



JAEA-Review

2006-010



JP0650477

HTTR(高温工学試験研究炉)の安全設計 及び安全評価の考え方

The Approaches of Safety Design and Safety Evaluation at HTTR
(High Temperature Engineering Test Reactor)

飯垣 和彦 七種 明雄 澤畠 洋明 篠崎 正幸
柄尾 大輔 本間 史隆 橘 幸男 伊与久 達夫
川崎 幸三 馬場 治*

Kazuhiko IIGAKI, Akio SAIKUSA, Hiroaki SAWAHATA, Masayuki SHINOZAKI,
Daisuke TOCHIO, Fumitaka HONMA, Yukio TACHIBANA, Tatsuo IYOKU,
Kozo KAWASAKI and Osamu BABA*

大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center

June 2006

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行つ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
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
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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 +81-29-282-5901

© Japan Atomic Energy Agency, 2006

H T T R (高温工学試験研究炉) の安全設計及び安全評価の考え方

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター

高温工学試験研究炉部

飯垣 和彦*、七種 明雄、澤畑 洋明、篠崎 正幸、柄尾 大輔、
本間 史隆、橘 幸男、伊与久 達夫、川崎 幸三、馬場 治*

(2006年1月31日受理)

ガス炉は、原子力の開発初期からの長い歴史を持っており、高温ガス炉(H T G R)は、安全、効率、環境面から受容できかつ経済性から21世紀の工業用熱利用と発電に向けた高温のエネルギーを作り出す最終目標として期待されている。

H T G Rの革新的な設計には、受動的な安全装置の配置が試みられており、これらの原子炉の安全評価等については、主に軽水炉用に策定されている現在の安全指針等を直接的にH T G Rに適用できないこと等からの特別な配慮が必要となる。

本報告では、試験研究炉H T T Rでの安全設計・安全評価についての変遷を調査し、軽水炉と異なる高温ガス炉の安全設計・安全評価の特徴的な主な事項、これまでのH T T Rの運転蓄積を基に次期高温ガス炉の安全設計・安全評価に反映すべく事項をとりまとめたものである。

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

*：出向職員

*：内閣府原子力安全委員会事務局

The Approaches of Safety Design and Safety Evaluation
at HTTR(High Temperature Engineering Test Reactor)

Kazuhiko IIGAKI*, Akio SAIKUSA, Hiroaki SAWAHATA, Masayuki SHINOZAKI,
Daisuke TOCHIO, Fumitaka HONMA, Yukio TACHIBANA, Tatsuo IYOKU,
Kozo KAWASAKI and Osamu BABA*

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 31, 2006)

Gas Cooled Reactor has long history of nuclear development, and High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) has been expected that it can be supply high temperature energy to chemical industry and to power generation from the points of view of the safety, the efficiency, the environment and the economy.

The HTGR design is tried to installed passive safety equipment. The current licensing review guideline was made for a Low Water Reactor (LWR) on safety evaluation therefore if it would be directly utilized in the HTGR it needs the special consideration for the HTGR.

This paper describes that investigation result of the safety design and the safety evaluation traditions for the HTGR, comparison the safety design and safety evaluation feature for the HTGT with it's the LWR, and reflection for next HTGR based on HTTR operational experiment.

Keywords: HTGR, HTTR, LWR, High Temperature, Safety Design, Safety Evaluation, Guideline, Passive Safety, Operational Experiment

* Research Staff on Loan

* Nuclear Safety Commission of Japan

目 次

1.はじめに	1
2. HTGR設計の特性と安全に関する特徴	2
2.1 設計概念	2
2.2 被覆粒子燃料	2
2.3 冷却材としてのヘリウム	3
2.4 受動的方法による崩壊熱除去	3
2.5 大きな熱容量、低出力密度、大きな温度余裕	3
2.6 温度余裕と負の温度反応度係数	3
3. HTTRの安全設計・安全評価の変遷	8
3.1 主要な事項の設計等の変遷	8
3.2 安全設計及び安全評価	10
4. HTTRにおける運転経験の反映事項	30
5. 次期高温ガス炉の安全設計	35
5.1 異常時の原子炉停止、未臨界維持	35
5.2 異常時における炉心の冷却	35
5.3 異常・事故時における放射性物質の閉じ込め	35
5.4 反応度事故	35
5.5 立地評価におけるソースターム	35
5.6 異常時における高温機器の健全性	36
6. まとめ	37
謝辞	37
参考文献	38

Contents

1. Introduction	1
2. Design and Safety features of HTGR	2
2.1 Design concept	2
2.2 Coated fuel particle	2
2.3 Helium gas for reactor coolant	3
2.4 Decay heat removal using passive safety system	3
2.5 Large thermal capacity, low power density and large temperature margin	3
2.6 Temperature margin and negative temperature coefficient of reactivity	3
3. Traditions of safety design and safety evaluation for HTTR	8
3.1 Tradition of main design	8
3.2 Safety design and safety evaluation	10
4. Reflection of HTTR operation experience	30
5. Safety design of next HTGR	35
5.1 Reactor shutdown and maintenance of subcritical at accident condition	35
5.2 Reactor cooling at accident condition	35
5.3 Containment of fission product at accident condition	35
5.4 Reactivity initiated accident	35
5.5 Source term for siting evaluation	35
5.6 Integrity of high temperature components at accident condition	36
6. Conclude	37
Acknowledgment	37
Reference	38

付録

付録 1 安全設計について	39
1. 燃料の許容設計限界について	39
1.1 はじめに	39
1.2 実験炉での設計の考え方 ⁽¹⁾	39
1.3 HTTRの設計 ⁽²⁾	39
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ・格納容器バウンダリの範囲	41
2.1 はじめに	41
2.2 設計における考え方	41
3. 原子炉冷却材補給系の不必要について	45
3.1 はじめに	45
3.2 設計における考え方	45
3.3 1次冷却設備の微少漏えい	45
4. 格納容器熱除去系の不必要について	48
4.1 はじめに	48
4.2 設計における考え方	48
4.3 HTTRの設計	48
5. 可燃性ガス濃度制御系の不必要について	52
5.1 はじめに	52
5.2 設計における考え方	52
5.3 HTTRの設計	52
6. 想定される反応度事故	54
6.1 はじめに	54
6.2 設計における考え方	54
6.3 HTTRの設計	55
付録 2 HTTRの安全設計基準と軽水炉との相違	62
付録 3 安全評価における判断基準について	65
1. 判断基準	65
2. 判断基準を定めるに当たっての考え方	65
2.1 燃料、炉心に関する判断基準について	65
補足 1 HTTR燃料の安全審査上の主な議論	67
(1)被覆燃料粒子の製造時破損率	67
(2)炉心燃料の通常運転時の健全性	67
(3)異常高温時の燃料破損と許容設計限界	67
(4)急激な反応度投入時の制限について	67

補足 2 原子炉冷却材圧力バウンダリに関する判断基準について	72
1. 金属材料選定の考え方	72
2. 判断基準	72
補足 3 事故時黒鉛酸化量制限の考え方	75
1. はじめに	75
2. 酸化量制限設定の考え方	75
2.1 黒鉛酸化の評価条件	75
2.2 酸化量制限の考え方	76
3. HTTRの設計	76
付録 4 HTTRの立地評価	78
1. 代表事象の選定	78
2. 放出に寄与する核分裂生成物量の評価	78
3. 設定条件	78
3.1 重大事故	78
3.2 仮想事故	78
付録 5 HTTRにおける運転経験	82

Appendix

Appendix 1 Safety design	39
1. Limit permission design of fuel	39
1.1 Introduction	39
1.2 Design concept of experimental reactor	39
1.3 Design of HTTR	39
2. Ranges of reactor coolant pressure boundary and reactor containment boundary	41
2.1 Introduction	41
2.2 Design concept	41
3. Unnecessary of reactor coolant supply system	45
3.1 Introduction	45
3.2 Design concept	45
3.3 Minute leak of reactor coolant	45
4. Unnecessary of containment cooling system	48
4.1 Introduction	48
4.2 Design concept	48
4.3 Design for HTTR	48
5. Unnecessary of combustible gas concentration control system	52
5.1 Introduction	52
5.2 Design concept	52
5.3 Design for HTTR	52
6. Postulated reactivity initiated accident	54
6.1 Introduction	54
6.2 Design concept	54
6.3 Design for HTTR	55
Appendix 2 Difference of safety design basis of HTTR from LWR	62
Appendix 3 Criteria for safety evaluation	65
1. Criteria	65
2. Concept for criteria decision	65
2.1 Criteria for fuel and reactor core	65
Supplement 1 Discussion of HTTR fuel at licencing review of nuclear facility	67
(1) Failure rate of coated fuel particle at manufacturing	67
(2) Fuel integrity at normal operation condition	67
(3) Fuel failure and permission design limit at high temperature accident condition	67
(4) Limitation at rapid reactivity initiated	67

Supplement 2 Criteria for reactor coolant pressure boundary	72
1. Concept for metallic material choice	72
2. Criteria	72
Supplement 3 Concept for graphite oxidation limit at accident condition	75
1. Introduction	75
2. Concept for graphite oxidation limit	75
2.1 Evaluation condition for graphite oxidation	75
2.2 Concept for graphite oxidation limit	76
3. Design for HTTR	76
Appendix 4 Siting evaluation for HTTR	78
1. Selection of the representative phenomenon	78
2. Evaluation for fission product released	78
3. Condition	78
3.1 Major accident	78
3.2 Hypothetical accident	78
Appendix 5 Operational experience of HTTR	82

1. はじめに

ガス炉は、原子力の開発初期からの長い歴史を持っており、高温ガス炉(HTGR)は、安全、効率、環境面から受容でき、且つ経済性から21世紀の工業用熱利用と発電に向けた高温のエネルギーを作り出す革新的な原子力システムとして期待されている。

世界的には1980年代にHTGRの開発が下火になる中で、我が国では、HTGRの開発に継続的に取り組み、30MWのHTTRが建設され、1998年後半に臨界を達成した。また、中国では、10MWのHTTR-10が建設され、2000年11月に臨界を達成した。さらには、電気出力110MWのペブルベッドモジュール型原子炉(PBMR)が南アフリカ電気会社エスコムから提案され、これに関する国際プロジェクトが進行している。

HTGRの革新的な設計には、受動的な安全装置の配置が試みられており、これらの原子炉の安全評価等については、現在の安全指針等が主に軽水炉用であるために、これらの安全指針等を直接的にHTGRに適用できない等の特別な配慮が必要となる。例えば、HTGRの設計においては、基本的な安全機能は、受動的/固有の特性を利用して達成されるもので、軽水炉とは異なるために、この相違の扱いは、プラントの設計、建設、運転の許可取得にとって大きな影響を持つことになる。

本報告では、HTTRでの安全設計・安全評価についての変遷を調査し、軽水炉と異なる高温ガス炉の安全設計・安全評価の特徴的な主な事項、これまでの運転蓄積を基に次期高温ガス炉の安全設計・安全評価に反映すべく事項をとりまとめたものである。第2章では、HTGR設計の特性と安全に関係する特徴を述べ、第3章では、HTTRの安全設計・安全評価の変遷を、第4章では、HTTRにおける運転経験の反映事項を述べた。第5章で、HTTRの安全審査、運転経験を基に、将来の高温ガス炉の安全設計に関して技術的に可能と思われる事項を述べた。

2. HTGR設計の特性と安全に関する特徴

2.1 設計概念

HTGRの基本的な安全要求及び設計指針は、以下に示す固有の安全と特徴によるものである。

- ・ 実証された高品質のセラミック被覆粒子燃料により、通常の運転範囲を超える条件及び事故条件においても核分裂生成物を閉じ込める高い能力を有している。
- ・ 不活性ガスによる単一相であることから、相変化に起因する伝熱上の制限がない。
- ・ 停止後の崩壊熱除去は、熱伝導、自然循環、輻射を通して達成され、最大温度の制限は、被覆粒子燃料と構造の設計上の制限値と同じである。
- ・ 低出力密度、大きな炉内の熱容量、高い炉心の熱伝導率と燃料の熱的余裕の組み合わせによって、保護動作がない場合でも炉心溶融に至らない設計が可能である。
- ・ 燃料温度の余裕と負の反応度係数は、起動時及び定格出力運転時において予見可能な反応度挿入があっても燃料に損傷を与えることない。

もし、このようなHTGRの安全特性が実現されたならば、過酷事故の発生を固有の安全特性によって防止できることになる。

2.2 被覆粒子燃料

HTGRの燃料はセラミックで、金属被覆の燃料要素よりも高温に耐えることができる。

被覆粒子燃料(CFR)の設計では、第2.1図に示すように炭素の単一層からBISO(二重層)へ、現在はTRISO(三重層)となっている。TRISO型CFRは、約1mm弱の直径である。TRISOにおいては、燃料核(代表的には、低濃縮ウランの酸化物、炭化物、プルトニウム酸化物)は、核分裂ガスを吸収する多孔質の緩衝層に囲まれている。その外側は、内側の熱分解炭素(IPyC)層、シリコンカーバイド層(SiC)(高性能燃料では、ZrC層)、そして、外側の熱分解炭素(OPyC)層である。CFP設計の多様性は、燃料の形式、燃料核の径、緩衝と被覆層の厚さと構造、そして、製造方法と品質管理である。

CFPは、核分裂生成物に対する最初の障壁を形成するので、良い性能を有することは、MHTGR(Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor)設計の成功には必要不可欠である。重要なことは、CFP設計は、解析による燃料性能モデル(破損に対する統計的な抵抗の関連づけ)では、被覆層の微細な構造変化、微細な欠陥の特性と位置の変化、粒界に沿った核分裂生成物の化学作用、核分裂ガスによる圧力上昇、長期間の温度や放射線の影響に起因した複合要因によって、うまくモデル化できないが故に、CFP性能に対しては実験に基づいて定めてきている。

核分裂生成物の拡散放出は、第2.2図に示すように照射したPBMRの燃料の加熱試験結果によると1600°Cを長時間維持(減圧事故のような最高温度、時間)したら微少な放出が見られている。燃料破損率は、第2.2図及び第2.3図に示すように1700~2100°Cの範囲が顕著で、時間に依存して増加し、約2100°Cでは、化学蒸着によるSiCの性能低下が生じるので、1600°Cは、一般的に事故時の燃料最高温度の保守的な制限値として選ばれている。

2.3 冷却材としてのヘリウム

数 MPa に加圧したヘリウムガスが、1 次冷却系の冷却材に用いられる。ヘリウムは、相変化による熱伝達に制限を受けない単相の不活性ガスである。炉心の大きな熱容量に加え、熱伝達に制限（核沸騰の開始—DNB あるいは臨界熱流束—CHF）のないことは、安全上の関連で炉心の出力と温度分布の短時間の過渡変化に対する対策を除外することができる。

加えて、ヘリウムの不活性な特性により、汚染レベルを低いレベルに保てれば、燃料と他の要素への化学的アタックが生じないことが期待できる。また、ヘリウムは、反応度へ与える影響もなく、冷却材中の不純物と腐食生成物の放射化による放射能量は少ない。

一方、ヘリウムガスは、1 次冷却系から漏洩を完全に止めることができないため、運転の観点からは、十分考慮すべきものである。また、漏れ検知系は、漏れ箇所を特定できなければならぬ。

2.4 受動的方法による崩壊熱除去

HTGR は、能動的な炉心冷却機構を用いなくても崩壊熱除去に対して、受動的な最終のヒートシンクを考慮して設計される。

炉容器冷却系(RCCS)は、通常運転時に炉容器周りのコンクリートを過熱させないためと事故時に炉心から崩壊熱を除去するために必要であるが、第 2.4 図に示すように、RCCS が無くとも、燃料最高温度は緩やかに上昇するだけであるため、事故時の燃料過熱防止の面からは必要がない。

RCCS は、通常運転中には運転され、そして、炉心の強制対流冷却機能が喪失 (LOFC) している期間、それを機能するための機械的な動作は必要としない。それ故に、RCCS の冷却材の流れは、強制対流から自然循環に変わることになるため、RCCS の設計と製作には、困難がつきまと等、炉容器周りの局所的な温度予測の難しさ、あるいは、その場所によっては、大々的な修理・交換は非常に難しいと言われている。

2.5 大きな熱容量、低出力密度、大きな温度余裕

HTGR の大きな熱容量によって、第 2.4 図に示すように、減圧事故と強制循環喪失時には、緩慢な炉心の温度上昇が長時間に渡って引き起こされる。

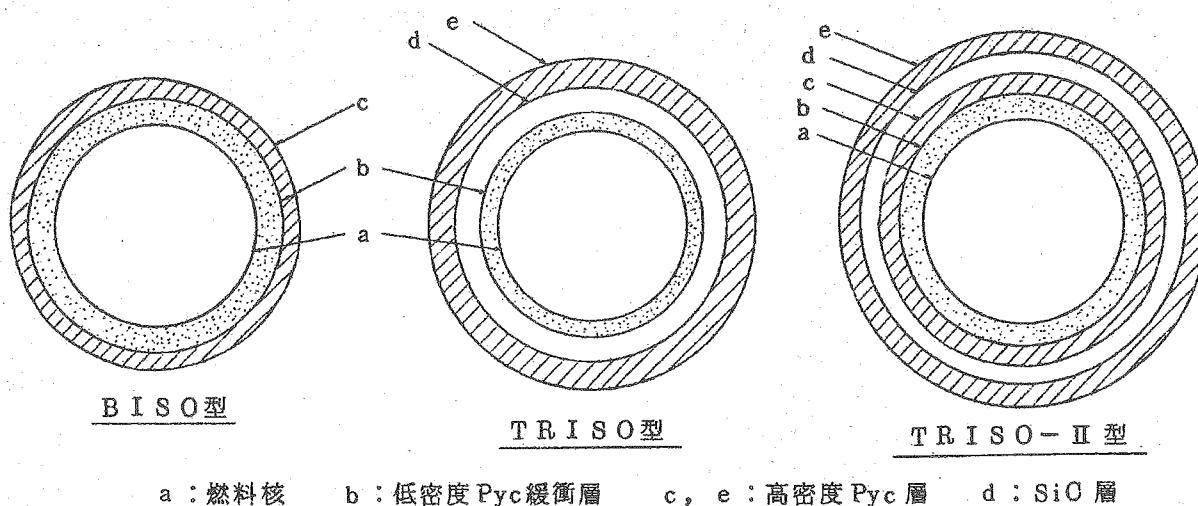
熱応答は、時間と温度との関係による燃料の核分裂生成物保留とヘリウム特性の関係から核分裂生成物(FP)の閉じこめに対して重要で、例えば、減圧事故時において、燃料から放出される僅かな FP は、減圧事故が終了した後も長期間に渡って起こると考えられるが、この間においては、FP を移動させる駆動力はない。しかし、冷却材に FP を含んでいれば、僅かなヘリウム漏えいにより、緩慢な圧力降下が FP の移動に対する駆動力を与えることが考えられるからである。

2.6 温度余裕と負の温度反応度係数

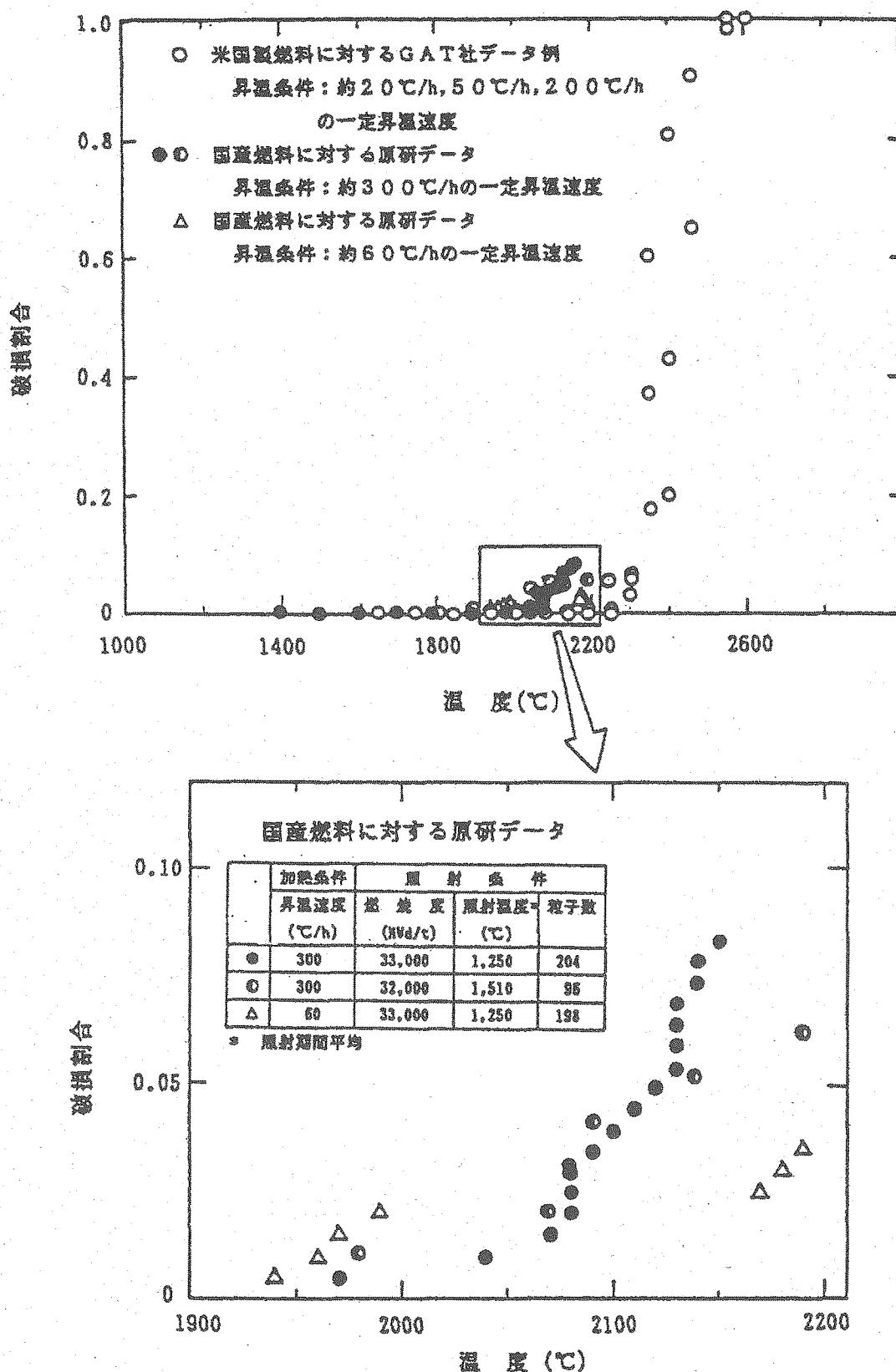
HTGR の負の温度反応度係数は、他の原子炉と同じように、燃料サイクルにおいて有しなければならないものであるが、原子炉の出力制御と停止の観点からは、この特性によって、反応度制御と炉停止系の安全上の重要度をさげることができる。

ペブル炉においては、運転中に燃料ボールを炉心に追加できるので低い過剰反応度で運転できる。これによって、異常な反応度投入の面からは、固有の安全特性によって、動的/受動的な単純な設計、安全に停止する拡大防止系の単純な設計を行うことができる。

ブロックタイプの炉においては、低い過剰反応度よりは、燃料交換の最適化、可燃性毒物を用いた核設計が試みられており、急速な反応度投入による制御棒機構の破損に対しての細心の設計が反応度制御系と炉停止系に要求される。

