JAEA-Technology 2013-017



# 小型高温ガス炉の概念設計(V) -安全設計および安全予備評価-

Conceptual Design of Small-sized HTGR System (V) -Safety Design and Preliminary Safety Analysis-

大橋 弘史	佐藤 博之	田澤 勇次	マ郎	相原 純
野本 恭信	今井 良行	後藤 実	井坂	瓦和義
橘 幸男 🛽	國富 一彦			

Hirofumi OHASHI, Hiroyuki SATO, Yujiro TAZAWA, Jun AIHARA Yasunobu NOMOTO, Yoshiyuki IMAI, Minoru GOTO, Kazuyoshi ISAKA 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

February 2014

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, 2014

# 小型高温ガス炉の概念設計(V) -安全設計および安全予備評価-

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

大橋 弘史、佐藤 博之、田澤 勇次郎、相原 純、野本 恭信、 今井 良行、後藤 実、井坂 和義<sup>\*1</sup>、橘 幸男、國富 一彦

(2013年3月29日 受理)

原子力機構は、小型高温ガス炉システムの開発途上国等への2020年代の世界展開を目指し、蒸気タービンによる発電、工業プロセスへの高温蒸気、及び地域暖房への低温蒸気供給を目的とした小型高温ガス炉システムの商用1号機あるいは実証炉と位置づけられるリファレンスの原子炉として、原子炉熱出力50MWtの小型高温ガス炉システム(HTR50S)の概念設計を進めている。

安全設計では、早期の建設を目指して、我が国において既に設置許可を取得している高温工学 試験研究炉(HTTR)の安全設計の内容を基本としながらも、強制循環冷却系の残留熱除去設備 である停止時冷却設備の非「工学的安全施設」化による防護の最適化、安全上の機能を有する系 統・機器である炉容器冷却設備の受動設備化等を行った。さらに、主要な事故事象として選定し た1次冷却設備二重管破断事故、及び蒸気発生器伝熱管破損事故についての安全予備評価を実施 し、判断基準を満足することを確認した。

本報では、小型高温ガス炉システムの安全設計及び安全予備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 ※1 技術開発協力員

#### JAEA-Technology 2013-017

# Conceptual Design of Small-sized HTGR System (V) -Safety Design and Preliminary Safety Analysis-

Hirofumi OHASHI, Hiroyuki SATO, Yujiro TAZAWA, Jun AIHARA, Yasunobu NOMOTO, Yoshiyuki IMAI, Minoru GOTO, Kazuyoshi ISAKA<sup>%1</sup>, 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 29, 2013)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has started a conceptual design of a 50MWt small-sized high temperature gas cooled reactor (HTGR) for steam supply and electricity generation (HTR50S). It is first-of-a-kind of the commercial plant or a demonstration plant of a small-sized HTGR system for steam supply to the industries and district heating and electricity generation by a steam turbine, to deploy in developing countries in the 2020s.

The safety design of HTR50S was determined basically based on that of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) for the early deployment of HTR50S. On the other hand, the shutdown cooling system, which is the forced cooling heat removal system, was categorized as non-safety class to optimize the protection to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved, and the vessel cooling system, which is categorized as the safety class system, was designed as a passive safety features. The preliminary safety analysis of HTR50S for the rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system and the tube rupture of steam generator was conducted to confirm the adequacy of the safety design. It was confirmed that the analysis results satisfied the acceptance criteria.

This paper described the safety design and the results of the preliminary safety analysis of HTR50S.

Keywords: Small-sized Reactor, HTGR, HTR50S, Safety Design, Safety Analysis

**<sup>※</sup>**1 Collaborating Engineer

# 目次

1. 緒	言	1
2. 安	と設計	2
	1 対象とするシステム	2
	2 基本思想	2
	3 安全確保の考え方	2
	4 安全設計の概要	5
	<b>5</b> 「安全設計の方針」に関する HTTR からの変更点	8
	6 「適合のための設計方針」に関する HTTR からの変更点	8
3. 訍	情概要	23
	1 原子炉構造	23
	2 冷却設備	23
	3 工学的安全施設	24
	4 蒸気発生器に関わる安全機能を有する設備	24
4. 安	≧予備評価に関する基本方針	30
	1 事象選定	30
	2 判断基準	31
	3 主要な解析条件	32
5. 安	≧予備評価	41
	1 1 次冷却設備二重管破断事故	41
	2 蒸気発生器伝熱管破損事故	47
6. 緒	言	69
謝	۱ <u></u>	69
参考	献	70

# Contents

1.	Intro	oduction	1
2.	Safe	ty design	2
	2.1	Designed system	2
	2.2	Safety philosophy	2
	2.3	Fundamental safety functions	2
	2.4	Overview of safety design	5
	2.5	Changes in "Fundamental principle for safety design" compared with HTTR	8
	2.6	Changes in "Design Considerations for Safety Design" compared with HTTR	8
3.	Outl	ine of equipment	23
	3.1	Structure of reactor	. 23
	3.2	Cooling system	23
	3.3	Engineered safety feature	. 24
	3.4	Safety class system concerned with steam generator	. 24
4.	Fune	damental policy for preliminary safety analysis	. 30
	4.1	Event selection	30
	4.2	Acceptance criteria	. 31
	4.3	Major analysis condition	32
5.	Prel	iminary safety analyses	41
	5.1	The rupture of co-axial hot gas duct in primary cooling system	41
	5.2	The tube rupture of steam generator	. 47
6.	Con	clusion	69
Ac	knole	edgement	. 69
Re	feren	ces	. 70

### 1. 緒 言

原子力機構は、小型高温ガス炉システムの開発途上国等への 2020 年代以降の展開を目指し、 HTTR 及び GTHTR300 設計をベースとして、蒸気タービンによる発電、工業プロセスへの高温蒸 気、及び地域暖房への低温蒸気供給を目的とした小型高温ガス炉システムの概念設計を実施して いる。本研究では、実証炉と位置づけられる原子炉として、原子炉熱出力 50MWt で、発電、蒸 気供給、地域暖房を行うとともに、後段のフェーズで、中間熱交換器等を追設し、2 次系でガス タービン発電や熱化学法による水素製造の実証試験を行う小型高温ガス炉システム (HTR50S) の概念設計を進めてきた。これまで、基本仕様の検討及び系統設計 <sup>5)</sup>、核設計 <sup>6)</sup>、炉心熱流動設 計 <sup>7)</sup>を行ってきた。これらの結果を受け、プラント設計 <sup>8)</sup>を行うと共に、主要な事故事象に対す る安全予備評価を実施した。

本報は、HTR50Sの安全設計及び安全予備評価の結果をまとめたものである。第2章において 安全設計について述べ、第3章において設備概要を示し、第4章及び第5章で、それぞれ、安全 予備評価に関する基本方針と安全予備評価の結果を示す。

# 2. 安全設計

#### 2.1 対象とするシステム

本概念設計における安全設計及び安全予備評価の対象システムは、原子炉熱出力 50MWt で、 発電、蒸気供給、地域暖房を行う HTR50S とし、後段のフェーズで、中間熱交換器等を追設し、 2 次系でガスタービン発電や熱化学法による水素製造の実証試験を行うシステムは、別途の検討 とする。

#### 2.2 基本思想

安全目的は、人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護することである。具体的には、以 下とする。

- 通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び原子炉施設の従事者に対し、法で定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えない。
- 原子炉施設から放出される放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆に対する線量を、
   合理的に達成できる限り低くする。

これを達成するためのHTR50Sにおける安全設計の基本思想は、HTTRと同様に以下とする。

- 深層防護の考え方を適用した事故の防止、かつ、発生後の事故の影響緩和
- 多重の物理的障壁による環境への放射性物質放出抑制
- 高温ガス炉の固有の安全性の活用

#### 2.3 安全確保の考え方

原子炉施設の安全を確保するため、以下の基本的な安全機能を達成しなければならない。①反応度の制御、②炉心からの熱除去、③放射性物質(FP)の閉じ込め。加えて、高温ガス炉では、 ④黒鉛の酸化抑制を考慮する必要がある。HTR50Sにおける安全確保の考え方を以下に示す。

#### 2.3.1 反応度の制御について

HTR50S においては、HTTR と同様に、原子炉停止系として、制御棒よりなる制御棒系と、ボ ロンカーバイドと黒鉛の焼結ペレットよりなる後備停止系の原理の異なる二つの独立した原子炉 停止系を設ける。なお、制御棒系は反応度制御系にも含まれる。

制御棒による原子炉停止系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最大反応 度効果を持つ1対の制御棒が全引抜き位置のまま挿入できない場合にも、燃料の許容設計限界を 超えることなく、炉心を臨界未満にし、かつ、臨界未満を維持できる設計とする。事故時におい ては、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が全引き抜き位置のまま挿入できない場合にも、炉心 を臨界未満にし、臨界未満を維持できるように設計する。また、原子炉停止のために用いる制御 棒系が、何らかの原因で挿入できない場合にも、後備停止系により炉心を臨界未満にし、かつ、 臨界未満を維持できるように設計する。

#### 2.3.2 炉心からの熱除去について

炉心からの熱除去に関しては、HTTR では炉心の強制循環冷却系である補助冷却設備と間接冷 却系である炉容器冷却設備を設けていたが、HTR50S は、高温ガス炉の固有の安全性を活用し、 間接冷却系である炉容器冷却設備のみを設けることとする。この炉容器冷却設備は、原子炉圧力 容器周辺の生体遮蔽コンクリート表面に設置した水冷パネルへの放射伝熱により原子炉を冷却す る設備である。すなわち、運転時の異常な過渡変化及び事故時の炉心からの熱除去は、炉心の強 制循環冷却ではなく、炉容器冷却設備により原子炉圧力容器外面から炉心を間接冷却することに より行う。また、HTTR の炉容器冷却設備では動的機器である循環ポンプを用いた強制循環水冷 方式としていたのに対し、HTR50S の炉容器冷却設備は、自然循環水冷・自然通風冷却方式を採 用した受動的設備とし、独立2系統の多重性を有する設計とする。また、炉容器冷却設備は、通 常運転中も生体遮蔽コンクリート冷却のために作動している。なお、運転時の異常な過渡変化及 び事故時における炉容器冷却設備による冷却状態で生ずる原子炉内の自然循環流に起因する原子 炉圧力容器上鏡、炉心拘束機構の過熱は、炉側部冷却材流路について上昇流を側部遮へい体の内 側のみとする構造、及び原子炉圧力容器内部に上鏡シュラウドを設けることで回避する。

#### 2.3.3 放射性物質の閉じ込めについて

放射性物質の閉じ込めについては、以下の方法による放射性物質に対する多重障壁を設けるこ とにより、通常運転時は勿論、万一の事故時にも多量の放射性物質の放散が生じることの無いよ うに設計する。

(1) 燃料粒子被覆層

小型高温ガスシステムの燃料設計においては、HTTR と同様に、以下に述べる燃料の FP 保持特性を考慮して、安全設計上の観点より全炉心からの FP 放出をある一定量以下に制限する方法を とっている。

燃料核は、それ自体が核分裂生成物を保持する能力を有しており、燃料核内で発生した核分裂 生成物の大部分は燃料核内に保持されるが、燃料核から放出された核分裂生成物は、これを包む 多重のセラミックス被覆層から構成される燃料粒子被覆層により保持される。

各被覆層はそれぞれ異なる次の機能を有している。低密度 PyC 層(緩衝層)は燃料核中の空孔 と共に FP ガスの収納空隙を与えると同時に、燃料と高密度層との相互作用(燃料スエリング、 核移動)を回避する役割を持つ。高密度 PyC、及び SiC 層は、各種 FP の拡散移行に対する障壁 として機能する。特に、PyC 層は、希ガス(Xe、Xr等)及び揮発性核種(I等)に対して、また、 SiC 層は金属核種(Sr、Cs等)に対して、それぞれ効果的な拡散障壁となる。このように燃料の被 覆層は、耐高温性に優れたセラミック被覆層であるため、溶融することなく、また、異常高温時 にも短時間に大量の FP 放出が生じることはないという安全上の特長をもっている。

(2) 燃料要素を構成する黒鉛スリーブ等

燃料粒子被覆層が破損しても、漏えいした核分裂生成物の1次冷却材中への漏えいは、燃料要素を構成する黒鉛スリーブ等により抑制される。

被覆燃料粒子から放出された FP は、燃料コンパクト及び黒鉛スリーブ中を拡散によって移行 していく。従って、燃料コンパクト及び黒鉛スリーブも FP 放出を抑制する機能を有している。 このように、HTR50S の燃料による FP 封じ込めは、多重被覆層、燃料コンパクト及び黒鉛スリー ブの有効な拡散障壁機能を利用して行なう。

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

1次冷却材中へ漏えいした核分裂生成物は、原子炉冷却材系内に保持され、原子炉冷却材圧力 バウンダリ内に閉じ込める。ここで、「原子炉冷却材系」とは、原子炉の通常運転時に原子炉を直 接冷却する冷却材を内包する系統をいい、具体的には1次冷却設備をいう。また、「原子炉冷却材 圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件 となり、異常状態時において圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると減圧事故となる範囲 の施設をいう。

(4) 原子炉格納容器バウンダリ

軽水炉の安全指針のように格納容器の設置を明示するのでなく、高温ガス炉では安全上の機能 要求に従って格納施設を設置する。また、機能要求に従った格納施設とし、立地評価における周 辺公衆の被ばく量が判断基準を満足するかについては、立地評価において、高温ガス炉の特長で ある高耐熱性の被覆燃料粒子によるFPの閉じ込め能力を考慮したメカニスティックソースター ムを採用することが重要である。原子力機構が設計を行った実用高温ガス炉(GTHTR300)の立 地評価では、機能要求に従った格納施設とした上で、メカニスティックソースタームを採用し、 周辺公衆の被ばく量が判断基準を満足する結果を得ている<sup>9</sup>。しかし、機能要求に従った格納施 設、及び立地評価におけるメカニスティックソースタームの採用については、HTR50Sの立地国 における規制側との議論が必要であると考えられるため、HTR50Sの概念設計においては、先ず、 HTTRと同様の耐圧気密性の鋼製格納容器を採用し設計を進めることとした。今後、これらにつ いて、国内外の専門家との意見交換等を進め、適宜、見直しを行っていくこととする。

