技術報告

電力水素併産型高温ガス炉(GTHTR300C)の安全設計方針

西原 哲夫^{1,*}, 大橋 一孝¹, 村上 知行¹, 國富 一彦¹

Safety Design Philosophy of Hydrogen Cogeneration High Temperature Gas Cooled Reactor (GTHTR300C)

Tetsuo NISHIHARA^{1,*}, Kazutaka OHASHI¹, Tomoyuki MURAKAMI¹ and Kazuhiko KUNITOMI¹¹Japan Atomic Energy Agency, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki-gun, Ibaraki 311-1393, Japan

(Received May 10, 2006 and accepted in revised form September 13, 2006)

A design study of the hydrogen cogeneration high temperature gas cooled reactor (GTHTR300C) based on the achievement of gas turbine high temperature reactor design has been carried out in Japan Atomic Energy Agency. Safety design philosophy of the GTHTR300C to keep hydrogen economy and to attract a lot of interest from non nuclear industries is discussed. The hydrogen production system which is coupled to the secondary helium loop of the intermediate heat exchanger installed upstream of the gas turbine system shall be designed as a non nuclear class system. General nuclear safety shall be ensured by the items installed in the reactor system. Functions of the secondary helium loop which are primary helium cooling, pressure control and purification of the secondary helium are required to continue normal operation. Means to maintain these functions are proposed by using equipment of the reactor system and the gas turbine system without the hydrogen production system so that the power generation can continue independently of operational state of the hydrogen production system. Means of protection against external event of flammable and/or toxic gas release are also considered.

KEYWORDS: high temperature gas cooled reactor, hydrogen cogeneration, safety design, non nuclear class, external event

I. はじめに

高温ガス炉は原子炉出口で950℃以上の高温のヘリウムガスを供給できることから、ガスタービンをを用いた高効率発電のみならず、化学プラントのプロセス熱源にも利用できる。第4世代原子炉システム国際フォーラムでは、高温ガス炉を用いてガスタービン発電や水素製造を行うシステムが候補システムの1つに採択され、日本をはじめとして欧米、中国、韓国、南アフリカなど、世界各国で研究開発が進められている¹⁾。

日本原子力研究開発機構では、日本初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉(HTTR)の建設・運転を通して高温ガス炉技術の技術基盤の確立および高度化のための研究開発を進めている²⁾。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300 MWe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連する要素技術開発を実施してきた³⁾。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⁴⁾。

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)の設計を進めている⁵⁾。水素製造設備は電力会社ではなく、石油業界やガス業界の会社が運営することを想定しており、これらの業界の積極的な参入を妨げないように水素製造設備は原子力施設から切り離し、一般産業施設と位置づけることを目指している。また、高温ガス炉に接続可能な熱利用設備は水素製造以外にも数多くあり、将来、どのようなプロセスにも対応できることが好ましく、利用設備の形式が変わるたびに原子炉施設としての安全審査を行うことは高温ガス炉熱利用システムの普及の障害になると考えられる。そこで、水素製造設備は一般の化学プラントに適用される規制法規に従って、設計、製作、運転、保守を行いつつ、原子炉施設の安全性を確保するための方策を検討した。

本報では、GTHTR300Cを対象として、原子炉施設の安全を確保し、かつ、水素製造設備を一般の化学プラントとして設計するための安全設計方針を提案する。

II. GTHTR300Cの概要

GTHTR300Cの基本系統構成をFig. 1に示す。原子炉には水素製造設備に高温のヘリウムガスを供給するための中間熱交換器(IHX)とガスタービン発電システムが接続されている。基本設計仕様をTable 1に示す。原子炉で加熱された950℃の1次ヘリウムガスはまずIHXで2次へ

¹ 財団法人日本原子力研究開発機構

* Corresponding author, E-mail: nishihara.tetsuo@jaea.go.jp

Fig. 1 Schematic system flow of the GTHT300C

Table 1 Basic design specification of the GTHT300C

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

リウムガスを900°Cに加熱する。そして、ガスタービンには850°Cで供給され、再生熱交換器、前置冷却器、圧縮機を経て、再生熱交換器で594°Cまで昇温され原子炉に還流する。

GTHT300Cでは接続する水素製造設備として熱化学法ISプロセスを採用している⁶⁾。本プロセスは、ヨウ素と硫酸を循環物質として二酸化炭素を排出せずに水を水素と酸素に分解し、必要な熱源の温度も約900°Cであることから、高温ガス炉との接続に適したプロセスの1つである。ISプロセスの目標水素製造効率は50%であり、IHXから供給される170 MWthの熱を利用して24,000 Nm³/hの水素を製造する。現設計においては、水素製造設備から還流する2次ヘリウム温度は475°C程度に設定している。