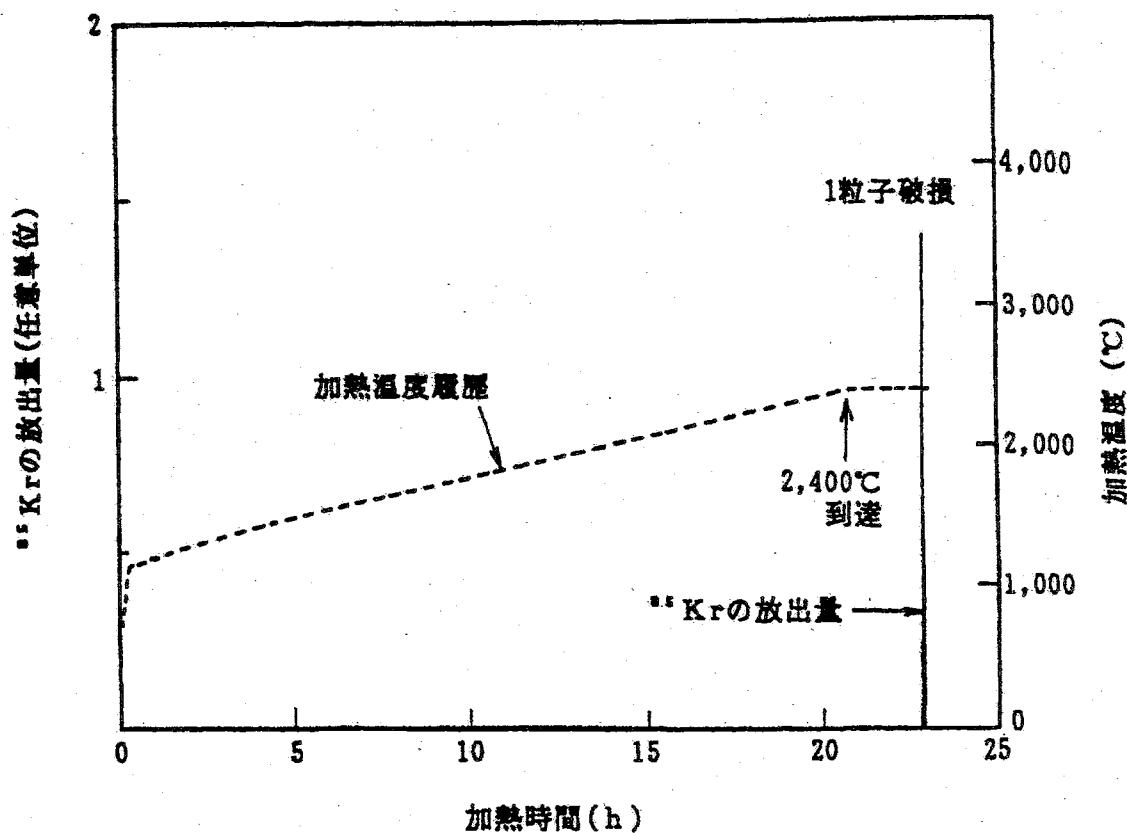


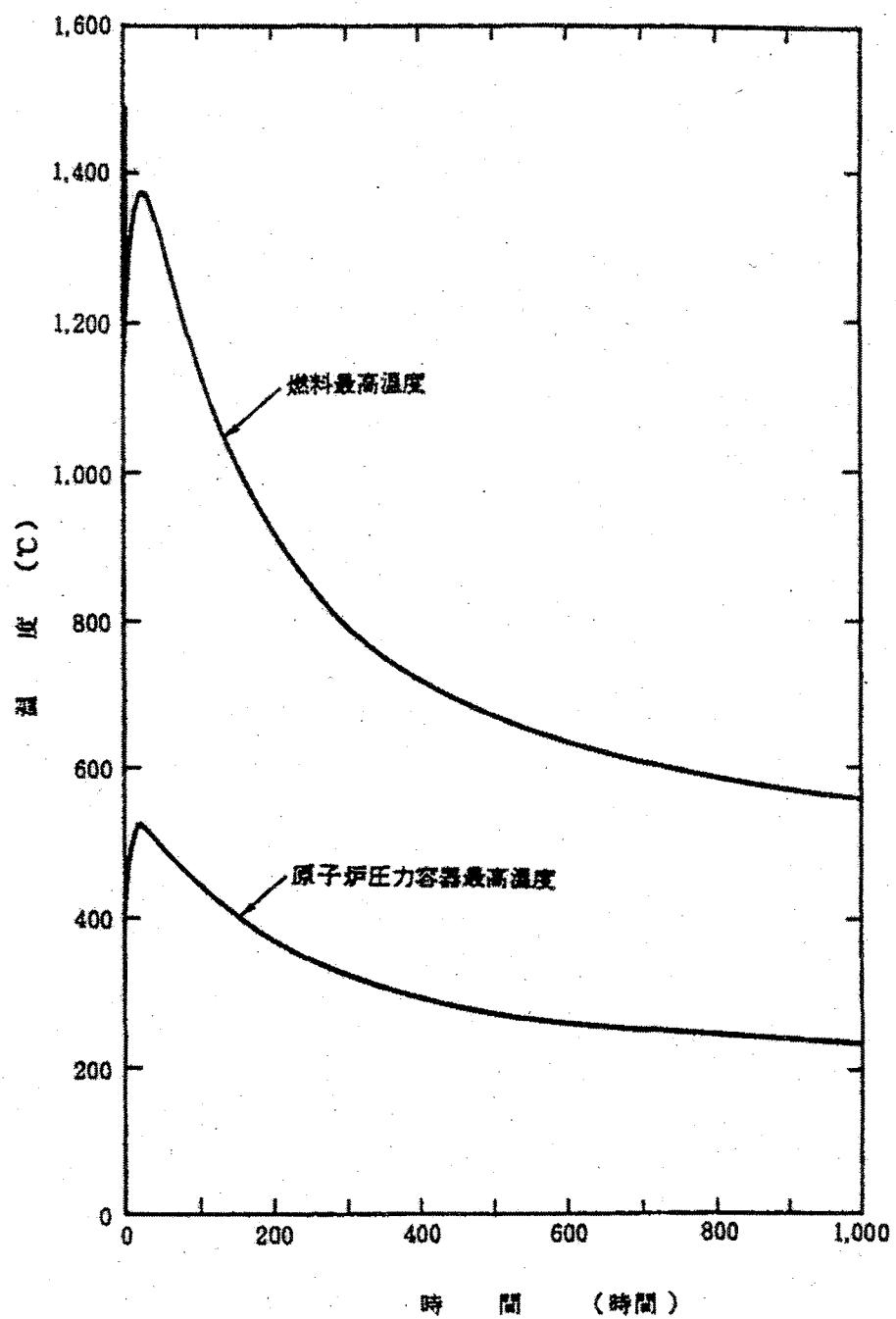
第 2.1 図 高温ガス炉燃料の形状



A型燃料体の被覆燃料粒子の炉外における定速昇温加熱試験結果

第2.2図 高温ガス炉用燃料の破損率(1)

第 2.3 図 高温ガス炉燃料の FP 放出特性⁽¹⁾



第 2.4 図 高温ガス炉の減圧事故時の燃料温度(1)

3. HTTRの安全設計・安全評価の変遷

各炉型の安全設計・安全評価は、一般公衆の安全を確保するための基本的な考え方が軽水炉に対して指針等で定めている考え方と矛盾しなければ、前述のような特性を柔軟に反映した安全設計・安全評価を見いだすものと考えられる。

HTTRの安全設計・安全評価の考え方の変遷において注意すべき点は、前章に述べた高温ガス炉の安全上の特徴は認識されていたものの、HTTRの早期建設ため、軽水炉の指針類を参考にして定めざるを得なかった事である。

3.1 主要な事項の設計等の変遷

多目的高温ガス実験炉VHTR（50MW）、試験研究炉HTTR（30MW）の設計仕様を第3.1表に示す。VHTRとHTTRの系統図を対比して第3.1図に示す。

VHTRとHTTRの安全設計・安全評価の変遷を調査した結果を第3.2表に比較して示す。

以下、項目毎の主な変更事項を以下に示す。

(1) 燃料の健全性

VHTRでは、通常運転時の燃料最高温度1550°C（異常な過渡変化時における燃料コンパクトの温度上昇が50°C以下と評価されており、異常過渡時の制限値と整合させるため。）及び異常過渡時の燃料最高温度を1600°C（短時間高温状態でのFP拡散放出の増大及び被覆破損の発生を抑制する。）に制限することで健全性は維持でき、破損率は0.5%程度に抑える（純化系によるFP除去と炉心から環境へのFP放出量を制限するために設定）ことにしていた。

HTTRでは、R&Dの結果を見直して、通常運転時の燃料制限温度は1495°C以下（異常過渡時の制限に対して約100°Cの余裕を考慮）、異常過渡時の燃料制限温度は1600°C以下、ならびに初期破損率を0.2%以下（通常時の公衆被爆を合理的に低減すること、及び、燃料製造時技術（貫通破損率とSiC層の破損率の和）から設定）に設定している。

通常運転時の燃料最高温度がVHTRに比べて低くなったのは、燃料健全性の観点から過出力の状態が長期間に渡った場合を想定しても、通常運転時の燃料最高温度を1500°C以下にする必要があったことによる。燃料最高温度が1500°C程度であれば、FP放出率（R/B）が1600°Cの場合に比べて約1/5に低減され、かつ、被覆燃料粒子被覆層の有意な追加破損はなく、同様に破損率を低くしたのは、燃料製造法の改良等による実績に基づくものである。

(2) 冷却材圧力バウンダリの健全性

VHTRでは、中間熱交換器の構造設計には差圧設計を適用し、蒸気発生器の構造設計には全圧設計を適用していた。

HTTRにおいても、この考えを踏襲し、中間熱交換器の構造設計には差圧設計を適用し、加圧水冷却器の構造設計には全圧設計を適用している。但し、2次系の配管破損事故時には、中間熱交換器の伝熱管に1次系圧力が全圧として作用するため、短期間の全圧設計を適用している。

(3) 事故時の炉心冷却

VHTRでは、異常・事故時に炉心の残留熱・崩壊熱を除去する安全系としての冷却系は、炉心を強制冷却する補助冷却系が2系統（動的機器が各2台）、間接冷却する炉容器冷却系が2系統（動的機器が各2台）（減圧事故時の機能要求）を設ける設計としていた。

HTTRでは、同様に、補助冷却系を1系統（静的機器は1基、動的機器は2台）、炉容器冷却系を2系統（動的機器は、各2台）を設ける設計としている。

事故時の炉心冷却方式の考え方には大きな相違はないが、炉容器冷却系を2系統にしているのは、炉容器冷却系は、第3.2図に示すように、通常運転時には1次遮へい体コンクリートを冷却する目的で、又原子炉停止時には崩壊熱除去を行う目的で、長期間に亘って連続運転される設備であるため、2系統で、さらに動的機器を多重化したものである。

(4) 事故時の放射性物質の放出抑制と炉心黒鉛の酸化防止

VHTRでは、事故時の放射性物質の放出抑制のために2重格納施設が必要とされ、黒鉛の酸化防止のために炉心に窒素ガスを能動的に注入する設備を設置することとしていた。

2重格納施設の設計の考え方には、軽水炉と同様で、気密の鋼製格納容器と外部格納建家からなり、格納容器からわずかに漏えいしてきたガスをフィルターを介して排出する設計としていた。

HTTRでは、第3.3図に示すように、事故時の放射性物質の放出抑制のために1次冷却材を内包する機器を設置する格納容器と格納容器から漏えいするFPガスを非常用空気浄化設備により除去するために気密構造のサービスエリアからなる2重格納施設を設け、黒鉛の酸化防止のためには原子炉格納容器内の空気量を減らす（容積制限）ことにより黒鉛の酸化量を制限する設計とした。

(5) 立地評価におけるソースターム

VHTRでの仮想事故におけるソースタームは、炉内蓄積量の希ガス10%、ヨウ素2.75%、金属FP0.1%としていた。（米国の既存炉FSVの安全解析に用いているFP放出データを基に設定）

HTTRでの仮想事故におけるソースタームは、技術的な見地からは、原子炉格納容器内の全ての酸素と燃料が反応したと仮定しても、希ガスとヨウ素の放出量がそれぞれ30%、15%と評価されたため（燃料温度の増加によるFP放出増加が考えられないために、黒鉛スリープの酸化量に比例してFP放出量が増加すると仮定）これを審査の過程において提案したが、安全設計、安全評価の基本方針として軽水炉に準ずるとの大前提のため取り下げざるをえなかった。

しかし、仮想事故の炉心からのFP放出については、その放出挙動に時間依存性を考慮することが認められ、HTTRでは、炉心からの核分裂生成物の放出評価では30時間の遅れ時間（原子炉格納容器内の全ての酸素が炉心を自然循環により通過するまでの追加放出時間）を考慮して評価している。

(6) 反応度投入事故

VHTRでは、制御棒の異常な引抜きを事故事象としていた。（この時点では、製作時の検査及びISIの実施において原子炉圧力容器と同じように対応することで原子炉圧力容

器の一部と考えて制御棒駆動装置が内部に設置しているスタンドパイプ破断事故は考慮しなかった)

H T T Rでは、スタンドパイプ破損を事故事象として議論された。（所内安全審査時に本格的に議論され、対応が検討された）

この結果、反応度投入事故は、V H T Rの想定と比べてH T T Rの方が厳しい事象となつた。この対策として、H T T Rではスタンドパイプの上部に固定装置を設けて制御棒浮き上がり量を制限することにより、反応度の投入量を制限している。（BWRの制御棒判断事故への対応を参考にした）

3.2 安全設計及び安全評価

- (1) H T T Rの安全設計の考え方は、軽水炉の考え方を準じているが、以下の点で高温ガス炉の特徴を考慮している。
 - ① 冷却材喪失事故の除外と、減圧事故の導入
 - ② 減圧事故時の炉心への空気侵入による炉心構造物（黒鉛）の酸化への対応
 - ③ 原子炉停止系の「高温停止」「低温停止」の2段階の制御棒による停止と、後備停止による制御棒系の異常に対する対応
 - ④ 原子炉冷却材補給系への安全要求の除外（冷却材が漏れ始めたら、冷却材の補給による圧力・インペントリーの維持ができない）
 - ⑤ 補助冷却系と炉容器冷却系の2種類の非常用炉心冷却系を設置（安全上は、後者のみで満足できる）
- (2) H T T Rの安全評価の判断基準は、第3.3表に示すように軽水炉の考え方を参考にして、H T T Rの安全特性を考慮して定めている。具体的には、燃料と冷却材圧力バウンダリに対して、異常な過渡変化時、及び事故時の温度制限を設けている。また、立地評価の際の判断基準は、軽水炉と同じである。

第3.1表 設計条件の比較

	多目的高温ガス実験炉(VHTR)	HTTR(試験研究炉(許可時))
原子炉熱出力(MW)	50	30
炉心出力密度 (w/cc)	3	2.5
1次冷却材 入口/出口冷却材温度(°C) 圧力 (MPa)	395／1000 4.02	395／950(但し、初期は850°C) 4.02
燃料 燃料体形式	UO ₂ 被覆粒子黒鉛分散型 ピン・イン・ブロック型	UO ₂ 被覆粒子黒鉛分散型 ピン・イン・ブロック型
制御棒配置	1本／7カラム	1本／4カラム
原子炉圧力容器	鋼製	鋼製
1次冷却系統 熱交換器	対称2ループ (中間熱交換器+蒸気発生器)／系統	1ループ 中間熱交換器及び加圧水冷却器
補助冷却系統 補助冷却器	対称2ループ、1次系配管より分岐 加圧水冷却器 1基／ループ	1ループ、1次系とは独立のノズルより取り出し 加圧水冷却器 1基
炉容器冷却系統 循環ポンプ	2ループ 2基／ループ	2ループ 2基／ループ
原子炉格納方式	二重格納方式	二重格納方式

第3.2表 安全設計・安全評価の調査・整理

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
燃料の健全性	1. 通常運転時の燃料最高温度：1550°C 2. 運転時の異常な過渡変化時の燃料最高温度：1600°C 3. 被覆燃料粒子の破損割合：0.5%程度以下	1. 通常運転時の燃料最高温度 1490°C 2. 運転時の異常な過渡変化時の燃料最高温度：1600°C 3. 被覆燃料粒子の初期貫通破損率：0.165%以下	1. 通常運転時の燃料最高温度 1495°C 2. 運転時の異常な過渡変化時の燃料最高温度：1600°C 3. 被覆燃料粒子の初期貫通破損率：0.2%以下
安全設計	<p>1. 通常運転及び運転時の異常な過渡変化時の IHX 伝熱管等に作用する差圧は、1 次・2 次冷却系間差圧制御系により制御され、設計圧力よりも小さくなりこより IHX 伝熱管等は、健全であることを期待する。</p> <p>2. 事故時</p> <p>格納容器外の 2 次冷却系の破断等による 2 次冷却系の減圧事故においては、IHX 伝熱管等は 1 次冷却系の運転圧力（外圧）が加わる。このような時には、安全上必要な期間（2 次冷却系隔離弁が閉止するまでの期間）、IHX 伝熱管等が健全であることを期待する。2 次冷却系隔離弁が閉止した後は IHX 伝熱管の健全性は期待せず、2 次冷却系隔離弁と、外側の隔離弁までの 2 次冷却配管を放射能放出に対する障壁</p>	<p>1. 原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却材圧力は、運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の 1.1 倍以下となるようにする。また、事故時においては最高使用圧力の 1.2 倍以下となるようとする。</p> <p>2. 1 次加圧水冷却器、中間熱交換器及び補助冷却器の外気とのバウンダリを構成する 2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 材については全圧設計とする。</p> <p>3. 1 次加圧水冷却器では、伝熱管は最高約 350°Cで非クリープ温度領域にあることから、全圧設計とする。</p>	

(2/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
冷却材圧力 バウンダリ の安全性 安全設計	とする。	4. 中間熱交換器では、伝熱管、上・下部連絡管、内筒、高・低温ヘッダ部は、通常運転時及び異常な過渡変化時においては 1 次ヘリウムと 2 次ヘリウムの差圧設計（1 次ヘリウム < 2 次ヘリウム）とする。また、減圧事故時にについては、事象が短時間であるため全圧設計とする。	4. 中間熱交換器では、伝熱管、上・下部連絡管、内筒、高・低温ヘッダ部は、通常運転時及び異常な過渡変化時においては 1 次ヘリウムと 2 次ヘリウムの差圧設計（1 次ヘリウム < 2 次ヘリウム）とする。また、減圧事故時にについては、事象が短時間であるため全圧設計とする。
事故時の炉 心冷却 減圧事故時 の炉心酸化 防止	1. 強制循環冷却：補助冷却系 2. 減圧事故時等の強制循環冷却が期待できないとき：後備冷却系	1. 強制循環冷却：補助冷却系 2. 減圧事故時等の強制循環冷却が期待できないとき：炉容器冷却系	1. 強制循環冷却：補助冷却系 2. 減圧事故時等の強制循環冷却が期待できないとき：炉容器冷却系
格納容器の 必要性	黒鉛酸化に寄与する空気総量を軽減させるため窒素ガス注入系と格納容器排出系を設ける。	格納容器空間体積を極力小さくし、炉内黒鉛構造物の酸化に寄与する空気総量を少量に制限する。	格納容器空間体積を極力小さくし、炉内黒鉛構造物の酸化に寄与する空気総量を少量に制限する。
IHX の必要性	原子炉格納施設については、ガス冷却炉には、設置する必要はないとして、設置されていない先行炉もある。が軽水炉については、必須の設備であり、わが国の安全審査を考えた場合は、設置の必要性があるものと考えられる。	減圧事故時の FP の閉じ込め機能、及び格納容器による炉内に流入する空気の総量制限機能を持たせる。	減圧事故時の FP の閉じ込め機能、及び格納容器による炉内に流入する空気の総量制限機能を持たせる。
	IHX を介すことにより将来、熱利用系として、製錬プラント、水素製造、水蒸気改質、石炭ガス化等を対象としているが、その IHX の必要性としては、FP の閉じ込め、及びアセチ	1. 炉心で発生する核分裂生成物の熱利用系への移行、あるいは熱利用系から原子炉冷却系への水素透過防止。	1. 炉心で発生する核分裂生成物の熱利用系への移行、あるいは熱利用系から原子炉冷却系への水素透過防止。

(3/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
IHX の必要性	用側からの1次系への不純物の流入防止の2点 が考えられ、熱利用系からの影響緩和系として必要と考えられている。	2. 热利用系の使用状態の変動が直接原子炉に波及しないように緩衝的役割を持たせることができる。 3. 1次冷却系の配管破断事故の影響が直接熱利用系に波及しないようにすることができます。	2. 热利用系の使用状態の変動が直接原子炉に波及しないように緩衝的役割を持たせることができる。 3. 1次冷却系の配管破断事故の影響が直接熱利用系に波及しないようにすることができます。
安全設計			4. 热利用系を原子炉格納容器の外に設置することができる。このことは、大気開放下で使用され、しばしば機器の交換が行われる熱利用系の設計には好都合である。 4. 热利用系を原子炉格納容器の外に設置することができる。このことは、大気開放下で使用され、しばしば機器の交換が行われる熱利用系の設計には好都合である。

(4/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
1. 設計基準の適用範囲	<p>主として応力・疲労制限を暫定的に設定した。</p> <p>(1) 壁心用黒鉛構造物の設計基準として壁心構成要素である燃料体および交換可能な可動反射体黒鉛構造物の構造設計に適用する。</p> <p>(2) 壁心支持用黒鉛構造物の設計基準として壁心を直接支持するか、又は拘束する黒鉛構造物の構造設計に適用する。（実験炉の場合、高温プレナムブロック・サポートポストおよび固定反射体等の壁心支持用黒鉛構造物がある。</p> <p>黒鉛構造物の健全性</p>	<p>1. 設計基準の適用範囲</p> <p>(1) 壁心支持黒鉛構造物として高温プレナムブロック、サポートポスト、ポストシール、プレナム下部ブロック、壁床部断熱層及び固定反射体等に適用する。</p> <p>(2) 壁心黒鉛構造物として燃料体黒鉛ブロック、黒鉛スリーブ、制御棒案内ブロックおよび可動反射体ブロックに適用する。</p>	<p>1. 設計基準の適用範囲</p> <p>(1) 壁心支持黒鉛構造物として高温プレナムブロック、サポートポスト、ポストシール、プレナム下部ブロック、壁床部断熱層及び固定反射体等に適用する。</p> <p>(2) 壁心黒鉛構造物として燃料体黒鉛ブロック、黒鉛スリーブ、制御棒案内ブロックおよび可動反射体ブロックに適用する。</p>

安全設計

(5/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
安全設計 評価事故の 選定（異常 過渡、事故、 立地）	<p>1. 格納容器内、外への放射能放出に係る事故</p> <p>(1) 格納容器への放射能放出に係る事故 (1 次系配管大破断事故、1 次冷却系小規模漏洩事故、S2 地震、inand、スタンドバイブレーブル断事故)</p> <p>(2) 格納容器外への放射能放出に係る事故 (2 次系配管大破断事故)</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>(1) 壓心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (未臨界状態からの制御棒誤引抜き、出力運転中の制御棒誤引抜き、出力運転中の制御棒の異常挿入)</p> <p>(2) 壓心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (1 次冷却材流量の減少、1 次冷却材流量の増大、2 次冷却材流量の減少、2 次冷却材流量の増大、商用電源喪失)</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化 (1 次リウムダンプ系の誤作動、1 次冷却系の小規模漏洩、1 次ヘリウム圧力調整設備の誤動作 (加圧))</p>	<p>安全評価として、運転時の異常な過渡変化、事故、重大事故および仮想事故について評価、検討する。以下に各項目に対して評価した事象を示す。</p> <p>1. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>(1) 壓心内の反応度または出力分布の異常な変化 (未臨界状態からの制御棒誤引抜き、出力運転中の制御棒誤引抜き)</p> <p>(2) 壓心内の熱発生または熱除去の異常な変化</p> <p>(1) 壓心内の熱発生または熱除去の異常な変化 (1 次冷却材流量の減少、1 次冷却材流量の増大、2 次冷却材流量の減少、2 次冷却材流量の増大、外部電源喪失)</p> <p>(3) 照射試料及び実験設備の異常</p> <p>(4) 特殊運転時の異常</p> <p>(4) その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化 (照射試験装置スイープガス循環機停止)</p>	<p>安全評価は、原則として準静的荷重として扱う。</p>

(6/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
評価事故の 選定（異常 過渡、事故、 立地） 安全設計	<p>3. 事故</p> <p>(1) 厚心冷却能力の低下（1次冷却系二重管内破損、2次冷却系二重管内管の破損、2次冷却系二重管破断（格納容器外））</p> <p>(2) 冷却材喪失（1次系二重管破断、2次冷却系二重管破断（格納容器内））</p> <p>(3) 制御棒の抜け出し等による事故（制御棒の異常な引抜き）</p> <p>(4) 廃棄物処理設備の破損（気体廃棄物処理設備サーチャンクの破損）</p> <p>(5) 燃料取扱に伴う事故（燃料移送スリーブの落下）</p> <p>(6) その他必要と認められる事故（1次系ヘリウム循環機軸封水漏洩、中間熱交換器伝熱管破損、厚心オリフィス部閉塞）</p>	<p>2. 事故</p> <p>(1) 厚心冷却能力の低下（1次冷却材二重管内管破損事故、加圧水泵ポンプ軸固定、2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故、加圧水泵冷却設備配管破断事故）</p> <p>(2) 冷却材喪失事故（1次冷却材二重管破断事故）</p> <p>(3) 主蒸気管または蒸気発生器伝熱管の破損事故（1次ヘリウム冷却設備内水侵入事故）</p> <p>(4) 制御棒の抜け出し等による事故（燃料取扱いに伴う事故）</p> <p>(5) 廃棄物処理設備の破損事故</p> <p>(6) 燃料取扱いに伴う事故（燃料チタンネット部閉塞、照射試験装置スイープガス配管の破損、1次ヘリウム循環機トリップ試験時の破損、制御棒誤引抜き、制御棒引抜き試験時制御棒誤引抜き、1次冷却材小漏洩試験時制御棒誤引抜き）</p>	<p>2. 事故</p> <p>(1) 厚心冷却能力の低下（燃料体内冷却材流路閉塞事故、1次冷却材二重管内管破損事故、2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故、2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故、加圧水泵配管破断事故）</p> <p>(2) 減圧事故（1次冷却設備二重管破断事故）</p> <p>(3) 水侵入事故（1次加圧水泵冷却器伝熱管破裂事故）</p> <p>(4) 1次ヘリウム純化設備破損事故</p> <p>(5) 気体廃棄物処理設備破損事故</p> <p>(6) 照射試料及び実験設備に関する事故（照射試験装置スイープガス配管破裂事故、燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故）</p> <p>(7) 制御棒の抜け出し等による事故（スタンドパイプ破損事故）</p> <p>(8) 地震、火災、台風、洪水などの自然力に対する安全評価</p>

(7/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
	(2) 格納容器外放出に係る事故 (2 次冷却系二重管破断)	(3) 1 次冷却系二重管破断事故	
安全設計 ソーススター△	<p>1 次系二重管破断事故のうち、事故の程度が最大となる1次系二重管が瞬時に完全に破断する事故を想定する。</p> <p>(1) 重大事故の場合</p> <p>a. 原子炉は定格出力に余裕をみた出力で長期運転されていたものとする。</p> <p>b. 事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は原子炉内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1次系冷却循環放射能 : 100% ② 1次冷却系ブレートアウト放射能 よう素 : 12%、Cs : 25%、Sr : 87%、その他 : 92% ③ 炉心蓄積放射能 希ガス : 10%、よう素 : 2.75%、金属 FP : 0.1% <p>c. 原子炉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 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器からの漏洩を考慮する。漏</p>	<p>放射性物質の放出を伴う事象として、以下の事象が挙げられる。</p> <p>1. 格納容器内で放射性物質漏洩事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉冷却材を内包している障壁の破損 (原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉冷却材圧力バウンダリを除く小口径配管) <p>2. 格納容器外での放射性物質漏洩事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1次ヘリウム冷却系に通じる格納容器を貫通している系の格納容器外配管破損 (1次ヘリウム純化設備、1次ヘリウム迷路イン、計装配管 (サンプリング系など)、スタンドパイプ浄化系ライン) ② 1次ヘリウム冷却系と静的障壁接しておる、格納容器を貫通している系の格納容器外配管破損 (加圧水冷却設備、補助冷却設備、2次ヘリウム純化設備) <p>3. 格納容器外設置で、①、②以外のもの (放射性気体廃棄物処理施設) また、本評価で</p>	<p>放射性物質の放出に関し、拡大の可能性のある以下の事象が重大事故、仮想事故の候補となる。</p> <p>① 1次ヘリウム純化系破損事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ② 燃料取扱い事故 ③ 気体廃棄物処理施設サージタンクの破損事故 <p>④ 1次系内水侵入事故 (加圧水冷却器伝熱管破損事故)</p> <p>⑤ 減圧事故</p> <p>これららの事象から、高温工学試験研究炉の構造、特性ならびに安全上の対策との関連で技術的に見て合理的と考えられる放射性物質の放出が想定される事象を重大事故とし、これを超える放射性物質の放出が仮想される事象を仮想事故とする。</p> <p>なお、本原子炉が我が国で初の高温ガス炉であることに等に鑑み、重大事故および仮想事故に対する核分裂生成物の放出量を軽水炉の場合を参考にして以下のようにしている。</p>

