるように判断基準を設定するものとする。

5.2.2 インパルス概念の導入

これまでの原子力機構の検討においては、爆発時に対する建屋壁の健全性の判断基準として、コンクリートの設計基準強度に基づき静的な圧力荷重条件を採用してきた¹⁶⁾。しかし、実際のガス爆発時の過圧継続時間は、例えば 10ms から 100ms 程度の短時間であり、建屋壁の動的な応答を考慮すると、静的な限界圧力を超えても健全性が確保される可能性がある。実際、最近の化学

プラントの事故評価では、従来考慮していた静的な荷重条件に加えて、圧力の時間積分であるインパルス条件も組み合わせて構造物の健全性を評価する手法が広く使われていて¹⁷⁾、IAEA の外部事象に対する設計指針¹⁸⁾においても同様な手法の使用が推奨されている。そこで、ここではインパルス概念を導入した建屋壁健全性の判断基準の構築を試みる。また、あわせて入射爆風圧と建屋の間の相互作用や動圧の影響も考慮するものとする。

なお、参考文献 17)に示されている評価例は、もっぱら建物全体の応答とそれに基づく建物の崩壊の可能性を検討しているが、今回の判断基準の検討においては、建物全体を対象とはせずに、1 スパンの建屋壁面を対象として考えることとする。

5.2.3 静的荷重およびインパルスに対する制限条件の検討

(1) 基本的考え方¹⁷⁾

対象とする構造物が、Fig. 5.1 に示すような 1 自由度のバネモデルで弾塑性変形するものとした場合に、その破壊限界(最大塑性限界)は、Fig. 5.2 の P-I 線図(Pressure-Impulse diagram)で与えられる。すなわち、Fig. 5.2 の実線の左下側の領域が破壊しない領域であり、実線を超えて右上側の領域に入ると最大塑性限界を超えて破壊する。

ここで、Fig. 5.2 中の記号等の意味は下記の通りである。

P : 構造物に加わるピーク過圧 (Pa)

i^* : 構造物に加わるインパルス (Pa · s)

P_{st} : 構造物の静的限界強度 (Pa)

D_u : 構造物の延性 (= 最大塑性変形量／最大弾性変形量)

ω : 構造物の固有角振動数(= 2π / 固有周期 ; 1/s)

shock wave : 主に爆発による爆風波の圧力波形 (Fig. 5.3 の a)

pressure wave : 主に爆燃による爆風波の圧力波形 (Fig. 5.3 の b)

Fig. 5.2 の実線は、点線で示した 2 本の漸近線で近似することができ、縦の点線が構造物の静的限界強度に対応し、横の点線がインパルス限界強度に対応するものである。言いかえると、構造物の固有周期に比べて短期間で加えられた荷重に対しては、横線のインパルス条件を満足していれば構造物の破壊はないが、固有周期よりも長い期間に荷重が加えられる場合には、ピーク過圧が静的限界強度を超えると構造物が破壊することを示している。各破壊限界の漸近線の式は、下記の通りであり、その導出については付録 1 に示した。

$$P'_{max} \mid \frac{Du \cdot 1/2}{Du} \quad (\text{Shock wave}) \quad - \quad (1)$$

$$\mid 1 \quad (\text{Pressure wave})$$

$$i'_{max} \mid \sqrt{2 Du \cdot 10} \quad - \quad (2)$$

ここで、

$$P'_{max} \mid \frac{P}{P_{st}} \quad - \quad (3)$$

$$i'_{\max} + i^1 \sqrt{\frac{P}{P_{st}}} = (4)$$

である。

(2) 対象とする 1 スパンの壁の条件

これ以降の検討で対象とする 1 スパンの壁の条件は、GTHTR300 の建屋の設計データに基づき、下記とする。これは、ほぼ原子力プラントにおいて標準的とされている値である¹⁶⁾。

- ・ 建屋壁の短スパン a : 13 m
- ・ 壁厚 h : 0.5m

(3) 建屋壁の静的強度

建屋壁を Fig. 5.4 に示した四辺固定の平板モデルとし、壁面全体に爆風による圧力 P が加わった場合の最大曲げ応力 σ_b は固定辺の中央部で発生し、次の式で与えられる¹⁹⁾。

$$\omega_b + 0.5 \frac{a^2}{h^3} P = (5)$$

一方、原子炉建屋コンクリートの設計基準強度²は、文献 20)より、20.6 MPa であり、これから建屋の自重を差し引いて、許容圧縮応力を求める。建屋の高さ H は、GTHTR300 の原子炉建屋の高さ 34m を丸めて 40m、コンクリートの密度 ρ を、2,500 kg/m³ とする²¹⁾と、自重による応力 σ_s は、

$$\sigma_s = \rho g H = 2,500 \times 9.8 \times 40 = 9.8 \times 10^5 \text{ Pa} = 0.98 \text{ MPa}$$

となる。コンクリートの短期間の許容応力は、設計基準強度 20.6 MPa に 2/3 の係数を乗じて、13.7 MPa となり、これから自重による応力に約 2 倍の余裕を見た 2 MPa を差し引くことにより、許容圧縮応力として、 $13.7 - 2 = 11.7 \text{ MPa}$ を得る。

前項に基づき、 $a = 13\text{m}$ 、 $h = 0.5\text{m}$ とし、(5)式の σ_b が上の許容圧縮応力と等しくなるような P を求めると、

$$P = \frac{11.7}{0.5 \Delta (13/0.5)^2} = 3.47 \Delta 10^{-2} \text{ MPa} = 34.7 \text{ kPa}$$

となる。この数値に余裕を見て、静的な許容爆風圧 P を、30 kPa とする。

なお、引張り側の強度については、壁の断面あたりの鉄筋比率を 5%、鉄筋の材料を SS400 とすれば材料の引張強度が 400MPa なので、壁全体の引っ張り側の許容値は 20MPa となり、圧縮側の許容値に包絡される。

(4) 建屋壁の固有振動数と固有周期

前項と同様に対象とする建屋壁を四辺固定の正方形板モデルと考えた場合、1 次モードの固有角振動数 ω は、下記の式で表される²²⁾。

² ここでは、暫定的に文献 20)に示された設計基準強度を採用するが、5.2.1 節に示した、設計引張強度まで許容するという基本方針からすると保守的な設定となっている可能性があり、今後さらに調査が必要であろう。

$$\omega | \frac{\bullet}{a^2 \sqrt{\frac{\rho h}{D}}} - (6)$$

$$D | \frac{Eh^3}{12(1-\nu^2)0} - (7)$$

ここで、

ρ : 壁の密度 (kg/m^3)

D : 板の曲げ剛性($\text{N} \cdot \text{m}$)

E : 壁の縦弾性係数(Pa)

ν : 壁のポアソン比(−)