III. GTHT300Cの安全設計方針

GTHT300Cの安全設計の基本方針は、IHXの2次側に接続する水素製造設備を一般の化学プラントとして設計運転できるようにすることである。プラント内の各設備は要求される機能により、Fig. 2のように分類される⁷⁾。これより、水素製造設備を一般化学プラントに分類するための必要条件および十分条件は以下の通りである。

必要条件：原子炉の安全運転を継続するために必要な設備でないこと。

Fig. 2 Functional categorization of the plant component

十分条件：原子炉安全のための機能，すなわち，放射線管理や原子炉施設の異常発生防止機能，異常影響緩和機能が要求されないこと。

これらの条件を満足するため，GTHT300Cでは原子炉の安全は原子炉施設にすでに設置されている設備が担う。そして，水素製造設備の運転状態にかかわらず原子炉を安全に運転できるようにする。万一，水素製造設備を停止しても，水素製造設備を原子炉から切り離し，原子炉の運転継続に必要な機能は，原子炉側の2次ヘリウム系で維持する。以下に，GTHT300Cの原子炉施設としての安全確保の方針および2次ヘリウム系の機能維持の方針を示す。

1. 原子炉施設の安全確保

一般産業施設と原子炉施設の最も大きな違いは，原子炉施設では多量の放射性物質を取り扱っているということである。すなわち，原子炉施設の安全確保の基本方針は放射性物質の大量放出を防止し，一般公衆の被ばくを可能な限

り防止することにはかならない。これを高い信頼性で達成するため、安全設計において、①異常の発生防止、②異常の拡大防止、③放射性物質の異常放出防止という3段階の防護レベルからなる多層防護の考えが取り入れられている。このうち、第2段階の異常の拡大防止のために、原子炉の停止・維持(原子炉停止系)、崩壊熱・残留熱の除去(炉心残留熱除去系)といった安全保護系が、第3段階の放射性物質の異常放出防止のために、放射性物質の閉じ込め(格納機能)といった工学的安全系が設けられる。GTHTR300Cでは以下に示す設備を設けている。すなわち、原子炉に接続される利用設備の種類によらず、原子炉施設の基本的安全は確保される。

(1) 原子炉停止系

原子炉停止系は、主炉停止系と後備停止系の独立した2系統で構成される。主炉停止系は制御棒による停止系である。安全保護系の原子炉スクラム信号をうけて制御棒本体が駆動装置から切り離され、炉心を構成する制御ブロックの所定の挿入孔へ落下挿入することにより、出力運転状態から原子炉を停止でき、かつ、低温状態で未臨界を維持できる。後備停止系は主炉停止系が作動しないときに使用する。炭化ホウ素ペレットを落下挿入し、出力運転状態から高温停止状態に、または、高温停止状態から低温停止状態に移行させることができる。後備停止系と主炉停止系で異なる作動原理を採用することにより多様性を持たせている。

(2) 炉心残留熱除去系

炉心残留熱除去系は、停止時冷却系と炉容器冷却系の独立した2系統で構成される。停止時冷却系は压力容器下部にヘリウム循環機およびヘリウム冷却器を設置し、通常停止時等の原子炉冷却材圧力が保たれた状態で、かつ、ガスタービンによる除熱が行われない状態で炉心残留熱を除去する。炉容器冷却系は、Fig. 3に示すように、压力容器外周部に冷却パネルを設け、冷却材圧力バウンダリー破損時等の原子炉冷却材を循環させて冷却することができない状態で炉心残留熱を除去する。炉容器冷却系は原子炉压力容器からの輻射および自然対流により加熱された冷却パネルを空気の自然対流を利用して冷却する受動的冷却システムであり、いかなる運転状態においても確実に炉心残留熱を除去できるように設計されている。すなわち、設計基準事象の範囲において炉容器冷却系が機能喪失することは想定しえないので、停止時冷却系の作動を期待しなくても炉心残留熱は確実に除去できる。そのため、停止時冷却系はFig. 2に示す原子炉安全のために必要な設備に分類しない。

(3) 格納機能

GTHTR300Cは、冷却材喪失事故のような厳しい状態でも炉容器冷却系により炉心残留熱は受動的に除去できるので、燃料温度は制限値を上回らず、燃料破損は起こらない⁸⁾。しかし、炉容器冷却系による冷却では炉心温度が十分低下するまでに長時間かかることから、その間に炉心内