(8/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
安全設計	<p>洩率は事故時の最大格納容器圧力に対応する漏洩率を下回らない値とする。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏洩は、97%がアニユラス部に生じ、残りの3%はアニユラス部外から生ずるものとする。</p> <p>f. アニユラス循環排気系にフィルタが設置されている場合、フィルタ効率は設計値に余裕を持った値とする。例えば設計フィルタ効率が95%以上の場合において、フィルタ効率90%と評価するのは妥当とする。但し、アニユラス部の負圧達成までの間は、根拠が明確でない限り、フィルタ除去効率を考慮しないものとする。また負圧達成後もアニユラス排気風量の切替までは再循環を考慮しない。</p> <p>g. 原子炉格納容器からアニユラス部へ漏洩した気体は、アニユラス循環排気設備を経て再循環するが、その1部はアニユラス負圧維持のため、排気筒より放出される。このとき、アニユラス部内の核分裂生成物の沈着付着の効果はないものとする。</p> <p>h. 黒鉛酸化防止設備から供給される窒素ガ</p>	<p>はソースタームとして以下のものを考慮する。</p> <p>1. 重大事故</p> <p>(1) 1次系循環放射能量：100%放出</p> <p>(2) 1次系沈着放射能のリフトオフ：減圧時の冷却材流速に依存</p> <p>(3) 事故後の炉心昇温に伴う被覆燃料粒子からの追加放出：仮想事故の1/10</p> <p>(4) 空気侵入により酸化される燃料スリーブで保持されていた放射性物質：100%放出</p>	<p>(1) 原子炉格納容器内に事故後瞬時に放出される核分裂生成物の量は、次の割合であるとする。</p> <p>① 1次冷却設備内を循環する核分裂生成物：100%</p> <p>② 1次冷却設備の壁面に沈着した核分裂生成物（よう素）：60%</p> <p>③ 燃料限界照射試料内に蓄積した核分裂生成物 希ガス：100%、よう素：50%</p> <p>④ 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、炉心蓄積量に対する割合であるとする。</p> <p>希ガス：2%、よう素：1%</p> <p>(2) 放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残り90%は無機よう素とする。</p> <p>(3) 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</p>

(9/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
安全設計 ソーススター ム	<p>スによる格納容器内圧力上昇を防止するため、格納容器減圧系により格納容器からアニュラス部へ格納容器雰囲気の管理放出を行う場合には、格納容器減圧系からアニュラス部への核分裂生成物の放出も考慮するものとする。</p> <p>i. 原子炉格納容器内の放射能による直接線量およびスカイシャイン線量については、原子炉格納容器の核分裂生成物の存在位置および原子炉格納容器等の遮蔽を考慮して評価する。</p> <p>j. 事故の評価期間は格納容器からの核分裂生成物の漏洩が無視できる程度までの期間とする。</p> <p>k. 環境への放射性物質の放出は排気管より行われるものとする。</p> <p>(2) 仮想事故</p> <p>A. 放射性物質の移行と放出量の評価における仮定は、以下の項目を除き重大事故と同様とする。</p> <p>B. 事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は原子炉内蓄積量に対し、次</p>	<p>納容器や同容器内機器等に付着し、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、この効果は考えない。</p> <p>(4) 評価上、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%)の核分裂生成物が放出されるものとする。</p> <p>(5) 事故後、非違常用空気浄化設備のフィルタが期待できるまでの時間は、評価上 13 分とする。</p> <p>2. 仮想事故</p> <p>原子炉格納容器内に事故後瞬時に放出される核分裂生成物の量は、次の割合であるとする。</p> <p>(1) 次冷却設備内を循環する核分裂生成物 : 100%</p> <p>(2) 次冷却設備の壁面に沈着した核分裂生成物 (よう素) : 100%</p> <p>① 燃料限界照射試料内に蓄積した核分裂生成物</p> <p>希ガス : 100%、よう素 : 50%</p>	

(10/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
安全設計 ソーススター ム	<p>の割合で放出されるものとする。</p> <p>①1次系冷却循環放射能：100%</p> <p>②1次冷却系プレートアウト放射能 よう素：12%、Cs：25%、Sr：87%、 その他：92%</p> <p>③炉心蓄積放射能 希ガス：100%、よう素：27.5%、 金属 FP：1%</p>	<p>②原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物のうち、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次の割合であるとする。</p> <p>希ガス：100%、よう素：50%</p> <p>なお、燃料の破損は事故発生と同時に生じることはないが、被ばく評価に当たっては、保守的に事故発生と同時に発生し、核分裂生成物の追加放出は炉心蓄積量に対し一定の割合で30時間継続するものとする。ただし、炉心から放出される核分裂生成物の量は、時間とともに崩壊して減少するので、これを考慮する。</p> <p>上記の原子炉格納容器内への放出量に基づく核分裂生成物の大気中への放出量は、重大事故と同様の計算条件及び方法に従って計算する。</p>	<p>1. 運転時の異常な過渡変化時の判断基準</p> <p>想定した事象の発生に伴う過渡現象において、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準</p> <p>1. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>想定した事象の発生に伴う過渡現象において、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準</p> <p>1. 運転時の異常な過渡変化時</p> <p>原子炉に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準</p>
判断基準			

(11/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
判断基準 安全設計	<p>断する基準は、以下のとおりとする。</p> <p>i) 燃料コンパクト温度は適切な値以下に維持されること。</p> <p>燃料粒子を用いた燃料の特徴を考慮して、燃料温度の上昇により被覆燃料粒子の破損、あるいは核分裂生成物の拡散速度の増大に起因する 1 次系の循環放射能量および沈着放射能量が著しく増加するのを防止するためには、差圧は次の条件を満たすこと。</p> <p>ii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力あるいは差圧は次の条件を満たすこと。</p> <p>① 中間熱交換器の管および管板を除く原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は適切な値以下に維持されること。</p> <p>② 中間熱交換器の管および管板にかかる圧差は適切な範囲に維持されること。</p> <p>iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリおよび 2 次系二重管外管の温度および温度変化率は適切な値以下に維持されること。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリおよび 2 次系二重管外管の圧力、差圧、温度および</p>	<p>準は以下の通りである。</p> <p>(1) 1 次系内の循環放射能量が許容限界値を超えないこと。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却設備の最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次下であること。</p> <p>① 原子炉圧力容器、1 次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 材を使用する箇所： 500°C</p> <p>② 加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所： 600°C</p> <p>③ 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐熱合金を使用する箇所： 980°C</p>	<p>とおりである。</p> <p>(1) 燃料最高温度は、1600°Cを超えないこと。</p> <p>(2) 原子炉冷却設備の最高使用圧力の 1.1 倍以上であること。</p> <p>(3) 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。</p> <p>① 原子炉圧力容器、1 次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 材を使用する箇所： 500°C</p> <p>② 加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所： 600°C</p> <p>③ 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐熱合金を使用する箇所： 980°C</p> <p>2. 事故時の判断基準</p> <p>想定した事故事象によつて外乱が原子炉施設に加わつても、炉心の損傷のおそれがないこと、及び放射線による敷地周辺への影響が大きくならないよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下の通りとする。</p>

(12/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
判断基準 安全設計	<p>温度変化率は、実験炉が高い原子炉冷却材出口温度を達成する運転を行うことから、高音部材料がハスティロイ-XR、低音部材料が21/4Cr-1Mo鋼であることを前提として、十分に安定した材質を確保するため、圧力あるいは差圧および温度と温度変化率の上限を定めるものである。特に中間熱交換器の管および管板にかかる差圧は、1次冷却系と2次冷却系の最大差圧を基礎に設計圧力を定めている中間熱交換器の伝熱管および管板の健全性を確保するためのものである。</p> <p>(2) 事故</p> <p>想定した事故事象が発生しても、炉心の熔融の恐れがないこと、および放射線による敷地周辺への影響が大きくならないよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 燃料コンパクト温度は適切な値以下に維持されること。 ii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力ある <p>(1) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き1次冷却設備の最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材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。</p> <p>(3) 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①原子炉圧力容器、1次系主配管等 (2 1/4Cr-1Mo鋼) : 550°C ②加圧水冷却器伝熱管等 (SUS316) : 650°C ③中間熱交換器伝熱管等 (ハステロイXR) : 990°C ④格納容器バウンダリにかかる圧力は、設計圧力の1/0.9倍以下であること。 ⑤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。 <p>3. 立地に関する判断基準</p> <p>重大事故および仮想事故における立地に関する判断基準は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」に適合しなければならない。</p> <p>(4) 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。</p> <p>(5) 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。</p>		

(13/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
判断基準	<p>いは差圧は次の条件を満たすこと。</p> <p>①中間熱交換器の管および管板を除く原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は適切な値以下に維持されること。</p> <p>②中間熱交換器の管および管板にかかる差圧は適切な範囲に維持されること。ただし、この条件は減圧事故および2次冷却系二重管破断（格納容器内外）事故には適用しない。なお、2次冷却系二重管破断（格納容器外）事故においては、2次系隔離弁が閉止するまでの時間、中間熱交換器の管および管板の健全性が確保される必要がある。</p> <p>iii)原子炉冷却材圧力バウンダリおよび2次系二重管外管の温度は、適切な値以下に維持されること。</p> <p>iv)原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力は適切な圧力以下に維持されること。</p> <p>v)周辺の公衆に著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。</p> <p>なお、重大事故および仮想事故の評価には”原子炉立地審査指針”を適用する。</p>	<p>3. 立地に関する判断基準</p> <p>重大事故および仮想事故における立地に関する判断基準は以下のとおりである。</p> <p>(1) 重大事故</p> <p>①大気中に放出された核分裂生成物からのγ線、スカイシャインγ線及び直接γ線の外部被ばくによる全身線量の合計は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」の重大事故に対する判断のめやす値である全身に対する0.25Sv以下とする。</p> <p>②よう素の吸収による小児の甲状腺に対する線量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」の重大事故に対する判断のめやす値である甲状腺（小児）に対する1.5Sv以下とする。</p> <p>(2) 仮想事故</p> <p>①大気中に放出された核分裂生成物からのγ線、スカイシャインγ線及び直接γ線の外部被ばくによる全身線量の合計は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」の仮想事故に対する</p>	

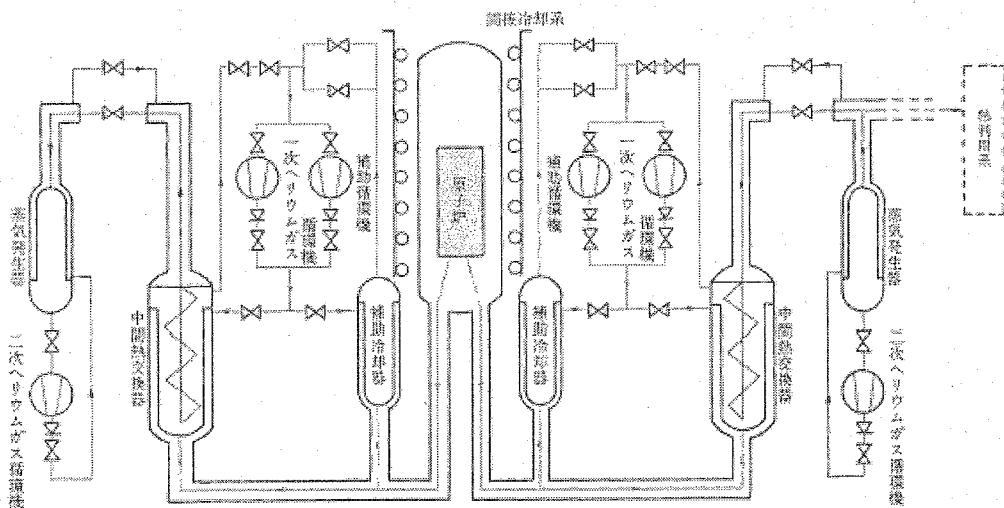
(14/14)

調査項目	多目的高温ガス実験炉	試験研究炉（初期）	試験研究炉（許可時）
判断基準		判断のめやすとする全身体に対する 0.25Sv以下とする。 ②よう素の吸入による成人の甲状腺に対する 線量は、「原子炉立地審査指針及びその 適用に関する判断の目安について」の仮想 事故に対する判断のめやすとする甲状腺 （成人）に対する3Sv以下とする。 ③「原子炉立地審査指針及びその適用に関する 判断の目安について」の人口密集地帯から の距離のめやすとして示されている参考 値2万人・Sv以下とする。	

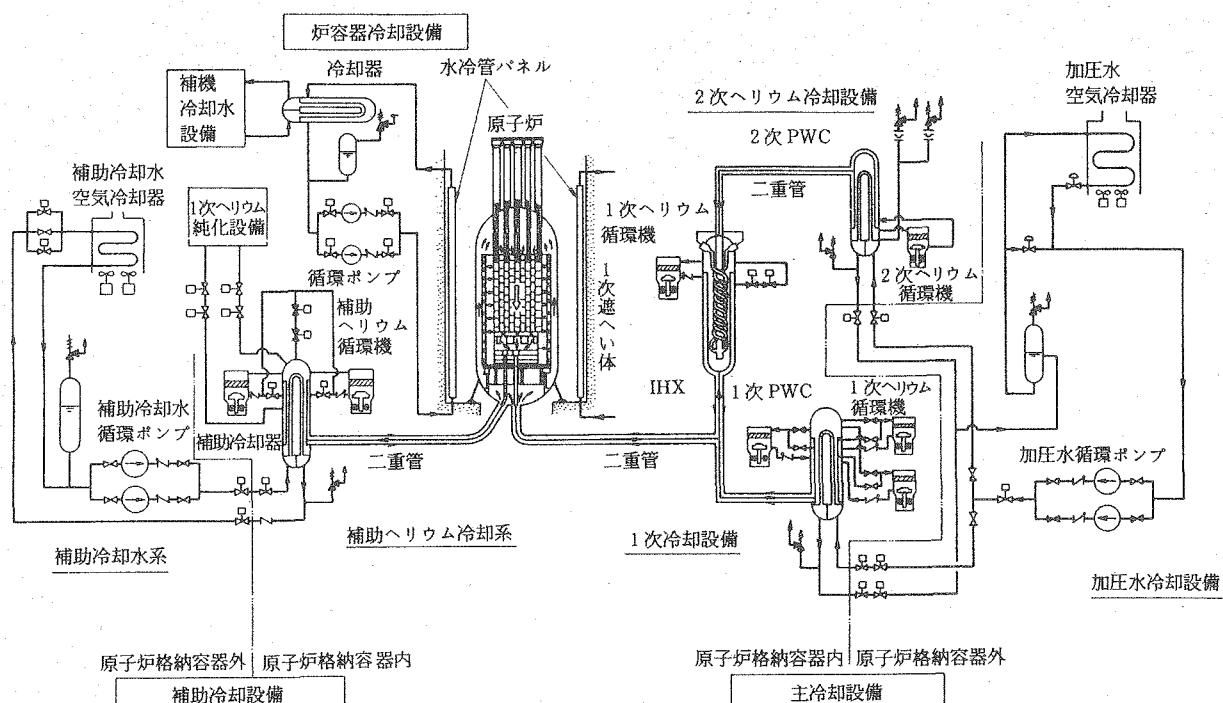
安全設計

第3.3表 HTTRと軽水炉の判断基準

HTTR	LWR
<p>1. 燃料最高温度は、1600°Cを超えないこと。</p> <p>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力の1.1倍以下であること。</p> <p>3. 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。</p> <p>(1)原子炉圧力容器、1次系主配管等で21/4Cr-1Mo鋼 NT材を使用する箇所 500°C</p> <p>(2)1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所 600°C</p> <p>(3)中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル耐食耐熱超合金を使用する箇所 980°C</p>	<p>1. 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること。</p> <p>2. 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>3. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。</p> <p>4. 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1.1倍以下であること。</p>
<p>1. 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き1次冷却設備の最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材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。</p> <p>3. 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。</p> <p>(1)原子炉圧力容器、1次系主配管等で 21/4Cr-1Mo 鋼 NT 材を使用する箇所 550°C</p> <p>(2)1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所 650°C</p> <p>(3)中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル耐食耐熱超合金を使用する箇所 1000°C</p> <p>4. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。</p>	<p>1. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>2. 燃料エンタルピは、制限値を超えないこと。</p> <p>3. 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1.1倍以下であること。</p> <p>4. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。</p> <p>5. 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。</p>



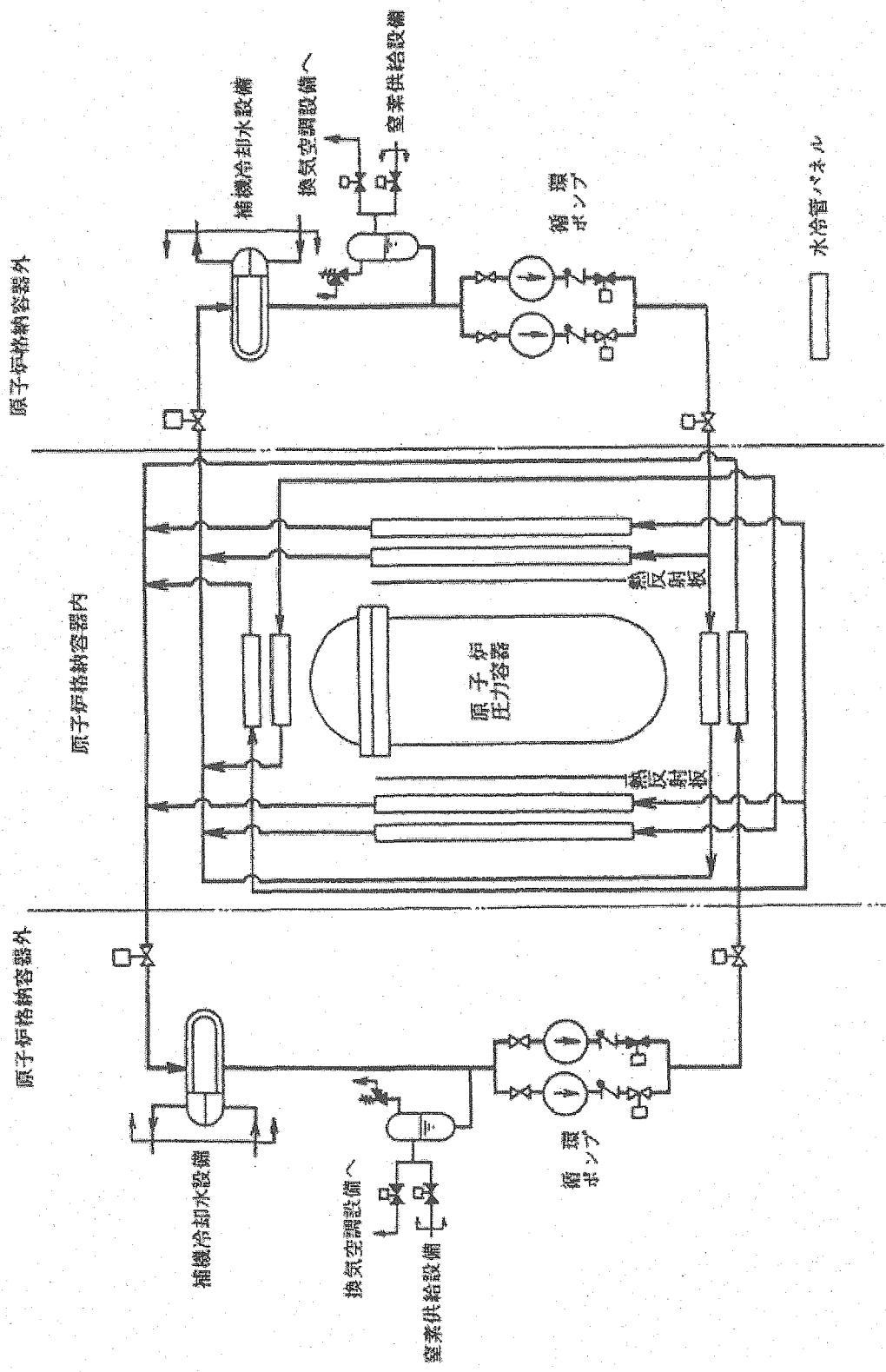
a 実験炉の冷却系統 (2)

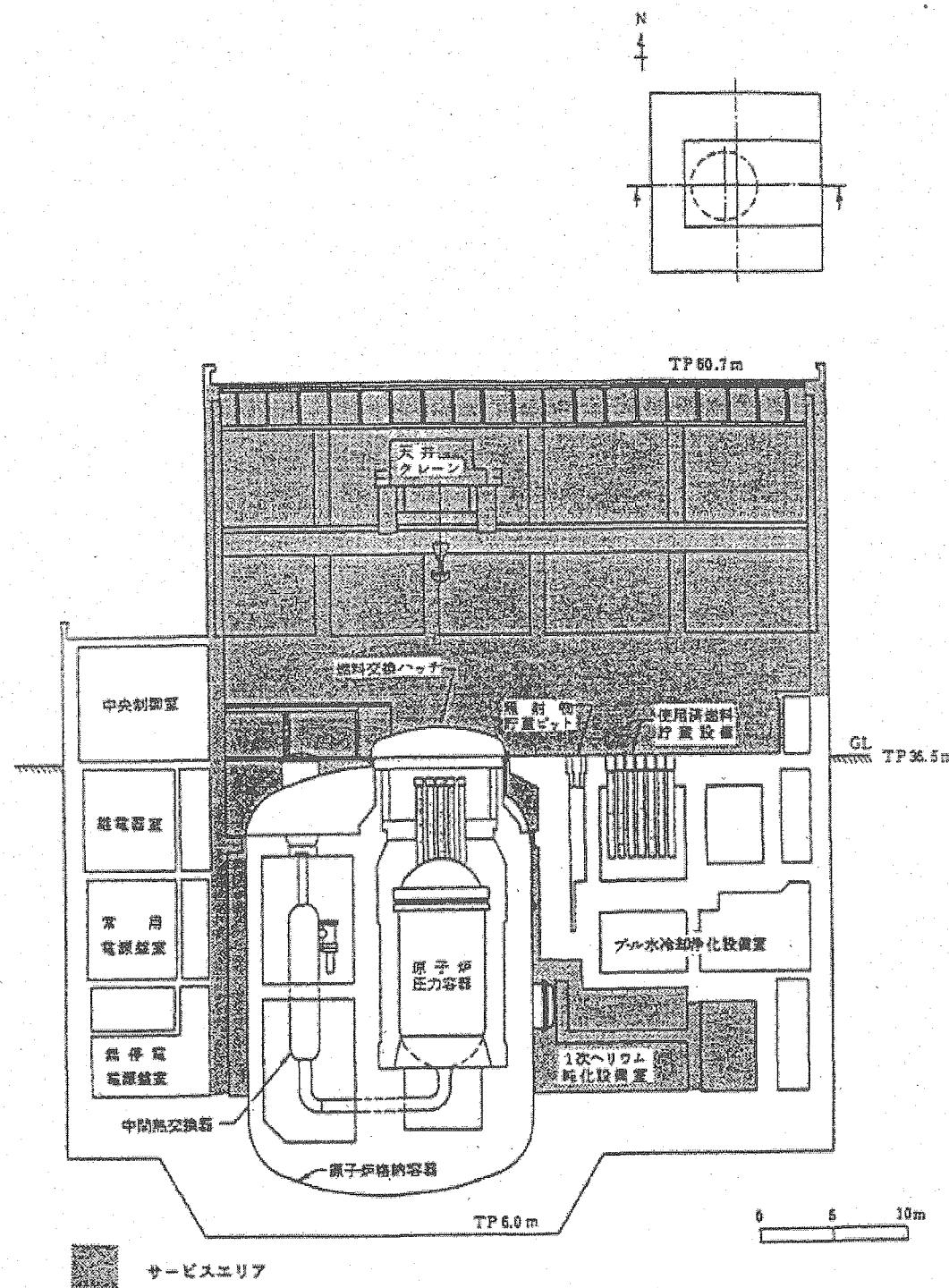


本図は、HTTR 原子炉冷却設備の系統構成を示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備並びに原子炉スクラム時に原子炉を冷却する補助冷却設備及び炉容器冷却設備から構成される。

b HTTR の冷却系統(3)

第3.1図 実験炉とHTTRの冷却系統の比較

第3.2図 炉容器冷却設備（非常用冷却設備）⁽¹⁾

第3.3図 HTTRの2重格納施設⁽¹⁾

4. HTTRにおける運転経験の反映事項

HTTRにおけるこれまでの運転経験のうち、安全設計に関連すると考えられる主な成果は以下のとおりである。

(1) 燃料の健全性

- a. 初装荷燃料の初期破損率は、0.01%以下（許容値 0.2%）であり、Kr-88 の放出率は、第 4.1 図に示すように、定格運転時では 7×10^{-8} 、また、高温試験運転時では 1×10^{-8} ⁽⁶⁾ であった。これは通常運転時の安全評価上の制限値である燃料破損率 1 %に相当する Kr-88 の放出率 5.35×10^{-4} に比べて約 3 衍小さい値である。
高温試験運転中の冷却材中の放射能濃度は、検出器限界以下 ($14 \text{Bq}/\text{cm}^3$) の $7 \text{Bq}/\text{cm}^3$ である。また、排気筒からの放射能濃度は検知されていない。
- b. 燃料のガンマ線測定による第 4.2 図に示すような出力分布評価等の運転データに基づき再評価した高温試験運転時の燃料最高温度は、約 1470°C（安全評価に用いている燃料最高温度は約 1492°C）である。
- c. 設計時の燃料最高温度評価と比較して、実際の運転時の燃料最高温度は、第 4.1 表に示すように、十分に低く、安全審査時の燃料温度評価には十分な保守性が含まれていた。高温試験運転時においても、燃料の健全性は十分に確保されている。