これより、HTR50S においては、HTTR と同様に、原子炉冷却材圧力バウンダリから核分裂生 成物が漏えいしても、原子炉格納容器によりこれを保持し、原子炉格納容器バウンダリ内に核分 裂生成物を閉じ込める。さらに、格納容器から原子炉建家へ漏洩した放射性物質は、非常用空気 浄化設備によって排気筒より高所放出する。ここで、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、 圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設を 「原子炉格納容器バウンダリ」という。

### 2.3.4 黒鉛の酸化抑制について

(1) 空気侵入による黒鉛の酸化抑制について

原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊により、原子炉冷却材の圧力が急速に低下する事故(「減圧 事故」と呼ぶ)が発生した場合には、1次冷却系内へ空気が侵入する恐れがある。HTR50Sでは、 HTTRと同様に、減圧事故後に破断口から炉内に侵入し得る空気総量を制限することにより炉内 黒鉛構造物の酸化を許容できる範囲内に抑制するという考え方をとる。すなわち、格納容器空間 容積を極力小さくし、炉内黒鉛構造物の酸化に寄与する空気総量は少量に制限する。さらに、このことにより、炉内黒鉛構造物の酸化によって発生する可燃性ガス(CO)は少なく、爆発限界濃度に達することはない。これらより、HTR50Sでは、HTTRと同様に、黒鉛酸化防止及び可燃性ガス濃度抑制のための設備は設けない。なお、漏えい率20%/dayの格納施設を採用したGTHTR300においても、減圧事故時における空気侵入による黒鉛の酸化が安全上、問題とならないことが示されている<sup>9,10</sup>。

(2) 水侵入による黒鉛の酸化抑制について

HTTR では、1次冷却系に加圧水冷却器を使用しているため、加圧水冷却器伝熱管破損(又は 補助冷却器伝熱管破損)が発生した場合には、1次冷却系内へ水が侵入する恐れがある。HTR50S においては、1次系に蒸気発生器、停止時冷却設備の熱交換器を設置しているため、蒸気発生器 伝熱管破損、又は停止時冷却設備熱交換器伝熱管破損が発生した場合には、1次冷却系内へ水が 侵入する恐れがある。このため、万一、事故が発生して水の1次側への漏洩があった場合、これ らを確実に検出し、原子炉をスクラムするとともに、蒸気発生器隔離弁を閉止して1次冷却系内 への水侵入を最小限に留めることにより原子炉への影響を少なくする。なお、HTR50S は、蒸気 発生器保有水の全量をドレン可能なドレン設備を有しているが、このドレン設備には安全上の機 能は期待しない。

#### 2.3.5 工学的安全施設

工学的安全施設(原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量 の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有するよう設 計された施設)として、下記の設備を設ける。

- 炉心冷却:炉容器冷却設備
- 放射性物質の閉じ込め、放出低減:原子炉格納容器(含、隔離弁)、非常用空気浄化設備

#### 2.4 安全設計の概要

HTR50S の安全設計については、早期の建設を目指して、我が国において既に設置許可を取得 している HTTR の安全設計の内容を基本とする。また、HTR50S は発展途上国等への展開を目指 しており、建設する国の関連法規、指針、規格、基準類に適合する必要があるが、概念設計の 現段階では建設国を特定できないことを踏まえ、我が国の関連法規、指針、規格、基準類に適 合するように設計する。

一方、HTTR の安全設計から以下の変更を行う。

安全上の機能を有する系統・機器の受動的安全性の範囲拡大

工学的安全施設の一つである間接冷却系の炉容器冷却設備について、HTTR での循環ポンプを用いた強制循環方式であるのに対し、HTR50S の設計においては、受動的安全性を指向して受動設備化を図り、自然水冷循環・自然通風冷却方式に変更する。

② 強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化を図り、合理的に達成できる最高レベルの安全を実現するよう防護を最適化

安全確保を最高度に達成するためには、なし得る最善の、しかし有限の努力を効率的、有 効に配分することが重要である。このため、高温ガス炉の固有の安全性から、本来、安全機 能として不要である強制循環冷却系の残留熱除去設備を非「工学的安全施設」化することに より、合理的に達成できる最高レベルの安全を実現するよう防護を最適化する。

HTTR では、工学的安全施設としての強制循環冷却系として補助冷却設備を有している。 これは、1 次冷却設備、2 次冷却設備又は加圧水冷却設備の冷却能力喪失等の運転時の異常な 過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び事故時等において、強制循環による炉心の冷却が可能 な場合に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するための設備である。 高温ガス炉は、減圧事故、強制循環喪失時の炉心の強制循環冷却が行えない場合においても、 炉心の大熱容量により事故時の崩壊熱による炉心の温度変化は緩慢であると共に、炉心径に 対して炉心高さを比較的大きくすることによって原子炉圧力容器外面からの熱除去に寄与す る外表面積を大きくする長尺形状、及び低出力密度を採用した炉心設計により、崩壊熱を黒 鉛構造物の熱伝導、原子炉圧力容器外側からの熱放射、大気の自然対流によって原子炉圧力 容器外への熱放散が図れる特長を有している。すなわち、炉容器冷却設備のように「間接冷 却系」で十分に事故後の残留熱、崩壊熱の除去が可能であり、燃料及び原子炉圧力容器の制 限温度を超えないことが可能である。しかし、HTTR では、間接冷却系の炉容器冷却設備に 加えて、炉心の強制循環冷却を行う補助冷却設備を工学的安全施設としている。現在、HTTR を用いて強制循環喪失時における高温ガス炉の安全性の実証を進めており、間接冷却系のみ で十分に事故後の残留熱、崩壊熱の除去が可能であることを示しつつある。これらの知見を 踏まえ、HTR50Sにおいては、補助冷却設備のような強制循環冷却系を工学的安全施設とし ない方針とする。すなわち、HTR50S では、原子炉停止時の崩壊熱除去及び原子炉スクラム 後の炉内構造物及び原子炉圧力容器の残留熱除去及び崩壊熱除去を目的として、強制循環冷 却系である停止時冷却設備を設置するが、工学的安全施設の機能は要求しない方針とする。

設備の相違に係わる変更

試験研究炉である HTTR 特有の設備及び試験条件に係わる安全設計の削除を行う。具体的 には、照射試料及び実験設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備、高温試験運転期間 の制限である。また、HTR50S では、HTTR には設置されていない蒸気タービンによる発電 設備を有しており、これに係わる安全設計の追加を行う。

④ 強度設計に使用する規格の最新化

黒鉛構造設計方針について、HTTR の設置許可取得後に日本原子力学会「高温ガス炉黒鉛構造 物規格化のための調査検討」特別専門委員会で審議された規格原案を用いることとする。

この他に考慮すべき事項として、以下が挙げられる。

⑤ 発電用軽水型原子炉の新安全基準の反映

東日本大震災に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を受け、我が国では、現 在、原子力規制委員会において、発電用軽水型原子炉の新安全基準の策定が進められている。 新安全基準では、設計基準の強化を図っており、今後、反映すべき点については、適宜、検討 を行っていくこととする。また、新安全基準では、設計基準を超える事象への対応、すなわち 重大事故(著しい炉心損傷)に対するシビアアクシデント対策として、炉心損傷防止対策、格 納容器破損防止対策を定めている。しかし、これらのシビアアクシデント対策は軽水炉におけ る対応であり、高温ガス炉にそのまま適用できるものではないと考えられる。また、高温ガス 炉におけるシビアアクシデント対策の必要性についても、議論が必要である。GTHTR300では、 設計基準を超える事象として、発生頻度1×10<sup>-8</sup>/炉年以上の事象に対して安全評価を実施し、 高温ガス炉に対して最も過酷な事象である1次冷却設備二重管破断事故時においても、著しい 炉心損傷が発生しないことが示されている<sup>10,11</sup>。HTR50Sにおいても、第5章で評価結果を示 すように、1次冷却設備二重管破断事故時においても著しい炉心損傷が発生しないことが確認 されている。

⑥ 熱利用系の接続を考慮した安全設計

HTR50S は、発電だけでなく、高温蒸気供給、地域熱利用等の熱利用を目的としている。高 温ガス炉への熱利用系の接続に関しては、熱利用系の非「原子炉施設」化を目指し、高温ガス 炉水素製造システムの安全設計方針として、別途、検討を進めている。可燃性ガスの火災・爆 発、有毒ガスの考慮については、水素製造施設特有の事項であるが、その他の原子炉施設への 影響については、熱利用系の接続に係わる共通の事項であり、そちらを参照されたい<sup>12)</sup>。なお、 高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針については、現時点では原案の段階であり、今後、 新安全基準の反映、外部の専門家との意見交換等を進めて行く方針である。

また、HTTR では、原子炉停止系、崩壊熱除去系、放射性物質放散防止に関する設備に属さな いものとして、特定の事象の影響緩和のための設備を設け、以下に例を示す機能に留意し、適合 のための設計方針、及び安全評価の条件を定めている。防護の最適化を目的としてこれらの設備、 機能の見直しについては、今後の検討とする。

- スタンドパイプ固定装置によるスタンドパイプの浮き上がり又は飛び出し量の制限
- 原子炉スクラム時の2段階制御棒挿入による原子炉停止方法
- 1次系ガス循環器の制動停止
- 1次冷却設備二重管破断事故時の強制循環を防止するための補助冷却設備の起動阻止

上記のうち、今回の概念設計で検討を行った①~④に関して、HTTR からの変更点を中心として、以下に述べる。

#### 2.5 「安全設計の方針」に関する HTTR からの変更点

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

これらのうち、以下について変更を行う。

• 「工学的安全施設設計の基本方針」の変更

前記②の強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化にあたり、「工学的安 全施設設計の基本方針」を変更する。具体的には、Table 2-1 に示すように HTTR における強 制循環冷却強制循環冷却系の残留熱除去設備である「補助冷却設備」に関する記載を削除す る。

「強度設計の基本方針」の変更

前記④の黒鉛構造設計方針について、Table 2-2 に示すように「高温工学試験研究炉黒鉛構造設計方針」から、HTTR の設置許可取得後に日本原子力学会「高温ガス炉黒鉛構造物規格化のための調査検討」特別専門委員会で審議された規格原案に変更する。

#### 2.6 「適合のための設計方針」に関する HTTR からの変更点

HTTR では、「発電用軽水型原子炉の安全設計審査指針」における指針に相当する 57 項目の安 全設計方針を定めている。HTR50S においても、これらの安全設計方針を用いるものとし、安全 設計方針に対する「適合のための設計方針」として、HTTR のそれらから変更する項目を Table 2-3 にまとめる。また、変更した「適合のための設計方針」を Table 2-4 から Table 2-9 に示す。以下 に変更点の詳細を示す。

#### 2.6.1 炉容器冷却設備の受動設備化

(1) 適合のための設計方針の変更点

「適合のための設計方針」については、「方針23. 残留熱を除去する系統」の修正を行う。

また、安全上の機能別重要度分類については、変更すべき点はない。

#### 2.6.2 強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化

(1) 適合のための設計方針の変更点

強制循環冷却系の残留熱除去設備である停止時冷却設備の非「工学的安全施設」化に伴い、「方 針 23. 残留熱を除去する系統」、「方針 35. 安全保護系の過渡時の機能」、「方針 42. 制御室の 居住性に対する考慮」の修正を行う。

また、安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び機能については、MS-1 における「原子炉 冷却材圧カバウンダリの過熱防止」機能、「原子炉停止後の除熱」機能、「炉心冷却」機能から「補 助冷却設備」を削除する。

(2) 強制循環冷却系を非「工学的安全施設」化するための条件

強制循環冷却系である停止時冷却設備を非「工学的安全施設」化するための条件は、原子炉施 設の異常状態において、強制循環冷却系に冷却機能に期待せずに、安全設計方針を満足すること である。

HTR50Sでは、原子炉圧力容器材料のHTTRでの使用材料からの変更、及び停止時冷却設備の 非工学的安全施設化に伴い、特に、運転時の異常な過渡変化時における炉心から自然対流で上昇 する高温の1次冷却材による原子炉圧力容器の加熱が懸念された。しかし、炉内構造物設計にお いて、炉側部冷却材流路について上昇流を側部遮へい体の内側のみとする構造への変更、上鏡シ ュラウドの設置と共に、制御棒案内管と上鏡シュラウドの間隙幅を適正化することで隙間での吹 き出し冷却材量を減少させた結果、原子炉圧力容器最高温度は判断基準を満足し、強制循環冷却 系に冷却機能に期待せずに、安全設計方針を満足できる見通しを得ている<sup>8)</sup>。

#### 2.6.3 設備の相違に係わる変更

(1) HTTR 特有の設備、運転条件に係わる変更

a) 照射試料及び実験設備に係わる変更

試験研究炉である HTTR 特有の設備及び試験条件に係わる安全設計方針「方針 27.照射試料及び実験設備」の削除に伴い、これに対する適合のための設計方針も削除する。

b) 2次ヘリウム冷却設備に係わる変更

HTR50Sの初期には、2次ヘリウム冷却設備が設置されないため、安全設計方針「方針26.2次 ヘリウム冷却系」の削除に伴い、これに対する適合のための設計方針も削除する。また、安全設 計方針「方針4.内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に対する適合のための設計方針において、 2次ヘリウム冷却設備に関する記載を削除する。

c) 加圧水冷却設備に係わる変更

HTR50S では、HTTR で設置されていた加圧水冷却設備が設置されないため、安全設計方針「方針 4.内部発生飛来物に対する設計上の考慮」、「方針 23. 残留熱を除去する系統」に対する適合

のための設計方針における加圧水冷却設備に関する記載を削除する。

d) 運転条件の制限に係わる変更

HTTR では、「方針 12. 燃料設計」に対する適合のための設計方針において、試験研究炉特有の条件として高温試験運転期間の制限を行っているため、これを削除する。