Fig. 3 Schematic of the vessel cooling system

Fig. 4 Schematic of confinement of the reactor building

に過剰な空気が侵入すると燃料の酸化破損が起こりうる。そのため、事故時の炉心への空気侵入量を制限する必要がある。GTHTR300Cでは、軽水炉のような気密性が高い鋼製の格納容器ではなく、原子炉建屋のコンファインメント機能により、空気の過剰侵入および放射性物質の放散を抑制する方法を採用している。原子炉建屋コンファインメントの概念をFig. 4に示す。

配管破断により大量のヘリウムガスが放出され、原子炉压力容器が設置されているコンパートメントの内圧が上昇する。この圧力上昇を抑制し、コンパートメントの健全性

を維持するために、圧力破裂板など一定以上の圧力で自動的に開閉する機構を設けてヘリウムガスを屋外に放出する。そして、コンパートメントの内圧が降下後に閉止扉により放出口を閉じて空気侵入経路を閉じ、コンファインメント機能を確保する。

コンパートメントを貫通する2次ヘリウム配管には貫通部近傍に隔離弁を設置して、配管破損による空気侵入経路の形成を防止するとともに、水素製造設備を通して放射性物質が放散されることを防止する。水素製造設備は一般産業施設と位置づけていることから、水素製造設備内の2次ヘリウム配管を格納施設バウンダリーとして考慮することはできない。そこで、IHX 伝熱管破損時に動的機器の動作不良を考慮しても確実にコンファインメント機能を確保するため、隔離弁を2個設置する。

2. 2次ヘリウム系の機能

通常運転時に2次ヘリウム系で行っているのは、1次ヘリウムの冷却、冷却材圧力バウンダリーである IHX 伝熱管の負荷圧力の制御、並びに、1次ヘリウム系から透過してくるトリチウムを含めた不純物の濃度管理である。水素製造設備を一般化学プラントと位置づけるための必要条件は、原子炉の安全運転を継続するために必要な設備とならないことである。そこで、水素製造設備で異常が発生した場合に、その機能をどのように原子炉側で維持するかを以下に示す。

(1) 1次ヘリウムの冷却

GTHT300C は、Fig. 1 に示すように、上流に水素製造設備に熱を供給するための IHX、下流にガスタービンシステムを配置し、カスケードに熱を利用している。そして、水素製造設備とガスタービンは独立して運転できる。すなわち、水素製造設備の熱負荷を変更してもプロセス制御系の動作によりガスタービンで1次ヘリウムガスの冷却を継続し、原子炉に影響を与えずに安定な状態へ移行できるように設計されている。

GTHT300では、Fig. 5 に示されているタービンバイパス流量制御弁(CV1)、再生熱交換器入口温度制御弁(CV2)およびタービンの負荷喪失時に作動するタービンバイパス弁(V4)が設置されているが、GTHT300C では新たにタービン入口温度制御弁(CV3)を追加した。

水素製造設備の熱負荷低下はタービン入口ヘリウム温度の上昇として検知され、ヘリウム温度を定格状態の850℃に制御するよう CV3 が作動する。その結果、タービンおよび圧縮機のヘリウム流量が変動し、発電量が変化する。そこで、タービンと圧縮機の流量バランスを調整するために CV1 が作動して発電機出力を一定に制御する。これらの弁の作動により炉心のヘリウム流量が低下するため、原子炉出力制御系により原子炉出力を調整し、原子炉出口温度を950℃に制御する。水素製造設備の熱負荷が50%低下した場合、CV1 のヘリウム流量は定格流量の約2%、CV3

Fig. 5 Flow sheet of the primary coolant in the GTHT300C

は約3%で炉心流量は95%に低下する。その結果、原子炉出力は定格出力の約91%で整定する。

水素製造設備の運転を停止した場合でも上記と同様に CV1 および CV3 で流量制御を行い、原子炉出口ヘリウム温度950℃を維持しながら、ガスタービンの運転を継続することは可能である。しかし、950℃のヘリウムガスを供給する必要がない状態で950℃のヘリウムガスを生産し続けることは経済性の観点から好ましくない。そこで、運転員の判断等により原子炉出口温度を850℃に変更するように原子炉出力を制御する。この場合、CV1 および CV3 は全閉となり、原子炉出力は約73%となる。水素製造設備の負荷変動時の運転シーケンスを Fig. 6 に示す。