(2) 冷却材圧力バウンダリの健全性

- a. 中間熱交換器の高温試験運転時の伝熱管温度は、工事認可の際の構造健全性評価に用いた最高使用温度 955°C に比べて約 905°C と低い温度であり、健全性は十分に確保されている。
- b. 原子炉圧力容器胴部の測定温度は約 355°C であり、工事認可の際の構造健全性評価に用いた最高使用温度 440°C を十分に下回っており、健全性は十分に確保されている。
- c. 冷却材圧力バウンダリの漏えい率は、定期検査毎に運転圧力 4MPa で漏えい検査をおこない、設計値 (0.2%/day 以下) を下回る約 0.2%/day に維持されている。
- d. 炉心構造材及び耐熱金属材料の長期間の健全性維持を目的とした冷却材の不純物濃度については、ヘリウム純化設備の各トラップの不純物除去性能を念頭に、出力上昇試験を出力の低い状態から定格出力まで段階的に実施することにより、計画的に冷却材中の不純物を除去することとした。これにより、第 4.3 図に示すように、構造健全性上問題となる高温状態（原子炉出口冷却材温度で 800°C 以上）で、水分 0.2ppm 以下、酸素濃度 0.04ppm 以下などにそれぞれ管理できた。

(3) 原子炉格納施設の性能

- a. 格納容器の漏えい率は約 $1.5 \times 10^{-2}/\text{day}$ であり許容値 (0.1%/day 以下) に比べて十分に低い値に維持されている。
- b. 非常用空気浄化設備のヨウ素除去効率は、約 99% 以上であり設計値 (95%) に比べて高い値の除去能力を維持している。

(4) 非常用冷却系の性能

- a. 減圧事故時に期待されている炉容器冷却設備は、炉心の安全な冷却に必要な除熱能力 0.3MW/系統に対して、2系統作動時で約0.8MWの除熱能力を有することを確認している。
 (1系統での除熱能力は未確認)

(5) 過剰反応度制御

- a. 燃料の燃焼補償に必要な過剰反応度は、燃料体に取り付けられた反応度調整材（可燃性毒物、BP）と制御棒により制御されているが、燃料の平均燃焼度 10,000MWD/T までは、第 4.4 図に示すように、BP によりほぼ補償されており、定格出力運転時の制御棒位置は一定になっている。すなわち、BP による反応度調整は、一定の燃焼度までは非常に良好に行なうことが出来る。

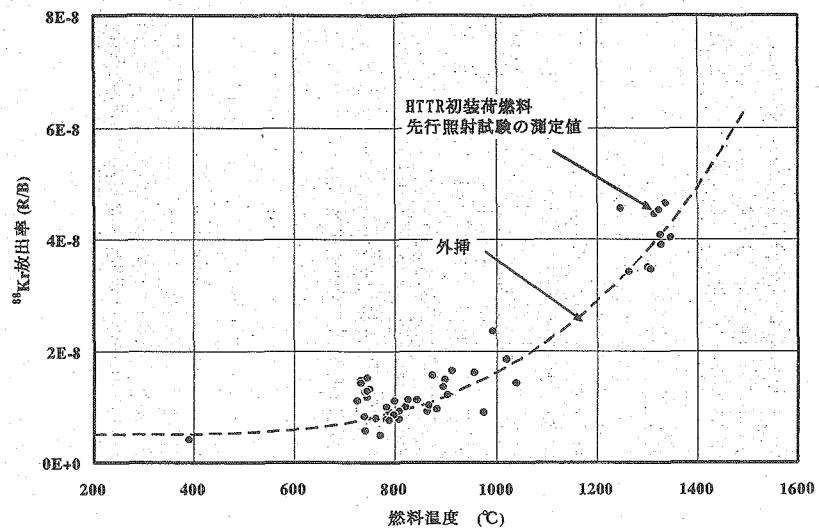
第4.1表 燃料最高温度⁽⁴⁾

燃料最高温度	設計解析	今回解析
原子炉熱出力*	102.5%	102.0%
軸方向出力分布	4%	削除
1次冷却材流量	10.2kg/s	10.1kg/s
流量配分	冷却材温度4% 膜温度差3.2%	冷却材温度2% 膜温度差1.6%
炉心入口温度	415°C	409°C
燃料最高温度	1492°C	1463°C

* 計測器の校正データから、原子炉熱出力の測定誤差が1.5%以下であることを確認し、102.5%を102.0%とした。

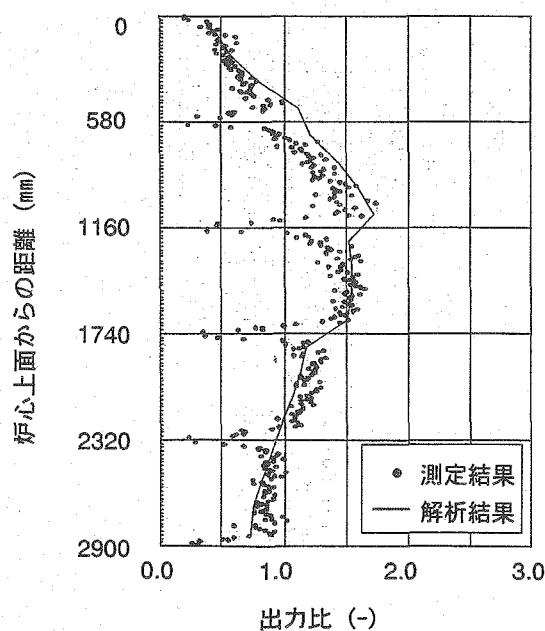
1次系の⁸⁸Krの放出率 設計 5.35×10^{-4} 今回評価 7×10^{-8}

循環放射能量 放出率に比例するため設計値を十分下回る



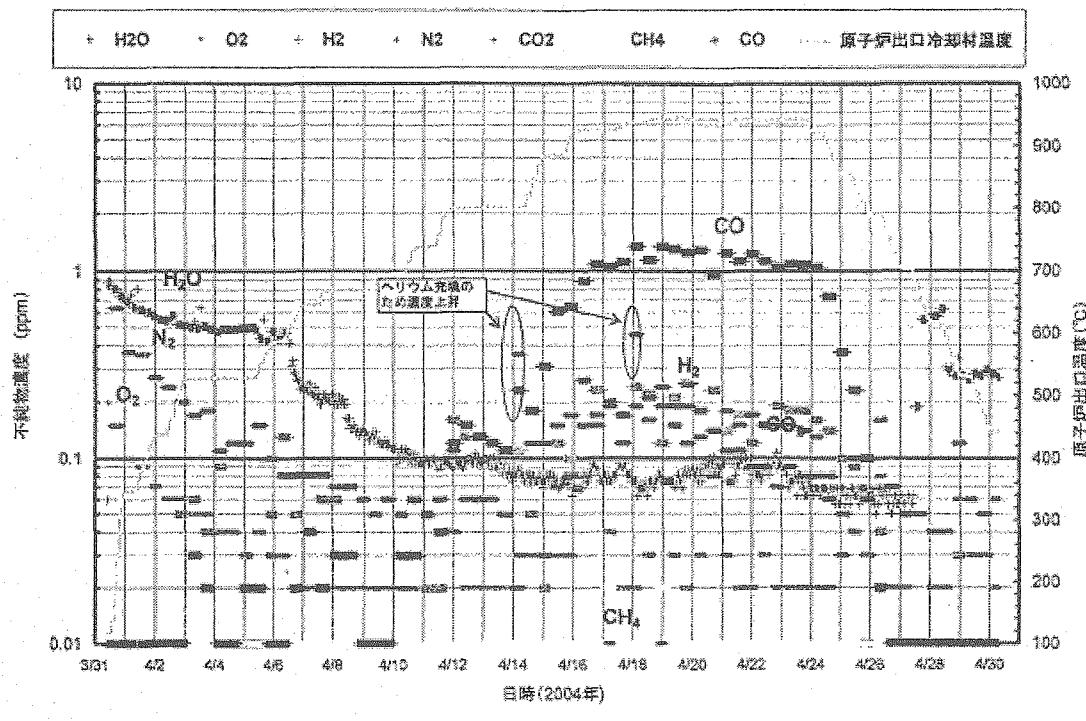
1次系の ^{88}Kr の放出率 設計 5.35×10^{-8} 今回評価 7×10^{-8}
循環放射能量 放出率に比例するため設計値を十分下回る

(4)

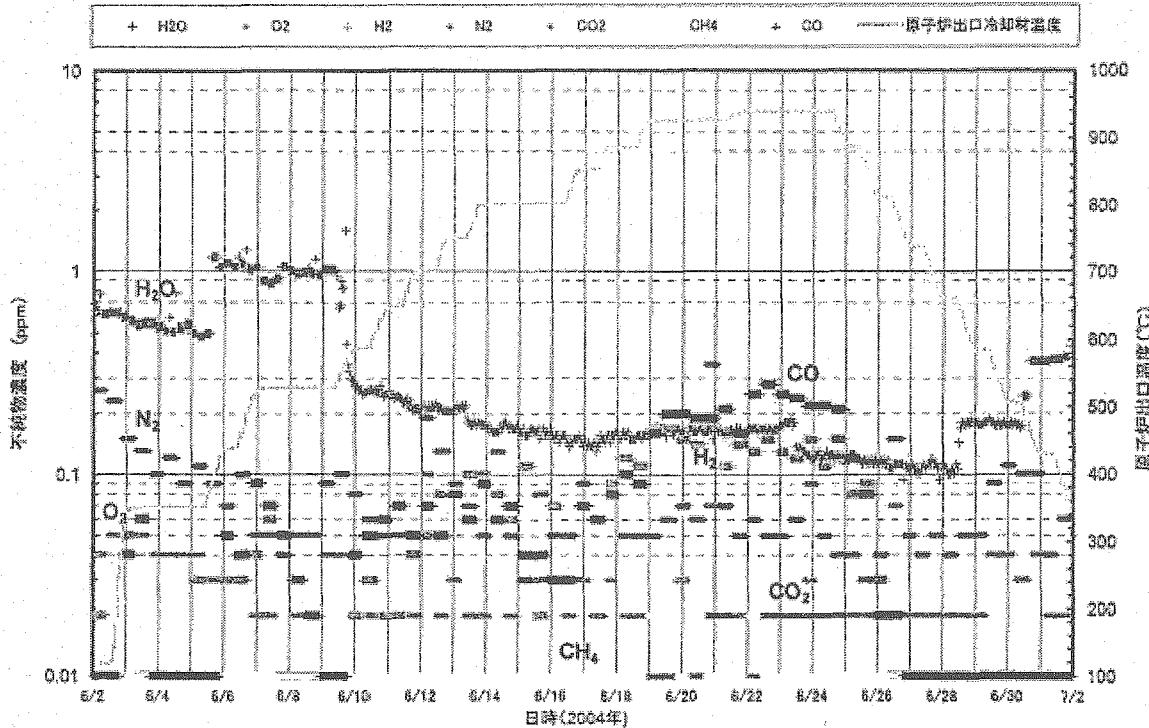
第4.1図先行試験における燃料温度に対する ^{88}Kr の放出率変化

第4.2図定格運転・炉出力30MWにおける炉心軸方向の出力分布

(4)

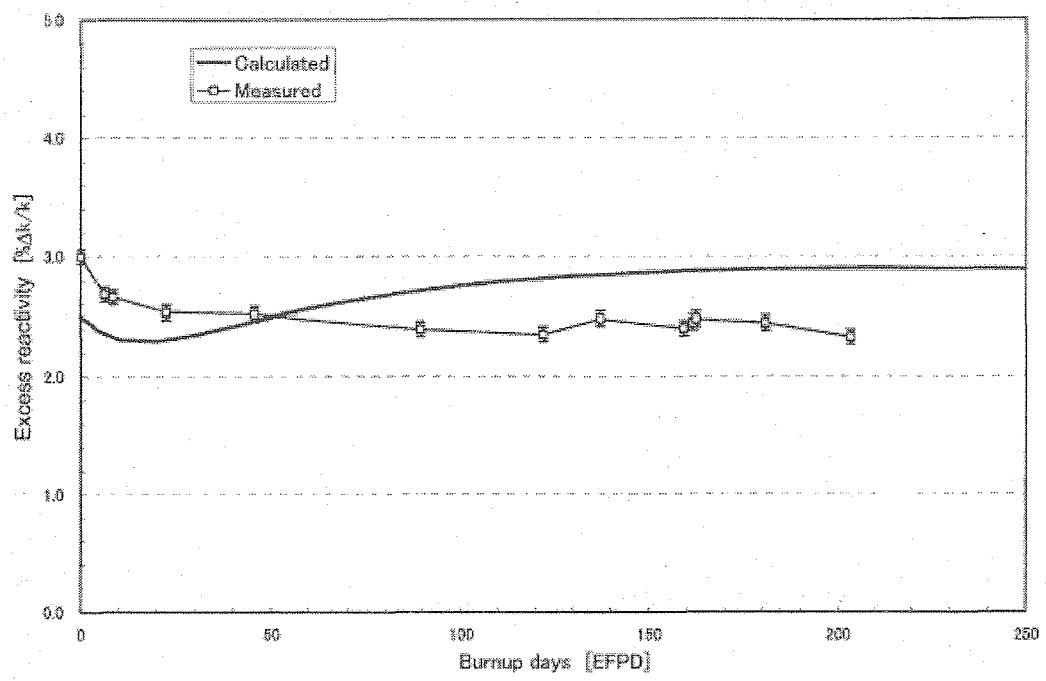


高温試験 単独運転時の原子炉入口の不純物



高温試験 並列運転時の原子炉入口の不純物

第4.3図 950°C運転時の原子炉入口の不純物濃度⁽⁵⁾



第4.4図 HTTRのBPによる燃焼特性

5. 次期高温ガス炉の安全設計

H T T R の安全審査、運転経験を基に、将来の高温ガス炉の安全設計に関して技術的に可能と思われる考え方を以下に示す。

5.1 異常時の原子炉停止、未臨界維持

ペブルベッド型高温ガス炉においては、通常運転時の炉心の過剰反応度が小さい事、プロック型高温ガス炉においても BP の活用により、出力運転時の炉心の過剰反応度を小さく抑える事が出来ること、炉心の反応度温度係数が大きく燃料の耐熱性が高く残留熱・崩壊熱除去に対する余裕が極めて大きいこと、等から、異常時の原子炉停止・未臨界維持に対する安全上の意味が、他の炉と異なる可能性がある。

すなわち、以下の点について検討する余地がある。

- ① 未臨界に出来なかった時、瞬時に未臨界維持が出来ない時でも燃料の健全性が維持できるとすると、安全上何かまずいことが考えられるのだろうか？
- ② 燃料の耐熱性が高く残留熱・崩壊熱除去に対する余裕が極めて大きい等の時間的因素を考えた場合に後備停止系は必要か？

5.2 異常時における炉心の冷却

H T T R における炉容器冷却系のような「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る。高価で機能維持に多大な努力をする炉心の強制循環による冷却は、安全上から無くすることが可能となる。

5.3 異常・事故時における放射性物質の閉じ込め

H T T R の通常運転時の原子炉冷却材中の放射能濃度はきわめて低く(燃料破損率 0.01% 以下)、万一の事故時において原子炉冷却材中の放射能が全量地上放出をすると想定しても、事故時の公衆被爆の制限は十分に満たす。

また、減圧事故時に炉心の酸化が有効に抑制できれば、事故後の燃料からの FP の追加放出を防ぐ事が可能である。

従って、異常・事故時に対する「気密の格納容器」による放射性物質の閉じ込めについては、安全評価上の必要性は低い。(深層防護の観点からは意味はあるので気密が確保できる建物を要する)

5.4 反応度事故

制御棒による燃焼補償を最小限に抑える設計が可能であるため、大きな反応度が投入される事故は低出力運転時に限られ、炉心の大きな熱容量、負の温度係数と相俟って、安全上大きな影響を与える事故にならないような設計が可能である。

5.5 立地評価におけるソースターム

A V R (Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor) では冷却系の事故時のスクラム失敗事

象（ATWS）を想定して実験が行われ、炉心・燃料の健全性が維持できる事が示された。この実験により、中・小型の高温ガス炉では、炉心燃料が大規模に損傷して大量の FP が放出されるような事故のシナリオが想定できない。

従って、立地評価においても、ソースタームにはメカニスティックな算出・評価が適用可能であり、これにより中・小型の高温ガス炉の安全上の利点が活用できる。

5.6 異常時における高温機器の健全性

高温ガス炉で安全上留意すべき特徴的な点は、高温機器の健全性の確保である。高温機器の一部には、設計にもよるが、冷却材の循環によって最高使用温度が低温に維持されている箇所、あるいは、圧力制御系の正常動作に期待して健全性が確保されている箇所等がある。これらの箇所は、それぞれ期待している設備の機能が維持できなくなると、高温機器の健全性が脅かされる。

以上を実現するために今後必要な主な試験、データ、及びその取得計画と取組みの状況は以下の通りである。

① ブロック型炉心の BP の高燃焼度までの燃焼特性

今後、燃焼の進んだ HTTR 炉心のデータ等を評価・検討することで、燃焼特性を把握する予定。

② ブロック型炉心の、炉心強制冷却能力喪失時の ATWS 特性

平成 18 年度に計画している全流量喪失試験（循環機 3 台停止試験）、炉容器冷却設備停止試験に基づいて評価・検討することで、炉心強制冷却能力喪失時の ATWS 特性を把握する予定。

③ 減圧事故時の炉心への空気侵入特性・炉心構造材酸化特性

高温ガス炉の最大の弱点は燃料・黒鉛構造物の酸化であり、そのため、格納容器を付けなくても酸化防止機能を備えた設備等の設計が重要となるが、空気侵入特性・炉心構造材酸化特性は、炉の設計に依存した R&D により把握することが必須であり、次期高温ガス炉の最優先となる R&D 項目である。

④ 低濃縮・高燃焼度燃料の通常運転時、事故時の FP 放出特性

低濃縮・高燃焼度の燃料に関する通常運転時及び事故時の FP 放出特性に関するデータが、現在、存在しない。商用炉では経済性向上のためにぜひとも必要なデータである。

6. まとめ

高温ガス炉は、安全性の高さ、小型ゆえの建設リスクの低さ、ガスタービン発電システムの導入などによる大幅な経済性向上への期待が強まり、米国を中心に高温ガス炉実用化の機運はかつてない高まりを見せてている。

このように高温ガス炉を取巻く社会情勢を考えると次世代の原子炉として応えるべき安全性についても新しい安全論理の構築が望まれているところであり、一般公衆の安全を確保するための基本的な考え方を踏襲した上で、原子炉固有の特性を柔軟に反映する安全設計・安全評価の考えを確立していくべきものである。

そのため、HTTRの安全設計・安全評価の基本的な考え方は、次世代の高温ガス炉の安全設計・安全評価を構築する上で貴重であると考え、これまでの設計の変遷を調査し、整理することにした。HTTRにおいては、このプロジェクトが早期に建設開始することが課せられていたこと等から、安全設計に高温ガス炉の安全上の特徴を十分に反映できず、軽水炉の指針類を参考にして定めざるを得なかったが、これまでのHTTRでの設計検討の結果が、次世代の高温ガスの安全設計に反映できることを期待したい。

謝辞

本報告書をまとめるに当たっては、原子力基礎工学研究部門 塩沢 周策 特別研究員、高温工学試験研究炉 小森 芳廣部長より貴重な助言、激励を頂いた。また、資料の作成等に当たっては、高温工学試験研究部の関係各位より協力を頂きました。以上の方々に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所、高温工学試験研究炉の設置変更許可申請書
- (2) 日本原子力研究所、高温ガス炉研究開発の現状 (1986)
- (3) 日本原子力研究所、高温工学試験研究の現状 (1997)
- (4) 坂場 成昭、他、JAERI-Tec2003-043 (2003)
- (5) 高松 邦吉、他、JAERI-Tec2004-063 (2004)

付録 1

安全設計について

1. 燃料の許容設計限界について

1.1 はじめに

軽水炉の場合、「燃料の許容設計限界」の目安として、最小限界熱流速比（DNBR）、最小限界出力比（MCPR）及び燃料最高温度等を設定している。実験炉においては、軽水炉の場合と異なる点を考慮し、「燃料の許容設計限界」の目安として、1次系内の放射能量を設定している。

1.2 実験炉での設計の考え方⁽¹⁾

(1) FP の保持特性

軽水炉との相違は、FP 保持機能をもつ最小単位である被覆粒子が小さいので、局所的な高温により、一部の粒子破損が生じても FP 放出量は微少であること、及び温度による FP 拡散によって、健全粒子からも微少な FP 放出があることである。

これらを考慮して、全炉心からの FP 放出量を一定以下に制限する考え方がとられている。

(2) 「燃料の許容設計限界」の定義

軽水炉の「燃料の損傷が安全設計上許容される程度」を「燃料からの FP 放出量が安全設計上許容される程度」を意味するものと解釈している。

(3) 「燃料の許容設計限界」の判断の目安

「燃料の許容設計限界」の判断の目安として1次系内の放射能量を設定している。

(4) 放射能制限値を満足させるための設計

1次系内の放射能制限値を満足させるため原子炉設計上の対処として燃料の通常運転時の熱的制限値及び異常過渡時の制限値を定めている。

1.3 H T T R の設計⁽²⁾

(1) 基本的な考え方

H T T R の燃料要素は、被覆燃料粒子を含んだ燃料コンパクト、黒鉛スリープ等から構成されており、FP は主として被覆燃料粒子内に閉じ込められるので、被覆燃料粒子の FP 閉じ込め性を確保することが重要であり、この閉じ込め性の劣化防止に着目して燃料許容設計限界を定めている。

被覆燃料粒子からの FP 放出形態は、主に 3 つに大別できる。

- (a) 製造時に被覆層が破損した被覆燃料粒子（「破損粒子」という。）からの放出
- (b) 健全な被覆燃料粒子（「健全粒子」という。）からの温度拡散による放出
- (c) 原子炉の運転中に被覆層が破損（「追加破損」という。）した被覆燃料粒子からの放出

上記の(a)については、製造時の被覆層破損を全くゼロにすることはできないが、製造時の破損粒子割合を小さく管理できるので、破損粒子からの FP 放出量は少ない。(b)に

については、被覆燃料粒子が健全である限り、その放出量は少ない。そこで、燃料許容設計限界は、FP閉じ込め性の劣化防止の観点から、(c)の照射中における燃料粒子破損を許容できる範囲に制限するよう定める。

(2) 判断基準

運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1600°Cを超えないこと。

なお、1次冷却設備循環放射能量、燃料破損率等を判断基準とすることも考えられるが、これらは燃料破損の要因を直接制限することにはならないので、燃料許容設計限界の判断基準として適切ではないと判断した。

(3) 燃料許容設計限界以外の制限

(a) 通常運転時の制限

熱的制限値として、通常運転時の定格出力条件下での燃料最高温度（1495°C）を定めている。

(b) 1次冷却材中の循環放射能量

プラントの健全性確保あるいは一般公衆の放射線被ばく低減の観点から設けている。制限値は、国内燃料の初期製造時破損、国外炉等の運転実績を勘案して、燃料粒子被覆層の破損率1%として保守的に算出される循環量($9.4 \times 10^{13} \text{ Mev} \cdot \text{Bq}$)とし、この値を超えた場合に原子炉はスクラムする。

文献

- (1) 私信（非公開資料）（昭和59年、昭和60年）
- (2) 日本原子力研究所、高温工学試験研究炉の設置変更許可申請書

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ・格納容器バウンダリの範囲

2.1 はじめに

格納容器バウンダリについては、軽水炉の冷却材喪失事故を減圧事故と読み替えており、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は軽水炉の考え方を参考にしているが、設計圧力の考え方、2次冷却系破断時の健全性等について軽水炉とは異なっている。

2.2 設計における考え方（補図2-1 中間熱交換器の原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図、補図2-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図、補図2-3 格納容器バウンダリ説明図）

(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ

軽水炉とは異なった考え方で設計されているのは、中間熱交換器の伝熱管、管板等である。中間熱交換器の伝熱管等は、通常運転時及び異常な過渡変化時には原子炉冷却材圧力バウンダリとして健全性が損なわれない設計とし、2次冷却配管の破断に対しては、長期間の健全性は期待しない設計とする。格納容器外の2次冷却系配管破断に対しては、2次冷却系の隔離弁の閉止及び隔離弁までの配管により原子炉冷却材の系外排出を有効に防止する設計とする。