• : 振動モードに応じた固有の定数で、文献 22)の表 4.12 により、本モデルの 1 次モードの場合には、•=35.98。

壁のコンクリートの物性データは、下記を用いる²¹⁾。

$$\rho = 2,500 \text{ kg}/\text{m}^3$$

$$E = 2.90 \times 10^{10} \text{ Pa}$$

$$\nu = 1/6$$

したがって、固有角振動数 ω と固有周期 T は下記となる、

$$\omega = 106.2 \text{ s}^{-1}$$

$$T = 2\pi/\omega = 59.2 \text{ ms}$$

(5) 建屋壁の延性

鉄筋コンクリートの延性データが示された文献は少ないが、文献 18)の Annex II に、30~35m/s に風圧に耐える構造の場合の普通の鉄筋コンクリート壁(Conventional reinforced concrete shear walls slabs)の延性として、平均値 10.0、99%信頼値 5.0 との記載がある。ここでは、原子炉建屋用の鉄筋コンクリートであれば通常の鉄筋コンクリート並の延性が確保できると考え、 $D_u = 10.0$ を採用するものとする。ただし、本件についてはさらに調査を継続する必要がある。

(6) P-I 線図による制限値

ここまで検討結果に基づき、原子炉建屋壁に加わる静荷重条件とインパルス条件に対する制限値をまとめた。

① 静荷重の制限値

爆風圧の波形としては、より保守的な shock wave の場合を適用すると、静荷重の制限値 P_{max} は(1)式、(3)式より、下記式で与えられる。

$$P_{\max} \mid \frac{Du - 1/2}{Du} \hat{P}_{st} = (8)$$

これに、 $Du = 10.0$ 、 $P_{st} = 30\text{kPa}$ を代入して、

$$P_{\max} = 28.5 \text{ kPa}$$

を得る。

② インパルスの制限値

インパルスの制限値 i_{\max} は、(2)式、(4)式より、下記式で与えられる。

$$i_{\max} \mid \frac{P_{st}}{\sigma} \sqrt{2 Du \cdot 10} = (9)$$

これに、 $Du = 10.0$ 、 $P_{st} = 30\text{kPa}$ 、 $\omega = 106.2 \text{ s}^{-1}$ を代入して、

$$i_{\max} = 1.23 \text{ kPa} \cdot \text{s}$$

を得る。

5.2.4 原子炉建屋に対する荷重条件の検討

(1) 基本的考え方

爆風波を受けた場合に実際の構造物に加わる荷重条件は、一般的には、反射圧や爆風による動圧等を考慮して決める必要がある。また、建屋全体の応答と崩壊の可能性等を検討する場合には、爆風波を垂直に受ける前面だけでなく、爆風波の回折の影響を受ける建屋後面での圧力挙動等も評価し、前面側の圧力履歴から後面側の圧力履歴を差し引く形で建屋全体の圧力による荷重条件を定める必要がある。しかし、今回の検討では、評価対象は建屋前面の壁面 1 スパン分に限定するので、荷重条件としては、前面側の圧力履歴だけを考慮することとする。(これは、後面の圧力履歴を差し引く場合よりも保守的となる。)

(2) 建屋前面の圧力履歴

爆風波が建屋の前面に垂直に入射するものと考えた場合、この面における圧力条件としては、入射波の過圧条件に対して、爆風による動圧と壁面自体による反射波を加える必要がある。ここで反射波の継続時間は、寸法が有限な実際の建屋の場合には、建屋の端で発生した疎密波により反射波が打ち消される時間で決まるが、建屋壁の寸法が十分に大きく建屋の端からの疎密波の影響が無視できる場合には、建屋前面の受ける荷重は反射圧だけで定まり、その継続時間は入射爆風圧の正圧継続時間 t_p と同じになる。

今回の検討では、できるだけ建屋の寸法に依存せずに保守的な判断基準を定める観点から、建屋壁の寸法が十分に大きく、反射波の継続時間は入射爆風圧の正圧継続時間と同じとして、反射圧の条件を定めるものとする。

shock wave の爆風波が建屋壁に垂直に入射した場合の、反射波によるピーク過圧 P_r と入射波のピーク過圧 P_s との関係は、下記の式で与えられる¹⁷⁾。

$$P_r \mid 2 \hat{P}_s 2 \frac{/\nu 2 10 \hat{P}_s^2}{/\nu - 10 \hat{P}_s 2 2 \sqrt{\nu} \hat{P}_0} = (10)$$

ここで、

P_0 : 大気圧(Pa)

γ : 空気の比熱比(= 1.4)

また、反射によるインパルス i_r は、反射圧の継続時間を入射波の正圧継続時間 t_p と同じとし、時間経過に対して直線的に低下すると考えるので、下記で与えられる¹⁷⁾。

$$i_r = \frac{1}{2} \bar{P}_r t_p \quad \text{--- (11)}$$

5.2.5 判断基準の設定

ここまで検討結果より、以下のように建屋の健全性を判断する基準を設定する。

判断基準：「下記の二つの判断項目のうち、少なくとも一つが満足されていること。」

1. 反射波によるピーク過圧 P_r が 5.2.3(6)項で定めた静荷重制限値 28.5kPa を上回らないこと。
2. 反射波によるインパルス i_r が、5.2.3(6)項で定めたインパルスの制限値 1.23 kPa · s を上回らないこと。

ここで、反射波によるピーク過圧 P_r とインパルス i_r は、以下の手順で求める。

- ① マルチエネルギー法 (5.4.1 項参照) もしくは他の適切な手法²³⁾により、爆発時に発生する入射爆風波の原子炉建屋位置でのピーク過圧 P_s と正圧継続時間 t_p を求める。
- ② 上で得られた P_s 、 t_p から、式(10)、式(11)により反射波のピーク過圧 P_r と反射波によるインパルス i_r を求める。

なお、実際の設計においては、その説明の容易さや計算の簡便さも考慮して、5.2.3(3)に示した静的強度のみを判断基準として用いることも考えられる。その場合には、今回のインパルス概念に基づく判断基準は、バックアップとして位置付けることになる。

5.3 毒性ガス漏えい事故の判断基準

本事象は、IS設備における配管破損事故などにより毒性のプロセス流体が漏洩し、原子炉の運転員の操作能力や健康への影響を与える恐れのある事故として考えられる。2.3 節でも述べたように、作業安全や労働衛生は別にして、原子力安全の観点からは、原子炉の運転員に対して直接的な安全機能は要求されていないが、安全設備の作動状態の監視等の間接的な機能の維持は必要と考えられる。したがって、事故時の中央制御室の居住性の確保が安全上の要件となり、その妥当性を確認するための毒性ガス濃度に関する判断基準を定める必要がある。

ここでは、国内外の基準類を参考にして、濃度制限値を定める方向で検討を行う。この場合に考慮すべき条件は以下の通りである。

- ① 対象は、原子炉の運転員すなわち作業従事者である。
- ② 事象は大規模漏えい事故であり、平常時作業に対する濃度制限で見られるような、連日繰り返して毒性ガスに曝されること(反復暴露)を考慮する必要はない。
- ③ 許容される重篤度は、原子炉の運転操作能力の維持が必要であることから、作業能力の低下をもたらさず、かつ重大な機能障害を引き起こさないこと。
- ④ 曝露時間すなわち事故の収束時間については、今後の安全解析の実施により確定する必要があるが、数 10 分から数時間程度と想定される。

上記①と②より、作業従事者を対象とした緊急時の暴露制限値を適用すれば良い。日本国内には対応した基準類はないが、例えば米国には該当する基準類がいくつかあり、列挙すると以下の通りである。