上述のように、水素製造設備は原子炉の核熱を利用しているものの、その負荷が変化しても原子炉側では CV1 および CV3 により流量制御を行いつつ、炉心ヘリウム流量に見合うように原子炉出力が制御される。すなわち、水素製造設備は原子炉の通常運転を継続するために1次ヘリウムを冷却するという原子炉冷却設備としての機能を担わない。なお、水素製造設備とガスタービンの両者の負荷が喪失した場合には、通常運転時の除熱機能が喪失するため、原子炉はスクラム停止することになる。その場合には、原子炉側に設置されている炉容器冷却系により確実に炉心残留熱が除去される。

(2) IHX 伝熱管の負荷圧力制御

IHX の伝熱管は定格運転状態で900℃以上の高温となるため、過大な圧力荷重が長期間負荷されるとクリープ損傷が増加し、運転寿命が非常に短くなる。そこで、2次ヘリウム圧力を1次ヘリウム圧力より若干高めに制御し、通常運転時の設計圧力を0.3 MPa程度にして1次応力に対する長期健全性を確保するという設計手法を採用している。一方、水素製造設備の運転圧力は、2次ヘリウム系に設置される化学反応器の伝熱管破損時に可燃性および腐食性の流体が2次ヘリウム系に侵入するのを防止する観点から、2次ヘリウムガス圧力より低く設定する。IS プロセスでは化学プロセス条件、プラント効率、機器健全性な

Fig. 6 Operational sequence at termination of the hydrogen production plant

Fig. 7 Operational sequence at drop of the secondary helium pressure

どを考慮し、2 MPaに設定している。したがって、化学反応器の伝熱管破損時には2次ヘリウムガスが水素製造設備に流入し、2次ヘリウム圧力が2 MPaまで低下する。また、水素製造設備内の2次ヘリウム配管の破損時には2次ヘリウム圧力が大気圧まで低下する。その結果、IHX 伝熱管に負荷される圧力荷重が増加する。

この状態では水素製造設備の運転は停止されるが、1次ヘリウムの冷却はガスタービンにより継続できるので、発電を継続することは可能である。そのためには、異常を起こした水素製造設備を原子炉から切り離し、IHX 伝熱管の差圧制御を維持する設備が必要となる。GTHTR300Cでは2次ヘリウム配管に遮断弁を設置し、異常時に遮断弁を閉止して水素製造設備を原子炉から切り離すとともに、差圧制御のために設置されているヘリウム供給設備によりIHXと遮断弁の間に2次ヘリウムガスを供給し、圧力を所定の値に回復することでIHXの差圧を定格値に制御する。2次ヘリウム圧力低下時の運転シーケンスをFig. 7に示す。

前述のように、2次ヘリウム配管にはコンファインメント機能を維持するための隔離弁が設置されている。隔離弁の安全機能の重要度は最高レベルであるのに対して、遮断弁の安全機能は通常運転を継続するための機能であるため重要度は最低レベルでよいので、この隔離弁に遮断弁としての機能を追加要求することが可能である。また、隔離弁は2個設置されており、動的機器の作動失敗を考慮しても確実に2次ヘリウム配管を閉め切ることができる。

このように、水素製造設備内で2次ヘリウム圧力バウンダリーが破損しても隔離弁およびヘリウム供給設備によ

りIHX 伝熱管の差圧制御機能を維持し、タービンの運転を継続することができる。なお、隔離弁により原子炉施設と水素製造設備が切り離されることから、原子炉施設の範囲は隔離弁までとなり、隔離弁より下流が一般産業施設となる。

(3) 2次ヘリウムガス不純物濃度管理

IHX 伝熱管等に使用される耐熱金属の腐食を抑制するため、ヘリウムガス中に微量に含まれる水素、一酸化炭素、二酸化炭素および水分は厳しく管理される。HTTRでは、800°C以上で水素濃度の管理目標を3 ppm以下⁹⁾とし、他の不純物についても厳しい制限値を定めている。ヘリウムガスの受け入れ時に混入していた不純物はヘリウム純化設備の運転により漸減していくが、2次ヘリウム系においては、原子炉側からはIHX 伝熱管を透過してトリチウムが、水素製造設備側からは化学反応器伝熱管を透過して水素が混入してくるため、トリチウムおよび水素は運転中も一定の濃度を維持すると考えられる。特にトリチウムに関しては放射線障害防止の観点から制限値を定め、その値を上回らないように純化設備で除去する必要がある。そこで、以下にトリチウムの濃度制限に関する検討結果を述べる。