(2) HTR50S で追加された設備に係わる変更

HTR50S では、HTTR には設置されていない蒸気発生器、蒸気タービン等から構成される発電 設備を2次系に設置している。これに関して、安全設計方針の「方針4.内部発生飛来物に対する 設計上の考慮」に対する適合のための設計方針を修正する。なお、プラント設計において、等に おける原子炉等1次へリウム冷却系への水侵入事故時に、蒸気発生器保有水のドレンを行うドレ ン設備を設置している。しかし、ドレン設備は財産保護のための設備の位置づけであり、安全機 能を有する設備にはしない方針である。また、発電用軽水型原子炉の新安全基準では、電気事業 法と原子炉等規制法の一元化に伴い、原子炉等規制法で規制対象となる「蒸気タービン設備」に ついての安全設計方針が新規追加となる予定である。このため、今後、本項目について新安全基 準を反映する場合には、「蒸気タービン設備」に関する安全設計方針及び適合のための設計方針が 新規追加となると考えられる。

HTTR	HTR50S
工学的安全施設設計の基本方針	工学的安全施設設計の基本方針
原子炉施設の事故時に、大量の燃料の破損	原子炉施設の事故時に、大量の燃料の破損や
や原子炉施設外への放射性物質の放散を防	原子炉施設外への放射性物質の放散を防止若し
止若しくは抑制して、原子炉施設周辺の一般	くは抑制して、原子炉施設周辺の一般公衆の安
公衆の安全を確保するために、 <u>補助冷却設</u>	全を確保するために、炉容器冷却設備、原子炉
価、炉容器冷却設備、原子炉格納施設及び非	格納施設及び非常用空気浄化設備からなる工学
常用空気浄化設備からなる工学的安全施設	的安全施設を設け、次の方針に基づいて設計す
を設け、次の方針に基づいて設計する。	る。
(1) 工学的安全施設の作動が必要な際に、設	(1) 工学的安全施設の作動が必要な際に、設計
計どおりの機能を発揮できるよう信頼	どおりの機能を発揮できるよう信頼性の高
性の高い設計とし、想定される単一故障	い設計とし、想定される単一故障に対して
に対しても対処できるよう十分な多重	も対処できるよう十分な多重性及び独立性
性及び独立性を有するようにする。	を有するようにする。
(2) 工学的安全施設が原子炉施設の寿命を	(2) 工学的安全施設が原子炉施設の寿命を通
通じて、必要な際にその機能を発揮でき	じて、必要な際にその機能を発揮できるこ
ることを確認するため、施設の設置時及	とを確認するため、施設の設置時及び運転
び運転開始後も原子炉運転中あるいは	開始後も原子炉運転中あるいは停止時に、
停止時に、その機能確認の試験及び検査	その機能確認の試験及び検査が行えるよう
が行えるようにする。	にする。
(3) 工学的安全施設には、必要な際に機能が	(3) 工学的安全施設には、必要な際に機能が発
発揮できるように、電源やその他の駆動	揮できるように、電源やその他の駆動源を
源を常に確保する。	常に確保する。

Table 2-1: Fundamental principle for safety design of engineered safety features

HTTR	HTR50S
強度設計の基本方針	強度設計の基本方針
安全機能を有する構築物、系統及び機器	安全機能を有する構築物、系統及び機器の設
の設計、材料の選定については、安全上適	計、材料の選定については、安全上適切と認めら
切と認められる規格及び基準によるととも	れる規格及び基準によるとともに、自重、内圧、
に、自重、内圧、外圧、熱荷重、地震荷重	外圧、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分な
等の条件に対し、十分な強度を有し、かつ、	強度を有し、かつ、その機能を維持できるように
その機能を維持できるように設計する。	設計する。
また、荷重の組合せと許容応力について	また、荷重の組合せと許容応力については、
は、「発電用原子力設備に関する構造等の技	「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
術基準を定める告示」、「原子力発電所の耐	を定める告示」、「原子力発電所の耐震設計技術指
震設計技術指針」(JEAG4601、同補)、「建築	針」(JEAG4601、同補)、「建築基準法」、「日本建
基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び	築学会各種構造設計及び計算規準」等に準拠する
計算規準」等に準拠するものとする。	ものとする。
ただし、国内法令、規格、基準等に規定	ただし、国内法令、規格、基準等に規定されて
されていないもののうち、高温機器及び黒	いないもののうち、高温機器及び黒鉛構造物につ
鉛構造物については、研究開発の結果から	いては、研究開発の結果から導かれた知見に基づ
導かれた知見に基づき、国内外における類	き、国内外における類似機器の設計を参考にして
似機器の設計を参考にして定めた「高温工	定めた「高温工学試験研究炉高温構造設計方針」
学試験研究炉高温構造設計方針」(以下「高	(以下「高温構造設計方針」という。)及び <u>日本</u>
温構造設計方針」という。)及び「 <u>高温工学</u>	原子力学会「高温ガス炉黒鉛構造物規格化のため
試験研究炉黒鉛構造設計方針」(以下「黒鉛	の調査検討」特別専門委員会で審議された規格原
構造設計方針」という。)により設計すると	<u>案</u> (以下「黒鉛構造設計方針」という。)により
ともに、その他については、必要に応じて	設計するとともに、その他については、必要に応
十分使用実績があり、信頼性の高い国外の	じて十分使用実績があり、信頼性の高い国外の規
規格に準拠する。	格に準拠する。

Table 2-2: Fundamental principle for safety design of engineered safety features

	安全設計方針	1	2	3	4
方針1	準拠規格及び基準	_	_	_	_
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	試験可能性に対する設計上の考慮	_	_	—	—
方針 11	炉心設計	_	_	_	_
方針 12	燃料設計	_	-		—
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及び試験可能性	_	-	—	—
方針 16	原子炉停止系の反応度停止余裕	_	_	_	_
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	—	—	—	_
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	_	—	—	—

Table 2-3: List of changed item of design considerations for safety design of HTR50S (1/3)

沪容器冷却設備の受動化

②強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化

③設備、運転条件の相違

④強度設計に使用する規格の最新化

	安全設計方針	1	2	3	4
方針 21	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出	-	—	—	-
古斜 22	原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験	_	_	_	_
ノノ 业   22	及び検査				
方針 23	残留熱を除去する系統		●	●	—
方針 24	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	-	—	—	—
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	_	_	•	—
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	格納施設雰囲気の制御に関する設計上の考慮	_	—	_	—
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	_	_	_	_
方針 40	制御室	_	_	_	_

Table 2-3: List of changed item of design considerations for safety design of HTR50S (2/3)

沪容器冷却設備の受動化

②強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化

③設備、運転条件の相違

④強度設計に使用する規格の最新化

	安全設計方針	1	2	3	4
方針 41	制御室外からの原子炉停止機能	_	_	_	_
方針 42	制御室の居住性に対する考慮	-		_	—
方針 43	緊急時対策所	-	-		—
方針 44	通信連絡設備に対する設計上の考慮	—	—	1	_
方針 45	避難通路に対する設計上の考慮	—	—		—
方針 46	計測制御系	—	—	-	—
方針 47	電気系統	-	-		—
方針 48	燃料の貯蔵設備及び取扱設備	—	—		—
方針 49	燃料の臨界防止	—	—	1	_
方針 50	燃料取扱い場所のモニタリング	—	—	_	—
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	放射性固体廃棄物の処理施設	-	-		—
方針 54	固体廃棄物貯蔵施設	-	-		—
方針 55	周辺の放射線防護	-	-		—
方針 56	放射線業務従事者の放射線防護	_	_	_	_
方針 57	放射線業務従事者の放射線管理	_	_	_	_
方針 58	放射線監視	_	_	_	_

Table 2-3: List of changed item of design considerations for safety design of HTR50S (3/3)

①炉容器冷却設備の受動化

②強制循環冷却系の残留熱除去設備の非「工学的安全施設」化

③設備、運転条件の相違

④強度設計に使用する規格の最新化

Table 2-4: General Requirements and Design Consideration:	ns for Safety Design	1 of HTR50S (Guideline 4)
方針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮		
安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設P	内部で発生が想定さ	れる飛来物に対し、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。
HTTR		HTR50S
(適合のための設計方針)		(適合のための設計方針)
想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の5	9安全を損なうこ	想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうこと
とのないよう、次の方針に基づいて設計する。		のないよう、次の方針に基づいて設計する。
(1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び2次、	、ヘリウム冷却設	(1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び発電設備の配管等につい
備の配管等については、内圧、熱、地震力等による応力の	合計値が相対的	ては、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所で、配管
に高い箇所で、配管の瞬時破断を想定する。 この想定破断(	んよる配管のむ	の瞬時破断を想定する。この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジ
ち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水に、	こより、安全機能	エット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全機能を有する構築物、系統及
を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれない	いよう、破断想定	び機器の安全機能が損なわれないよう、破断想定箇所と防護対象機器は、十
箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離をとるか、破断想?	<b>!</b> 定箇所又は防護	分な隔離距離をとるか、破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。これ
対象機器を障壁で囲む。これらのいずれの対策もとれない	、場合には、破断	らのいずれの対策もとれない場合には、破断時の荷重に耐える配管ホイップ
時の荷重に耐える配管ホイップレストレイント、ジェット	、バリア等を設け	レストレイント、ジェットバリア等を設ける。
ې کې		また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化により、安全機能が損
また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化に。	より、安全機能	なわれないように設計するとともに、発電設備、補機冷却水設備等の配管破
が損なわれないように設計するとともに、加圧水冷却設す	(備等の配管破断	断による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。
による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。		(2) タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機等の破損防
(2) 回転機器の損傷により、安全機能を有する構築物、系統)	及び機器の安全	止対策を行うことにより、蒸気タービン及び発電機等の破損事故の発
機能が損なわれないように、回転機器の配置、機器の設計、	+、製作等に際し	生確率を低くするとともに、ミサイル発生を仮に想定しても安全機能
配慮する。		を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないように障壁
(3) 局所的な小規模漏えいによる影響が、安全機能を有するう	系統及び機器の	を設ける。
安全機能を損なうことのないように設計する。		(3) 局所的な小規模漏えいによる影響が、安全機能を有する系統及び機器の安全
		機能を損なうことのないように設計する。

- 16 -

Table 2-5: General Requirements and Design Considerations for Safety Design o	f HTR50S (Guideline 10)
方針 10. 試験可能性に対する設計上の考慮	
安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認する	ために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停
止中に試験又は検査ができる設計であること。	
HTTR	HTR50S
(適合のための設計方針)	(適合のための設計方針)
安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確
認するために、その重要度に応じ、定期的又は計画的に、次のような試験及	認するために、その重要度に応じ、定期的又は計画的に、次のような試験及
び検査が実施できるように設計する。	び検査が実施できるように設計する。
(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査	(1) 原子炉冷却材圧カバウングリの供用期間中検査
(2) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい試験又は漏えい率試験並	(2) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい試験又は漏えい率試験並
びに隔離弁作動試験	びに隔離弁作動試験
(3) 補助冷却設備の作動試験	(3) 炉容器冷却設備の作動試験
(4) 炉容器冷却設備の作動試験	(4) 非常用空気浄化設備の作動試験
(5) 非常用空気浄化設備の作動試験	(2) 非常用発電機の作動試験
(6) 非常用発電機の作動試験	(6) 安全保護系の試験
(1) 安全保護系の試験	これらの試験及び検査は、安全上の重要度、試験検査の必要性及びその試
これらの試験及び検査は、安全上の重要度、試験検査の必要性及びその試	験が原子炉施設に与える影響を考慮して、原子炉の運転中又は停止中に行うこ
験が原子炉施設に与える影響を考慮して、原子炉の運転中又は停止中に行うこ	とができるように設計する。
とができるように設計する。	なお、上記の(1)については、接近の可能性を配慮するとともに、(2)の漏え
なお、上記の(1)については、接近の可能性を配慮するとともに、(2)の漏え	い率試験については、試験に必要な器具の取付け等を考慮する。
い率試験については、試験に必要な器具の取付け等を考慮する。	

JAEA-Technology 2013-017

Table 2-6: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of	HTR50S (Guideline 12)
方針 12. 燃料設計	
1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮し	、ても、その健全性を失うことがない設計であること。
2. 燃料体は、輸送及び取扱中に破損等を生じない設計であること。	
HTTR	HTR50S
(適合のための設計方針)	(適合のための設計方針)
1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮し	1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮し
ても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、	ても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、
その機能が保持されるように、次の方針により設計する。	その機能が保持されるように、次の方針により設計する。
(1) 燃料要素は、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい	(1) 燃料要素は、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい
素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を	素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を
生じさせないため、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度	生じさせないため、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度
が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時における熱的制	が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時における熱的制
限値を超えないようにする。	限値を超えないようにする。
(2) 燃料要素及び黒鉛ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化	(2) 燃料要素及び黒鉛ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化
時において、照射による変形や物性値の変化等を考慮しても、破損を生	時において、照射による変形や物性値の変化等を考慮しても、破損を生
ずることがないようにする。	ずることがないようにする。
なお、上記(1)及び(2)の設計方針を十分満足するよう、高温試験運転期間を制	
限する。	2. 燃料体は、輸送及び取扱いに際して加わる荷重により、き裂の発生等がな
2. 燃料体は、輸送及び取扱いに際して加わる荷重により、き裂の発生等がな	いように設計する。
いように設計する。	また、輸送及び取扱いに当たっては、燃料体に過度な外力が作用しない
また、輸送及び取扱いに当たっては、燃料体に過度な外力が作用しないよ	よう十分配慮するとともに、輸送後に健全性を目視等により確認する。
う十分配慮するとともに、輸送後に健全性を目視等により確認する。	