(i) IDLH (immediately dangerous to life and health) ガイドライン²⁴⁾

30 分以内の暴露であれば、死亡もしくは不可逆的な障害を受けないで済み、その場からの脱出等の行動が可能なレベルとして、米国 国立労働安全衛生研究所(NIOSH, National Institute of Occupational Safety and Health)が定めているガイドラインであり、NRC の中央制御室居住性の評価指針である Regulatory Guide 1.78²⁵⁾において、判断基準に採用されているものである。

(ii) ERPG (Emergency Response and Planning Guideline) ガイドライン²⁶⁾

米国産業衛生協会(AIHA, American Industrial Hygiene Association)が定めたガイドラインである。60 分の暴露時間に対し、被毒時の重篤度に応じて 3 種類のレベルが設定されているが、このうち ERPG-2 が、60 分間暴露しても恒久的な健康被害や保護具着用などの行動能力の低下を引き起こさない空気中濃度とされている。

(iii) AEGL (Acute Exposure Guideline) ガイドライン²⁷⁾

米国 環境保護庁(EPA, Environmental Protection Agency)が定めたガイドラインであり、10 分～8 時間の暴露時間に応じて 3 段階のレベルが定められているが、そのうちの 2 段階目のレベルに相当する AEGL-2 が、不可逆的な障害を受けないで済み、その場からの脱出等の行動が可能なレベルとなっている。

Table 5.1 に、これらの基準値の比較を示す。毒性ガスの許容濃度の判断基準については、今後、毒性ガスの拡散漏えいや制御室換気系による濃度低減効果などに関する安全解析を進めることにより、必要な曝露時間等を確定した上で、ここで述べた基準類等の中から設定していくものとする。

5.4 判断基準の適用例(試計算)

ここでは、5.2 節で定めた爆発事故の判断基準の適用例として、Multi-Energy 法を用いて水素の爆発を対象に実施した試計算結果をまとめます。

5.4.1 Multi-Energy 法について²³⁾

Multi-Energy 法とは、可燃性ガスと空気の混合ガスが半球状の蒸気雲を形成していると仮定し、その蒸気雲の燃焼によるガスの膨張をガス力学に基づいて事前解析した結果(Fig.5.5 に示すチャート)を用いて、爆風圧と正圧継続時間を評価する方法である。

具体的には、爆発の対象となる蒸気雲の量に燃焼熱を乗じて求めた燃焼エネルギーから、次式によりスケール化距離 r' を、まず計算する。

$$r' \mid \frac{r}{E/P_0^{1/3}} \quad \text{--- (12)}$$

ここで、

- r' : スケール化距離
- r : 蒸気雲中心からの距離(m)
- E : 燃焼エネルギー (J)
- P_0 : 大気圧 (Pa)

である。次に、Fig.5.5 (a)と(b)より、対象とする爆発の条件に応じたレベルに対応したスケール化圧力 P_s とスケール化正圧時間 t_p' を求め、それぞれ下式により、ピーク過圧 P_s と正圧時間 t_p を求める、という手順になる。

$$P_s \mid P_s' P_0 \quad \text{--- (13)}$$

$$t_p \mid \frac{t_p' \Delta E / P_0^{1/3}}{v_s} \quad \text{--- (14)}$$

ここで、

- v_s : 空気中の音速 (m/s)

である。

また、爆発の条件に応じたレベルとは、蒸気雲の閉鎖性の度合いにより爆風圧の強さを分類しているもので、レベル 10 は爆ごうによる爆風圧、レベル 9 以下が爆燃による爆風圧に対応する。また、レベル 7 は障害物のある空間で過去に発生した蒸気雲爆発の平均的な値、レベル 3 は弱い大気の乱れがある状態で爆発、レベル 1 は障害物のない平坦な場所での爆発である。そして、蒸気雲を適宜分割し、各部分毎に爆風圧を評価した上で、それらの爆風圧を合算することにより任意の距離における爆風圧を求めるというものである。

Fig.5.5 の(a)と(b)を用いると、任意のスケール化距離に対して、次式で定義されるスケール化インパルスを各レベル毎に求めることができる。

$$i' \mid \frac{2 v_s}{E^{1/3} P_0^{2/3}} \Delta i \quad \text{--- (15)}$$

ここで、

$$\begin{aligned} i' &: \text{スケール化インパルス} \\ i &: \text{インパルス(Pa} \cdot \text{s)} \end{aligned}$$

である。

スケール化インパルスの計算結果を、Fig.5.6 に示す。同図によると、スケール化距離が 0.2 から 5.0 の範囲で、レベル 6~10 のスケール化インパクトを示す曲線がほとんど重なっている。これは、爆風圧についてはレベル 10 よりも低いレベルでは小さくなる傾向なのに対して、正圧時間は、むしろレベル 10 よりも低いレベルの方が長くなる傾向のために、インパルスとしては低いレベルの方が厳しい場合もあることを示しているものであり、実際の評価レベル選定の際には注意が必要である。

5.4.2 試計算結果

水素の爆発量、爆発地点と原子炉建屋間の距離をパラメータとし³、さらに、爆発のレベルについても、レベル間の大小確認のためにレベル 5~10 の範囲でパラメータとし、試計算を行った。計算に用いたその他の条件は、下記の通りである。

- ① 水素の燃焼熱(高位) $1.473 \times 10^8 \text{ J/kg}$
- ② 大気圧 100 kPa
- ③ 空気中の音速 343.7 m/s
- ④ 空気の比熱比 1.4

水素の爆発量を 100kg 、爆発距離をパラメータとした場合の、式(10)による反射波のピーク過圧 Pr の計算結果を Fig.5.7 の(a)に、式(11)によるインパルスの計算結果を Fig.5.7 の(b)に示す。Fig. 5.7 (a)より、静荷重だけの制限の場合には、 100 kg の水素爆発量に対して成立する距離は、レベル 7~10 の場合、約 120m となるが、インパルス制限まで考慮した場合には、 $70 \sim 90\text{m}$ となる。

Fig.5.8 には、爆発地点と建屋間の距離は 100m 固定として、水素の爆発量を変えた場合の結果を示す。この場合も、静荷重だけの制限の場合には、 100 m の爆発距離に対して成立する爆発量は、レベル 7~10 の場合、約 70kg となるが、インパルス制限まで考慮した場合には、 $120 \sim 150\text{kg}$ となる。

³ 実際の事故解析においては、水素製造設備内の漏えい発生箇所からの移流拡散について、漏えい条件(漏えい量、漏えい口径、高さ、吹き出し方向等)や気象条件(風向、風速、大気安定度等)を保守的に考慮して評価した上で、爆発地点と建屋間の距離や爆発量を決める必要があるが、ここでは単純にパラメータとして扱う。

Table 5.1 Allowable limit guidelines of the toxic gases concentration in air
 (単位 : mg/m³)

毒性ガス	IDLH ²⁴⁾	ERPG-2 ²⁶⁾	AEGL-2 ²⁷⁾
二酸化硫黄	262	7.9	2.0
三酸化硫黄/硫酸	15	10	8.7
ヨウ化水素	-	-	11
ヨウ素	20	5.2	-