このため中間熱交換器の伝熱管等は次のような条件で設計されている。

①通常運転時及び異常な過渡変化時

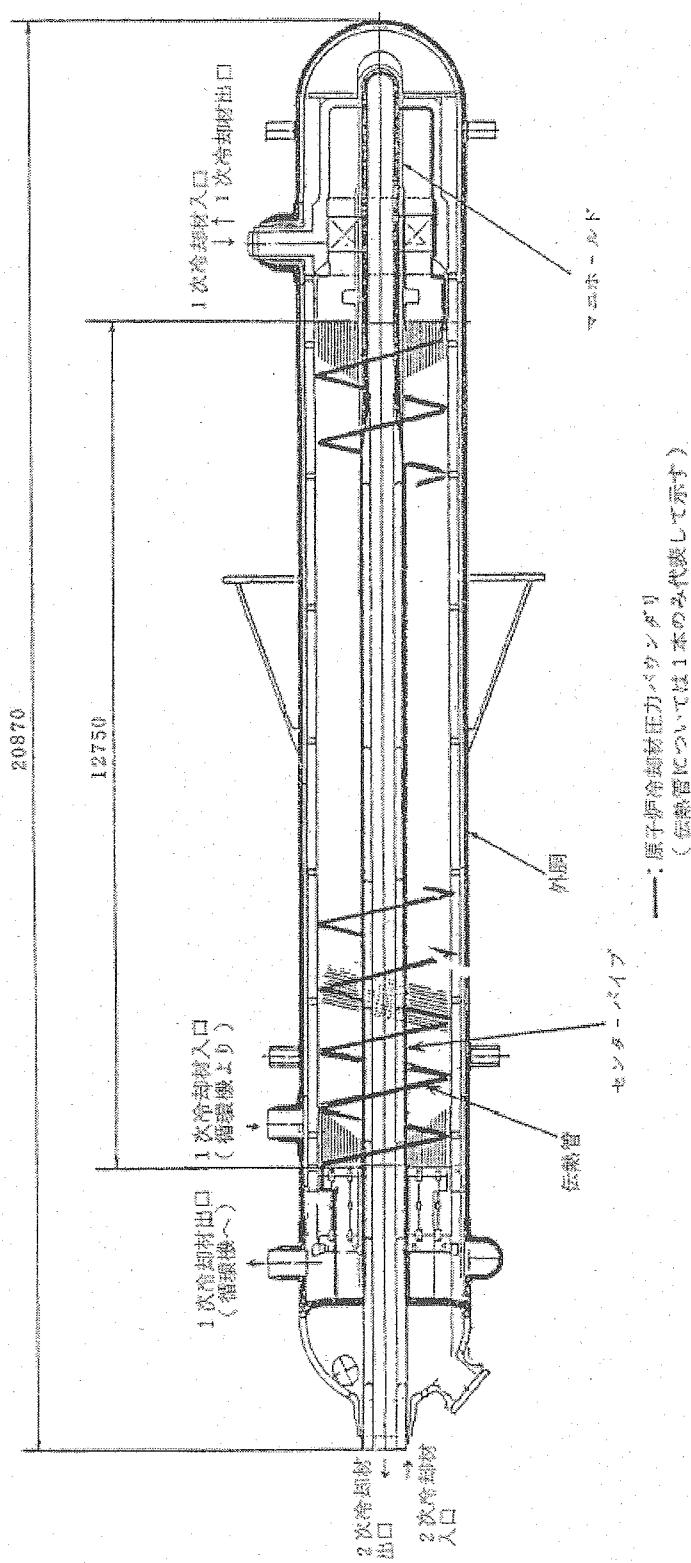
1次冷却系と2次冷却系の最大差圧を基礎に設計圧力を設定する。

②事故時

2次冷却系の破断事故時においては、安全上必要な期間（2次冷却系隔離弁が閉止するまでの時間）は1次冷却材の圧力に対し健全であること。

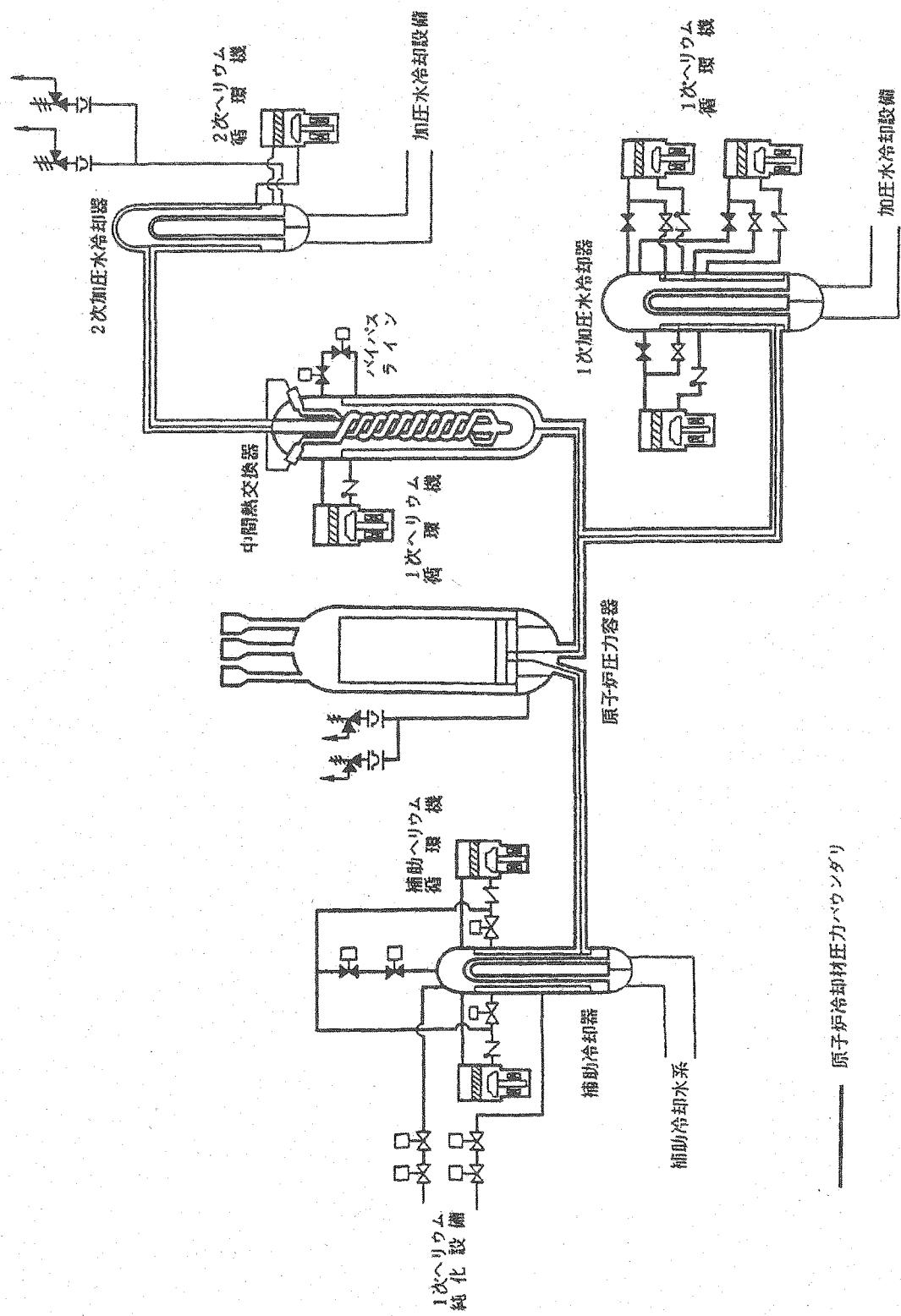
(2)格納容器バウンダリ

軽水炉の指針を読み替えている。但し、格納容器を貫通する2次冷却配管に設ける隔離弁には、2次冷却系配管破断事故時に、弁閉止後、原子炉冷却材の系外放出を防止する機能を課している。このため、2次冷却系配管は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管に準じた取り扱いをして、格納容器の内側及び外側に各1個の隔離弁を設けている。

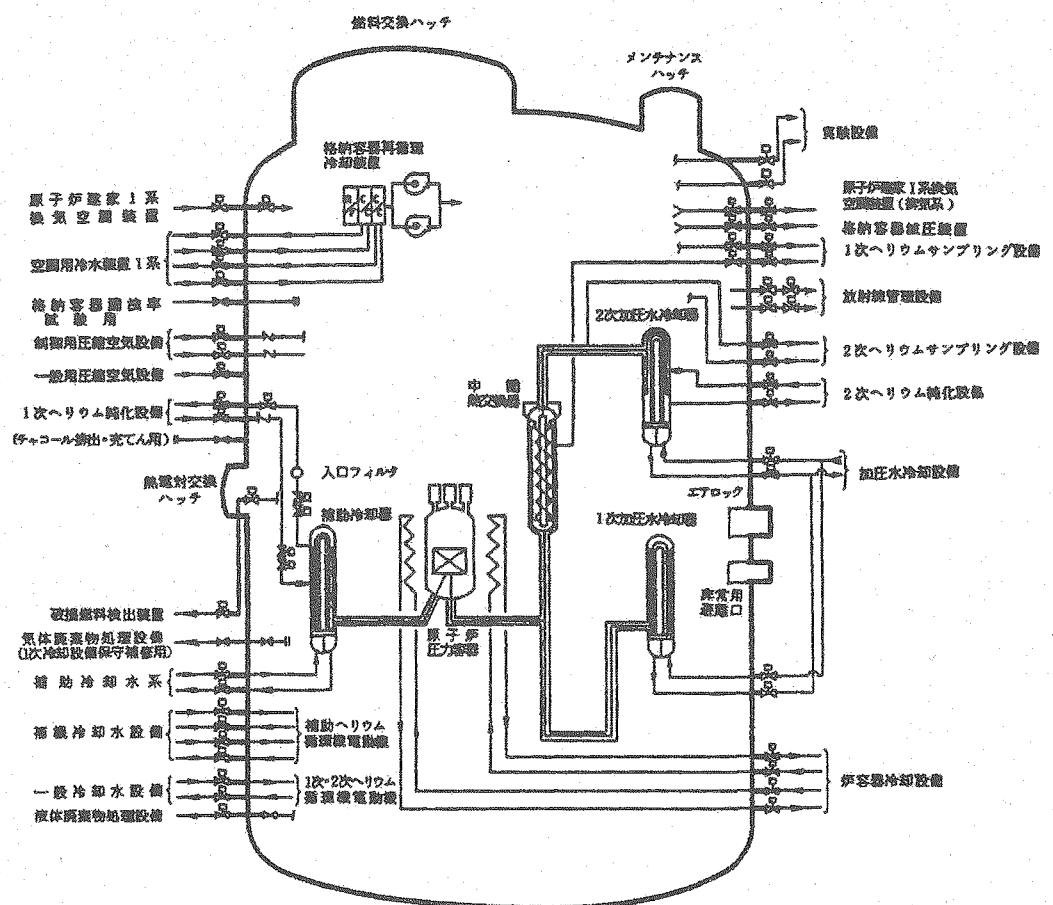


——、原子炉冷却材圧力バランスダリ
(余熱管については1本のみ代表して示す)

補図 2.1 中間熱交換器の原子炉冷却材圧力バランスダリ説明図



補図 2-2 原子炉冷却材圧力ハウジング説明図



補図 2-3 格納容器バウンダリ

3. 原子炉冷却材補給系の不必要について

3.1 はじめに

軽水炉では、原子炉冷却材補給系に対する安全設計上の要求があるが、原子炉冷却材補給系を設置しない。

3.2 設計における考え方

冷却材であるヘリウムは相変化がなく、漏えいによる減圧が生じても熱除去の特性が大きく変化することはない。また、炉心は発熱密度に比べて大きな熱容量を有し過渡変化時の温度挙動は極めて緩慢である等の固有の特性を有している。

原子炉出口冷却材温度高で原子炉を停止すれば、燃料最高温度が破断口径によらず許容設計温度以下に維持される。

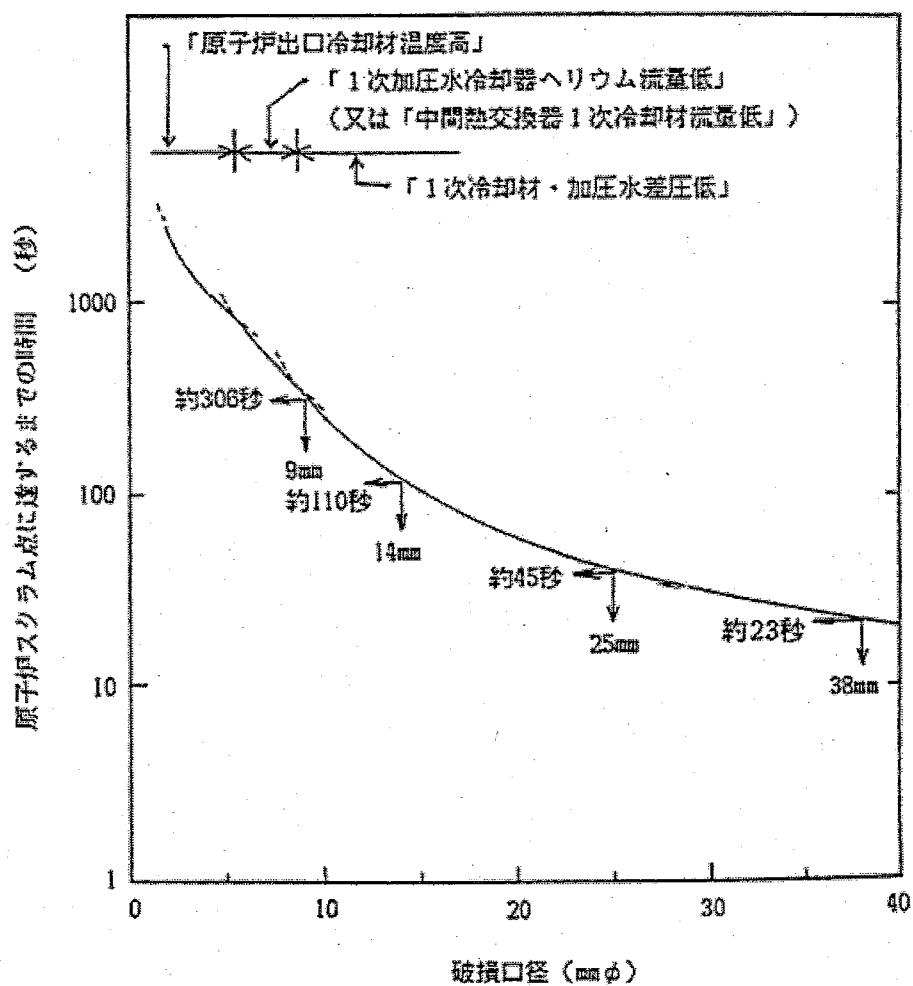
以上によって、原子炉冷却材補給系に対する安全上の要求はない。

3.3 1次冷却設備の微少漏えい(補図 3-1 1次冷却設備に接続した配管、補図 3-2 原子炉スクラム点に達するまでの時間、補図 3-3 破断口径と燃料最高温度)

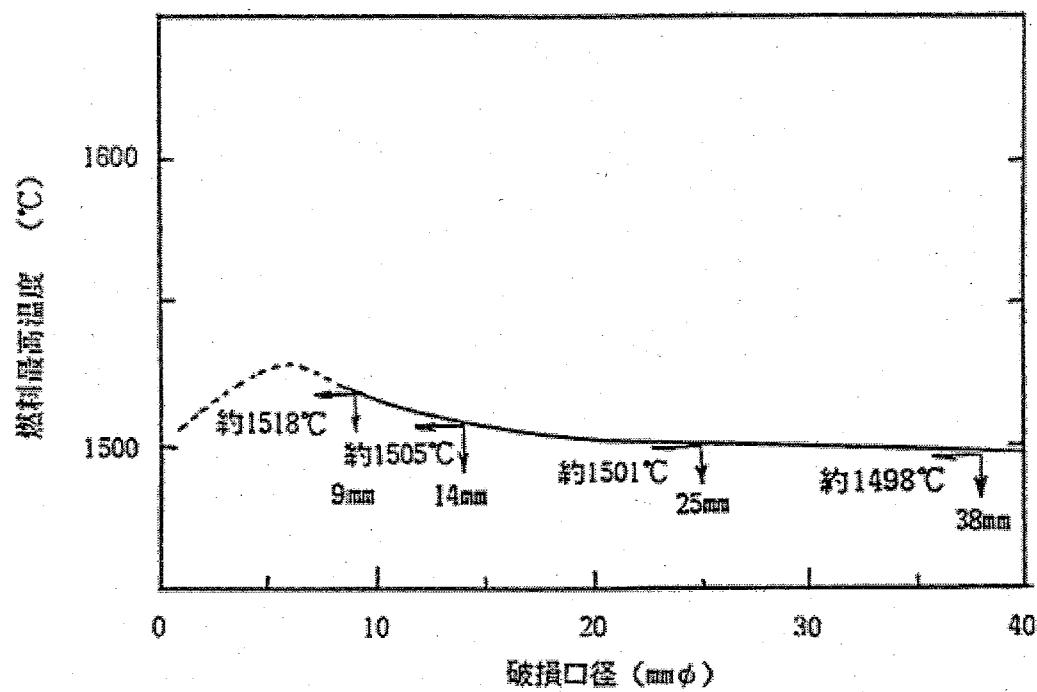
事故として1次冷却設備の二重管破断事故を想定しているが、1次冷却設備の微少漏えいを想定した場合、二重管破断事故と比較してスクラムまでの時間が長くなり、燃料温度の上昇が予想される。1次冷却設備に接続した配管と配管内径を補図3-1に示す。配管内径が38mm、25mm、14mm及び9mmの配管が破損した場合について評価した。評価条件は、配管内径を除いて二重管事故と同じである。評価結果を補図3-2及び補図3-3に示す。いずれの場合も「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉はスクラムする。これらの結果は、燃料最高温度の初期温度を超えるが、スクラム後一定期間補助冷却設備による除熱が期待できるので、除熱上の熱的問題はない。

補図 3-1 設備の配管口径

設備	内径
1次ヘリウム純化設備	約38mm
圧力逃し用配管	約25mm
計装用配管（1次冷却設備） （補助ヘリウム冷却設備）	約16mm 約13mm
1次ヘリウムサンプリング設備	約14mm
炉体計装設備	約9mm



補図 3-2 原子炉スクラムに達するまでの時間



補図 3-3 燃料最高温度

4. 格納容器熱除去系の不必要について

4.1 はじめに

軽水炉では、格納容器熱除去系に対する安全上の要求があるが、格納容器熱除去系を設置しない。

4.2 設計における考え方

冷却材であるヘリウムの熱容量は小さい。従って、想定される事故時においても放出される全エネルギーは大きくなく、事故後の格納容器内圧力及び温度は、格納容器内の構造物及び機器はヒートシンクとなって、許容値以下に制限され急速に低下する。従つて、格納容器内の熱除去のために、事故時に起動し非常用電源に接続される動的系統は必要でない。

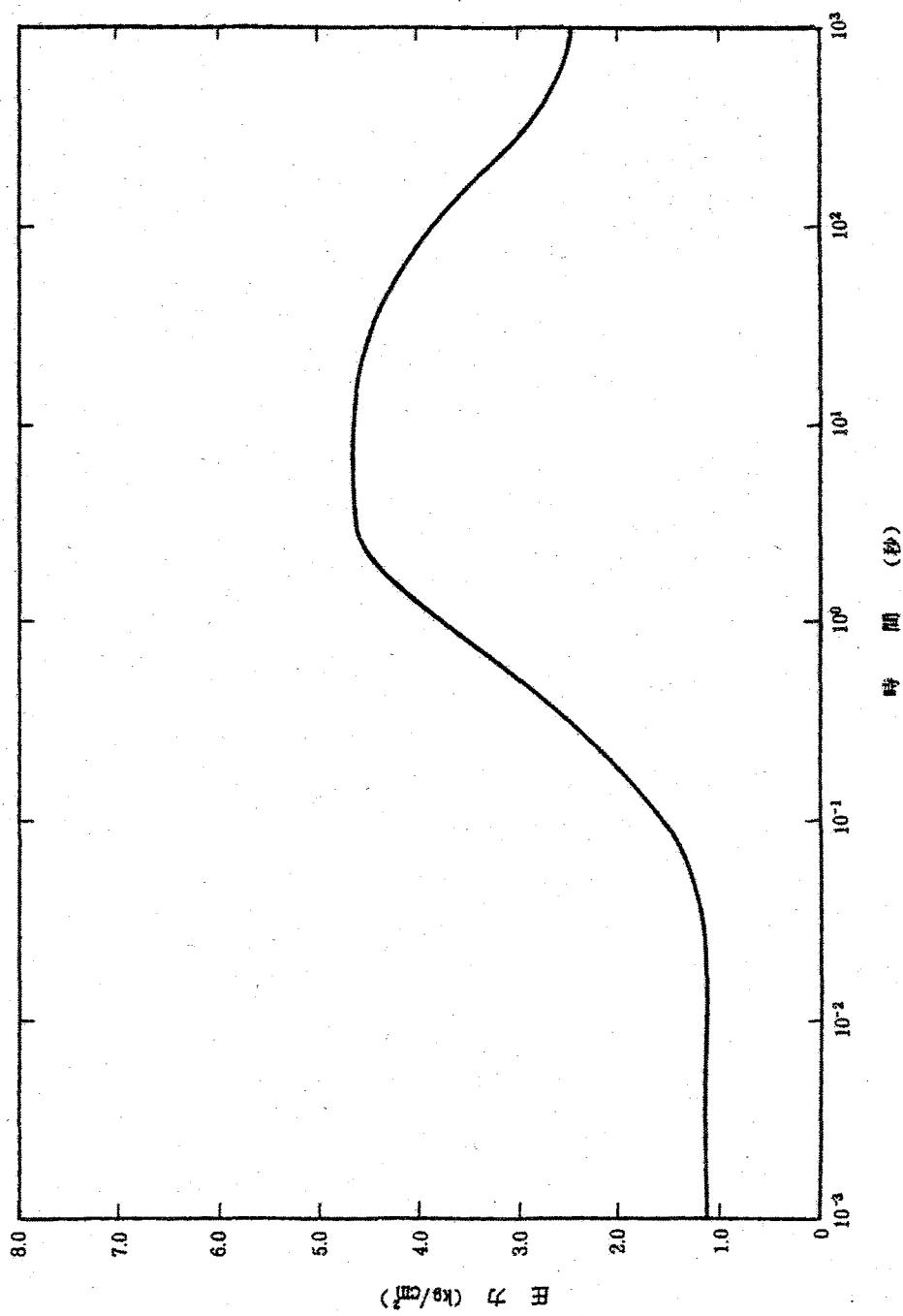
上記により、格納容器熱除去系がなくても、減圧事故時の格納容器の圧力を設計圧力下に維持できる。なお、崩壊熱による炉心温度上昇に対しては非常用炉心冷却機能を有する炉容器冷却系により除熱できる。よって、格納容器熱除去系に対する安全上の要求はない。

4.3 H T T R の設計（補図 4-2 格納容器の温度変化、補図 4-3 コンクリート温度）

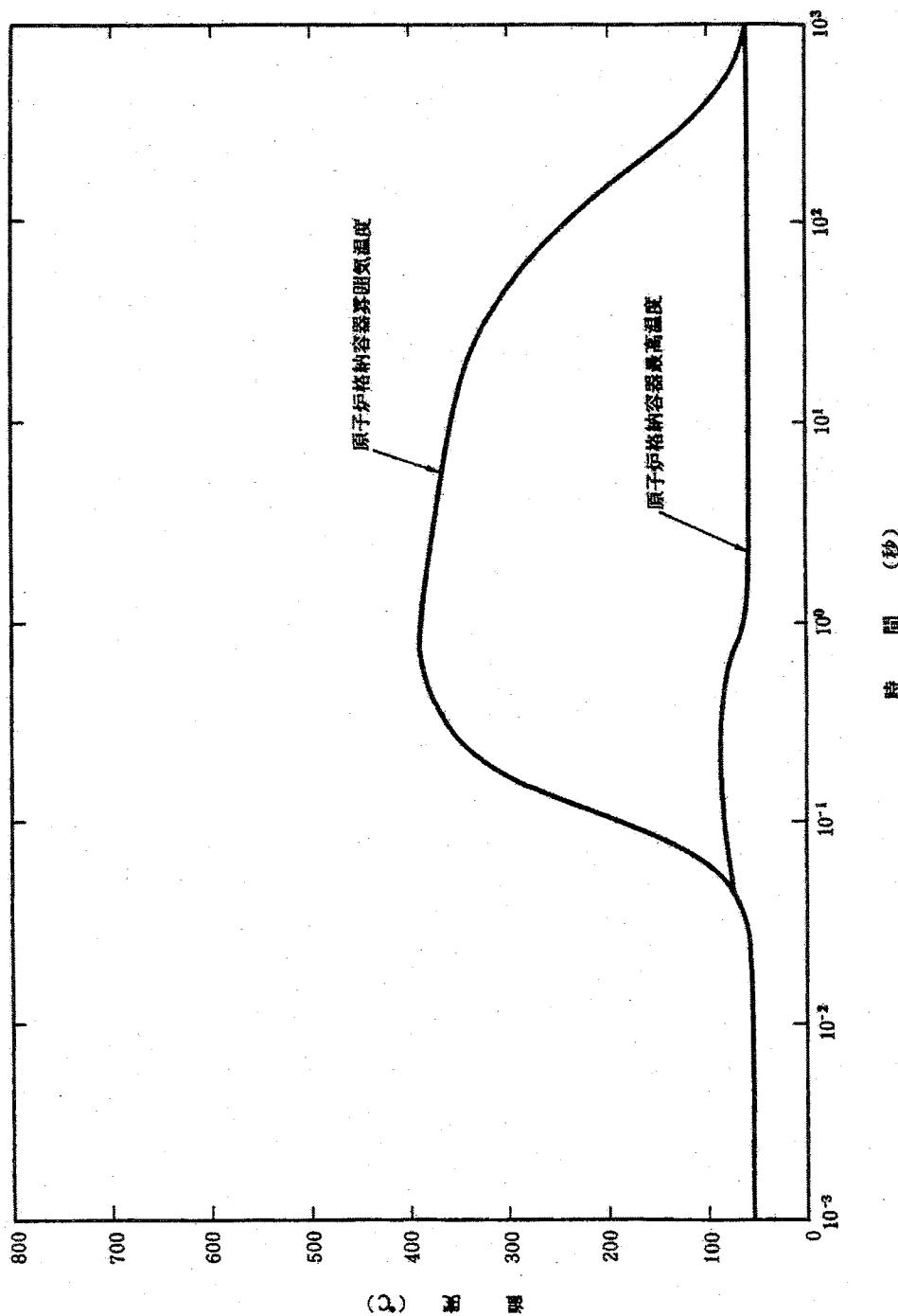
事故として、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両破断して、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却材圧力が急激に減圧する事象（減圧事故）を考えられている。