高温ガス炉の炉心ではウラン燃料の三体核分裂、および、冷却材のヘリウムガスや炉心構成要素の黒鉛中の不純物であるリチウムなどの中性子吸収反応によりトリチウムが定常的に生成されている。このトリチウムは1次ヘリウム系内を循環しており、その大部分はヘリウム純化設備により除去される。HTTRの30 MW 定格出力運転時の1次ヘリウムガス中のトリチウム濃度は0.44 Bq/cm³と報

告されており¹⁰⁾, GTHTR300C の 1 次ヘリウム中のトリチウム濃度も HTTR と同程度と想定される。トリチウムは高温の金属壁を容易に透過する性質を持っているため、一部が IHX 伝熱管壁を透過して 2 次ヘリウム系へ移行することは避けられない。

トリチウムは低エネルギー β 線放出核種であるため、配管内を循環している状態では人体に影響を及ぼさない。環境に放出され、体内に摂取されて、はじめて放射線被ばくを生じる。通常運転時に 2 次ヘリウム系の容器フランジ部や弁グランド部からリークするトリチウムは僅かであるとともに、水素製造設備は屋外に設置されているのでリークしたトリチウムは容易に拡散し、希釈される。そのため、水素製造設備の運転員や周辺の住民が多量のトリチウムを定常的に摂取し、有意な放射線被ばくを起こすおそれはない。

配管破損により 2 次ヘリウム配管に含まれるトリチウムが全量環境に放出されても、トリチウムは浮力により短時間で上方に拡散する。トリチウム濃度が 1 次ヘリウムと同程度であったとしても、ガス状のトリチウム濃度が法律(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示¹¹⁾)で求められている原子炉施設の周辺監視区域外の濃度限度 70 Bq/cm³ を超えることはない。

1 次ヘリウム系から 2 次ヘリウム系にトリチウムが透過してくるのと同様に、2 次ヘリウム系から水素製造設備へも微量のトリチウムが透過する。水素製造設備には多量の水素や水が存在しており、透過したトリチウムはこれらの物質と反応して、一部が気体状トリチウム(HT)からトリチウム水(HTO)へ変化する。HTO は設備内を循環し、HT は製品である水素とともに市場に供給される。水素製造設備を一般産業施設とするためには、原子炉施設で行われているような放射線管理の規制が適用されてはならない。すなわち、設備内に蓄積する HTO 濃度が原子炉施設の周辺監視区域外の排水中の濃度限度¹¹⁾ 60 Bq/cm³ を上回らないことが必要である。そのため、循環水中のトリチウム濃度を監視するとともに、濃度が上昇し制限値を上回ることが予測される場合には、循環水を新鮮な水と入れ替えることによりトリチウム濃度の上昇を抑制する。

トリチウムをわずかに含む水素を放射性物質として管理することが求められると、水素は商品価値がなくなり、市場に供給することができない。そこで、この水素が「放射性物質として取り扱う必要がないもの」、すなわち、放射線防護に係る規制の対象から免除されるものとしなければならない。免除の判断基準としては IEAE の提案¹²⁾を採用することが妥当と考える。すなわち、現実的なシナリオを仮定した通常時の実効線量が 10 μ Sv/yr を上回らないことである。この要求を満足するための水素中トリチウム濃度については、今後、詳細な評価に基づき設定する。

以上の検討より、2 次ヘリウム系では水素濃度を 3 ppm

以下に制限し、水素製造設備では循環水中トリチウム濃度を 60 Bq/cm³ 以下、および、水素中トリチウム濃度を免除レベル以下とするが要求される。これらの制限を満足するためにヘリウム純化設備においてトリチウムおよび水素を除去する。また、伝熱管透過量を低減することも有効な対策であり、透過抑制効果がある酸化膜が定常的に形成されるように 2 次ヘリウムガスを酸化雰囲気に維持する。

3. 外的事象に対する安全確保

GTHTR300C では、水素製造設備で想定される負荷変動や圧力変動は原子炉の運転に有意な影響を及ぼさず、水素製造設備の運転が停止してもガスタービン単独で原子炉の運転を継続できる。ところで、水素製造設備では可燃性ガスである水素を製造している。また、IS プロセスでは毒性を持った物質も使用している。そのため、配管破損時にはこれらのガスの漏えいも考慮しなければならない。

Table 2 に漏えいしたガスが引き起こす異常事象とその影響を示す。これらのガス漏えいに対して原子炉の安全を確保する最も確実な方法は、原子炉と水素製造設備の間に十分な距離をとることであるが、そのためには十分な敷地と長い 2 次ヘリウム配管が必要で、設備費の増加、配管における熱損失の増加をもたらす、水素の経済性を損なうこととなる。そこで、安全上の要求を満足しつつ、安全距離を短縮することが求められる。