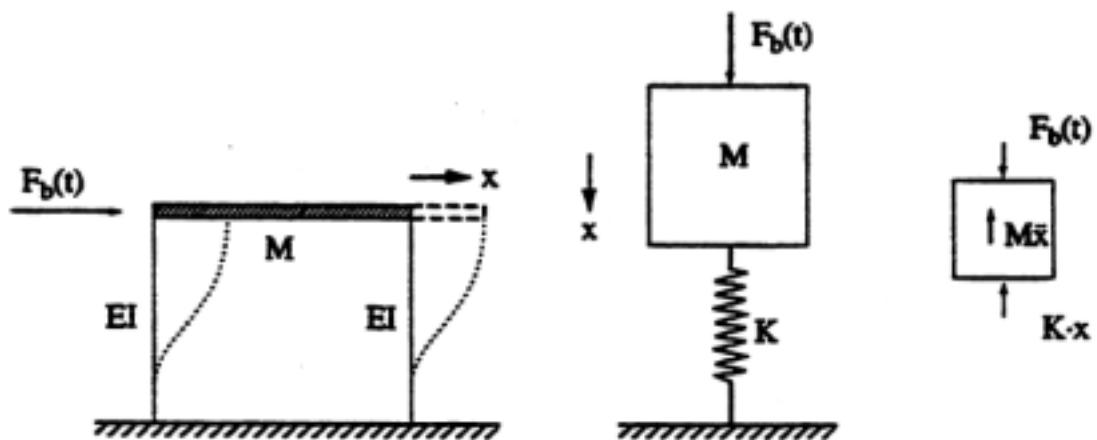


Fig.5.1 Spring model with single-degree-of-freedom

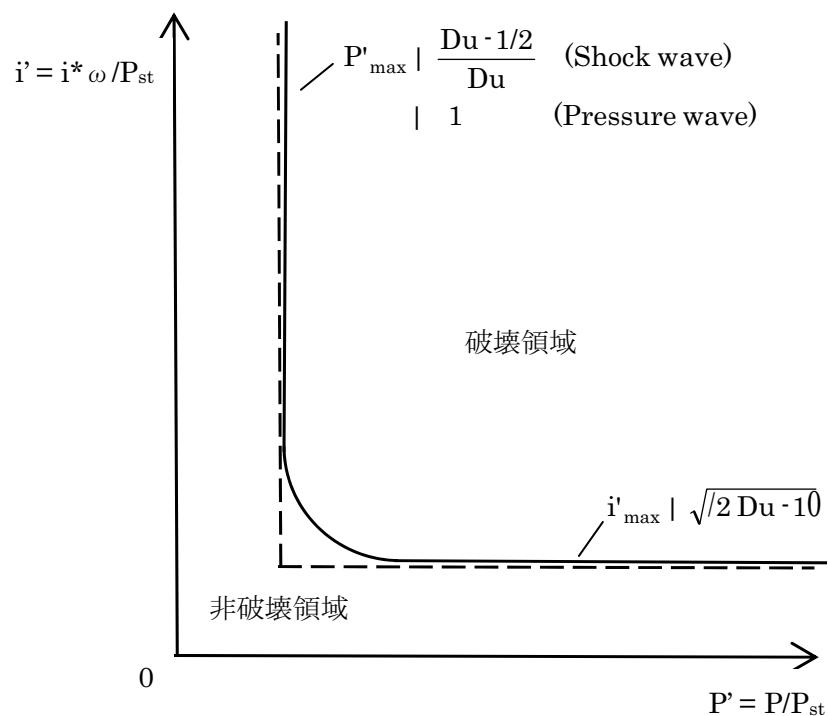


Fig. 5.2 Pressure-Impulse diagram

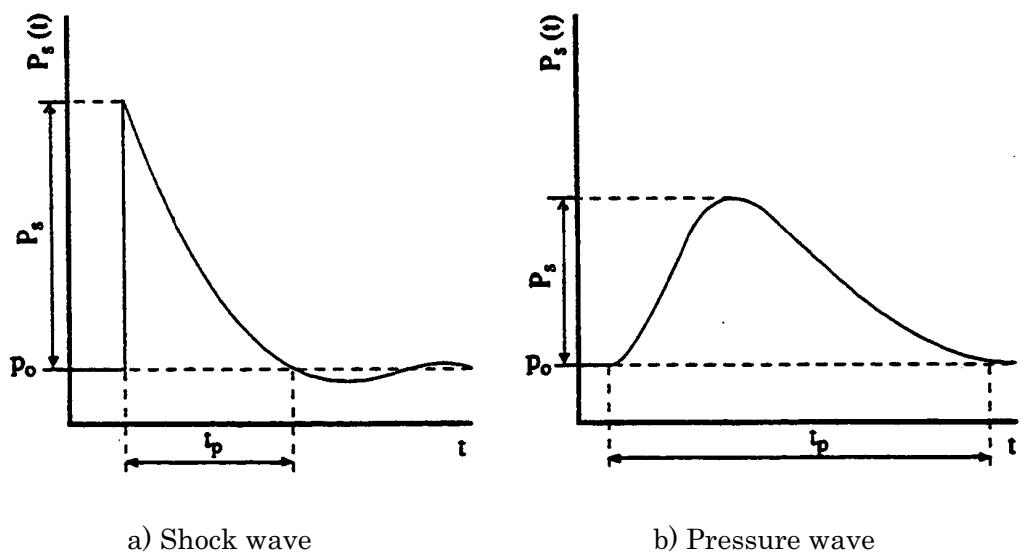