事故後の格納容器内へ放出される1次冷却材の質量とエネルギーによる格納容器内の圧力及び温度挙動を補図 4-1 及び補図 4-2 に示す。

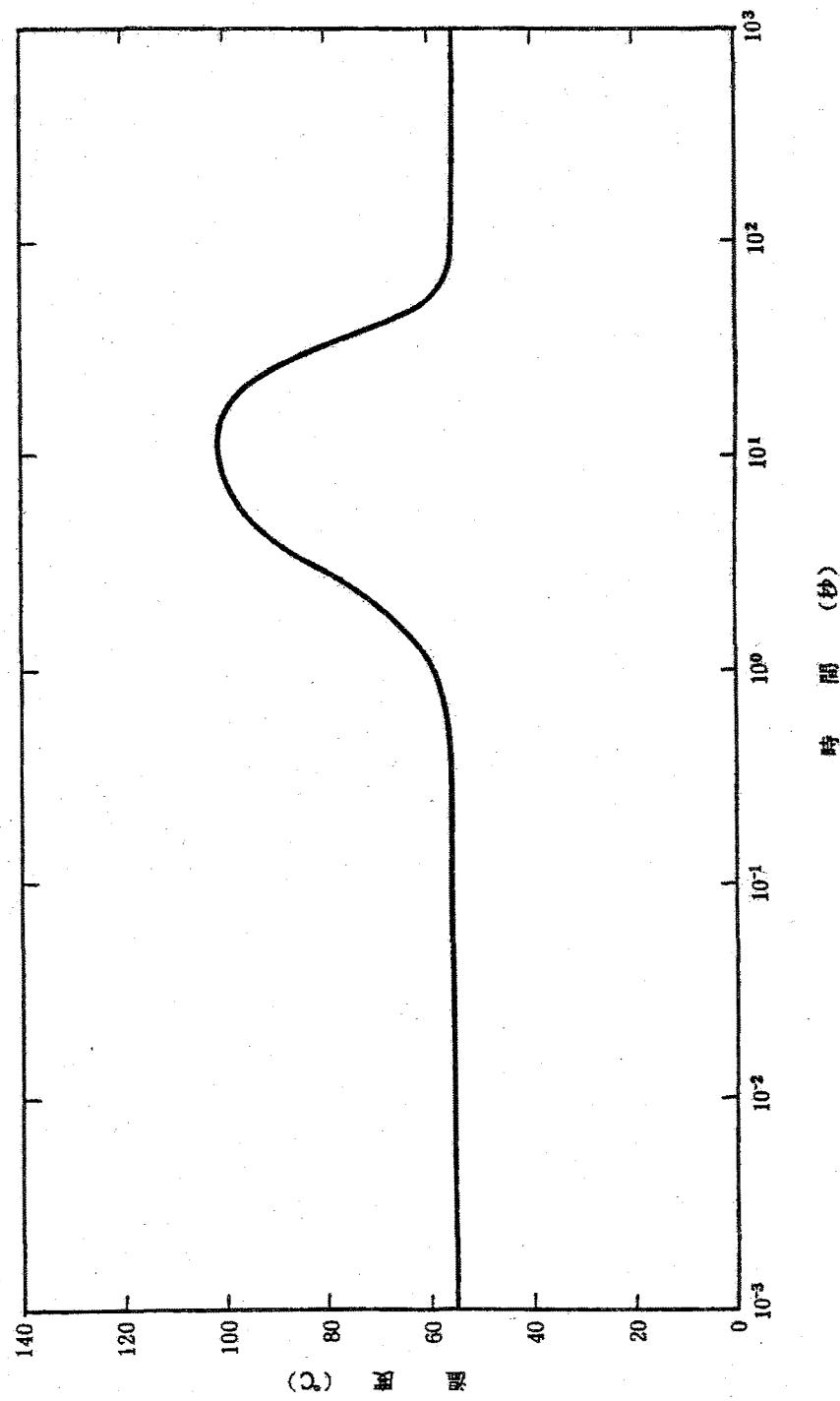
1次冷却材の放出により、格納容器内の内圧は約 9 秒で約 4.7 kg/cm^2 に上昇するが、その後時間とともに減少する。格納容器雰囲気の最高温度は、約 1 秒後に約 390°C で、1000 秒後に 100°C 以下となり、時間と共に低下する。この際、格納容器温度は、約 85°C まで上昇する。また、コンクリートの温度は補図 4-3 に示すように約 100°C まで上昇するが、その後時間と共に低下する。



補図 4-1 減圧事故時の格納容器内圧力変化



補図 4.2 減圧事故時の格納容器内の温度変化

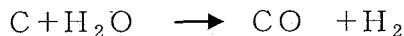
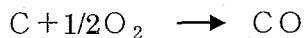


補図 4-3 減圧事故時の格納容器内コンクリート温度

5. 可燃性ガス濃度制御系の不必要について

5.1 はじめに

黒鉛炉心で構成される実験炉における可燃性ガスの発生の化学反応としては、



の2つが考えられるが、設計では、可燃性ガス濃度制御系を設けないことにしている。

5.2 設計における考え方

(1) 黒鉛と酸素との反応による一酸化炭素の発生

減圧事故時には、原子炉圧力容器内にはほぼ大気圧のヘリウムが残る。解析によると、この状態から比較的低温の外部の空気を吸い込む程の自然循環ヘッドが発生することはないことが示されている。保守的な仮定において一酸化炭素の発生量を見積もっても、一酸化炭素の爆発限界濃度を十分下回っているので、爆発することはないと考えられる。

(2) 黒鉛と水との反応による可燃性ガスの発生

水侵入の可能性としては、補助冷却器（AHX）の伝熱管破損事故と1次加圧水冷却器の伝熱管破損事故が考えられる。1次冷却系に比べて冷却水系の圧力を低くして運転するので水侵入は想定する必要がない。1次冷却系と2次冷却系との差圧を早期に検知し、侵入水量を押さえる設計対策をとる。

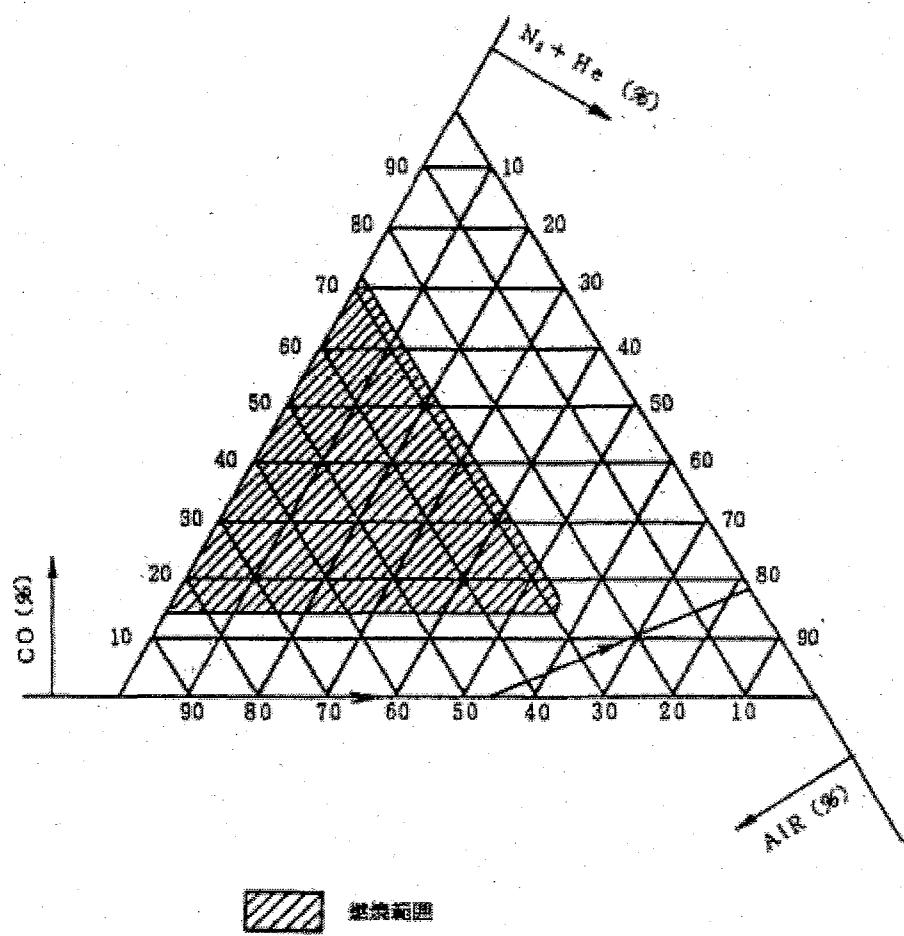
よって、可燃性ガス濃度制御系の設置は必要ないとしている。

5.3 H T T R の設計（補図 5-1 格納容器内の一酸化炭素と燃焼範囲）

事故として、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両破断して、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却材圧力が急激に減圧する事象（減圧事故）が考えられている。

事故発生後、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空気侵入により、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。保守的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。

一酸化炭素の濃度と燃焼範囲の関係を補図 5-1 に示す。減圧事故後、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。



補図 5-1 格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係

6. 想定される反応度事故

6.1 はじめに

「反応度事故」の想定について、設計における考え方を具体的に検討した。

6.2 設計における考え方(補図 6-1 制御棒駆動装置説明図、補図 6-2 スタンドパイプ説明図、

補図 6-3 炉床部説明図、補図 6-4 炉心拘束機構説明図)

(1) 「想定される反応度事故」の設定について

実験炉の設計においては、「制御棒駆動装置の技術的に考え得る最大速度で制御棒 1 本が連続的に引き抜かれる異常な反応度が挿入される事故」を設定する。この事象を想定しても原子炉停止系の作動により速やかに原子炉を臨界未満にし、炉心構成要素、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損なわない設計とする。

(2) 想定すべき反応度事故から除外した事象について

a 制御棒飛び出し事故に対する考え方

実験炉では、制御棒が飛び出す可能性のある事象として、スタンドパイプ破損、スタンドパイプクロージャ破損の 2 つが考えられるが、以下の設計上の対策を施すことにより制御棒飛び出し事故を設計基準事象から除外する。

- ・スタンドパイプ破損：スタンドパイプ本体は製作時の検査及び ISI の実施において原子炉圧力容器と同じ対応をすることで原子炉圧力容器の一部と考え、その破損は想定しない。スタンドパイプは、一体鍛造のくり抜きで製作する。
- ・スタンドパイプクロージャ破損：クロージャ飛び出し（制御棒駆動装置は、クロージャと一体に組み立てられる。）は、バックアップリングを設置して防止する。さらに、必要に応じて先行ガス炉と同様な考え方の防止機構を設ける。

b 炉心崩壊事故に対する考え方

実験炉の炉心崩壊事故としては、サポートポストの破損、炉心拘束機構の破損を起因事象とした原子炉スクラム不能に至る可能性のある反応度事故が考えられるが、以下に示す設計上の対策を施すことで、炉心崩壊事故を設計基準事故から除外する。

- ・サポートポストの破損：サポートポストは高温プレナムブロックに配置し荷重を当分で支持する。地震時でも応力は破壊強度に比べて十分に小さい。また、減圧事故時に、万一、破断口から炉心への空気侵入を仮定しても、黒鉛酸化によるサポートポストの強度低下は防止できる。
- ・炉心拘束機構の破損：炉心拘束機構は拘束バンド、ラジアルキーから構成され、側部遮へい体の外側にあって炉心構成要素の地震等による変形を拘束するものである。万一、炉心拘束機構の 1 ユニットが破損した場合、固定反射体の上下間のキーによりユニットの破損層の固定反射体は形状が維持できる。さらに、このキーの破損を想定した場合にも、ラジアルキーの先端がストップとなって、側部遮へい体を介して固定反射体の変位を拘束する。即ち、炉心形状の維持ができる。

6.3 H T T R の設計（補図 6-5 事故後のプラント挙動、補図 6-6 スクラムから長期間の燃料最高温度）

実験炉の設計で想定すべき事象から除外したが、最終的には想定事象に含めて評価を行っている。

(1)スタンドパイプ破損事故

制御棒駆動装置を内蔵するスタンドパイプが瞬時に破損し、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外に放出され1次冷却材圧力が急速に減圧する事象である。

スタンドパイプの上部にはスタンドパイプ固定装置を設け、スタンドパイプ破損時の制御棒浮き上がり量を制限することにより過大な反応度が添加されないように設計されている。

(2)評価結果

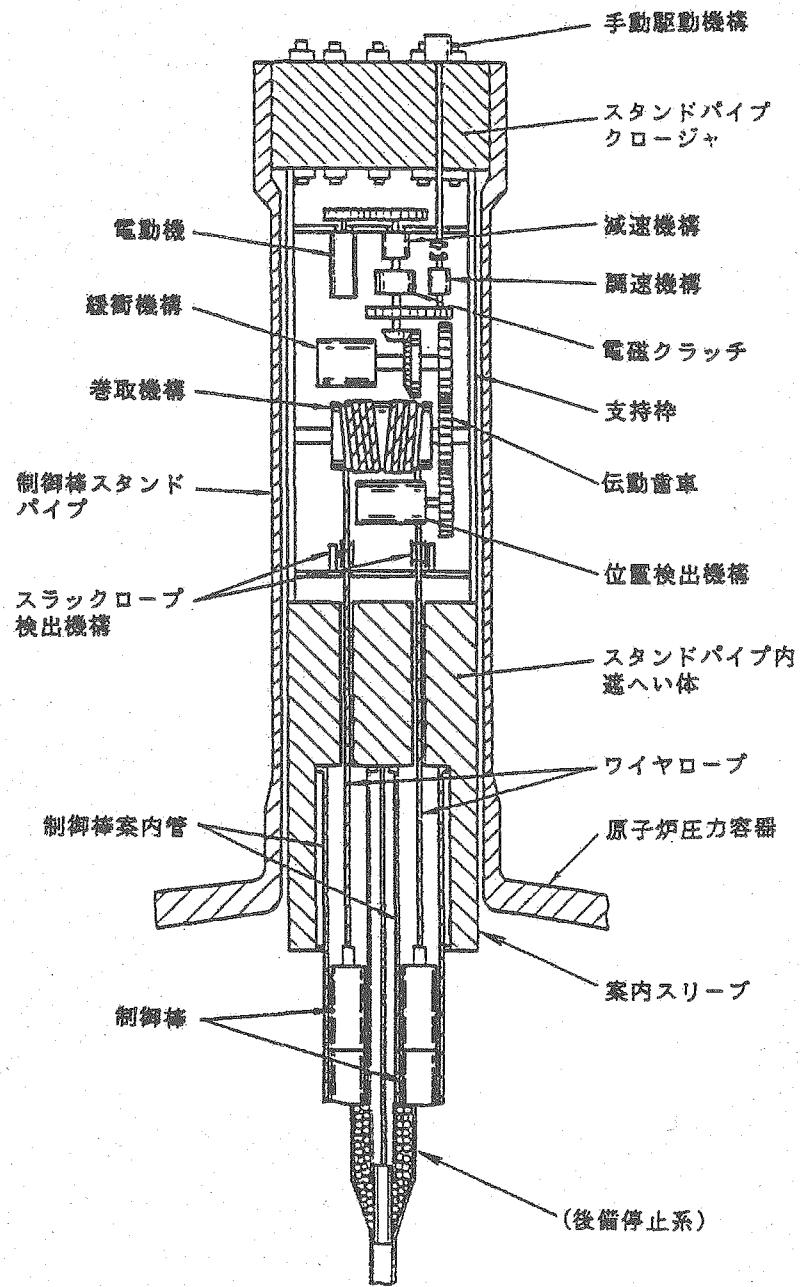
炉心冷却性能

スタンドパイプ破損事故後35秒までのプラント挙動を補図6-5に示す。1次冷却材圧力は急速に減圧するとともに、制御棒の浮き上がりにより反応度が添加され、約0.1秒後に原子炉はスクラムするが、この際、燃料最高温度は約1530°Cまで上昇する。スクラムから長期間の燃料最高温度を補図6-6に示す。燃料最高温度は、スクラム後に約1135°Cに低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。

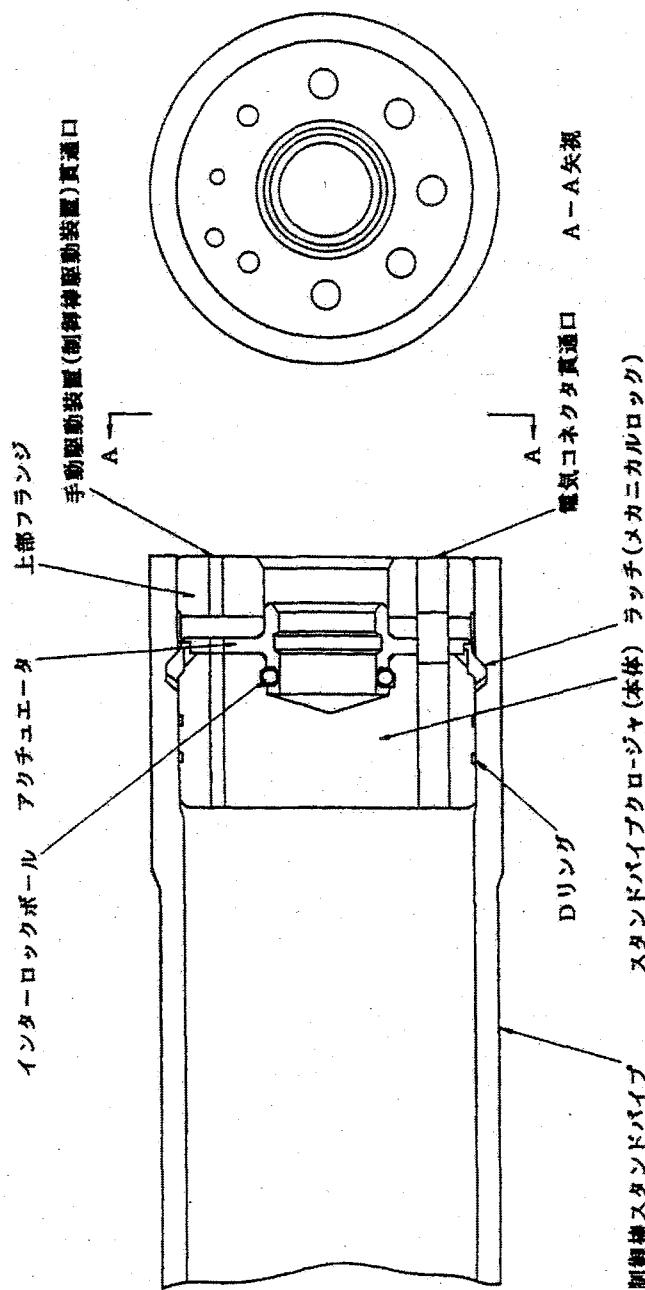
炉内黒鉛構造物の酸化

スタンドパイプが原子炉圧力容器との接合部で瞬時に完全両破断するものとし、混合気体の侵入は事故後瞬時に発生するものと仮定して評価している。事故後、原子炉圧力容器の内側と外側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に侵入する。炉心支持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。サポートポストの等価肉べり量は、約2mmであり、サポートポスト径に対して約2.6%である。また、燃料の黒鉛スリーブ底部の等価肉べり量は、約2mmであり、残存等価厚さは約8mm有している。