- 18 -

-1. Ocnetat requirements and Design Constructations for Satery Design of - 23. 残留熱を除去する系統	
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が	戸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
<b>か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</b>	
熱を除去する系統は、減圧事故を含む想定される事故時に、燃料からの多	3量の放射能放出を有効に防止でき、かつ、炉心、炉内構造物及び原子炉冷却材圧
ウンダリの健全性を確保できる設計であること。	
<b>軟を除去する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、</b>	商用電源が利用できない場合にも、系統の安全機能が達成できるように、多重性
<b>多様性及び独立性を有する設計であること。</b>	
熱を除去する系統は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健	<b>2性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系統の試験及び検査ができる設計</b>
びたい。	
HTTR	HTR50S
ための設計方針)	(適合のための設計方針)
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	1. 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
-時においては、 <u>1次冷却設備、2次〜リウム冷却設備(中間熱交換器と</u>	停止時においては、 <u>停止時冷却設備の熱交換器</u> を経て、最終的には <u>補機冷</u>
: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	<u>却水空気冷却器</u> により、大気に伝達されることによって除去される。これ
<u>(冷却器</u> により、大気に伝達されることによって除去される。 <u>また、運</u>	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
<b>f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</b>	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
<b>と</b> 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	びその他の残留熱を除去できる設計とする。
<b>ネレレ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</b>	
3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 <u>。</u>	
いらの設備により、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原	
i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	
及びその他の残留熱を除去できる設計とする。	

Tal	ale 2-7: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of	HTR50S (Guideline 23) (2/2)
	HTTR	HTR50S
2.	事故時においても、原子炉スクラム時には、補助冷却設備により、被覆燃料	2. 異常状態においても、炉容器冷却設備により、原子炉圧力容器の外側から間
	粒子の過大な破損を有効に防止でき、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの	接的に炉心を冷却し、被覆燃料粒子の過大な破損を有効に防止でき、かつ、
	健全性を損なわないよう核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる	炉内構造物及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計と
	ように、また、炉容器冷却設備はその機能を果たすように設計する。ただし、	する。
	想定される減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故等の強制循環に	3. 炉容器冷却設備は十分な信頼性を有する静的機器で構成し、安全機能が達成
	よる炉心冷却ができない事故時には、炉容器冷却設備により、原子炉圧力容	できるようにする。また、炉容器冷却設備は、通常運転中に稼動しており、
	器の外側から間接的に炉心を冷却し、被覆燃料粒子の過大な破損を有効に防	流量、温度等を測定することにより、異常を検知でき、更に定期点検時又は
	止でき、かつ、炉内構造物及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保	燃料交換時に適切な試験及び検査ができる設計とする。
	できる設計とする。	
ί.	補助冷却設備及び炉容器冷却設備は、商用電源が利用できない場合を加え、事	
	故後の短期間では、その系統を構成するいかなる動的機器の単一故障を仮定し	
	ても、また、炉容器冷却設備は、事故後の長期間では、その系統を構成するい	
	かなる動的機器又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、	
	所定の安全機能を達成できるように設計する。このため、電源を必要とする多	
	重の動的機器については、それぞれ独立した非常用発電機からの給電によって	
	駆動できるように設計する。	
4	炉容器冷却設備は、通常運転中に稼働しており、流量、温度等を測定すること	
	により、異常を検知でき、更に定期点検時又は燃料交換時に適切な試験及び検	
	<u> </u>	
	必要に応じ、作動試験ができる設計とするとともに、補助冷却設備の健全性を	
	確認するため、定期点検時又は燃料交換時に適切な試験及び検査ができる設計	
	とする。	

方針 35. 安全保護系の過渡時の機能	
安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停	:止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えな
いように考慮した設計であること。	
HTTR	HTR50S
(適合のための設計方針)	(適合のための設計方針)
安全保護系は、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る	安全保護系は、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る
複数の原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の	複数の原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の
異常な過渡変化時に、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、その異常	異常な過渡変化時に、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、その異常
を自動的に、かつ、速やかにこれを検出し、原子炉停止系を作動させて炉	を自動的に、かつ、速やかにこれを検出し、原子炉停止系を作動させて炉
心を臨界未満にするとともに、 <u>補助冷却設備を作動させて</u> 原子炉停止後の	心を臨界未満にするとともに、 <u>炉容器冷却設備により</u> 原子炉停止後の炉心
炉心の核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、	の核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、燃料
燃料の許容設計限界を超えないようにする。	の許容設計限界を超えないようにする。

Table 2-9: General Requirements and Design Considerations for Safety Design of	HTR50S (Guideline 42)
方針 42. 制御室の居住性に対する考慮	
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、従事者が制御室は	と接近し、又は留まり、事故対策操作が可能であるように、進へい設計がなされ、
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	9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。
HTTR	HTR50S
(適合のための設計方針)	(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	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	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。	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	更に、事故が発生した際には、従事者が原子炉の停止、原子炉格納容器の
<u>動、</u> 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	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
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	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
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	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
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」	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
(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、進へい	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。
を設ける。	また、中央制御室系換気空調装置は、事故時には外気としゃ断でき、フィ
また、中央制御室系換気空調装置は、事故時には外気としや断でき、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から防
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から防	護する設計とする。
護する設計とする。	

JAEA-Technology 2013-017

### 3. 設備概要

HTR50S は熱出力 50MW、原子炉入口冷却材温度 325℃、原子炉出口冷却材温度 750℃の発電、 蒸気供給、地域暖房を行う小型高温ガス炉システムである。HTR50S の基本仕様を Table 3-1 に、 冷却設備系統図を Fig. 3-1 に示す。

#### 3.1 原子炉構造

HTR50S の炉心仕様を Table 3-2 に、原子炉の垂直断面及び水平断面を Fig. 3-2 及び Fig. 3-3 に 示す。HTR50S の炉心領域は、六角柱状の黒鉛ブロックを積み重ねたカラムの集合体であり、燃 料カラム 30 カラム、可動反射体 18 カラム、制御棒案内カラム 13 カラムの計 61 カラムにより構 成される。燃料カラムの燃料体段数は、将来炉心において、燃料交換時に燃料体の同一カラム内 のシャッフリングを行う場合を想定し、偶数の6段としている。

燃料体の基本寸法は HTTR と同じあり、Fig. 3-4 に示すように、高さ 580mm、面間距離 360mm の黒鉛ブロックに燃料要素(燃料棒)を装荷し、冷却流路を確保したものである。黒鉛ブロック には 33 本の燃料棒挿入孔を設けて燃料棒を挿入しているピン・イン・ブロック型燃料である。被 覆燃料粒子及び燃料棒の形状についても HTTR と同じである。被覆燃料粒子の仕様を Table 3-3 に、燃料棒の仕様を Table 3-4 に示す。

炉心領域は、その外周を黒鉛製の固定反射体ブロックにより取り囲まれ、さらにその外側に側 部遮へい体及び炉心拘束機構が設置され、炉心拘束機構により水平方向の変位が拘束されている。 炉心の荷重は、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等の炉心支持黒鉛構造物 及び炉心支持板、下部コアバレル等を介して原子炉圧力容器に支持される。

低温の1次冷却材(325℃、4MPaのヘリウムガス)は、原子炉圧力容器側部のクロスダクトの 外管から流入し、炉心支持板の下面を冷却した後、側部遮へい体と固定反射体ブロックの間を上 向きに流れ、上鏡シュラウド内で反転して下降流となり、炉心を構成する燃料体及び制御棒案内 ブロックの冷却流路に配分される。炉心で加熱された冷却材は、高温プレナムにおいて合流した 後、クロスダクトの内管を通って蒸気発生器側へ導かれる。

#### 3.2 冷却設備

HTR50Sの冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する1次冷却設備、通常停止時及び1次系内の圧力が保たれた状態での1次系冷却異常時に炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去する停止時冷却設備、並びに、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に崩壊熱及び残留熱を除去する炉容器冷却設備から成る。

1次冷却設備には蒸気発生器を設置し、原子炉で発生した熱を蒸気として取り出し、蒸気ター ビン発電設備や熱利用設備(地域暖房)で使用する。

1次冷却設備の主要機器となる原子炉圧力容器及び蒸気発生器の配置については、高温配管を 極力短くするためにサイド・バイ・サイド配置としている。

停止時冷却設備は、原子炉圧力容器下部にヘリウム循環機及びヘリウム冷却器を設置する一体 型構造としている。崩壊熱及び残留熱の除去は、安全上は炉容器冷却設備のみにより炉心を冷却 することが可能であるため、停止時冷却設備は安全上必須な設備ではなく、燃料交換や保守点検 あるいは異常時の原因究明等のために炉心を速やかに冷却する目的で設置する。

### 3.3 工学的安全施設

炉容器冷却設備は、HTTR と同様に工学的安全施設の機能を有する設備であり、より安全性を 高める目的で受動的冷却方式を採用する。原子炉圧力容器からの放熱は、原子炉圧力容器室の壁 面に設けた水冷管パネルを介して、自然循環水冷却方式により最終ヒートシンクとなる自然通風 式の空気冷却器まで導かれる。

事故時の放射性物質の閉じ込めのために、原子炉格納容器と非常用空気浄化設備を設ける。原 子炉格納容器は、鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)を採用 している。

### 3.4 蒸気発生器に関わる安全機能を有する設備

HTTR と異なる機器として、HTR50S では蒸気発生器を設けているが、万一、伝熱管破損が発 生した場合には、2次側の水・蒸気が1次系内に多量に侵入することを防止する必要がある。こ のために、蒸気発生器隔離及びドレン設備を設ける。蒸気発生器隔離弁は安全機能を有する機器 として設計し、ドレン設備は財産保護の観点から設置するものであり安全機能は有さない設計と する。また、HTTR と同様に1次冷却設備に安全弁を設けるが、これは、開機能について原子炉 冷却材圧力バウンダリの過圧防止、及び吹止り機能について格納容器内への核分裂生成物を含む 1次冷却材の吹止りに係わる安全機能を有する。

### JAEA-Technology 2013-017

Table 3-1: Major spec	cification of HTR50S

項目	内容
原子炉熱出力	50 MWt
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口/出口温度	325 °C∕750 °C
1 次冷却材	22.3 kg/s
1 次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	3.48 m (580mm×6 段)
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	3.5 MW/m <sup>3</sup>
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散
	型
ウラン濃縮度	20 wt%未満
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製(軽水炉用低合金鋼)
主冷却回路数	1ループ(蒸気発生器)
原子炉圧力容器と蒸気発生器の配置	横出配管によるサイド・バイ・サイ
	ド配置
蒸気温度 (蒸気発生器出口)	538 °C
蒸気圧力 (蒸気発生器出口)	12.5 MPa
用途	発電、蒸気供給、及び地域暖房
	水素製造 (将来計画)

項目	HTR50S	HTTR (参考)
熱出力	50MW	30MW
平均出力密度	3.5W/cc	2.5W/cc
出口温度	750°C	950°C
入口温度	325°C	395°C
進始由	約4.6 ~ 約8.7 wt%	約3.4 ~ 約9.9 wt%
辰帕皮	(3種類)	(12 種類)
平均濃縮度	約 6.1wt%	約 5.9wt%
燃料領域構成	30 カラム×6 段	30 カラム×5 段
シャッフリング	なし	なし
燃焼期間	2年(730日)	660 日

Table 3-2: Major core specification of HTR50S

Table 3-3: Specification of coated particle fuel used in HTR50S

項目	HTR50S
燃料核直径	600 μm
第1層(低密度熱分解炭素)厚さ	60 µm
第2層(高密度熱分解炭素)厚さ	30 µm
第3層(炭化ケイ素)厚さ	25 μm
第4層(高密度熱分解炭素)厚さ	45 μm
被覆燃料粒子直径	920 μm

Table 3-4: Specification of the fuel rod used in HTR50S

項目	HTR50S
燃料コンパクト構造	中空円柱
粒子充填率	30 vol%
燃料コンパクト外径	26 mm
燃料コンパクト内径	10 mm
燃料コンパクト高さ	39 mm/個
黒鉛スリーブ構造	円筒
黒鉛スリーブ外径	34 mm
黒鉛スリーブ厚さ	4 mm
黒鉛スリーブ高さ	580 mm



Fig. 3-1: Flow diagram of HTR50S



Fig. 3-2: Vertical section view of HTR50S Reactor



Fig. 3-3: Horizontal sectional view of HTR50S core



Fig. 3-4: Configuration of the HTR50S fuel

# 4. 安全予備評価に関する基本方針

#### 4.1 事象選定

(1) 基本方針

原子炉施設の安全対策が十分実施されていることを示すために、運転時の異常な過渡変化時及 び事故時について安全性に対する評価を行い、判断基準を満足することを示す必要がある。小型 高温ガス炉の安全予備評価として、HTTRの事象選定を参考にして、これまで実施してきた設計 情報に基づき事象を整理し、主要な事故事象を評価対象として選定する。

HTTR の安全評価では、次の手順により代表事象の選定が行われた。

- 異常事象の分類
   安全評価の判断基準の項目ごとに、その項目に影響を与える異常事象の摘出・整理を実施する。
- 起因事象の摘出と整理
   全設備を対象に、設備を構成する機器の故障を想定した場合の影響を検討し、摘出された故
   障すなわち起因事象を、異常事象の種類ごとに分類する。放射性物質の放出に至る異常事象
   については、放射性物質の大気中への移行経路の観点から起因事象の整理を行う。
- 包絡性の検討と代表事象の選定
   異常事象ごとに分類された起因事象群における影響の大きさを相対的に比較、検討し、同じ
   分類の中で最も厳しい結果を与える事象を、代表事象として選定する。

HTR50Sの安全予備評価における評価事象の選定においては、HTTRの手法を参考にして、起因事象の摘出と整理を実施し、事故として分類される事象の中から、定性的な判断により主要な事象を選定する。なお、包絡性の検討については、詳細設計へ進んだ段階で実施する課題とする。

(2) 検討結果

HTR50S に対して異常事象と起因事象を摘出・整理した結果から、事故に対する検討結果を Table 4-1 に示す。異常事象の種類について HTTR と比べると、2 次へリウム冷却設備と加圧水冷 却設備に関わる異常が 2 次冷却設備(蒸気発生器の 2 次側を構成する水蒸気系統と機器)の異常 に置き換わった以外は、ほぼ類似している。起因事象についても、2 次冷却設備の異常に関わる ものは小型高温ガス炉の機器に対して新たな起因事象が摘出されたが、その以外は HTTR の起因 事象と機器名称は異なるものの大きな差はない。

安全予備評価の事象としては、高温ガス炉に特有な現象である空気侵入あるいは水侵入による 黒鉛酸化が発生する事象、並びに、周辺公衆に対する放射線被ばくのリスクを引き起こす可能性 がある事象に着目する。Table 4-1 から、黒鉛酸化と放射性物質放出の可能性がある事故は次の2 事象であり、これらを安全予備評価の評価対象とする。