Fig. 5.3 Classification of blast wave shape

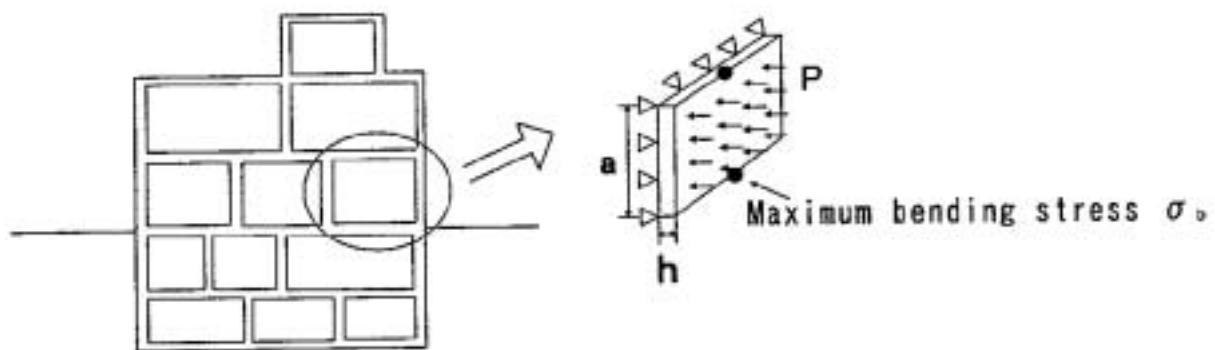
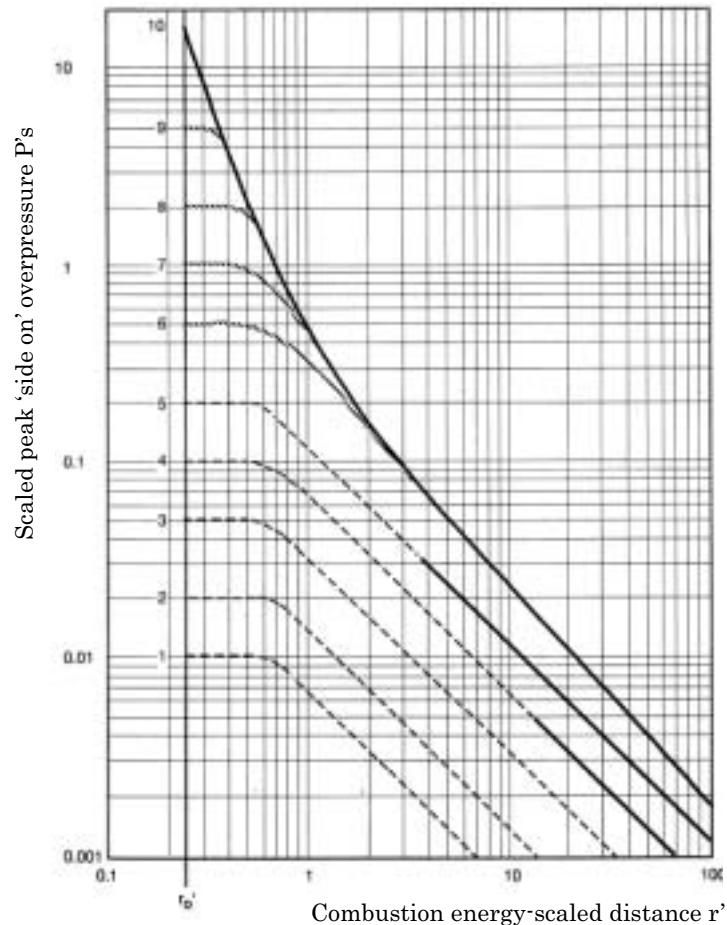
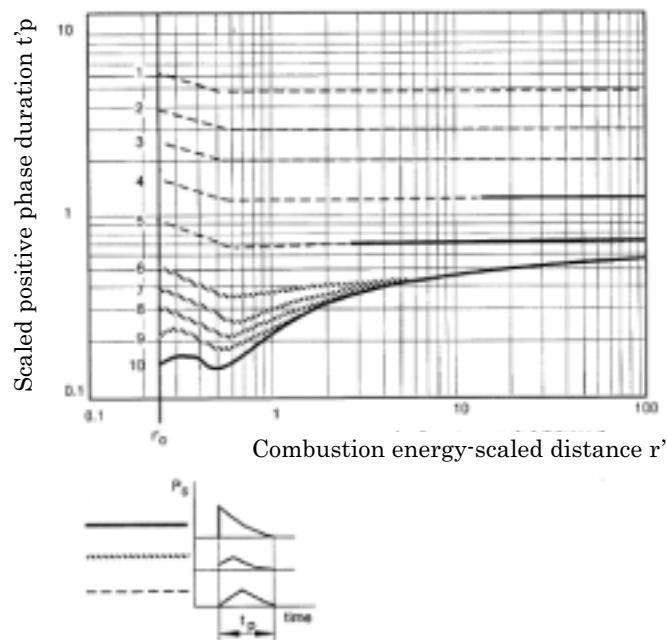


Fig. 5.4 Four edges fixed slab model for the building wall



(a) Peak side-on pressure