(1) 可燃性ガスに対する対応

配管破損により高圧の可燃性ガスが漏えいし、その場で着火するとジェット火災になり、漏えいが継続している間火災が継続する。隣接する機器が長時間火災にあぶられると、強度が低下し、2 次災害を引き起こすため、早急に漏えいを停止する措置を講じる必要がある。高圧ガス施設では漏えい検知装置、緊急遮断装置などにより早期に漏えいを検知し、漏えいを停止する対策がとられている。そして、ジェット火災の長さ¹³⁾および火災からの熱放散を考慮して、原子炉施設の機器構造物の著しい温度上昇を防止し、健全性を確保するために必要な安全距離を確保する。

漏えい直後には着火せず、ガスが拡散して可燃性混合気を形成した後で着火するとフラッシュ火災もしくは爆発が発生する。フラッシュ火災は有意な圧力波を伴わない爆燃現象であり¹⁴⁾、燃焼時間が数秒以内と短時間であるが、放散される熱は強力で主として火傷などの人的被害を引き起こす。機器や構造物の強度を低下させるような温度上昇

Table 2 Event and effect of gas leakage

Type	Event	Effect
Flammable	Fire	Heat
	Explosion	Overpressure, Missile
Toxic	Suction	Poisoning

は起こらないと考えられる。また、原子炉建屋内にいる運転員の安全も確保される。そこで、可燃性ガスの移流拡散および燃焼に伴う熱放散を考慮して、原子炉建屋直近にいる運転員が著しい火傷を負わないように必要な安全距離を確保する。

一方、爆発による爆風圧は時によって機器の損壊を引き起こす。NEDO では様々な条件で水素爆発試験を実施している。障害物のない開放空間で、理論混合比の水素-空気混合ガス 300 m³ を電気スパークで着火した場合の水素の最大爆風圧は 30 kPa 程度であった¹⁵⁾。障害物により乱流燃焼が促進されると爆風圧は増加するが¹⁶⁾、障害物の配置が粗くなると爆風圧の上昇は起らない¹⁵⁾。水素製造設備の機器や配管はある程度の間隔を取れば爆風圧の増加は起こらない。そこで、原子炉建屋の周辺部など障害物がないエリアでの爆風圧は 30 kPa、水素製造施設内での爆風圧は局所的な圧力上昇の可能性を考慮して安全側に 50 kPa と想定する。そして、可燃性ガスの移流拡散および爆風圧伝播による減衰を考慮して、原子炉施設の機器構造物の健全性が損なわれないように必要な安全距離を確保する¹⁷⁾。

構造物の強度評価では、爆風圧は短時間作用する外力であり、地震による外力と同種の荷重として扱うことができる。NEDO の実験では、100 kPa の爆風圧に対して、高さ 1 m、厚さ 10 cm の鉄筋コンクリート壁は有意な破損を生じなかった¹⁸⁾。十分な耐震強度を有するように設計された原子炉建屋の壁は厚く、30 kPa の爆風圧に対して健全性を維持できると考える。ただし、GTHTR300C の設計が確定した時点で、原子炉建屋に対する爆風圧応答解析を実施し、健全性を確認する必要がある。

水素製造設備では水を分解して水素と酸素を製造しているが、それぞれ独立した工程で製造しているので、両者が系統内で混合することはない。また、運転圧力は 2 MPa と高圧なので、空気が系統内に流入することもない。そのため、運転中に機器内で爆発が発生することは想定しえない。配管破損時には配管内の自然循環により空気が侵入する可能性はあるが、不活性ガスによる系統内のパージなどにより、事故後の容器内での爆発の可能性を排除できる。

高圧ガス保安法の耐震設計では地震力に対してサポートの塑性変形を許容しないが、塑性変形を起こしても破断しなければ機器の倒壊は防止できる。水素製造設備エリアで爆発が発生しても機器が受ける爆風圧は 50 kPa であり、高圧ガス保安法に従って耐震設計された機器サポートが破断するとは考えにくく、倒壊は免れると想定される。ただし、IS プロセスの設計が確定した段階で爆風圧による外力に対してサポートが健全であることを確認する必要がある。