• 1次冷却設備二重管破断

冷却材のヘリウムガス喪失による炉心冷却性能の低下や、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損
により空気侵入による黒鉛酸化の可能性があり、破断口面積が最大であるため、原子炉格納容器 内への核分裂生成物の放出量がもっとも大きくなると予測される。

## • 蒸気発生器伝熱管破損

炉心への水侵入により反応度が投入され炉心温度が上昇するとともに、水蒸気、及び水蒸気と 黒鉛との反応生成物等により1次冷却設備の圧力が上昇する事象である。蒸気発生器での2次冷 却設備(水・蒸気)の圧力が1次冷却設備より大幅に高いことからHTTR 安全評価での水侵入事 故に比べ水侵入量の大幅な増加が予測されるとともに、安全弁が作動する場合には原子炉格納容 器への核分裂生成物の放出が想定される。

#### 4.2 判断基準

小型高温ガス炉の安全予備評価における判断基準は、HTTR 安全評価における判断基準<sup>13)</sup>を基本とする。ただし、HTTR と異なった材料に対しては、その材料が十分に安定した特性及び強度を確保できる制限温度を定める必要がある。前節で示したように、本評価の対象事象は事故のみであることから、小型高温ガス炉で新たに使用する材料の事故時における制限温度を検討する。

• 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼

圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼 (SA508/533) に対しては、ASME Section III, Division 5 において供用状態 D に対する制限温度を 540℃以下 (370℃~425℃において許容される継続時間 3000 時間、425℃~540℃において許容される継続時間 1000 時間、425℃を超える状態の許容され る発生回数 3 回以下)と規定している<sup>14)</sup>。小型高温ガス炉で設計上想定する事故の回数は 1 回で あり、また、これまでの予備検討結果<sup>7)</sup>から、事故時の温度の継続時間は制限値未満となる見通 しである。以上から、事故時の調質型マンガンモリブデンに対する判断基準を 540℃以下とする。

ボイラ・熱交換器用 Cr-Mo 鋼

ボイラ・熱交換器用 Cr-Mo 鋼(STBA24)の制限温度は、HTTR 高温構造設計方針<sup>15)</sup>や発電用 原子力設備規格 設計・建設規格 高速炉規格<sup>16)</sup>において強度データが規定されている最高温度 550℃とした。

• ニッケル含有合金

ニッケル含有合金(Alloy800H)に対しては、ASME Section III, Division 1<sup>17)</sup>において強度デー タが規定される最高温度 760℃とした。

以上から、本評価で対象とする事故時の判断基準を以下のとおり設定した。

- (a) 炉心は大きな損傷にいたることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2 次へリウム冷却材バウンダリとのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。

- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は次の値を超えないこと。
- a) 原子炉圧力容器、1 次系主配管等で、圧力容器用調質型 Mn-Mo 鋼を使用する箇所

## 540°C

b) 蒸気発生器伝熱管伝熱管等で、ボイラ・熱交換器用 Cr-Mo 鋼を使用する箇所

## 550°C

c) 蒸気発生器伝熱管等で、ニッケル含有合金を使用する箇所

## 760°C

- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力以下 であること。
- (e) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

## **4.3 主要な解析条件**

#### 4.3.1 初期定常運転条件

運転時の定格値及び最大の定常誤差を Table 4-2 に示す。以下に設定根拠を述べる。

- 初期原子炉出力として、定格熱出力 50MW に定格運転時の熱出力設定誤差 2% (1 次冷却材 温度、流量および圧力の測定誤差に基づく)と定常時の制御安定性設計値 0.5%の値の和+2.5% を加えたものを用いる。
- 原子炉出口冷却材温度には、定格値 750℃に対して、HTTR 安全評価時に用いたスクラムチ ャンネル誤差+10℃および通常運転時変動幅の設計値+7℃の和から成る+17℃を加えた 767℃ を初期定常運転における原子炉出口冷却材温度とする。
- 原子炉入口冷却材温度は、定格値 325℃に対して、HTTR 安全評価時に用いた制御誤差に起 因する誤差+2℃を加えた 327℃を初期定常運転における値とする。
- 1次冷却設備圧力の初期値はHTTR安全評価で用いた制御変動幅0.049MPa及び圧力測定誤差 0.078MPaの和からなる 0.127MPa に余裕を見込んだ値 4.19MPa とする。

## 4.3.2 原子炉保護設備の特性

原子炉保護設備により監視しているプロセス量がスクラム設定値を超えた場合、原子炉スクラ ム信号が発生し、自動的に制御棒駆動装置の電磁クラッチの励磁電源が遮断される。電磁クラッ チが切離された制御棒は、炉心内へ自重により落下挿入される。原子炉スクラム時の制御棒挿入 は、まず、可動反射体領域の制御棒を挿入し、次いで燃料領域の制御棒を挿入する二段階方式で 行う。解析で使用するスクラム設定値及びスクラム応答時間を Table 4-3 に示す。以下に設定根拠 を述べる。

出力領域中性子束高、1次冷却材流量低、炉心差圧低及び原子炉出口冷却材温度高信号のスクラム設定値は、小型高温ガス炉の計画運転点に対しHTTR安全評価で用いた通常運転時変動幅及びスクラムチャンネル誤差を考慮した値とした。スクラム応答時間は、HTTR相当の計装仕様を仮定し、HTTR安全評価で用いた値を踏襲する。

- 蒸気発生器出口1次冷却材温度高のスクラム設定値は、小型高温ガス炉の計画運転点に対し、
  HTTR 安全評価における中間熱交換器1次冷却材温度に対する通常運転時変動幅及びスクラムチャンネル誤差を考慮した値とする。スクラム応答時間は、HTTR 安全評価での同信号に対する時間と同じとする。
- 蒸気発生器給水流量低信号のスクラム設定値は、小型高温ガス炉の計画運転点に対し、HTTR 安全評価における1次加圧水冷却器加圧水流量の通常運転時変動幅及びスクラムチャンネル 誤差を考慮した値とする。スクラム応答時間は、HTTR 安全評価での同信号に対する時間と 同じとする。

小型高温ガス炉では、蒸気発生器伝熱管破損事故などの水侵入事故に対し、1次冷却材圧力及び1 次冷却材水分濃度を監視し、事故発生時に速やかに原子炉をスクラムさせるとともに、主蒸気止 め弁及び給水止め弁を作動させ、水侵入量を低減させる方針である。一方、現時点において水分 濃度計測系の詳細な設計仕様が決定していないことから、本解析では先行研究例<sup>18)</sup>に倣い、事故 後10秒後に原子炉スクラム及び蒸気発生器隔離信号が発生すると仮定する。

原子炉がスクラムした場合には、1次ヘリウム循環機が停止し、回転数が Fig.4-1 に示す循環機の制動停止特性に従って停止する。小型高温ガス炉の停止時冷却設備は工学的安全施設に属さないことから、原子炉スクラム以降、停止時冷却設備は起動しない。

#### 4.3.3 原子炉スクラム特性

解析では、もっとも反応度効果の大きい制御棒一対が完全引き抜き位置に固着し、挿入されないものと仮定する。可動反射体領域の制御棒により添加される負の反応度は燃焼初期から燃焼末期を通じて最小値を用いるものとし、5.5×10<sup>-2</sup> Δk/k とする。さらに、スクラム時の制御棒挿入による反応度の添加は、燃焼期間を通して制御棒が最も引き抜かれる位置に保守性を加味した位置(上部可動反射体の上面)からの制御棒挿入特性である Fig.4-2 に示す反応度挿入曲線を使用する。

#### 4.3.4 反応度係数

蒸気発生器伝熱管破損事故時の解析で使用する反応度係数は、投入される負の反応度量を小さ く評価する観点から、燃焼期間中の最大値に安全余裕 20%を見込んだ値を用いるものとし、ドッ プラ係数を-3.1×10<sup>-5</sup> Δk/k/℃、減速材温度係数を-1.7×10<sup>-5</sup> Δk/k/℃とする。

#### 4.3.5 崩壊熱

核分裂生成物の崩壊熱には、Shureの式<sup>19)</sup>で計算される値を 1.2 倍した値を用いる。また、アク チノイドの崩壊熱も考慮する<sup>20)</sup>。

#### 4.3.6 解析に当って考慮する事項

異常状態の原子炉の応答解析に当たっては、燃焼初期から燃焼末期まで結果を厳しくする運転 条件を選定して解析を行う。また、解析に当っては、想定された事象に加え、作動を要求される 工学的安全施設等の安全系に機能別に結果をもっとも厳しくする単一故障を想定する。また、工 学的安全施設の作動が要求される場合は、商用電源の喪失を考慮に入れる。

## 4.3.7 解析に用いる計算コード

1 次冷却設備二重管破断及び蒸気発生器伝熱管破損事故の解析に使用する計算コードの概要を 次に示す。

(1)  $T A C - N C^{21}$ 

TAC-NCコードは、米国ゼネラルアトミックス社が開発した TAC-2D コード<sup>22)</sup>を改良し、炉心 内の強制対流冷却が喪失したときに、冷却材の密度差に起因して生じる自然循環及びそれに応じ た炉心、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動の評価を可能としている。TAC-2D コードのメイン プログラムである RAT は、米国 Fort St Vrain 炉の安全審査に用いられた実績を有し、かつ、改良 部分については減圧事故模擬試験のデータを用いた検証が行われており、十分な信頼性を有する ことから HTTR の設置許可申請において1次冷却設備二重管破断事故の安全解析に使用された。 計算モデルの主な特徴は次のとおりである。

- a) 温度分布は、軸対称2次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b) 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c) 炉心側部の冷却材領域では対流及び輻射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは 熱伝導と輻射による伝熱を考慮する。
- d) 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムをもつものとして、それぞれの流路におけ る流動抵抗のバランスから求める。
- (2) R E L A P  $5^{23}$

RELAP5 コードは、蒸気発生器伝熱管破損事故時における、反応度の変化及び冷却材の流量、 入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動並びに1次冷却設備、蒸気発生器におけるヘリウム 及び水・蒸気の熱流力挙動を解析するコードである。

本コードでは原子炉をいくつかの体積をもつボリュームとジャンクションとで構成する流体回 路網で表す。また、本コードは二流体モデルを採用しており、各ボリューム、ジャンクションに おいて気体及び液体に関する質量、運動量及びエネルギー保存を解き、それらの温度、流量及び 圧力の時間変化を求める。また、燃料及び熱交換器伝熱管、配管等の構造材の温度分布は、一次 元の非定常熱伝導方程式によって求める。原子炉出力は一点近似核動特性計算により求める。 RELAP5 コードは、軽水炉を対象に模擬試験装置や実機のデータを用いた検証が多数行われてい る<sup>24</sup>,<sup>25</sup>。また、ヘリウムを作動流体に用いた解析として、ヘリウムを加熱用熱媒体とする蒸気 発生器を有する模擬試験装置の試験データを用いた検証が行われ<sup>26</sup>、定常及び非定常時備の温度 挙動をよく模擬できることが確認されており、十分な信頼性を有する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a) 炉心はホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取扱う。
- b) 熱交換器伝熱管は軸方向に分割した1本の伝熱管で代表する。

- c) 1次ヘリウム循環機、安全弁等での流動上の特性を模擬する。
- (3)  $T H Y T A N^{27}$

THYTAN コードは、1次冷却設備二重管破断事故及び蒸気発生器伝熱管破損事故後に炉内へ侵入した空気及び水蒸気による炉内黒鉛構造物の酸化反応の解析を行い、黒鉛構造物の酸化量分布を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a) 黒鉛酸化反応としては、侵入空気及び水蒸気からの黒鉛表面境界層への酸素及び水蒸気の物 質伝達や黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素及び水蒸気の細孔内拡散、酸素及び水 蒸気の黒鉛との化学反応の三つの過程を考慮する。
- b) 炉内への空気及び水蒸気の侵入等をもとに、黒鉛構造物の酸化量を非定常拡散方程式を解く ことにより求める。
- c) 冷却材中の流れ方向の空気及び水蒸気分布は、黒鉛ブロック内への酸素及び水蒸気の拡散を 考慮した質量保存則を解いて求める。
- d) 水蒸気及び反応生成物を含む1次系内の混合ガスの圧力が安全弁設定圧力を超えた場合、原 子炉格納容器内へ混合ガスが放出されることを模擬する。

異常事象	主な起因事象	備考
(1) 反応度制御設備の異常	スタンドパイプ破損	
(2) 燃料流路の流量減少	燃料体内流路閉塞	
(2) 伝心法是の速小	1次冷却設備二重管内管破損	
(3) 沪心沉重以减少	1次ヘリウム循環機1台の軸固着	
(4)1 次 ※ 却 け の 萌 生	1次冷却設備の配管等の破損	二重管破断、外管破損、単管 破損等
(4)1 沃市却的安大	スタンドパイプ等の破損	
	復水器等の伝熱管破損	復水器、高圧給水加熱器等
<ul><li>(5) 2 次冷却設備の除熱量の 減少</li></ul>	給水ポンプ等の軸固着	復水ポンプ、脱気器給水ポン プ、給水ポンプ
	主蒸気配管等の破損	主蒸気配管、抽気配管、ター ビンバイパス配管等
	1次冷却設備二重管破断	
(6) 空気侵入	1次冷却設備二重管外管破損	
	スタンドパイプ破損	
(7) 水目 1	蒸気発生器伝熱管破損	
(/)	停止時冷却設備冷却器伝熱管破損	
(8)2次冷却材の喪失	原子炉格納容器内の主蒸気配管の 破損	原子炉格納容器内の圧力上昇 の観点から摘出された事象

Table 4-1: The initiating events for accidents of HTR50S (1/2)

異常事象	主な起因事象	備考
	1 次冷却設備の配管等の破損	二重管破断、外管破損、単管 破損等
(9) 放射性物質の格納容器内 への漏えい	蒸気発生器伝熱管破損	1次系安全弁が作動する場合
	その他設備の配管等破損	詳細設備名は省略(HTTR と 同様と想定)
(10) 放射性物質のサービス	1次ヘリウム純化設備の配管等の 破損	
エリア内への漏えい	その仲設備の配筒笠破場	詳細設備名は省略(HTTR と
	その他設備の配置寺板損	同様と想定)
(11) 放射性物質のサービス	気体廃棄物処理設備の配管等の破 損	
エリア外への漏えい	その他設備の配管等破損	詳細設備名は省略(HTTR と 同様と想定)