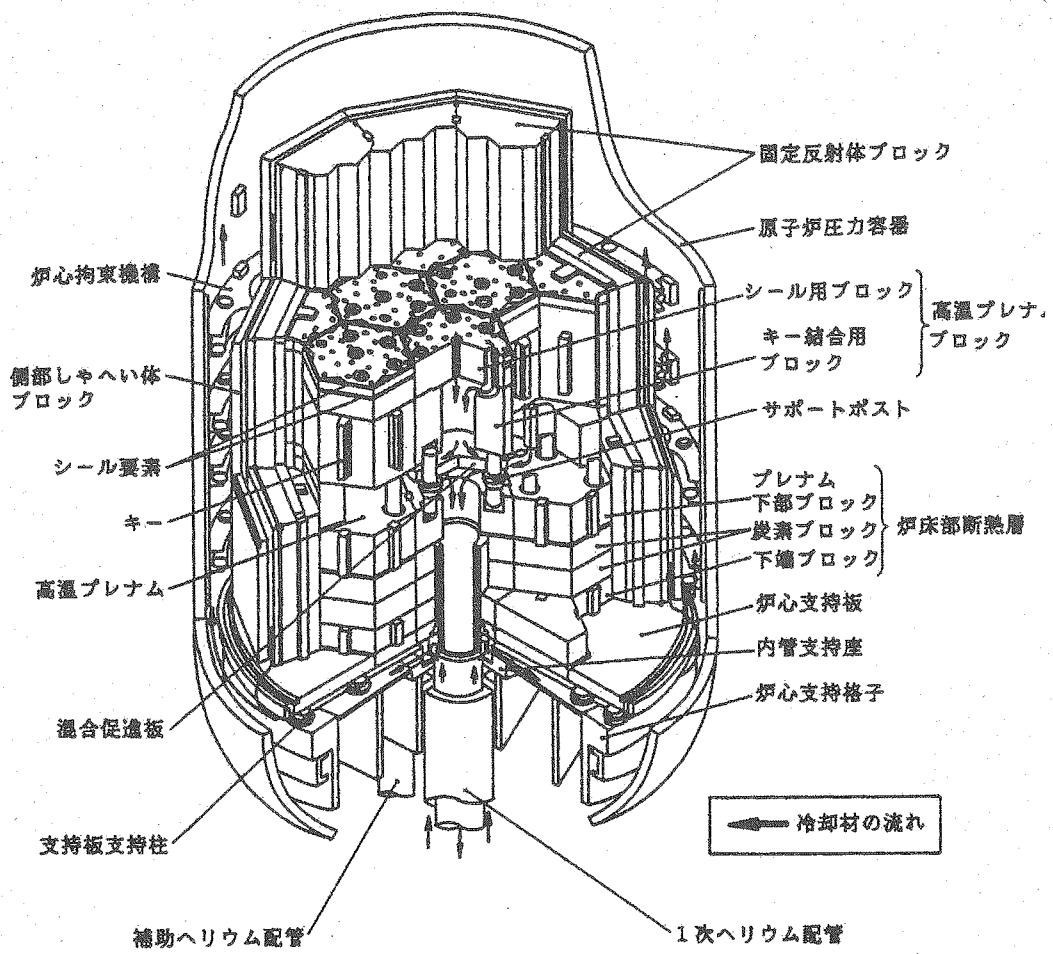
従って、黒鉛酸化により炉心の健全性が損なわれることはない。



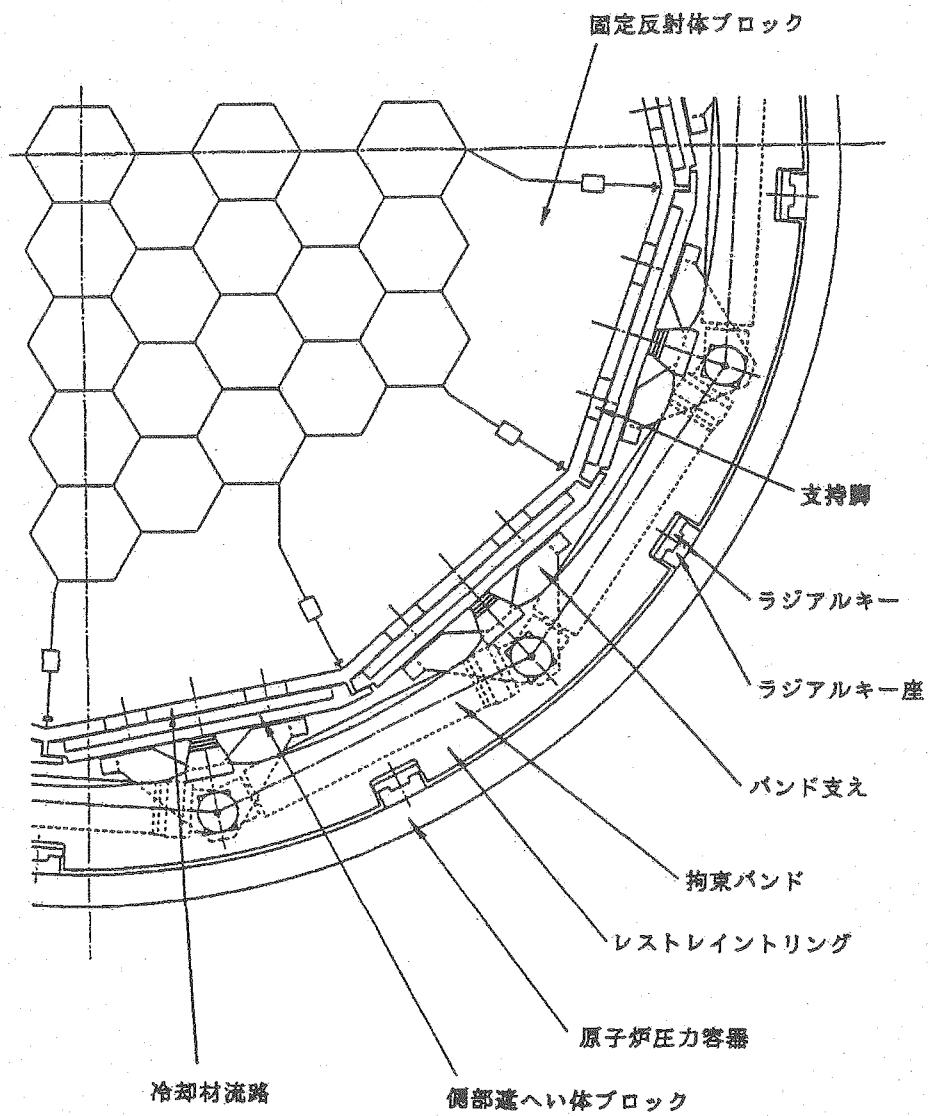
補図 6-1 制御棒駆動装置説明図



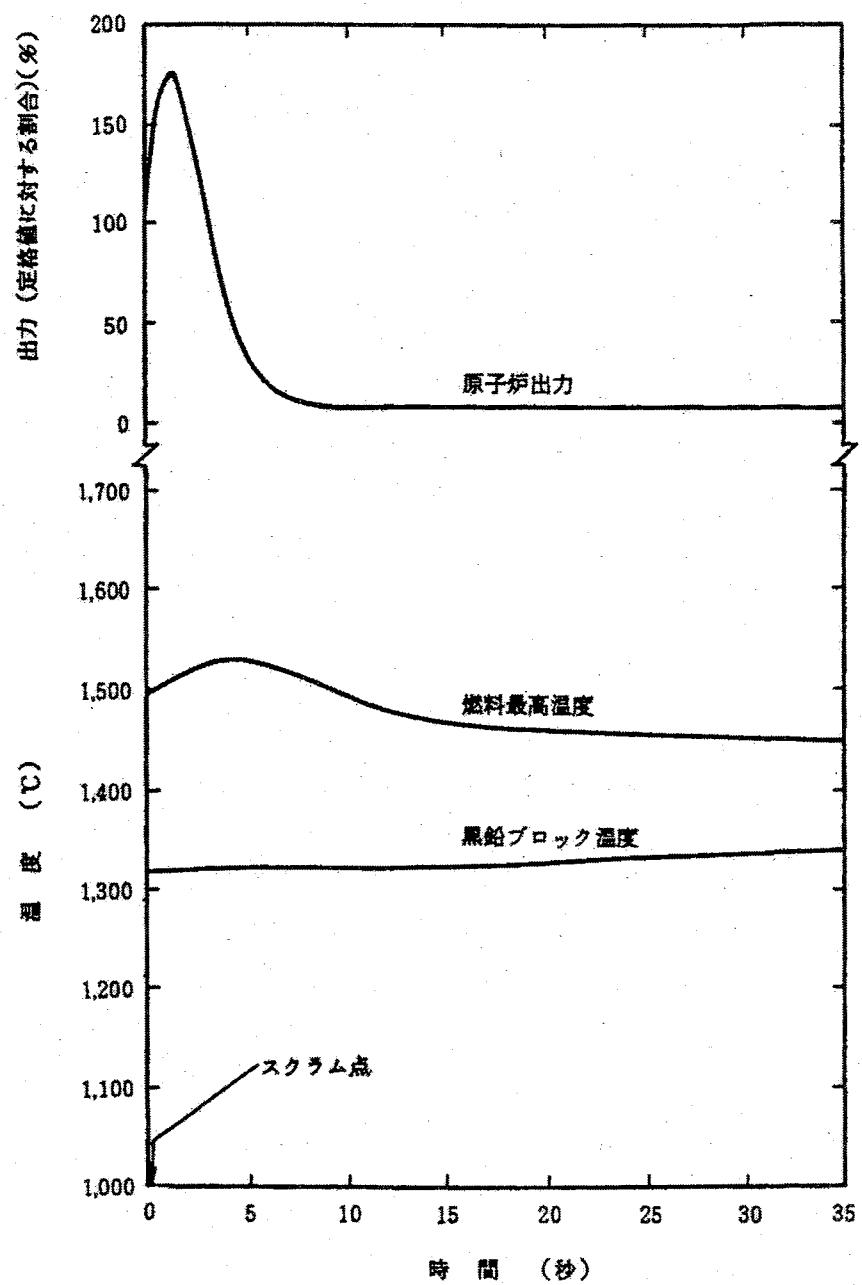
補図 6-2 スタンドパイプ説明図



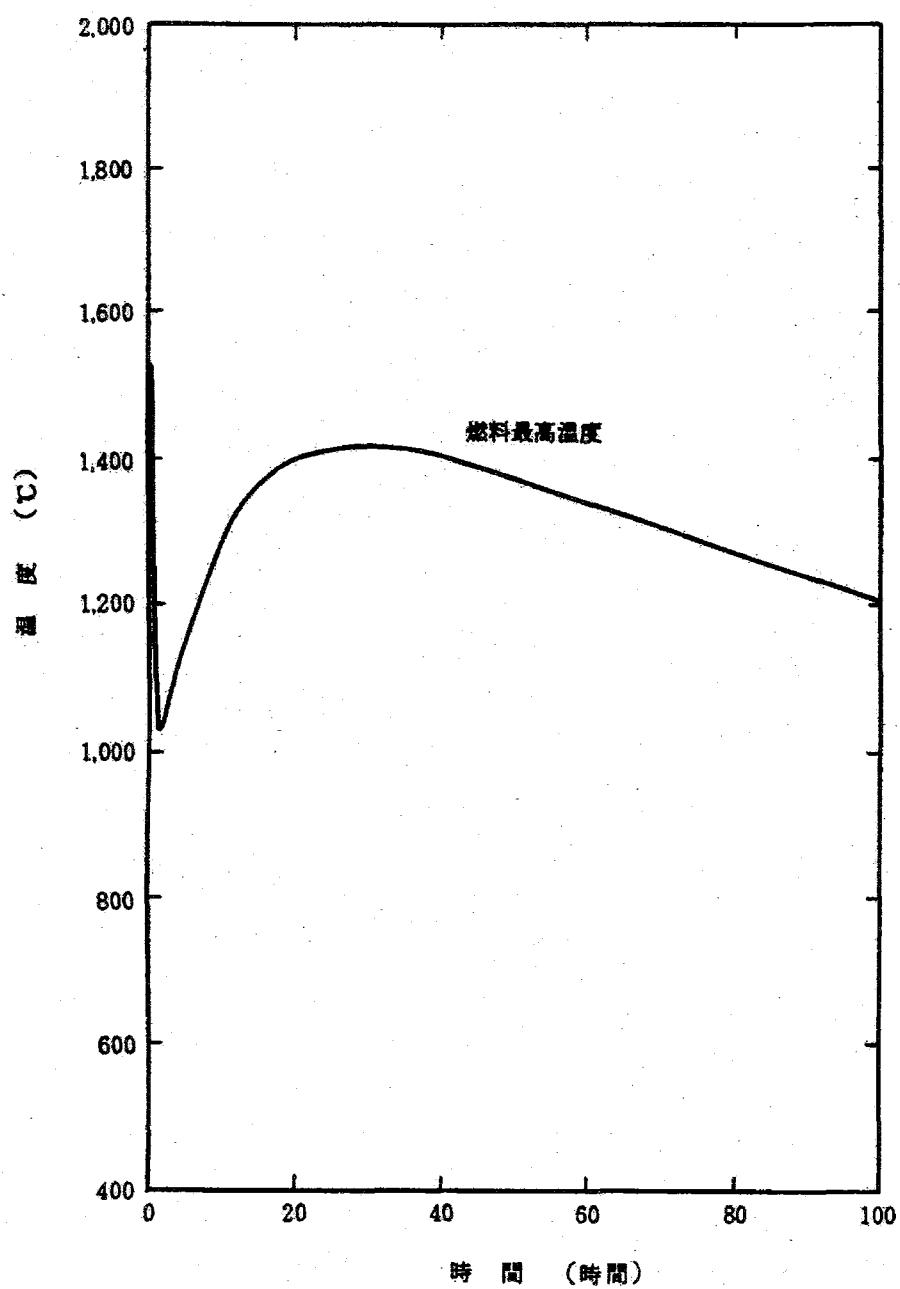
補図 6-3 炉床部説明図



補図 6-4 炉心拘束機構説明図



補図 6-5 スタンドパイプ破損時事故後のプラント挙動



補図 6・6 スクラムから長期間の燃料最高温度

付録2 HTTRの安全設計基準と軽水炉との相違

HTTRの安全設計と「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」との相違点を付表-2に示す。

(1/3)

指針及び方針番号・項目			理由		備考
指針	方針No	項目名称	分類	説明	
用語 11	用語 8	原子炉停止系	1	軽水炉では、1次系を高温待機状態に維持できるが、HTTRではこのような高温待機状態を維持する系統はなく、「高温停止」して維持する状態はない。軽水炉での①いかなる運転状態からも先ず未臨界にする。②次に高温未臨界から低温未臨界にする、③その低温未臨界を維持する。の機能は、「原子炉を臨界未満にし、かつ、停止状態を維持」に含めている。すなわち、軽水炉の安全設計の考えを取り入れるとともに、その要求を課している。	
6	6	環境条件に対する設計上の考慮	4	高温ガスの環境にある機器等に関する要求。 原子炉出口ヘリウム温度が950°Cという高温であることを考慮した。	
14	14	反応度制御系	2	原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性の適用を除外。HTTRで想定される反応度事故では、燃料－冷却材反応は生じない。従って「原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず」の要求を適用しない。	
14	14	反応度制御系	4	反応度事故に関する要求。 inandパイプの破断を想定してもinandパイプ固定装置等により飛び上がりを防止し、制御棒の過渡な浮き上がりを防止する機能を考慮した。	
23		(原子炉冷却材補給系)	2	HTTRにおいては、小規模な漏えいが生じた場合、新たに冷却材を補給しなくても原子炉停止等の対策を生じることができ、炉心冷却上問題ない設計とし得るので、原子炉冷却材補給系を安全設備とし安全上の要求を課す必要がない。	

(2/3)

指針及ぶ方針番号・項目			理由		備考
指針	方針No	項目名称	分類	説明	
25		(非常用炉心冷却系)	2	<p>軽水炉の冷却材喪失時に必要な「非常用炉心冷却系」のような緊急に作動を必要とする系統は必要ではない。従って、「非常用炉心冷却系」という用語は用いない。</p> <p>HTTRでは、冷却材が減少する事象という点で「減圧事故」があるが、この事象に必要な炉容器冷却設備については、①減圧事故を含む想定される事故時に、燃料からの多量な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力バウンダリの健全性を維持できる設計であること、②残留熱を除去する系統の健全性及び多重性の維持を確認するため、通常運転中に異常が検知できるとともに定期的に各系統の試験及び検査を独立に実施できる設計であること。を追加して要求している。</p>	
	26	2次ヘリウム冷却系	4	<p>高温の気体間(1次・2次冷却材)の原子炉冷却材圧力バウンダリに関する要求。</p> <p>中間熱交換器の伝熱管等にクラックが発生しても1次冷却材中の放射性物質の1次系外への放出を抑制することを考慮して追記。</p>	
	27	照射試料及び実験設備	4	<p>各種試験を行うことに関する要求。</p> <p>照射試験等各種試験を行うことを考慮し、照射試料及びその他の実験設備に関する要求を追記。</p>	
32		(格納容器熱除去系)	2	HTTRでは、想定される事故時の放出エネルギーは小さく、特別な熱除去系が作動しなくとも、これによって生ずる昇温・昇圧に耐えうる原子炉格納容器が設計できる。	
42	41	制御室外からの停止機能	1	指針の用語(4)原子炉停止系に同じ	

(3/3)

指針及ぶ方針番号・項目			理由		備考
指針	方針No	項目名称	分類	説明	
48	47	電気系統(外部電源系2回線の適用除外)	3	HTTRにおいて長時間にわたる交流電源喪失は、送電線の復旧又は非常用電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。ならびに、プラントが安全な状態から外れるまでの時間的余裕が大きく、十分な信頼性を有する非常用電源を確保することにより、原子炉は十分に安全に冷却される設計とし得るので、軽水炉の場合の外部電源2回線と同等の安全性を有することができる。	

付録 3

安全評価における判断基準について

安全評価における判断基準について、その設定の考え方をまとめた。

1. 判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

炉心は、損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。

判断基準は以下のとおりである。

- ① 1次系内の循環放射能量が許容限界値を超えないこと。
- ② 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1.1倍以下であること。
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、材料に対応した温度を超えないこと。

(2) 事故

炉心の損壊の恐れがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくならないよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。

判断基準は以下のとおりである。

- ① 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること。
- ② 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倍以下であること。
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、材料に対応した温度を超えないこと。
- ④ 格納容器バウンダリにかかる圧力は設計圧力の1/0.9倍以下であること。
- ⑤ 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。

2. 判断基準を定めるに当たっての考え方

H T T R の安全解析の判断基準は、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリに対する判断基準を除けば、発電用軽水炉の安全解析の判断基準と同じである。以下に、主としてこれらの設定の考え方を述べる。

2.1 燃料、炉心に関する判断基準について

運転時の異常な過渡変化時においては、燃料の健全性即ち FP に対する第1の障壁の健全性が損なわれないようにすることである。

H T T R の場合は、燃料核を包む黒鉛性の多重のセラミック被覆層である。被覆燃料粒子は、①粒子径が小さく、一部の粒子が破損したとしても FP 量は微量である、②被覆層が健全であっても温度に依存した拡散移行により微量の FP が放出される、③製造時の微量なウラン汚染、統計的な被覆層の一部あるいは全部が破損する粒子も微量ではあるが存在する、という FP 保持特性を有している。このため、1次系内の循環放射能量が許容限界を超えないように被覆粒子燃料からの FP 放出量を制限している。

これらから、異常な過渡変化時に被覆燃料粒子の FP 保持機能の大幅な劣化をもたらさない、
ア. FP 放出量の有意な増加をもたらすような被覆層の破損が防止でき、イ. 拡散により放出され

る FP 量の増大が抑制できる燃料の温度として、1600℃を定めている。

事故時の判断基準については、先行炉においても定量的な基準値を示しておらず、HTRにおいても先行炉と同じ表現とした。このことを確認するため、①原子炉の停止とその維持及び炉心冷却の確保の観点から炉心形状を維持し、②燃料からの多量の FP 放出を防止するという観点から被覆燃料粒子の著しい破損を防止できるよう、燃料温度及び炉内黒鉛酸化量が次の判断基準を満足することを示すこととしている。

i) 燃料温度の制限

燃料の高温保持時間 t_c は、次式を満足するように燃料温度 T が制限されていること。

ii) 炉内黒鉛酸化量の制限

事故時に炉内に空気または水蒸気が侵入する場合には、これらによる黒鉛腐食量が、黒鉛スリーブ、サポートポスト等の健全性が確保される範囲内に制限されていること。

(2)原子炉冷却材圧力バウンダリの温度に関する制限

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の運転時の異常な過渡変化及び事故の条件下での健全性は、詳細設計において確認されるが、その際の適用する構造設計指針に従って行われ、材料毎に適用温度範囲と材料強度の値が定められている。

この適用温度を超えたからと言って、直ちに機器が破損する訳ではない。しかし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確実に維持するとの観点から、構造設計指針の適用温度の上限を安全評価の事故時の判断基準値とした。運転時の異常な過渡変化時の判断基準としては、想定される回数が多く、通常運転に復帰できる状態にならなければならないことから、事故時の基準値に十分な裕度を有する値とした。

補足 1

HTTR燃料の安全審査上の主な議論

HTTR燃料について主に議論された点は、以下のとおりである。

(1)被覆燃料粒子の製造時破損率

軽水炉等の金属被覆管・燃料棒型燃料を用いる原子炉では、製造時に被覆管の検査を行うことによって、破損や欠陥のないものを用いることを原則とする。しかし、HTGR燃料の被覆粒子燃料については、直径約1mmの粒子数が膨大であるため、現実的に破損粒子数をゼロにすることはできない。従って、ALARA (as low as reasonable achievable) の原則に基づいて、公衆及び従事者に対する被ばく量が容認しうるレベル以下となるように破損率を制御することが必要となる。

このような観点から、公衆の被ばく線量めやす値及びHTTR燃料の製造実績を考慮して、製造時の初期破損率（貫通破損率+SiC層破損率の和）で0.2%、運転時の貫通破損率1%以下とした。

(2)炉心燃料の通常運転時の健全性

燃料破損機構として想定される燃料核移動（アーベラ効果）、FPのパラジウム（Pd）によるSiC層腐食について検討された。

a) 燃料核移動

設計評価式は十分な保守性を有していること、また、燃料核移動速度が燃料温度勾配に比例し、燃料の絶対温度に対してアレニウス型の依存性を持つとして評価する方法が妥当であることを補図1-1に示した。

b) PdによるSiC層の腐食

HTTRの温度及び燃焼度範囲を超えて照射した燃料について、被覆粒子燃料の断面組織からは腐食距離の最大値が約 $10\mu\text{m}$ であることを示した。この値は、SiC層の厚さ $25\mu\text{m}$ に比べて十分小さい値である。

c) 照射健全性

HTTR燃料と同じ仕様の燃料を用いて照射健全性試験を行い、補図1-2に示すようにHTTRの温度・燃焼範囲を超える条件下では、補図1-3に示すように照射後の燃料破損率が十分低く保たれることを実証した。

(3)異常高温時の燃料破損と許容設計限界

炉心は、黒鉛及びセラミックスを材料としているため、想定される異常過渡変化に対して燃料温度が補図1-3に示すように 1600°C を超えない限り損なわれることはない。 2000°C 程度の異常高温まで過熱されても急激なFP放出を生じないことを示した。

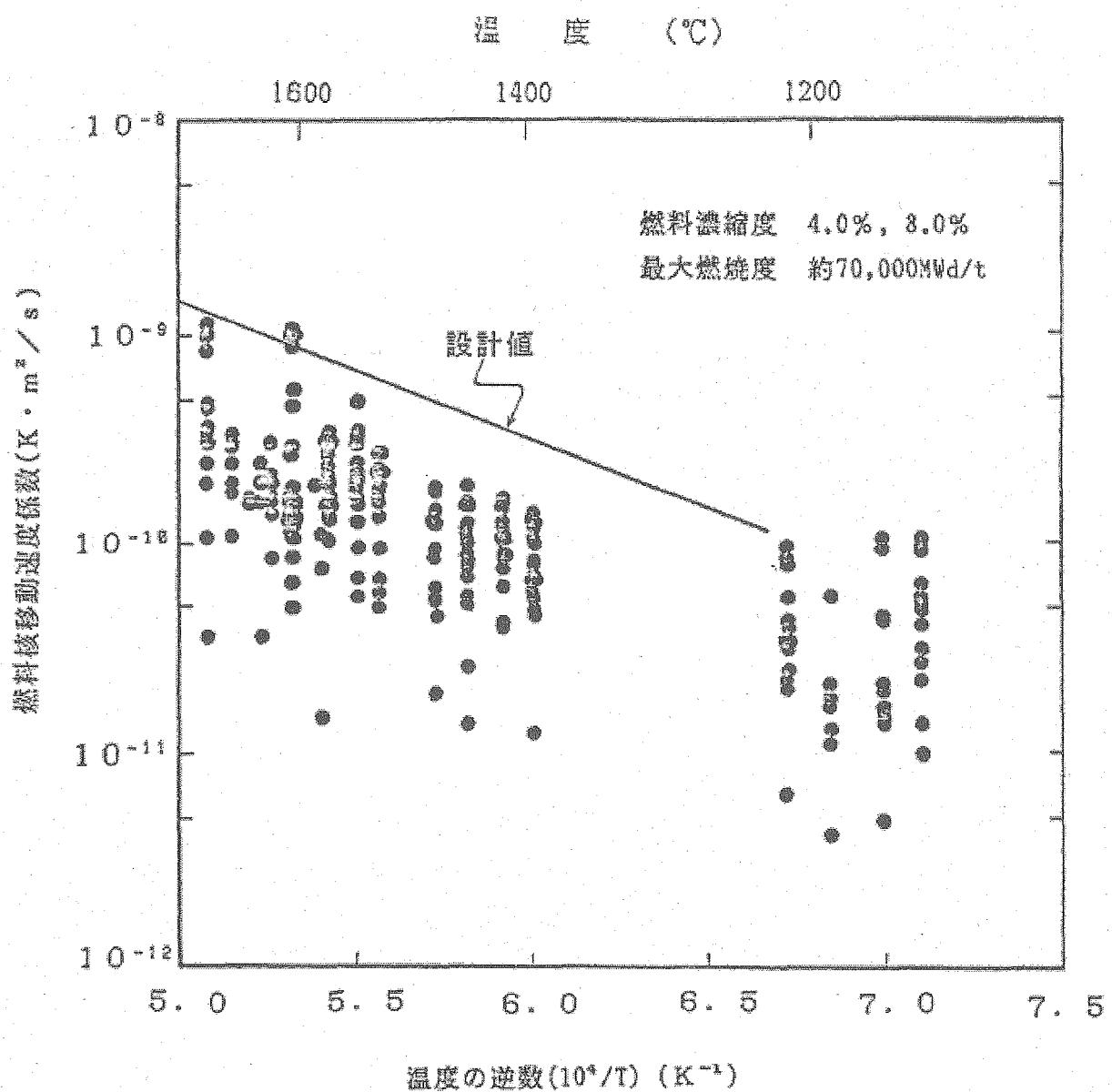
(4)急激な反応度投入時の制限について

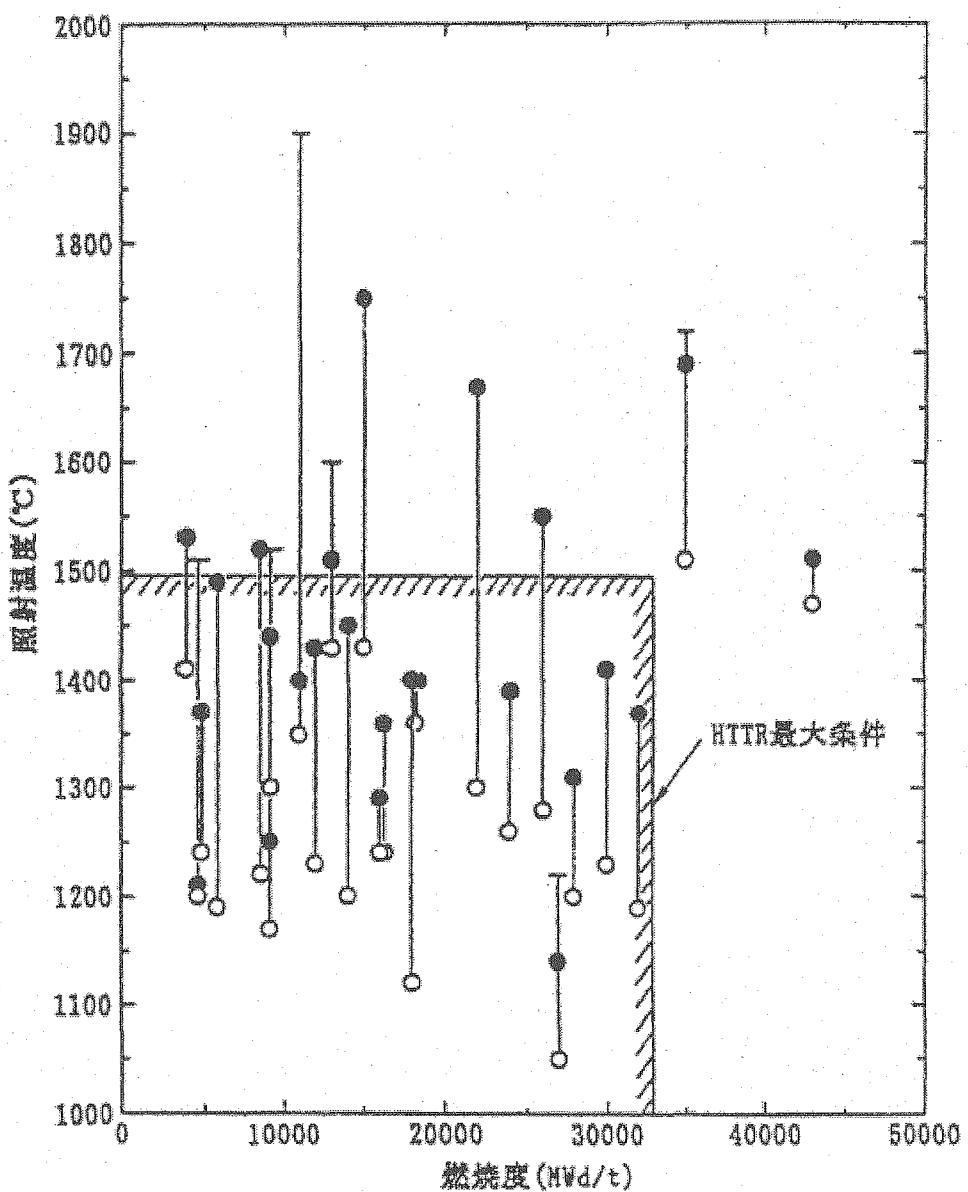
軽水炉燃料では、急激な反応度投入事象に対する安全性判断基準として、燃料エンタルピー

の制限がなされているが、HTTRでは特に設けていない。

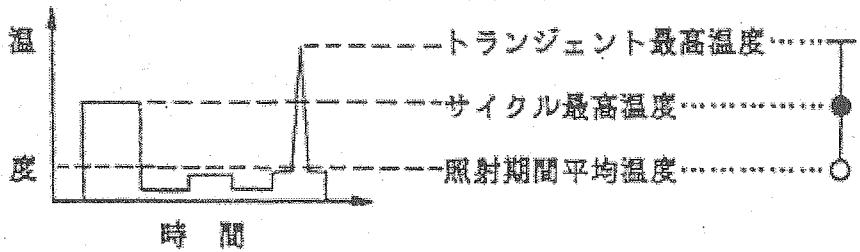
軽水炉では、急激な反応度投入の場合について、①燃料－冷却材相互作用による機械的エネルギーの発生による冷却材圧力バウンダリの破損防止、②最小限界熱流速比（MDNBR）及び最小限界出力比（MCPR）による制限緩和 を目的として設けている。

HTTRの場合、①燃料－冷却材相互作用はなく、また、②核特性上、急激な反応度投入事象がないことから、異常過渡時の判断基準 1600°Cを緩和する必要が必ずしも存在しないので、燃料許容設計限界によって十分健全性を保証できることを示した。