(b) Positive phase duration and blast-wave-shape

Fig.5.5 Multi-Energy method blast chart²³⁾

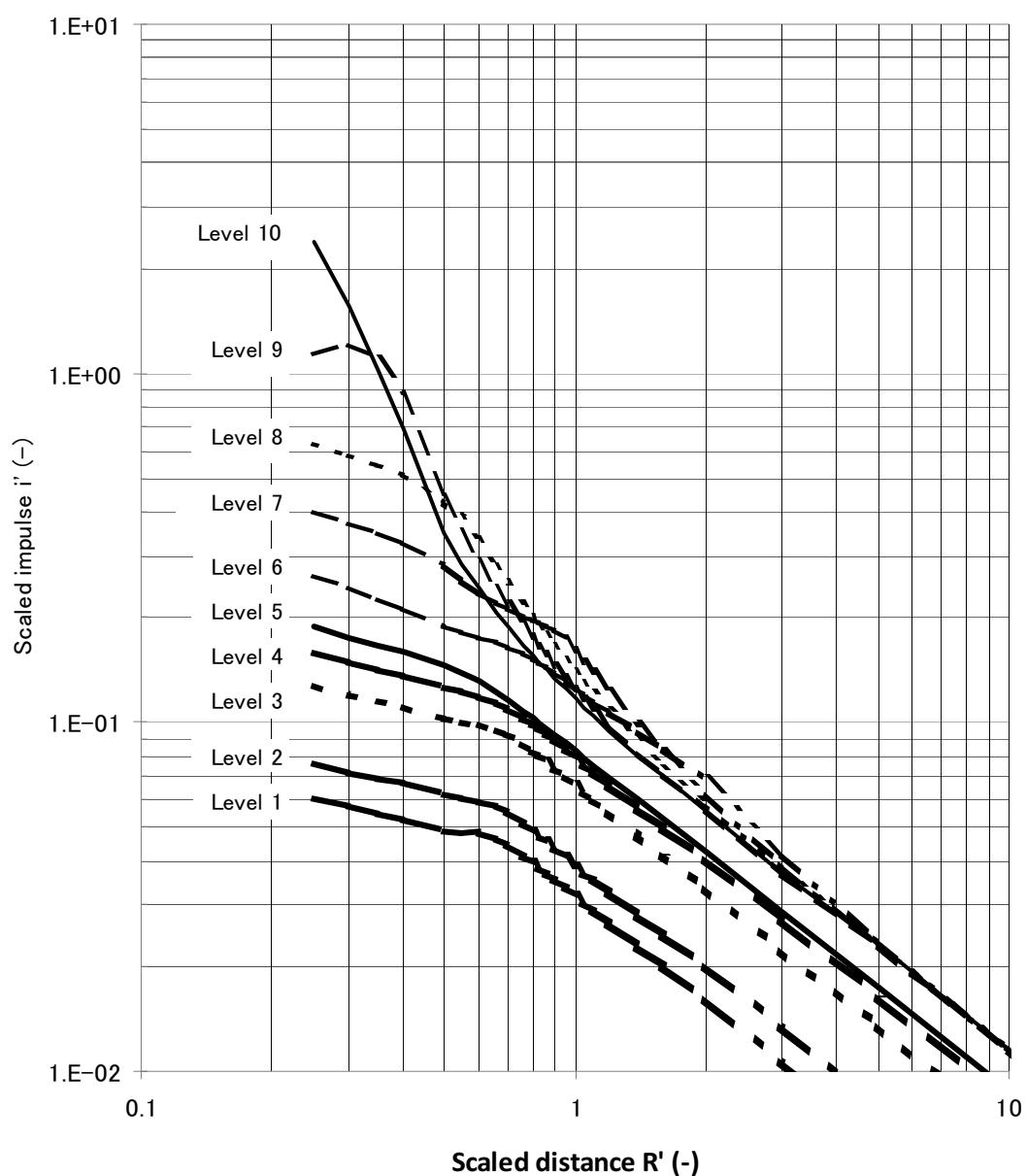
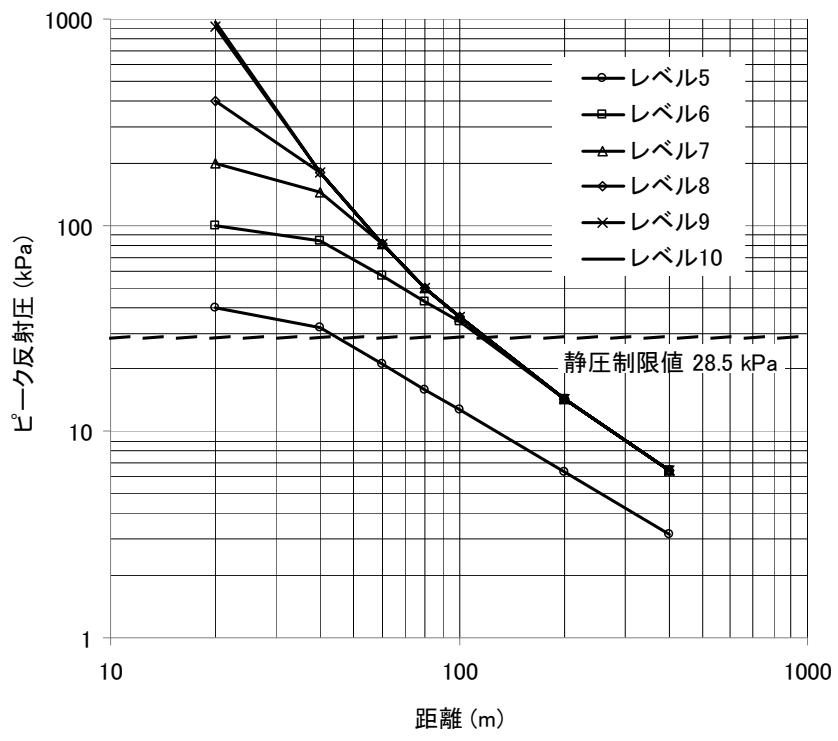
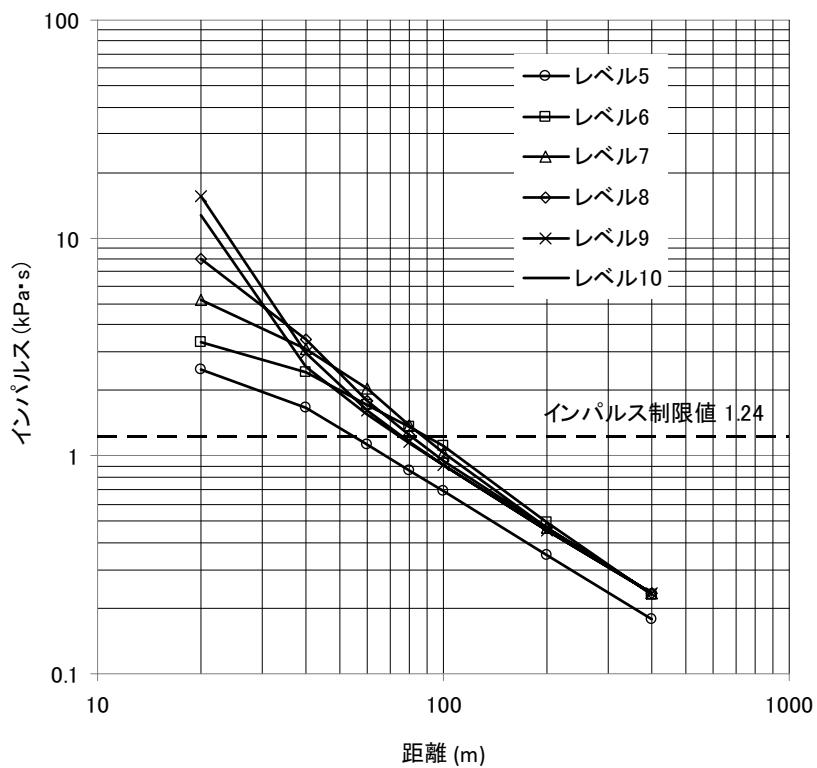