Table 4-1: The initiating events for accidents of HTR50S (2/2)

# JAEA-Technology 2013-017

		定格值	定常誤差					
原子	炉出力	50 MW	+2.5%					
1 波》公却封泪 庄	原子炉出口温度	750°C	+17°C					
1	原子炉入口温度	325°C	+2°C					
1 次冷却材圧力		4.04MPa	+0.15MPa					

Table 4-2: Initial conditions for safety analysis of the HTR50S

Table 4-3: Set values and response times of the reactor protection system used in the safety analysis of HTR50S

「「「「」」「「」」「「」」「」」「「」」「」」「「」」「」」「」」「」」「」	解析に用いた	スクラム応答時間
原于炉ベクノム信号	スクラム設定値	(秒)
出力領域中性子束高(高設定)	112%	-
1 次冷却材流量低	88%	3.2
蒸気発生器出口1次冷却材温度高	415°C	100
原子炉出口冷却材温度高	777°C	100
炉心差圧低	70%	2.0
蒸気発生器給水流量低	82%	1.3



Fig. 4-1: Normalized circulator rotational speed versus time past the initiation of reactor scram



Fig. 4-2: Scram reactivity versus time past the initiation of reactor scram

# 5. 安全予備評価

## 5.1 1次冷却設備二重管破断事故

## 5.1.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両端 破断し、1次冷却材が原子炉冷却材系外に放出され、1次冷却材圧力が急速に減圧する事象(減 圧事故)として考える。

減圧事故が発生すると、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇し、また、破断部から空 気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。一方、放出された1次 冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留 熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与える ことなく事故は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、 その波及を制限するために、次のような対策を講ずる。

- a. 1次冷却設備二重管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行い、品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行うことによって、1次冷却設備二重管の破断が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備の過圧を防止するため安全弁を設ける。
- c. 原子炉格納容器内のエリアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを早期に検知する。
- d. 上記の防止対策にもかかわらず、万一事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却 設備流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。
- f. 1次冷却設備二重管の破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑 制するため、原子炉格納容器を設ける。
- g. 「原子炉格納容器内圧力高」又は「原子炉格納容器内放射能高」等の工学的安全施設作動信号 により原子炉格納容器を隔離し、放出された1次冷却材を原子炉格納容器内に閉じ込める。更 に非常用空気浄化設備を作動させることにより、サービスエリア内を負圧に維持し、放射性物 質の環境への放出を抑制する。
- h. 炉容器冷却設備及び非常用空気浄化設備は、商用電源が利用できない場合にもその機能を果た せるように、非常用発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

## 5.1.2 事故経過の解析

- (1) 炉心冷却性能の評価
- a) 解析条件

事故直後の挙動は、計算コード RELAP5 により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の 挙動は、計算コード TAC-NC により解析する。RELAP5 コードの計算ノードを Fig.5-1 に、TAC-NC の計算モデルを Fig.5-2 に示す。

RELAP5の計算ノードにおいて、原子炉は、上部プレナム(1、2)、炉側部流路(13)、固定反射体 (11)、側部遮へい体(21)、原子炉圧力容器(12)、炉容器冷却設備(15)、炉心バイパス流路(5)、シ ール用ブロック部流路(6)、キー結合用ブロック部流路(7)、高温プレナム(8)、炉床部断熱層及 び炉心支持板(13)、炉心支持板冷却流路(9)、下部プレナム(10)および炉心から構成される。 炉心はホットチャンネルおよび平均チャンネルから構成され、それぞれ冷却材流路(4、3)、燃料 (6、1)及び黒鉛ブロック(7~10及び2~5)から構成される。炉心における径方向の熱伝導および 輻射伝熱については、平均チャンネルの燃料から圧力容器方向へ熱移動が考慮されている。1次 冷却設備は蒸気発生器、二重管、循環機(201~205)、配管及び安全弁から構成される。蒸気発生 器は内胴上部室(15)、伝熱管部へリウム流路(16)、下部室(17)、伝熱管(17、18)、伝熱管内水・ 蒸気流路(25)、内胴及びライナ(16、20)、から、中間熱交換器は1次へリウム側流路(P18)、か ら構成される。二重管は内管内流路(11)、二重管内管(14)及び外管内流路(12)から構成される。 水・蒸気設備は主蒸気止め弁、給水止め弁及び配管から構成され、給水止め弁上流部(24)を温 度・流量境界条件に主蒸気止め弁出口部(26)を圧力境界としている。各ボリューム、ジャンク ション及び熱構造材の形状は小型高温ガス炉の原子炉及びプラント設計<sup>8</sup>に基づき設定する。炉 容器冷却設備は温度境界条件とし、プラント設計に基づき65℃に設定する。

TAC-NC の計算モデルの範囲は原子炉圧力容器と炉容器冷却設備とし、二次元軸対称でモデル 化する。モデル形状は小型高温ガス炉の原子炉圧力容器および炉内構造物設計<sup>8)</sup>に基づき設定す る。スタンドパイプ、フランジ等の構造物は原子炉圧力容器の最高温度発生位置から十分離れて いることから考慮しない。燃料ブロックおよび可動反射体ブロックの領域は、リング毎に分割し、 さらに燃料領域はひとつのリングを厚さの等しい二つのメッシュに分割する。固定反射体領域は 径方向に等間隔で三分割する。また、燃料ブロックおよび下部可動反射体領域は1体当り軸方向 に等間隔で二分割、高温プレナムブロック領域は軸方向に等間隔で三分割する。冷却材流路とし て、側部遮へい体内の炉側部流路と、燃料チャンネル流路を考慮する。燃料チャンネル流路は、 各リングにおける流路断面積と等価な流路としてモデル化する。通常運転時において冷却材は炉 側部流路を上昇し、上部プレナム空間で向きを反転して燃料チャンネル流路を下向きに流れる。 事故時には、燃料チャンネル流路での自然循環流に応じて流れ方向が決定される。原子炉圧力容 器の外側には熱反射板1枚を設置する。炉容器冷却設備は水冷パネルをモデル範囲とし、プラン ト設計<sup>8</sup>に基づき 65℃の温度境界条件とする。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入ロノズル部近傍で瞬時に完全両端破断するものと する。
- 反応度係数としては、原子炉の到達能力が最大となるように、4.3.4 項に示す値を用いる。
- 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で事 故が起こるものとする。従って、燃料温度を計算するに当っては、炉心を構成する黒鉛の熱 伝導率は、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。また、原子炉圧力容器の温

度を計算するに当っては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、原子炉圧力容器への熱放散の 大きい燃焼初期の値を使用する。

#### b) 解析結果

事故後 10 秒までのプラント挙動を Fig.5-3 に示す。事故後、1 次冷却材圧力は急速に減圧し、 約 3 秒で「1 次冷却設備流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この 際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく徐々に低下する。

原子炉スクラムから長時間の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度及び炉心自然循環流量 挙動として、燃焼期間を通してもっとも高い温度及び流量を示す燃焼日(燃料最高温度は燃焼末 期、原子炉圧力容器最高温度は燃焼初期、炉心自然循環流量は燃焼初期)における評価結果を Fig.5-4 に示す。

燃料最高温度は原子炉スクラム後に低下した後、再び上昇するが、初期値を上回ることはなく、 28時間後にピークに達した後、2000時間後に約500℃に低下する。事故後の燃料最高温度は1386℃ であり、判断基準を超えることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は原子炉圧力容器側部 (炉心上端から4段目のブロックの位置)に生じ、事故後約20時間で約364℃になるが、制限温 度を超えることはない(Fig.5-4 (a))。炉心における自然循環流量、すなわち、空気侵入量は、原 子炉スクラム後に低下した後、再び上昇し、事故後2000時間で約3.9 kg/hr となった。

燃料最高温度を示す燃焼末期における軸方向および径方向座標における通常運転時(0時間) から燃料温度がピークに達する28時間までの径方向温度分布の変化(高さは燃料温度が最も高く なる位置)および軸方向温度分布の変化をそれぞれ、Fig.5-5及びFig.5-6に示す。通常運転時に は、燃料領域の最外周部が径方向においてもっとも高い温度を示すが、事故発生に伴う原子炉内 の強制循環流の停止により、燃料最高温度位置は炉容器冷却設備からもっとも距離が遠く、かつ、 崩壊熱による加熱を伴う燃料領域内側に移行し、黒鉛の熱伝導率が低いことから燃料領域内外で の温度差は最大約450℃に達する。軸方向については、燃料最高温度位置は通常運転時の燃料領 域の最下段から燃料領域の3段目に移行する。これは、冷却材の流れが止まることにより出力密 度の高い領域での冷却能力が低下するためであり、出力密度の最大位置と軸方向での燃料最高温 度位置が重なる結果となる。

原子炉圧力容器最高温度を示す燃焼初期における軸方向および径方向座標での通常運転時(0 時間)から原子炉圧力容器温度がピークに達する10時間までの径方向温度分布の変化および軸方 向温度分布の変化をそれぞれ、Fig.5-7及びFig.5-8に示す。事故発生からの時間経過に伴い、径 方向における燃料最高温度位置は燃料領域の最外周部から燃料領域内側に移行するものの、黒鉛 の熱伝導率が高いことから燃料領域内外および側部反射体領域での温度勾配は通常運転時とほぼ 同じ結果となる。その結果、通常運転時と比べ、側部遮へい体の温度が上昇し、これに伴い原子 炉圧力容器温度も上昇する。軸方向については、通常運転時には側部遮へい体内側の炉側部流路 での冷却材流れにより側部遮へい体が冷却されるため、原子炉圧力容器はほぼ平坦な温度分布を 示す。事故の発生により強制循環流れが喪失すると、燃料領域下段における原子炉圧力容器温度 は上昇するものの、ピークの出現する位置は出力密度の最大位置と一致しない。これは、強制循 環流れの停止により、崩壊熱が生じない上部可動反射体温度が低下することにより燃料領域上段 での温度上昇が低減されるためである。

(2) 炉内黒鉛構造物の酸化評価

a) 解析条件

事故発生後、原子炉格納容器内の空気は、拡散により破断口から原子炉圧力容器内へ侵入し、 自然循環が発生する。発生した自然循環による炉内への空気侵入量は TAC-NC により解析する。

黒鉛構造物の酸化は、黒鉛構造物の温度が低いと反応速度は遅いが、構造物内部まで酸素が侵入し、黒鉛と反応するために内部で密度減少が生じ、黒鉛材の強度が低下する。一方、高温になるにつれて反応速度は早くなるが、酸化は黒鉛構造物表面に限定された肉べりとなり、黒鉛構造物の荷重支持能力が低下する。ここで、黒鉛構造物がどれだけ酸化されたかを示すものとして、 黒鉛構造物の酸化による重量減少をそれと等価な肉べり量で換算した等価肉べり量を用いる。黒 鉛構造物の酸化解析は、計算コード THYTAN により解析する。

THYTAN コードの1次冷却設備二重管破断事故における黒鉛酸化解析用全体モデルを Fig.5-9、 高温プレナム内の流れの模式図を Fig.5-10、高温プレナムのモデル図を Fig.5-11、炉心チャンネル モデルを Fig.5-12 に示す。本解析モデルの設定にあたっての基本的な考え方は以下である。

破断口より侵入した空気とヘリウムガスの混合気体は、原子炉圧力容器に対してサイド・バイ・ サイド配置で接続された出口配管を通って側部から高温プレナムへ侵入し、中央の高温プレナム ブロック及び外周の高温プレナムブロックを通って炉心に侵入していく。黒鉛構造材であるサポ ートポストについては、酸化量を多めに評価するために、出口配管近傍のサポートポスト1本の みを評価対象とし、高温プレナムに侵入した混合気体の全流量が評価対象のサポートポストに当 たり、酸化反応に寄与するものとする。炉心中心部の高温プレナムブロック、及び外周の6つの 高温プレナムブロックへ至る流路は、出口配管からの距離に応じてモデル化し、流量条件が同じ 流路は、評価上は1本の流路で代表させている。炉心チャンネルは、高温プレナムブロック、下 部可動反射体、燃料、上部可動反射体の領域をモデル化している。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 混合気体の侵入は、事故後時間遅れをもって発生することを考慮し、評価対象物ごとに最も厳しくなる時間遅れを用いて解析する。
- 黒鉛と酸素の反応速度は、使用黒鉛材料について実施した酸化試験より、反応速度の上限値を 定め、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように上限値を使用する。
- 黒鉛材中の酸素の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った値とする。
- 黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生成される。解析では、黒鉛酸化量を多めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスは全て一酸化炭素とする。これは、生成ガスの燃焼可能性を評価する点からも厳しい仮定である。
- b) 解析結果

事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外との間に自然循環が形成され、空気とヘリウム からなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。炉心支持黒鉛構造物及び炉心黒鉛構成要素は、 混合気体中の酸素により酸化腐食される。酸化されるサポートポストの胴部表面からの酸化率分 布を Fig.5-13 に示す。酸化前のサポートポストの半径 75 mm に対して約 5 mm の等価肉べり量と なり、サポートポストの残存等価直径は約 140 mm あるので、サポートポストは十分な炉心支持能 力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ 10 mm に対 して約 1 mm であり、残存等価厚さは約 9 mm 厚さを有しているので、燃料コンパクトが高温プレ ナム部に落下することはない。

また、一酸化炭素の濃度と燃焼範囲の関係を Fig.5-14 に示す。減圧事故後、原子炉格納容器内の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

(3) 被ばく評価

評価条件

被ばく評価では、実際より十分厳しい結果を得るために、評価条件を次のように仮定する。なお、核分裂生成物の原子炉格納容器から原子炉建屋外への移行・放出条件のうち、詳細設計が行われていない設備に係る条件は、HTTRの解析条件を参考に設定する。