また、強度部材でない部品は台風などの強風で飛散しないように処置されていれば爆風により飛散することはないと考える。したがって、開放空間における水素爆発により

原子炉施設の安全に影響を及ぼすようなミサイルは発生しないと考える。

漏えいした可燃性ガスが原子炉建屋まで到達すると、換気空調設備や非常用発電機設備の空気取入口などから原子炉建屋内に流入することも想定される。そのような事象に発展すると原子炉の安全に非常に大きな影響を与える可能性がある。そこで、GTHTR300C では、爆発下限界濃度以上の可燃性ガスが原子炉建屋や屋外の安全上重要な機器・構造物まで到達しないように、また、爆風圧が増加しないように以下の対策を講じることとする。

- ・原子炉と水素製造設備の間にすべての想定事象を包絡した安全距離をとる。
- ・原子炉建屋まで到達しないように可燃性ガスの希釈を促進し、移流拡散距離を低減するための障壁を設ける。
- ・原子炉と水素製造設備の間に燃焼を加速させるような障害物を設置しない。

水素配管の口径 10 cm、長さ 100 m、水素圧力 2 MPa とすると、配管内の水素の体積は室温状態で約 15 m³ である。水素ガス貯蔵からの流出は逆止弁により防止する。保守的に圧力 4 MPa で 100 m³ の水素(約 10 kg)が配管から臨界流速(約 20 kg/s)で瞬時に噴出すると想定した場合、爆発下限界濃度以上のガスが約 80 m 拡散するが¹⁷⁾、漏えい点から 10 m 離れた場所に適切な障壁を設置することにより拡散距離は約 15 m まで低減される。また、斜め 45°の角度で上方に噴出し、障壁を乗り越えて拡散すると仮定しても拡散距離は約 30 m 程度である。したがって、想定漏えい量が 100 m³ でも水素製造設備と原子炉施設の間に 50 m 程度の距離をとり、その間に障壁を設ければ、可燃性ガスが原子炉施設まで拡散することを防止できる。なお、想定漏えい量が増大する場合には障壁を大型化する等の対応が必要となる。

(2) 毒性ガスに対する対応

GTHTR300C に接続する IS プロセスで考慮すべき毒性ガスには、二酸化硫黄、三酸化硫黄、硫酸、ヨウ化水素がある。これらの毒性ガスが漏えいして移流拡散により原子炉建屋まで到達すると、建屋換気空調設備から建屋内に取り込まれる。その結果、中央制御室の居住性が悪化し、最悪の場合、運転員の健康を害するおそれがある。原子炉を安全に運転するためには運転員の安全を確保することは最も重要である。そこで、換気空調設備から取り込む空気中のガス濃度を常時計測し、毒性ガス濃度が制限値を超える場合には、換気空調設備を一時的に停止するとともに、中央制御室への空気の取入れは有害物質除去フィルタを介して行う。

VI. まとめ

GTHTR300C は水素と電力を併産するシステムであり、水素製造設備は電力会社ではなく、石油業界やガス業界といった非原子力産業分野の会社が運営することを前提

に安全設計方針の検討を行い、水素製造設備を一般の化学プラントとして設計するために以下の方針を提案した。

- (1) 水素製造設備を一般産業施設と位置付け、一般化学プラントとして設計・建設・運転・保守を行う。そのための必要条件是原子炉の安全運転を継続するために必須な設備でないことで、十分条件は原子炉安全のための機能、すなわち、放射線管理や原子炉施設の異常発生防止機能、異常影響緩和機能が要求されないことである。
- (2) 原子炉の基本的安全確保の上で重要な設備(原子炉停止系、炉心残留熱除去系、格納機能)は水素製造設備が接続される2次ヘリウム系と独立して設置する。
- (3) 水素製造設備の負荷状態に係わらず、1次ヘリウムの冷却はガスタービンシステムが担保し、負荷変動時にも原子炉に影響を与えず、安定な状態に移行させる。
- (4) 水素製造設備内でのトラブルによる2次ヘリウム圧力低下時には2次ヘリウム配管に設置する隔離弁とヘリウム供給設備により IHX 伝熱管の差圧制御機能を維持する。
- (5) 2次ヘリウム中の水素濃度が3 ppm 以下、水素製造設備の循環水中トリチウム濃度が60 Bq/cm³ 以下および水素中トリチウム濃度が免除レベル以下となるように1次および2次ヘリウム純化設備の仕様を定める。
- (6) 爆発下限界濃度以上の可燃性ガスが原子炉建屋や屋外の安全上重要な機器・構造物まで到達しないよう、原子炉と水素製造設備の間に安全距離をとる。このとき、爆風圧が増大しないように原子炉と水素製造設備の間に燃焼を加速させるような障害物を設置しないなどの対策を講じる。十分な距離がとれない場合には、ガスの希釈を促進し移流拡散距離を低減するための障壁を設ける。
- (7) 毒性ガス濃度を常時計測し、制限値を超える場合には、換気空調設備を一時的に停止するとともに、中央制御室への空気の入入れは有害物質除去フィルターを介して行う。