Fig. 5.6 Scaled impulse calculated by the Multi-energy method

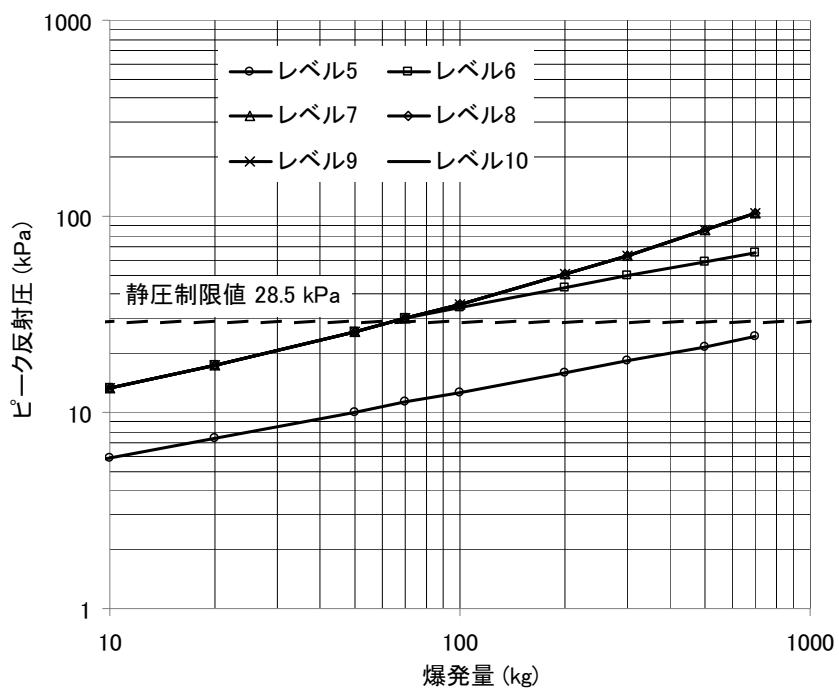


(a) Peak reflective pressure vs, distance

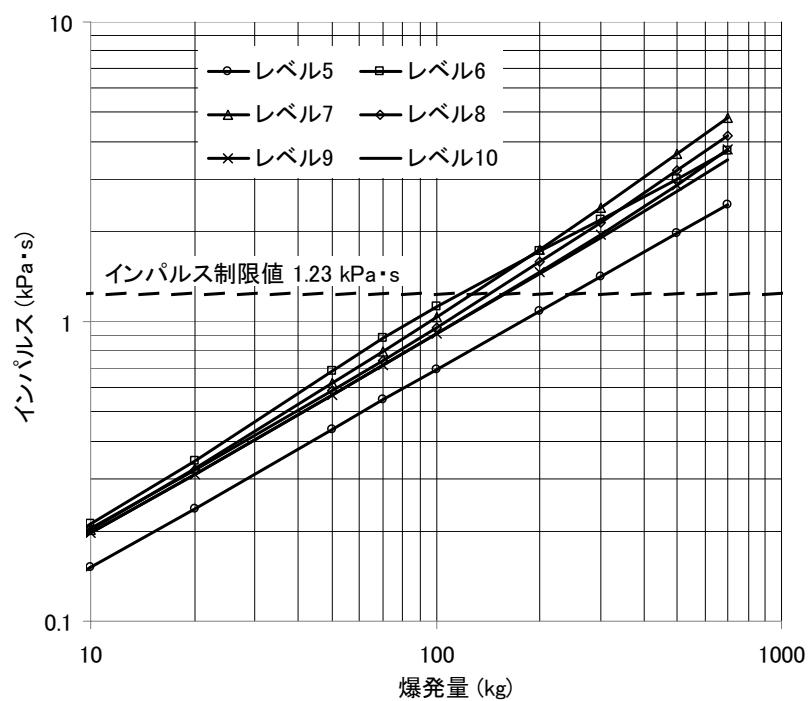


(b) Impulse vs. distance

Fig. 5.7 Survey results for the explosion mass 100 kg of hydrogen



(a) Peak reflective pressure vs. explosion amount



(b) Peak reflective pressure vs. explosion amount

Fig.5.8 Survey results for the explosion distnace of 100 m

6. まとめ

HTTR-IS システムや GTHTR300C に代表される高温ガス炉水素製造システムは、原子炉に化学プラントを結合するというこれまでに前例のないものであるため、その安全設計上のロジックや安全規制の枠組みについて、新たに構築を図っていく必要がある。本報では、原子力機構が進めてきた検討のうち、安全評価に係わる基本方針の検討について主としてまとめた。具体的には、高温ガス炉水素製造設備の安全設計上の基本方針にまず触れた上で、安全評価において考慮すべき現象や事故解析の対象とすべき評価事象について整理を行った。さらに、それらの成果を踏まえて、爆発事故と毒性ガス漏えい事故に対して、新たな判断基準設定の必要なことを明らかにし、具体的な判断基準を定める際の考え方を明確にした。特に、爆発事故については、建屋の健全性を判断する基準として、従来から用いられてきた爆風圧による静荷重条件による基準に加えて、インパルス概念の導入を行うことにより静荷重とインパルスの両者に対する判断基準を定め、試計算の実施により、その適用性を確認することができた。また、水素製造設備の非「原子炉施設」化のためには、水素製造設備の異常事故は外部事象として扱う必要が生じるが、その際の評価に用いる水素製造設備の設備条件の設定に関する考え方も示している。

今後は、さらに安全評価方針の詳細化・具体化を図るとともに、水素製造設備の設計の進捗に合わせて安全解析も進めしていく必要がある。

参考文献

- 1) S. Shiozawa, S. Fujikawa, T. Iyoku et al., "Overview of HTTR design features", Nuclear Engineering and Design, 233, pp.11-21 (2004).
- 2) H. Fujikawa, H. Hayashi, T. Nakazawa et al., "Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°Cin HTTR", J. Nucl. Sci. Technol., 41(12), p.1245(2004).
- 3) 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", Int. J. Hydrogen Energy, 32 (2007) pp.4160 -4169.
- 4) 國富一彦, 片西昌司, 高田昌二, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の設計研究,”日本原子力学会和文論文誌, 1, 4, pp. 352-360 (2002).
- 5) 武井正信, 小杉山真一, 毛利智聰, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の経済性評価,”日本原子力学会和文論文誌, 5, 2, pp. 109-117 (2006).
- 6) K. Kunitomi, et.al., "JAEA's VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C", Nuclear Engineering and Technology, Vol.39, No.1, (2007).
- 7) X. Yan, K. Kunitomi, R. Hino et al., "GTHTR300 Design Variants for Production of Electricity, Hydrogen or Both", Proc. of Third Information Exchange Meeting on Nuclear Production of Hydrogen, Oarai, Japan, Oct. 5-7 2005, pp.121-140, OECD/NEA (2006).
- 8) 坂場 成昭 他、“HTTR-IS 水素製造システムの概念設計”, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Research 2007-058 (2007).
- 9) 片西、國富、“高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の安全設計方針”, 日本原子力学会和文論文誌, 2, 1, pp. 55-67 (2003).
- 10) 西原哲夫、大橋一孝、国富一彦、“電力水素併産型高温ガス炉システム(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).
- 11) H.Sato, S. Kubo, N. Sakaba et al., "Conceptual design of the HTTR-IS hydrogen production system -Dynamic simulation code development for the advanced process heat exchangers in the HTTR-IS system," Proceedings of International Conference on Advanced Fuel Cycles and Systems GLOBAL2007, pp.812-819, 9-13 September 2007, Boise, ID, USA (2007).
- 12) H. Ohashi, N. Sakaba, T. Nishihara et al, "Numerical Study on Tritium Behavior by Using Isotope Exchange Reactions in Thermochemical Water-Splitting Iodine–Sulfur Process", J. Nucl. Sci. Technol., 44(11), p.1407(2007).
- 13) 大橋一孝、西原哲夫、国富一彦、“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, 5, 5, pp. 46-57(2007).
- 14) 岡本太志 他、私信 (1990).
- 15) “発電用軽水型原子炉施設の性能目標について –安全目標案に対応する性能目標について–”, 原子力安全委員会 安全目標専門部会, 2006 年 3 月.
- 16) 西原哲夫、羽田一彦、塩沢周作、“高温ガス炉-水素製造システムの安全設計の考え方の提案”, 日

- 本原子力研究所, JAERI-Research 97-022 (1997).
- 17) CPR-16E, "Methods for the determination of possible damage to People and objects resulting from releases of hazardous materials", Ministry of Social Affairs and Employment, The Netherlands, 1992.
 - 18) IAEA, "External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants", Safety Standards Series No. NS-G-1.5, IAEA, Vienna (2003).
 - 19) “機械工学便覧”、日本機械学会、A4-60、1987.
 - 20) “JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事”、日本建築学会、47(1994).
 - 21) “鉄骨鉄筋コンクリート構造 計算基準・同解説”、日本建築学会、1987.
 - 22) 谷口修、“振動工学ハンドブック”、養賢堂、1981.
 - 23) CPR-14E, "Methods for the calculation of physical effects", Ministry of Social Affairs and Employment, The Netherlands, 1997.
 - 24) National Institute for Occupational Safety and Health, "NIOSH Pocket Guide to Chemical Hazards", No.2005-149, (2005).
 - 25) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room during a Postulated Hazardous Chemical Release", Regulatory guide 1.78 Revision 1, (2001)
 - 26) American Industrial Hygiene Association, "Current AIHA ERPGs (2007)", (2007)
 - 27) U.S. Environmental Protection Agency, "Acute Exposure Guideline Levels (AEGLs)", (2007)

付録 1 弹塑性バネモデル(1自由度)における応答と破壊限界

四辺を固定された1スパンの建屋の壁面に垂直に爆風圧の荷重が加わることを想定し、1自由度のバネモデルを用いて、壁面の応答と破壊限界を求める。

荷重が加わった際の壁面の変位を、1自由度のバネモデル(本文の Fig. 5.1 参照)でモデル化する。このモデルにおける力の釣り合いの関係は、次式のように表される。

$$M \ddot{x} + 2Kx + F_b = 0 \quad (A-1)$$

ここで、

M :	質量 (kg)
x :	変位 (m)
\ddot{x} :	加速度 (m/s^2)
K :	バネ定数 (N/m)
F _b :	外力 (N)