- a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102.5 %で長期間にわたって運転されていたものと し、その運転期間は稼働率 100 %(保守的な仮定)で、炉心については 730 日間、プラント については 40 年間とする。
- b) 事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆 層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一様に分布しているものとする。
- c) 原子炉格納容器内へ放出される核分裂生成物としては、1次冷却設備内を循環する核分裂生成物、1次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物及び炉心に蓄積した核分裂生成物を考慮する。これらの核分裂生成物のうち、1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の全量及び1次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物(よう素)の60%が、事故後瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとする。

また、炉心に蓄積した核分裂生成物の一部は、事故後の温度変化及び黒鉛酸化により1次 冷却材中に移行し、次いで原子炉格納容器内に放出されるものとする。この追加放出につい て、今回の安全予備評価では、保守的に HTTR の重大事故の計算条件を参考に設定する。す なわち、原子炉格納容器内への追加放出に寄与する核分裂生成物の量は、炉心蓄積量に対し て希ガス2%、よう素1%とし、放出は一定の割合で100時間継続するものとする。

- d) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、有機よう素が占める割合は4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。
- e) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内機器等に付着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を期待しない。
- f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、HTTR の1次冷却設備二重管破断事故の解析条件である 0.25%/dを仮定する。HTTR の漏えい率は、設計漏えい率 0.1%/d(常温空気、最高使用圧力の

0.9 倍の圧力)と事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇等を考慮して設定された値 である。HTTR と比較して小型高温ガス炉は、事故時に放出する1次系内へリウムインベン トリは大きな差はなく、原子炉格納容器内の自由空間容積は大きいため、この漏えい率は実 際よりも大きめの仮定と考えられる。

- g) 原子炉格納容器からサービスエリアへ漏えいした核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を経 て排気管より放出される。このとき、サービスエリア内での核分裂生成物の沈着及び付着の 効果はないものとする。
- h) 事故後、サービスエリアは原子炉格納容器からの漏えい、機器等の放散熱等により昇圧される。これらの条件については HTTR と同等であると仮定し、評価上は事故後5分間にサービスエリアに放出された核分裂生成物のうち、大気圧との圧力差分に余裕を見込んだ割合(1%)の核分裂生成物が地上放出されるものとする。なお、地上放出割合とその継続時間の算定に当たっては、事故後約5分後に商用電源が喪失するものとする。
- i) 事故後、非常用空気浄化設備のフィルタ機能が期待できるまでの時間は、評価上13分とし、 その間、原子炉格納容器からサービスエリアに漏えいした核分裂生成物は、前項で考慮する ものを除き、非常用空気浄化設備の設計流量(56 m<sup>3</sup>/min)により、排気管から大気中に放出 されるものとし、非常用空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
  - また、13分以降は、非常用空気浄化設備のフィルタを経て、排気管より大気中に放出されるものとする。

これらの移行・放出条件についても、HTTR の解析条件と同等と仮定した。

- j) 非常用空気浄化設備のフィルタのよう素除去効率は、設計値(95%)に余裕をもった値として 90%とする。
- k) 大気中に放出される核分裂生成物の量を評価する期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。
- 原子炉格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャインγ線及び直接γ線については、原子 炉建屋等の遮へい効果を考慮して評価する。
- ② 評価方法
- a) 評価する線量の種類

1次冷却設備二重管破断事故を想定した場合の敷地境界外での公衆の線量は、次のように計算 する。

(a) 原子炉格納容器から大気中に放出された核分裂生成物による線量、即ち、希ガス及びよう素 からのγ線の外部被ばくによる実効線量及びよう素の吸入による小児の実効線量

(b) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からのγ線の外部被ばくによる実効線量、即 ち、原子炉格納容器から原子炉建屋の屋根を透過したγ線が空気により散乱された結果生ずるス カイシャインγ線及び原子炉格納容器から原子炉建屋の壁を透過した直接γ線による実効線量

b) 大気中に放出された核分裂生成物による線量

線量の計算は、HTTR の設置許可申請書に示された計算方法に従って行う。この際、プラント 設置場所の条件に基づく相対線量(D/Q)及び相対濃度( $\chi/Q$ )は、HTTR の1次冷却設備二重管 破断事故に適用された値を用いる。

c) 原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による線量

線量の計算に関する基本的な考え方は、HTTR の設置許可申請書に示された方法と同じとする。 今回の安全予備評価では、HTTR に対する線量の計算結果に基づき、主要核種に着目し、原子炉 格納容器内への放出量と建屋外への遮へい効果の相違を考慮した簡易計算を行う。線量の計算点 は、スカイシャインγ線による実効線量並びに直接γ線による実効線量ともに、HTTR の炉心か ら敷地境界までの最短距離である 280m と同じとする。

③ 評価結果

事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を Table 5-1 に示す。被ばく評価の 結果、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

## 5.1.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「1次冷却設備流量低」の信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない。また、 空気侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却性能が失われること はない。原子炉圧力容器の最高温度は判断基準を満足するので、その健全性が失われることはな い。加えて、大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺公衆に対し著しい放射線被ばく のリスクを与えることはない。

#### 5.2 蒸気発生器伝熱管破損事故

## 5.2.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、蒸気発生器の伝熱管が瞬時に破損し、 水が蒸気発生器の1次側に侵入する事象として考える。1次冷却設備内へ侵入した水が蒸発し、 1次冷却材圧力が上昇するとともに、炉心に多量の蒸気が混入すると正の反応度が添加され、ま た、黒鉛が酸化されることにより、炉心及び炉心支持構造物に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、蒸気発生器は隔離され、炉 容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることはなく、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事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、 その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

a. 蒸気発生器の伝熱管等の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行う

とともに、品質管理や工程管理を十分に行う。更に、使用する水の水質を厳重に管理するこ とにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を小さくする。

- b. 1次冷却設備に湿分モニタ及び発電設備に放射能濃度モニタを設け、湿分あるいは放射能濃度 が高くなると中央制御室に警報を発し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一、蒸気発生器の伝熱管が破損した場合には、原子炉保護 設備の「1次冷却設備湿分高」信号、「1次冷却材圧力高」信号又は「出力領域中性子束高」 信号等により、原子炉は自動停止する。また、同信号により給水ポンプが停止するとともに、 蒸気発生器隔離弁が閉止し、1次冷却設備へ侵入する可能性のある水量を限定する。
- d. 原子炉の自動停止時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

## 5.2.2 事故経過の解析

- (1) 炉心冷却性能の評価
- a) 解析条件

事故の解析は、計算コード RELAP5 によって行う。計算に用いたノードは Fig.5-1 に示すとお りである。ノーディングの詳細については、前節を参照されたい。解析では、実際より十分厳し い結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 蒸気発生器伝熱管1本が、瞬時に完全両端破断するものとし、破断位置は1次冷却設備の圧力上昇が最大となる部分とする。
- 炉心への水侵入による反応度添加を大きく評価するために、1次冷却設備へ侵入した水分が
  1次冷却設備内に均質に分布した場合における反応度が事故後直ちに添加されることとする。
- 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となる 4.3.4 項に示す値を用いる。
- b) 解析結果

蒸気発生器伝熱管破損が起こった場合のプラントの挙動を Fig.5-15 に示す。

事故後、約1秒で「出力領域中性子束高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止 する。この際、原子炉出力は129%程度まで上昇するものの、燃料最高温度上昇は2℃程度に抑え られ、その後、徐々に低下する。原子炉スクラムと同時に蒸気発生器隔離信号が発信されるもの の、事故後、主蒸気及び給水止め弁の閉動作完了まで73秒程度を要することから、1次冷却設備 内に侵入する水蒸気量は約568kgに達する。このとき添加される反応度は約1.3×10<sup>3</sup>Δk/k である が原子炉スクラム時の反応度停止余裕は十分確保される。原子炉スクラムと同時に1次冷却設備 循環機は制動停止することから1次冷却設備流量は速やかに減少する。原子炉冷却材圧力バウン ダリの温度は初期値を上回ることはない。

## (2) 炉内黒鉛構造物の酸化評価

a) 解析条件

炉内への水侵入量は RELAP5 により解析する。黒鉛構造物の酸化解析は、計算コード THYTAN により解析する。THYTAN コードの蒸気発生器伝熱管破損事故における黒鉛酸化解析用全体モデルを Fig.5-16 に示す。水侵入に伴う圧力上昇による安全弁を介した原子炉格納容器内への混合気

体の放出量を評価するため、安全弁及び原子炉格納容器をモデル化している。サポートポスト等の高温プレナム、及び炉心チャンネルのモデルは1次冷却設備二重管破断事故のモデルと同じである。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 黒鉛と水蒸気の反応速度は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った値と する。
- 黒鉛材中の水蒸気の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った 値とする。
- 1次冷却材圧力を大きめに計算するため、黒鉛と水蒸気の反応により生成されるガスは、全て 一酸化炭素と水素とする。
- b) 解析結果

事故後、蒸気発生器伝熱管の破断部から水蒸気が1次冷却設備内へ侵入し、炉心支持黒鉛構造 物及び炉心黒鉛構成要素は、侵入水により酸化腐食される。黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は 黒鉛スリーブ底板の厚さ10 mm に対して約 1mm であり、残存等価厚さは約 9mm 有しているの で、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。更に、サポートポストの等価肉べ り量は酸化する前のサポートポスト半径 75 mm に対して約 3mm であり、サポートポストの残存 等価直径は約 144 mm あるので、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。

また、**Fig.5-17** に1次冷却設備内圧力を示すように、水侵入に伴う圧力上昇によって安全弁が 作動し、1次冷却設備内の約15%の混合気体が原子炉格納容器内へ放出される。しかし、原子炉 格納容器内の可燃性ガス(H<sub>2</sub>+CO)濃度は約0.003%であり、燃焼範囲外にある。また、1次冷却 設備内には空気が存在しないため、可燃性ガス(H<sub>2</sub>+CO)の燃焼の可能性はない。

- (3) 被ばく評価
- 評価条件

被ばく評価では、以下に示す条件を除き、5.1.2(3)に示した解析条件と同様な条件で評価する。

- a) 原子炉格納容器内へ放出される核分裂生成物としては、1次冷却設備内を循環する核分裂生成物、1次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物を考慮する。炉心に蓄積した核分裂 生成物のうち、炉心の温度変化による追加放出される核分裂生成物は、安全弁の吹き止まり までの時間が短いこと、安全弁の吹き止まりにより、1次冷却設備は完全には減圧されてな いことを考慮して、その量は無視し得るものとする。
- b) 1次冷却設備内を循環する核分裂生成物は、事故後の安全弁の作動に伴い1次冷却設備内混 合気体の約15%が放出されることから、事故直前に1次冷却設備内を循環していた量の15% が原子炉格納容器内に放出されるものとする。
- c) また、1次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物は、1次冷却設備内へ侵入した加圧 水または蒸気による離脱(ウォッシュオフ)により1次系内を循環する核分裂生成物ととも に原子炉格納容器内へ放出されるものとする。ウォッシュオフして離脱する割合は、現時点

では適用可能なデータがないため、評価上は保守的に全量離脱を仮定する。離脱した核分裂 生成物は、1次冷却設備内を循環する核分裂生成物と同様、安全弁が作動している間に、離 脱した量の15%が原子炉格納容器内に放出されるものとする。

#### ② 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量及び原子炉格納容器内に浮遊している核分 裂生成物からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、5.1.2(3)に示した評価方法と同様の方法により評価する。

#### ③ 評価結果

事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を Table 5-2 に示す。被ばく評価の 結果、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

## 5.2.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「出力領域中 性子束高」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過渡に上昇せず、水侵入による 黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却 材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。加えて、大気中に放出される放射性物質の 量は少なく、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

核種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の	約44×107	約 2 0×10 <sup>12</sup>
γ線換算量(MeV·Bq)	亦9 4.4~10	承9 2.0~10
<sup>131</sup> I	1.5×10 <sup>7</sup>	8.8×10 <sup>11</sup>
<sup>1 3 2</sup> I	2.4×10 <sup>6</sup>	3.1×10 <sup>8</sup>
<sup>1 3 3</sup> I	1.0×10 <sup>7</sup>	5.8×10 <sup>10</sup>
<sup>134</sup> I	2.5×10 <sup>6</sup>	5.3×10 <sup>7</sup>
<sup>1 3 5</sup> I	5.3×10 <sup>6</sup>	4.8×10 <sup>9</sup>

Table 5-1:Release amount of FPs from the reactor building during the rupture of co-axial hot gas duct inprimary cooling system in HTR50S

Table 5-2:Release amount of FPs from the reactor building during the tube rupture of steam generator inHTR50S

核種	地上放出による放出量(Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の	約07×106	約 2 5×10 <sup>10</sup>
γ線換算量(MeV·Bq)	亦5 9.7~10	承9 5.5~10
<sup>1 3 1</sup> I	3.6×10 <sup>6</sup>	$6.0 \times 10^{10}$
<sup>1 3 2</sup> I	5.8×10 <sup>5</sup>	4.0×10 <sup>7</sup>
<sup>1 3 3</sup> I	2.5×10 <sup>6</sup>	3.8×10 <sup>9</sup>
<sup>134</sup> I	5.9×10 <sup>5</sup>	8.7×10 <sup>6</sup>
<sup>1 3 5</sup> I	1.3×10 <sup>6</sup>	4.6×10 <sup>8</sup>