GTHT300C は原子炉冷却材が喪失しても受動的に炉心残留熱を除去し、炉心損傷が起これないように設計されている。すなわち、水素製造設備での異常が起因事象となり、2次ヘリウム系を介して炉心損傷を引き起こすことはない。さらに、重大および仮想事故時に住民退避を必要としないことを設計上の特徴としており、住民退避を必要とする異常の発生頻度は 10^{-8} /年以下と考えている⁸⁾。一般産業施設のリスクアセスメントでは、安全目標を周辺住民の死亡リスク 10^{-6} /年以下としている。すなわち、一般産業施設として安全設計が行われる水素製造施設に起因する周辺住民の死亡リスクは 10^{-6} /年以下になると考えている。したがって、両者のリスクを単純に重ね合わせても、原子炉施設の安全目標(案)である周辺住民の死亡確率が

10^{-6} /年を上回ることはない。したがって、プラントリスクの観点からも、水素製造設備を一般の化学プラントとすることが可能と考える。

本報を取りまとめるにあたり、有益な助言を頂いた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小川益郎ユニット長に感謝の意を表します。

— 参考文献 —

- 1) U.S. DOE, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF-002-00 (2002).
- 2) S. Fujikawa, H. Hayashi, T. Nakazawa, *et al.*, "Achievement of reactor-outlet coolant temperature of 950°C in HTTR," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**[12], 1245 (2004).
- 3) 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(GTHT300)の設計研究," 日本原子力学会和文論文誌, **1**, 352 (2002).
- 4) 武井正信, 小杉山真一, 毛利智聡, 他, "高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHT300)の経済性評価," 日本原子力学会和文論文誌, **5**, 109 (2006).
- 5) K. Kunitomi, X. Yan, S. Shiozawa, *et al.*, "GTHT300C for hydrogen cogeneration," *Proc. 2nd Int. Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology*, Beijing, China, Sep. 22-24, 2004, Paper D18 (2004).
- 6) S. Kubo, H. Nakajima, S. Kasahara, *et al.*, "A demonstration study on a closed-cycle hydrogen production by the thermochemical water-splitting iodine-sulfur process," *J. Nucl. Eng. Des.*, **233**, 347 (2004).
- 7) IAEA, *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, NS-R-1, IAEA, Vienna, (2000).
- 8) 片西昌司, 國富一彦, "高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHT300)の安全設計方針," 日本原子力学会和文論文誌, **2**, 55 (2003).
- 9) 坂場成昭, 中川繁昭, 古澤孝之, 他, "高温ガス炉 HTTR の冷却材中の化学的不純物特性," 日本原子力学会和文論文誌, **3**, 76 (2004).
- 10) 足利谷好信, 吉野敏明, 安 和寿, 他, HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ, JAERI-Tech 2002-094 (2002).
- 11) 原子力規制関係法令研究会編, 原子力規制関係法令集, 大成出版社, 578 (2006).
- 12) IAEA, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- 13) 水素安全利用等基盤技術開発 水素に関する共通基盤技術開発 水素安全利用技術の基盤研究 平成15年度～平成16年度成果報告書, NEDO, 76 (2005).
- 14) CCPS, *Guideline for Evaluating the Characteristics of Vapor Cloud Explosions, Flash Fires and BLEVEs*, AIChE, New York, 147 (1994).
- 15) 平成15年度～平成16年度成果報告書 水素安全利用等基盤技術開発 水素に関する共通基盤技術開発 水素基礎物性の研究(その1), NEDO, 04000482-0-1. pdf, 15 (2005).
- 16) 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 水素対策に関する調査・研究, NEDO-WE-NET-0102, 129 (2001).
- 17) T. Nishihara, H. Ohasi, T. Murakami, *et al.*, "Analytical study

on hydrogen dispersion in the HTGR hydrogen production system," *Proc. GLOBAL 2005*, Tsukuba, Japan, Oct. 9-13, 2005 Paper No. 284 (2005).

18) 水素安全利用等基盤技術開発 水素インフラに関する研究開発 水素インフラと建築構造物の耐爆, 耐震性の研究開発, NEDO, 04000481-1, 167 (2004).