この体系の固有角振動数 ω (1/s)、固有周期 T (s)は、次式で与えられる。

$$\omega = \sqrt{\frac{K}{M}} \quad (A-2)$$

$$T = \frac{2\pi}{\omega} \quad (A-3)$$

今、爆風圧による荷重条件の極端な場合として、2ケースを考える。最初のケースは、爆風による正圧継続時間 t_p (s)が、固有振動周期 T よりも十分に長い場合；

$$t_p \gg T \quad (A-4)$$

二つ目のケースは、 t_p が T よりも十分に短い場合である。

$$t_p \ll T \quad (A-5)$$

爆風圧の波形が、shock wave の場合、(A-4)式の条件での荷重は、Fig. 1 のようなステップ荷重となる。これに対し、爆風圧の波形が pressure wave で(A-4)式の条件の場合、荷重の変化がきわめて緩慢になるため、静的な荷重条件と等価となる。一方、(A-5)式の条件の場合には、shock wave、pressure wave とともに、Fig. 2 に示したインパルス荷重となる。

ここで、壁面が、Fig. 3 に示したような弾塑性変形をするものと仮定する。同図中の x_{el} が弾性限界に相当する変位、 F_v が弾性限界に相当する内力で、 x_m が破壊限界に相当する最大変位である。

(A-4)式の条件の shock wave (Fig. 1 のステップ荷重)の場合、破壊限界に達するまでに外力が行う仕事を A_u とすると、

$$A_u = F_b x_m \quad (A-6)$$

と表される。これに対応した内部の仕事 A_i は、

$$A_i \mid F_v \left| \frac{\frac{F_b}{F_v} - \frac{x_{el}}{2}}{\frac{D_u - 1/2}{D_u}} \right| \quad (A-7)$$

であり、 A_u と A_i は等しいので、(A-6)式と(A-7)式から、

$$\frac{F_b}{F_v} \mid \frac{\frac{F_b}{F_v} - \frac{x_{el}}{2}}{\frac{D_u - 1/2}{D_u}} \mid \quad (A-8)$$

となる。ここで、

$$Du : \text{壁面の延性}(-)$$

である。

これに対し、(A-4)式の条件の pressure wave の場合には、外力 F_b が静的にかかるので、

$$\frac{F_b}{F_v} \mid 1 \quad (A-9)$$

である。

また、(A-5)式の条件の shock wave もしくは pressure wave の場合(Fig. 2 に示したインパルス荷重)、インパルスすなわち外力の時間積分を $S (N \cdot s)$ とすると、外力による仕事 A_i は、

$$A_i \mid \frac{S^2}{2 M} \quad (A-10)$$

であり、これが、(A-6)式の A_i と等しいので、

$$S \mid \sqrt{M \left| F_v \right| 2x_m - x_{el}} \quad (A-11)$$

となる。一方で、 F_v は次式で表される。

$$F_v \mid K \left| x_{el} \right| \quad (A-12)$$

この式と(A-2)式を(A-11)式に代入して、

$$S \mid \frac{F_v}{\sigma} \sqrt{\left| \frac{x_m}{x_{el}} - 1 \right|} \mid \frac{F_v}{\sigma} \sqrt{2 D_u - 1} \quad (A-13)$$

を得る。ここで、

$$D_u \mid \frac{x_m}{x_{el}} \quad (A-14)$$

である。

(A-8)式、(A-9)式において、

$$F_b \rightarrow P$$

$$F_v \rightarrow P_{st}$$

と置き換えることにより、

$$P'_{max} \mid \frac{P}{P_{st}} \mid \frac{Du - 1/2}{Du} \quad (\text{Shock wave})$$

$$\mid 1 \quad (\text{Pressure wave}) \quad (A-15)$$

と、本文の(1)式を得る。同様に(A-13)式からは、

$$S \rightarrow i^*$$

と置き換えることにより、

$$i'_{\max} \mid i^1 \frac{f\varpi}{P_{st}} \mid \sqrt{2 Du - 10}$$

と、本文の(2)式を得る。

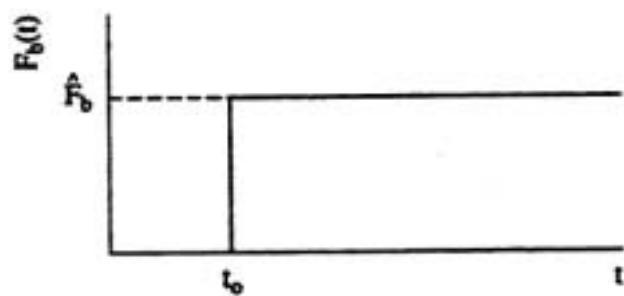


Fig.1 "Step" load

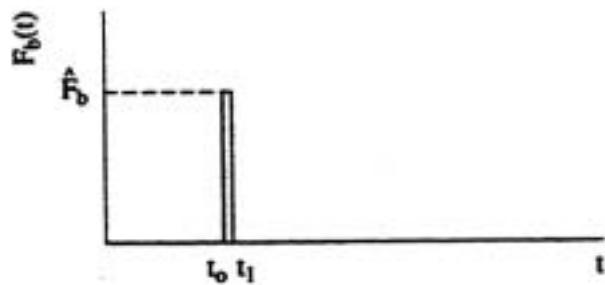


Fig. 2 "Impulse" load

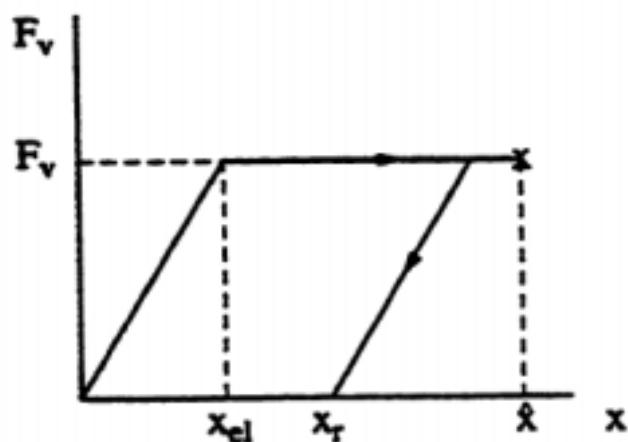


Fig. 3 Force-displacement relationship for the elastic-plastic behavior

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
質量	キログラム
時間	秒
電流	アンペア
熱力学温度	ケルビン
物質量	モル
光度	カンデラ

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
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	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)	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	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) とも呼ばれる。

(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
仕事を、工率、放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷、電気量	クーロン	C		s A
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラード	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	ジーメンス	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束密度	ウエーブ	Wb	Vs	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	
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(f)	cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
吸収線量、比エネルギー分率、カーマ	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す數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
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン每メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量、エンタルピー	ジュール每ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量、比エンタルピー	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	ワット每メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール每立方メートル	J/m ³	m ¹ kg s ²
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン每立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
電面密度、電気変位	クーロン每平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘電率	フーリエラード每メートル	F/m	m ⁻² sA
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール每モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー、モル熱容量	ジュール每モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量(X線及びγ線)	クーロン每キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット每ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン	W/(m ² sr)	m ³ m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
醇素活性濃度	カタール每立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

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	ゼット	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	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表される数値

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) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパー	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
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
エルリ	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	fm	1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	Torr	1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J (15°Cカロリー), 4.1868J ((IT)カロリー)
ミクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