Fig.5-1: RELAP5 nodalization for safety analysis of HTR50S

単位 (cm)	領域幅		19.01	15.64	15.64	16.28	16.28	16.38	16.38	16.42	16.42	22.18	22.18	22.18	5.00	9.00	26.02	5.00	15.00	6.10	6.10	89.85	0.32	9.80	0.50
	外半径		19.01	34.65	50.29	66.57	82.85	99.23	115.61	132.03	148.44	170.62	192.80	214.98	219.98	228.98	255.00	260.00	275.00	281.10	287.20	377.05	377.37	387.17	387.67
領域幅	下端位置	1	2	3	4	5	6	7	8	, 9	10	11	12	13	, 14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
0.5	0.5	2						1																	
134.5	135.0	3						(15)																	
12.2	1/7 2	4																							
	147.2	4														-									
27.7	174.8	5						(15)				_													
9.0	183.8	6						(18)		_部;	シュ	ラウ	5												
146.7	330.5	7							F	:部つ	パレ	ታፊ	19		1	(18)									
30.0	360.5	8			<u>L</u> å	北連へ	<u>\u\</u> 2			3															
29.0	389.5	9																							
29.0	418.5	10		Ц.			4							(	10					影	Ŧ		.~		
29.0	447.5	11			上 部	可動	反肘	*												- K			、あ		21
29.0	476.5	12		4																- T	ì		2		~
29.0	505.5	13										固定	と 反射	体						ģ			剫		实
29.0	534.5	14		-	-	-	-	-	-		_									Ň			爇		×
29.0	503.5	15				燃料	体													Ē	ŧ .				
29.0	621 5	17									_		_					_							
29.0	650.5	18				6	5)			(e	5)		(16)			(18)		(10)		(1	D	(14)		(14)	1
29.0	679.5	19																				U		U	
29.0	708.5	20														*									
29.0	737.5	21														5									
29.0	766.5	22														<									
29.0	795.5	23														造 () ()									
29.0	824.5	24														間									
29.0	853.5	25		T		0										all in the second secon									
29.0	882.5	26				e	צ																		
20.0	011 5	~ 7																							

29.0 29.0 23.0 27 動反射体 940.5 28 963.5 29 プレナムブロッ ル用 30 33.5 997.0 +結合用高温プレナムブロック ¥. 33.5 1030.5 31 高温プレナム (15 40.0 1070.5 32 『ブロック プレナム下 25.0 1095.5 33 (16) 60.0 1155.5 34 「熱ブロック 12 下端ブロック 20.0 1175.5 35 16 1184.5 36 炉心支持板 1 9.0 1189.5 5.0 (15) 37 9.0 1198.5 38 下部コアバレル 183.3 1381.8 39 (15) 1 12.2 1394.0 40 50.0 1444.0 41 (15) 0.5 1444.5 42 1

> (材料番号) ①炭素鋼、SA533/SA508 ①黒鉛(IG-100) 2SUS ①炭素ブロック(ASR0RB) 13クロムモリブテン鋼 ③SUS+黒鉛 ④黒鉛(IG-110) (1)側部空気ダミー物質 15ダミー物質 ⑤燃料ブロック+制御棒案内ブロック ⑥黒鉛(IG-110) 16黒鉛(IG-110) ⑦黒鉛(IG-110) ①クロムモリブテン鋼 ⑧黒鉛(IG-110) 18SUS+黒鉛 9Alloy800H 19上部プレナムダミー物質 10炉側部ダミー物質

Fig.5-2: TAC-NC model for safety analysis of HTR50S



(a) Core flow rate and primary cooling system pressure



(b) Reactor power and peak fuel temperature

Fig.5-3: Transient response during rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



(a) Peak fuel and reactor pressure vessel temperature



(b) Core flow rate

Fig.5-4: Transient response during rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



Fig.5-5: Transition of radial temperature distribution at fuel hot spot plane during rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



Fig.5-6: Transition of axial temperature distribution at fuel hot spot plane during rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



Fig.5-7: Transition of radial temperature distribution at reactor pressure vessel hot spot plane during rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



Fig.5-8: Transition of axial temperature distribution at reactor pressure vessel during rupture of concentrichot gas duct in primary cooling system in HTR50S



G:全体流量

Fig.5-9: Schematic of the graphite oxidation model for the rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in the safety analysis of HTR50S



Fig.5-10: Schematic of the hot plenum of HTR50S



Fig.5-11: Schematic of the plenum model for the evaluation of graphite oxidation in the safety analysis of HTR50S



Fig.5-12: Schematic of the fuel channel model for the evaluation of graphite oxidation in the safety analysis of HTR50S



Fig.5-13: Oxidation ratio of the support post during the rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



Fig.5-14: Concentration in the containment vessel during the rupture of concentric hot gas duct in primary cooling system in HTR50S



(a) Reactor power and primary cooling system flow rate



(b) Peak fuel temperature and flow rate at rupture point Fig.5-15: Transient response during tube rupture of steam generator in HTR50S


G:全体流量

Fig.5-16: Schematic of the graphite oxidation model for the tube rupture of steam generator in the safety analysis of HTR50S



Fig.5-17: Transient behavior of the pressure in the primary system during tube rupture of steam generator in HTR50S

# 6. 結 言

原子力機構は、小型高温ガス炉システムの開発途上国等への2030年代の世界展開を目指し、 蒸気タービンによる発電、工業プロセスへの高温蒸気、及び地域暖房への低温蒸気供給を目的と した小型高温ガス炉システムの商用1号機あるいは実証炉と位置づけられるリファレンスの原子 炉として、原子炉熱出力50MWtで、発電、蒸気供給、地域暖房を行う小型高温ガス炉システム (HTR50S)の概念設計を進めており、本報では、HTR50Sの安全設計、及び安全予備評価の結果 を報告した。

HTR50S の安全設計の基本思想は、深層防護の考え方を適用した事故の防止、かつ、発生後の 事故の影響緩和、多重の物理的障壁による環境への放射性物質放出抑制、高温ガス炉の固有の安 全性の活用とした。また、早期の建設を目指して、我が国において既に設置許可を取得している 高温工学試験研究炉(HTTR)の安全設計の内容を基本とした。一方、HTTRの安全設計からの変 更点として、強制循環冷却系の残留熱除去設備である停止時冷却設備の非「工学的安全施設」化 による合理的に達成できる最高レベルの安全を実現するよう防護を最適化、安全上の機能を有す る系統・機器である炉容器冷却設備の受動設備化等を行った。

安全予備評価では、HTTR の事象選定を参考にして、これまで実施してきた設計情報に基づき 事象を整理し、高温ガス炉に特有な現象である黒鉛酸化の発生、並びに、周辺公衆に対する放射 線被ばくのリスクを引き起こす可能性の観点から、1 次冷却設備二重管破断事故、及び蒸気発生 器伝熱管破損事故を主要な事故事象として選定し、評価を実施した。この結果、空気侵入及び水 侵入による黒鉛酸化を考慮しても炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却性能が失われることはない こと、原子炉圧力容器の最高温度が判断基準を満足し、その健全性が失われることはないこと、 大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与 えることはないことが示され、概念設計段階における安全設計の妥当性が確認できた。

今後、基本設計に進んだ段階において、設計の詳細化に伴う評価条件変更等を反映した安全評価を実施することが望まれる。また、安全設計関しては、設計基準に係る新安全基準について反映すべき点を検討すると共に、高温ガス炉の固有の安全性を活かすために、特定の事象の影響緩和のための設備・機能の見直し、高温ガス炉の特長を活かした鋼製格納容器からコンファインメントへの変更、被ばく評価におけるメカニスティックソースタームの採用等を検討することが望まれる。

# 謝辞

小型高温ガス炉システムの安全設計及び安全予備評価にあたり貴重なご助言を頂いた原子力水 素・熱利用研究センター 小川益郎センター長、及び高温工学試験研究炉部 藤本望研究主幹に 感謝いたします。

参考文献

- S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al.: "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI 1332 (1994).
- S. Fujikawa, H. Hayashi, T. Nakazawa, et al.: "Achievment of reactor-outlet coolant temperature of 950 °C in HTTR", J. Nucl. Sci. Technol., <u>41</u>, pp.1245-1254 (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 (GTHTR300) の設計 研究", 日本原子力学会和文論文誌, <u>1</u>, 4, p. 352 (2002).
- 4) K. Kunitomi, X. Yan, T. Nishinara, N. Sakaba and T. Mouri: "JAEA'S VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C", Nuclear Engineering and Technology, <u>39</u>, 1, pp. 9-20 (2007).
- 5) 大橋弘史, 佐藤博之, 田澤勇次郎他:「小型高温ガス炉システムの概念設計(I)-基本仕様 及び系統概念設計-」, JAEA-Technology 2011-013, (2011).
- 6)後藤実,関靖圭,稲葉良知他:「小型高温ガス炉システムの概念設計(Ⅱ)-核設計-」, JAEA-Technology 2012-017, (2012).
- 7) 稲葉良知,佐藤博之,後藤実他:「小型高温ガス炉システムの概念設計(Ⅲ) 炉心熱流動設計-」,JAEA-Technology 2012-019, (2012).
- 8) 大橋弘史他:「小型高温ガス炉システムの概念設計(IV) プラント設計及び技術的成立性評価-」, JAEA-Technology, 2013-016, (2013).
- 9) 私信
- S. Katanishi and K. Kunitomi: "Safety evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300)", Nuclear Engineering and Design, <u>237</u>, pp. 1372-1380 (2007).
- 11) 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 (GTHTR300) の安全設計", 日本 原子力学会和文論文誌, 2, 1, p. 55 (2003).
- 12) 佐藤博之,大橋弘史,田澤 勇次郎他:「水素製造施設の高温ガス炉への接続に係る安全設計 方針」, JAEA-Technology, 2013-015, (2013).
- 13) 日本原子力研究所,日本原子力研究所大洗研究所 原子炉設置変更許可申請書 [別冊3HTTR], (2001).
- 14) ASME, 2010 Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Division 5, 2011.
- 15) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室他,高温工学試験研究炉の高温構造設計方針,70 JAERI-M 89-005, (1989).
- 16) 日本機械学会,発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 II 編 高速炉規格, (2009).
- 17) ASME, 2010 Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Division 1, (2011).
- 18) Yanhua, Z. et al., Water-ingress analysis for the 200MWe pebble-bed modular high temperature gas-cooled reactor, Nuclear Engineering and Design, vol.240, (2010), pp.3095-3107.
- 19) ANS, Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors, ANS-5.1, (1971).

- 20) Schrock, V. E., Revised ANS Standard Decay Heat from Fission Products, Nuclear Technology, vol.45, (1979), pp.323-331.
- 21) 國富一彦他, 高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証, JAERI-M 89-001, (1989).
- 22) Peterson, J.F. et al., TAC2D A General Purpose Tow-dimensional Heat Transfer Computer Code User's Manual -, GA-A14032, (1976).
- 23) US NRC, RELAP5/MOD3 Code Manual, NUREG/CR-5535, (1995).
- 24) Shieh, A.S., et al., RELAP5/MOD3 Code Manual Volume 6: Validation of Numerical Techniques in RELAP5/MOD3.0, NUREG/CR-5535/Rev 1, (2001).
- 25) 原子力安全基盤機構, RELAP5/MOD3 コードの検証解析 Peach Bottom-2 号炉タービント リップテスト-, JNES/SAE07-089, (2007).
- 26) Ohashi, H., et al., Development of control technology for HTTR hydrogen production system with mock-up test facility, System controllability test for loss of chemical reaction, Nuclear Engineering and Design, vol.236, (2004), pp.1396-1410.
- 27) Ohashi, H., et al., Numerical Study on Tritium Behavior by Using Isotope Exchange Reactions in Thermochemical Water-Splitting Iodine–Sulfur Process, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.11, (2007), pp.1407-1420.

This is a blank page.

表 1. SI 基本単位					
甘大昌	SI 基本単位				
盔半里	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	いて表されるSI組立里(	豆の例				
知辛量	SI 基本単位					
和立里	名称	記号				
面 積平方	メートル	$m^2$				
体 積立法	メートル	$m^3$				
速 さ , 速 度 メー	トル毎秒	m/s				
加速度メー	トル毎秒毎秒	$m/s^2$				
波 数 每メ	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+口	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 <sup>2</sup>				
屈 折 率 <sup>(b)</sup> (数	字の) 1	1				
<u>比透磁率(b)</u> (数	字の) 1	1				
(a) 量濃度 (amount concentrati	on)は臨床化学の分野では	物質濃度				
(substance concentration) とも上げれる						

(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 租立单位	
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
亚	5.37 v (b)	red	1 (b)	m/m
	() / / / / / / (b)	(c)	1 1 (b)	2/ 2
		sr II-	1	m m -1
同 仮 多		пг		S .
カ	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
E 力 , 応 力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
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	$m^2 kg s^2 A^1$
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
光束	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>	Βα		s <sup>-1</sup>
吸収線量 比エネルギー分与				~
カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>2</sup>
線量当量,周辺線量当量,方向	2 ( (g)	Su	Ulta	2 o <sup>-2</sup>
性線量当量, 個人線量当量		50	o/kg	m s
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

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 ュ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。
 (a)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)へルツは周崩現象についてのみ、ペシレルは抜焼性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (a)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度度を表すために使用される。
 (d)やレ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。
 (d)かけ性核種の放射能(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

	S	[ 組立単位	
組立量	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 <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	リニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角 速 度	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	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	$W/m^2$	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	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	「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	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
誘 電 率	シファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	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	ダレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{-3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放 射 輝 度	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>
酸素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> e <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 <sup>-1</sup>	デシ	d		
$10^{21}$	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	с		
$10^{18}$	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m		
$10^{15}$	ペタ	Р	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ		
$10^{12}$	テラ	Т	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n		
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピコ	р		
$10^{6}$	メガ	M	$10^{-15}$	フェムト	f		
$10^{3}$	+ 1	k	10 <sup>-18</sup>	アト	а		
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z		
$10^{1}$	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	v		

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	٥	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

衣される剱値が美缺的に侍られるもの					
	名	称		記号	SI 単位で表される数値
電	子 >	ボル	ŀ	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダ	N	ŀ	$\sim$	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統-	一原子	質量単	单位	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	-	N	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	ッ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネ	-	パ	Np	の形法はいかおはない
ベ		N	В	31単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
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	$\operatorname{St}$	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1} = 10^{-4} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$			
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd } \text{ cm}^{\cdot 2} = 10^4 \text{ cd } \text{ m}^{\cdot 2}$			
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx			
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>			
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 尾	<b>禹さないその他の単位の例</b>
	名称 訂			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	トゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ			K	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
$\scriptstyle  u$			ム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガ	:	$\sim$	7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	II.	N	"		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートルネ	系カラ:	ット		1メートル系カラット=200 mg=2×10-4kg
ŀ			N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	進	大気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力	П	IJ	ļ	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J(「熱化学」カロリー)
3	カ	17	~		$1 = 1 = 10^{-6} m$

この印刷物は再生紙を使用しています