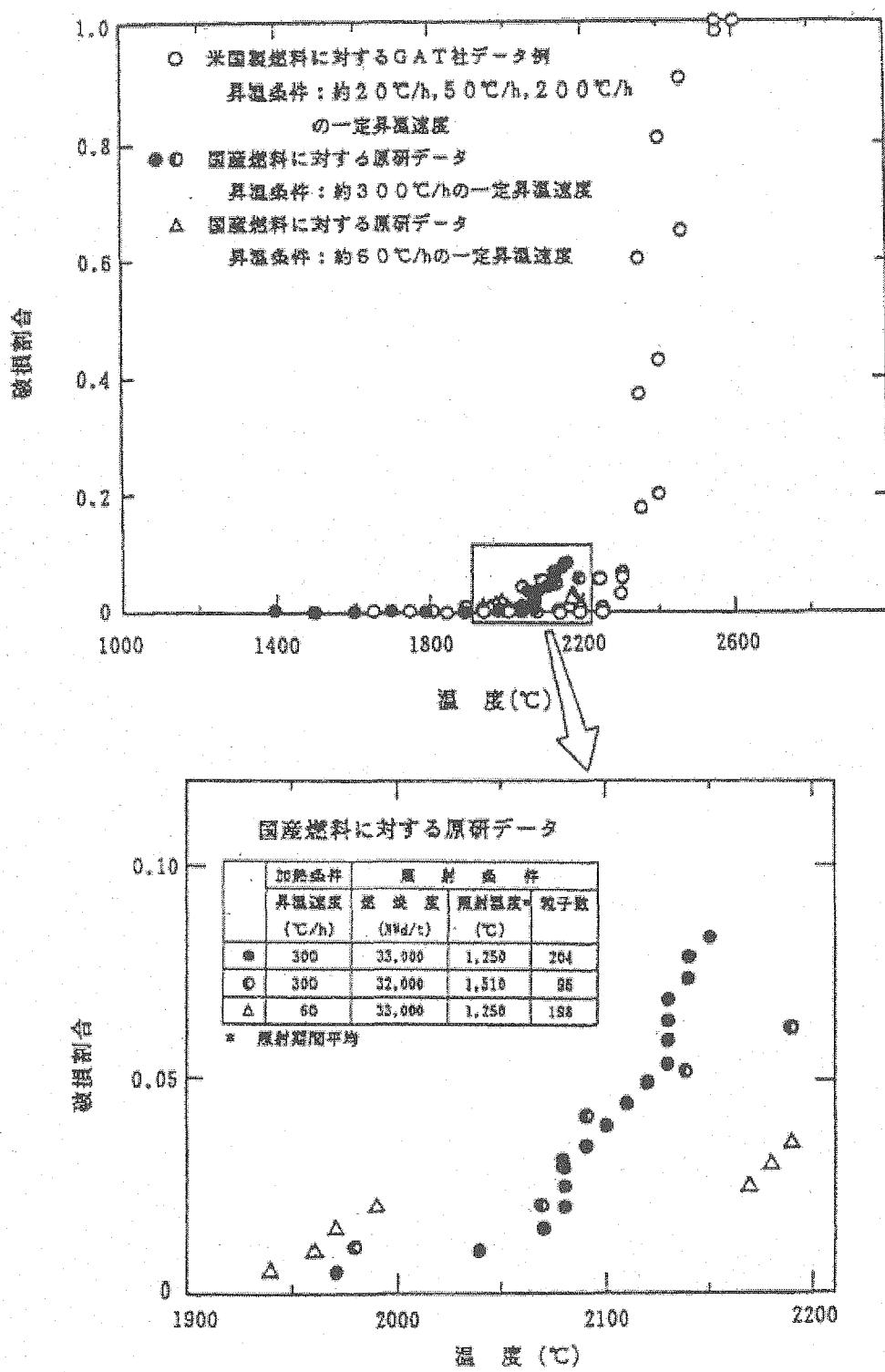
補図 1-1 UO_2 燃料核移動速度係数の実験データ¹³⁾ 及び設計値



島峰温度はオットスポットにおける温度であり、各温度は以下に示す定義による。



補図 1-2 HTTR用燃料の照射試験範囲



補図 1-3 A型燃料体の被覆燃料粒子の炉外における定速昇温加熱試験結果

補足2 原子炉冷却材圧力バウンダリに関する判断基準について

1. 金属材料選定の考え方

H T T R の原子炉冷却材圧力バウンダリを補図 2.1 に示す。

1 次ヘリウム冷却材を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリはその使用条件により、次の 3 つに分類できる。

(1) 低温ヘリウムと外気との境界

原子炉、中間熱交換器、加圧水冷却器、二重管の耐圧管（外管）

(2) 1 次ヘリウムと 2 次ヘリウムの境界

中間熱交換器における 1 次と 2 次の境界部

(3) 1 次ヘリウムと加圧水の境界

加圧水冷却器、補助冷却器における 1 次ヘリウムと加圧水との境界部

(1)については、金属は低温ヘリウム（395°C）に接するため事故時においても金属温度は 550°C 以下に抑えられる。このため、この温度域において実績のあるクロモリ鋼を使用する。

(2)については、ニッケル基の耐熱合金ハステロイ X R を使用する。この部分は、通常時は差圧設計されるが、2 次系配管の破断時の事故時においても安全上必要な期間健全性を保つ必要がある。

(3)については、金属は加圧水（約 100°C）に接するため金属温度は通常時において 350°C 以下に抑えられるが、加圧水冷却器の配管破断事故時に加圧水が抜け金属温度が上昇する可能性がある等からクロモリ鋼より高温強度の高いステンレス鋼を使用する。

2. 判断基準

運転時の異常な過渡変化及び事故時の判断基準は、次のような考え方に基づいている。

- ①原子炉冷却材圧力バウンダリに負荷される荷重が過大とならないこと。
- ②原子炉冷却材圧力バウンダリの材料が安定した強度を確保していること。

また、評価の信頼性の面からは、

- ③信頼性を有する構造設計指針が適用可能のこと。

更に、異常な過渡変化時については、次の点を考慮する。

- ①寿命中に想定する回数が多い。
- ②保修等を必要とすることなく通常運転に復帰できること。

従って、事故時の判断基準に比べて裕度を大きくする必要がある。

H T T R の判断基準においては、圧力荷重を軽水炉と同じように制限した上で、材料の種類に応じて制限温度を設けている。制限温度は、材料強度の確保と熱応力の制限の 2 つの意味を持つ。

2.1 クロモリ鋼

本材料の構造設計方針として、高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針(FBR方針という。)を用いることにしている。事故時における制限温度550℃は、FBR方針の適用温度の上限より定めた。異常な過渡変化時における500℃は、上述の考え方により工学的判断で定めたものである。50℃の温度低下により、設計用クリープ破断強度(SR値)は、50%程度、疲労に対する許容ひずみ範囲は10%程度向上する。

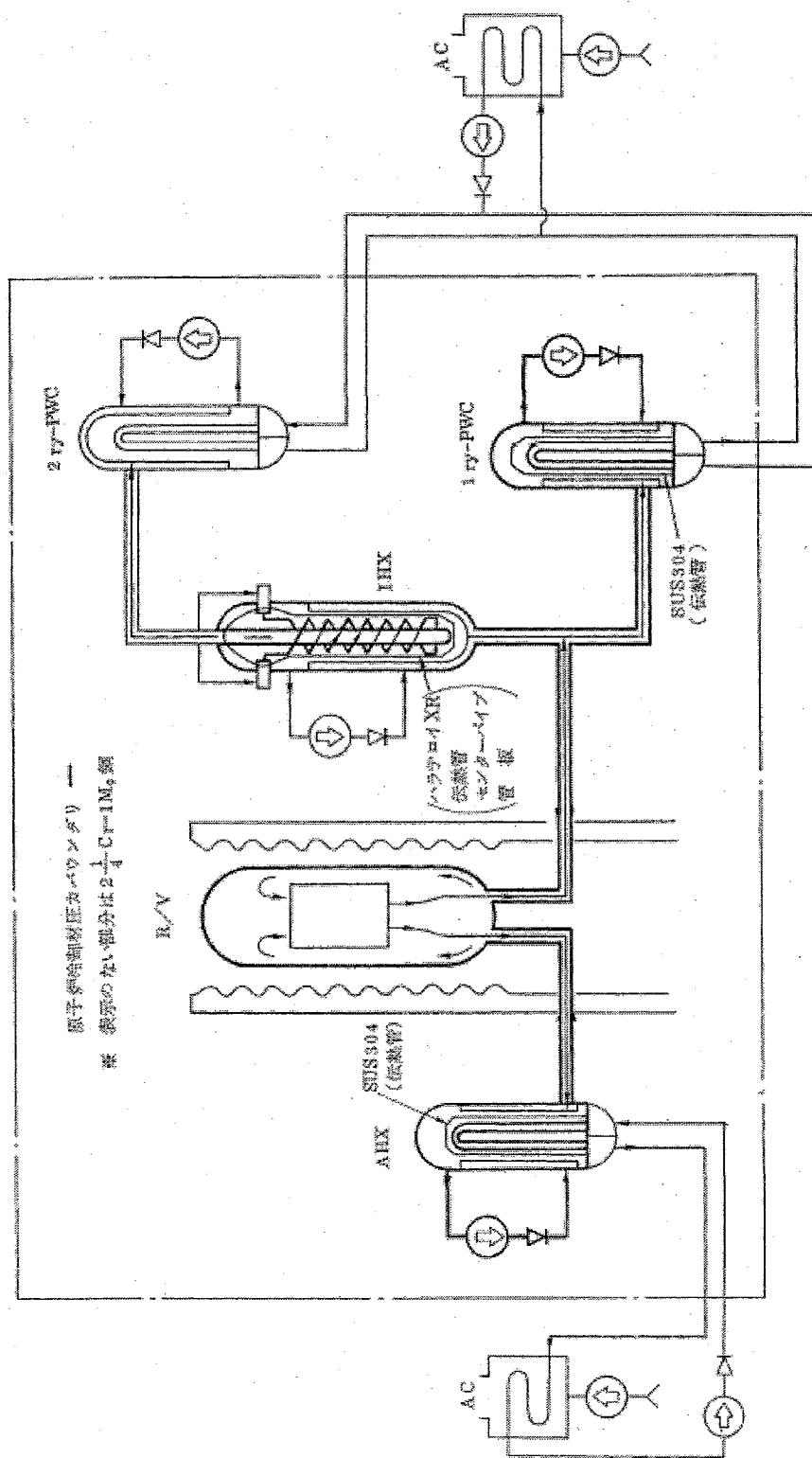
2.2 ハステロイX R

H T T Rの中間熱交換器の伝熱管には、事故時に圧力荷重が加わるため強度上は1000℃程度が限界である。また、材料データの取得範囲も1000℃以下がほとんどである。ハステロイX Rの事故時の制限温度990℃は、この1000℃に10℃の余裕を見込んで定めている。異常な過渡変化時の制限温度は、事故時より10℃の余裕をとって980℃としている。これによりクリープ破断時間は応力2kg/mm²の場合には4割程度長くなる。

2.3 ステンレス (SUS304)

本材料の仕様温度は、告示の適用温度範囲(425℃以下)であり、加圧水配管系の配管破断の事故時にはクリープ温度域に達する。クロモリ鋼と同じようにFBR方針を適用し、本材料の事故時の制限温度650℃は、FBR方針の上限より定めた。異常な過渡変化時における600℃は、上述の考え方により工学的判断で定めたものである。

	異常な過渡変化	事故
クロモリ鋼 (21/4Cr-1Mo)	500℃	550℃
ハステロイX R	980℃	1000℃
ステンレス鋼(SUS304)	600℃	650℃



補図 2-1 実験研究炉の原子炉冷却材圧力パウンド率と使用材料

補足 3

事故時黒鉛酸化量制限の考え方

1. はじめに

高温ガス炉の黒鉛構造物の酸化腐食は、次のような場合に起こると考えられる。

- (1)長時間高温運転時の冷却材中不純物による腐食
- (2)水侵入事故時の水蒸気侵入による腐食
- (3)減圧事故時の空気(酸素)侵入による腐食

黒鉛材料の腐食は、次の段階を経て生ずると考えられている。

- ①反応ガスの拡散
- ②黒鉛内部の活性点への細孔内拡散
- ③化学反応によるCO、H₂等の生成
- ④反応生成物の黒鉛外部への拡散

ここで、①②④は、物理的過程で、③は、化学的過程である。物理的過程も一種の反応と考えれば、黒鉛反応の全反応の速度定数kは次のように表せる。

$$1/k = 1/k_v + 1/D$$

ここで、k_v：化学過程の反応速度定数

D；物理的過程のガス拡散係数

化学的過程では、アレニウス型の反応速度は温度に大きく依存して変化する。

物理的過程のガス拡散速度の温度による変化は、化学的過程の温度に比べて大きくないため、低温状態での反応速度は、 $k \approx k_v$ ($\because k_v \leq D$) となり、化学反応律速域となる。しかし、高温状態となるとk_vはDに比べて大きく増加するため、全反応速度は、 $k \approx D$ ($\because k_v \geq D$) となり、質量移動域(境界拡散域)となる。

これらCO₂、H₂O及びO₂ガスの酸化による黒鉛の構造健全性への影響として、

- i) 表面酸化による寸法減少(境界拡散域)
- ii) 内部酸化による強度減少(細孔内拡散及び化学反応域)
- iii) その他の物性値等の変化(細孔内拡散及び化学反応域)

等が考えられる。i)からiii)については、十分余裕のある設計をして対応する。

2. 酸化量制限設定の考え方

2.1 黒鉛酸化の評価条件

黒鉛構造物の健全性を評価するための方法について評価条件を明確にする必要がある。

- (1)高温運転時不純物ガス濃度

H₂O : 0.1vpm

- (2)水蒸気小リーケ

1次冷却材中への水蒸気侵入源としては、加圧水冷却器伝熱管からの漏れ等が考えられる。通常運転時においては、1次系圧力は2次系の加圧水冷却器の圧力より高く、伝熱管からの小リークは起こり難く、2次系へのFP放出よりピンホール等は検知可能である。更に、1次系の水蒸気濃度を計測していること等から、短時間の水蒸気小リークによる黒鉛酸化量は、通常運転時の黒鉛酸化量に比べて無視しえる程度である。

(3)水侵入事故

黒鉛酸化量の評価上、最も厳しい条件として寿命末期に発生するとする。

(4)空気侵入事故

二重管瞬時破断事象として取り扱い、黒鉛酸化量の評価上、最も厳しい条件として寿命末期に発生するとする。

2.2 酸化量制限の考え方

(1)炉心支持黒鉛構造物

炉心支持構造物の中でも、炉心形状維持機能上、サポート・ポスト／シールの健全性確保が重要であり、想定される荷重条件として酸化による黒鉛の強度劣化は回復しないこと等を考え、地震荷重（S₁ 地震）を組み合わせる。

(2)炉心黒鉛構造物

炉心内冷却材流路を確保するために黒鉛スリーブが壊れない設計とする。

3. H T T R の設計

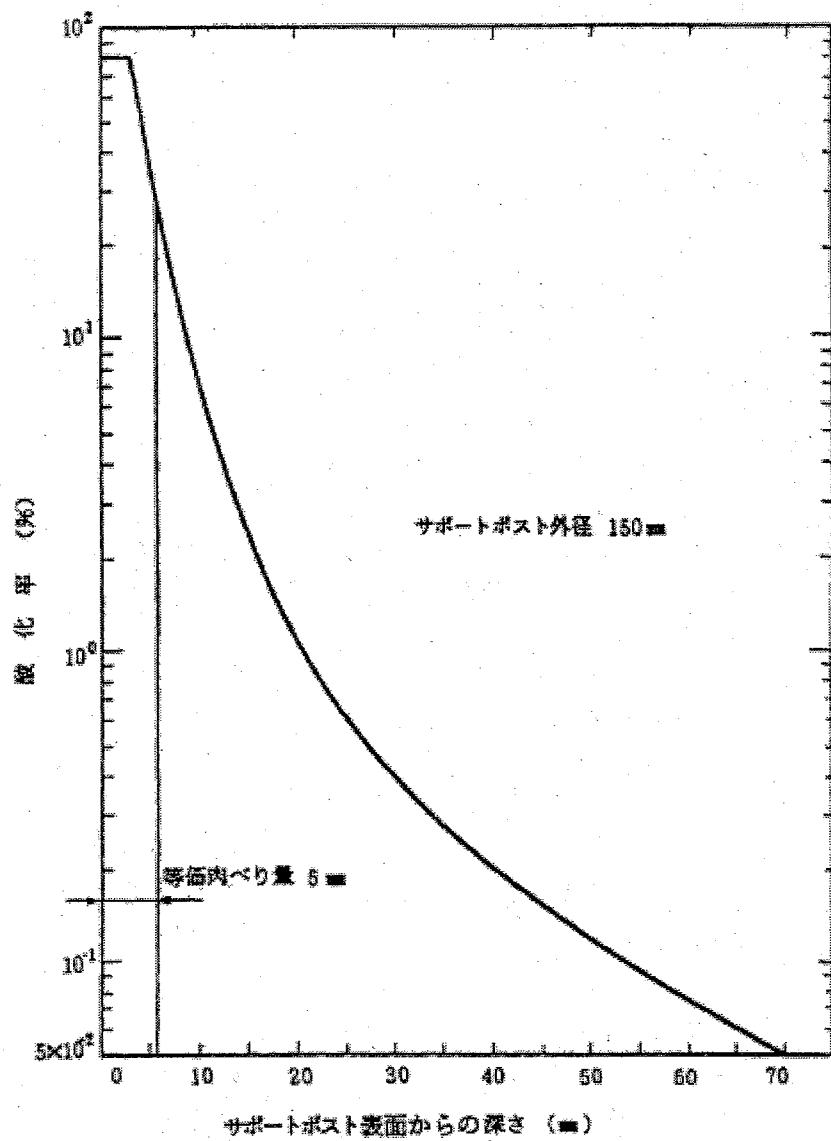
事故として、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両破断して、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却材圧力が急激に減圧する事象（減圧事故）が考えられている。

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、炉心の黒鉛と反応する。

炉内黒鉛構造物の酸化評価は、事故発生後、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。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、黒鉛構造物の強度が低下する。一方、高温になると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。

酸化されるサポートポストの胴部表面からの酸化分布を補図 3-1 に示す。酸化前のサポートポストの半径 75mm に対して約 6mm の等価肉べり量となるので、サポートポストの残存等価直径は約 138mm であるので十分な支持能力を有している。

燃料の黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は約 3.6mm であるので底板の残存等価厚さは約 6.6 mm となるが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。



補図 3-1 1次冷却設備二重管破断事故
(サポートポスト表面からの酸化深さ)

付録4 H T T R の立地評価

1. 代表事象の選定

H T T R の重大事故及び仮想事故の事象選定に当たっては、高温ガス炉としての特性及び設計上の特徴を考慮して選定した事象のなかから、補表 4-1 に示すように放射性物質の拡大の可能性のある事故のなかから「1 次冷却設備二重管破断事故」を選定した。

2. 放出に寄与する核分裂生成物量の評価

1 次冷却設備二重管破断事故時の被ばく評価において、ソースタームを以下のように分類している。

- (1)通常運転時に燃料体から放出され、1 次冷却材とともに循環している FP（「循環 FP」）
- (2)通常運転時の燃料から放出され、系内の内壁面に沈着している FP（「沈着 FP」）
- (3)炉心内に蓄積された FP（「炉心蓄積 FP」）

このうち、

- ・循環 FP は、二重管破断と同時にその全量が瞬時に格納容器内に放出される。
- ・沈着 FP は、二重管破断と同時に、配管破断後に生じる流速の急激な上昇に伴い離脱し、その全量が瞬時に格納容器内に放出される。放出割合は、炉外試験結果を基に、重大事故の場合には、ヨウ素について 60%、外部被ばくに寄与するセシウムについては 55% としている。
その他の核種については 100% の離脱を仮定している。
- ・炉心蓄積 FP は、主たるソースタームとなっている。

3. 設定条件（補表 4-2）

3.1 重大事故

1 次冷却設備二重管破断事故時において、燃料最高温度は 1500°C 以下である。従って、燃料温度が高くなることによる被覆層の破損は生じない。炉心への空気侵入による酸化を考慮しても、空気の総量が格納容器により制限されているため被覆層が破損に至ることはない。

しかしながら、厳しい評価をおこなうために軽水炉と同じ放出割合、すなわち炉心蓄積量に対して希ガス 2%、ヨウ素 1% が格納容器内に放出するとした。

被覆燃料粒子からの追加破損は、事故発生により何らかの原因で生じ、100 時間後に 1% に達するとした。

100 時間は、想定される最大の酸化反応が継続したと仮定しても格納容器内の全空気が黒鉛の酸化反応によって完全に消費されるまでの時間を保守的に設定した。なお、格納容器内の空気減少率は、結果を厳しくするために初期のままで仮定した。

追加破損 1% の値は、実際に生じることはないと、工学的判断で保守的に運転中に仮定している最大追加破損と同じとした。

3.2 仮想事故

保守的な評価を行っても燃料粒子は全量酸化されることではなく、最大 30% の FP が酸化によ

り放出されるにとどまる。しかしながら、現在の立地評価では、このような機械的なシーケンスに基づく仮想事故の評価法は認められていないため、軽水炉と同じように希ガス 100%、ヨウ素 50%が格納容器内に放出されると仮定した。

酸化反応は、事故後瞬時に起こることではなく、被覆層の破損または FP の放出は、時間遅れを伴って生じる。

炉心からの核分裂放出継続時間は、炉心に侵入した空気は瞬時に消費されると仮定することで、格納容器内の酸素量を炉心に侵入する自然循環量で除した値から定めた。自然循環量の最大値（約 50kg/h）の 2 倍の空気侵入量で格納容器内の全量が、炉心を通過するまでの時間 36 時間に對し、FP の崩壊による現象を小さく評価するため追加放出継続時間を 30 時間と定めた。

補表 4-1 HTTR の各事象で放出する放射能量

事　　象	放出に寄与しうる核分裂生成物の量	放　出　量
1 次冷却設備二重管 破断事故 (減圧事故)	γ 線換算： 約 8.8×10^{17} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 4.6×10^{26} Bq (原子炉格納容器内)	γ 線換算： 約 8.5×10^{14} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 1.5×10^{24} Bq (原子炉格納容器内)
1 次ヘリウム純化設備 破損事故	γ 線換算： 約 7.3×10^{12} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 1.4×10^{11} Bq (サービスエリア内)	γ 線換算： 約 7.3×10^{12} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 9.5×10^{10} Bq (サービスエリア内)
気体廃棄物処理設備 破損事故	γ 線換算： 約 2.9×10^{11} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 2.8×10^8 Bq (原子炉建家内サービスエリア外)	同　左
照射試験装置スイープ ガス配管破損事故	γ 線換算： 約 6.7×10^{12} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 1.1×10^{11} Bq (グローブボックス内)	γ 線換算： 約 6.7×10^{12} MeV·Bq ^{131}I 等価： 約 9.2×10^{10} Bq (グローブボックス内)

補表 4-2 HTTRと軽水炉とのソースターム比較

項目		重大事故		仮想事故	
炉心からの追加放出 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物	放出量 その他の 放出形態	HTTR	LWR	HTTR	LWR
		希ガス よう素 その他の 一定の割合で100時 間燃焼	2 % 1 % 1 %	2 % 1 % 0.02%	100 % 50 % 2 %
炉心以外 から放出 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物	1次冷却設備内を 循環するもの 1次冷却設備壁面に 沈着したもの 燃費限界照射試料内に 蓄積されたもの	100%瞬時放出 60%瞬時放出 希ガス100%、よう 素60%瞬時放出	想定していない 想定していない 想定していない	100%瞬時放出 100%瞬時放出 希ガス100%、よう 素60%瞬時放出	想定していない 想定していない 想定していない
	評価期間中一定	事故後2.4時間後 よりの道(PWR) 評価期間中一定(BWR)	評価期間中一定	事故後2.4時間後 よりの道(PWR) 評価期間中一定(BWR)	事故後2.0時間後 よりの道(PWR) 評価期間中一定(BWR)
地上放出される核分裂生成物 大気中に放出される核分裂生成物の量の評価期間	事故後5分間想定 無限時間	事故後5分間想定 無限時間	事故後5分間想定 無限時間	事故後5分間想定 無限時間	想定していない 想定していない 想定していない
スカイシヤインア株による 及び直接受け取る 外販売はく評価上の 考慮	世界標準強度の評価期間 世界標準強度の評価期間	30日間(PWR) 無限時間 30日間(PWR) 評価していない(BWR)	30日間(PWR) 無限時間 30日間(PWR) 評価していない(BWR)	30日間(PWR) 無限時間 30日間(PWR) 評価していない(BWR)	希ガス100%、ハロゲン その他の0.02%(PWR) 原子炉燃焼器内に放出 される核分裂生成物全量 希ガス100%、ハロゲン その他の1%(PWR)

付録5 HTTRにおける運転経験

これまでの試験・運転で得られたHTTRの主な運転経験を付表-5に示す。

付表-5 HTTRにおける運転経験

設計方針	設計内容	運転から得られた経験	参考文献
方針 12 核燃料	<p>1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ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、その機能が保持されるように、次の方針により設計する。</p> <p>(1) 燃料要素は被覆燃料粒子被覆層の適切な強度及びPdによる炭化け、表面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、運転時の異常な温度変化時において、燃料最高温度が1600°Cを超えないようにするとともに、通常運転における熱的制限値を超えないようにする。</p>	<p>(a) 被覆燃料粒子からの放射性物質の放出を少なくするために、被覆燃料粒子被覆層（以下「燃料粒子被覆層」という）の初期（製造時）の被覆率は、遮蔽試験及び燃焼化九蒸留（以下「SiC 層」という。）又は炭化シリコニカウム層（以下「ZrC 層」という。）被覆率の和で0.2%以下とする。</p> <p>→初期（製造時）被覆率は、燃料の受入検査時に被覆試験によって確認。</p> <p>燃半減期率 1%に相当するKr-88 放出率は5.35×10⁻⁴</p> <p>○運転時の異常な温度変化時において、燃料半径や燃料核の移動による燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、実験結果に基づき、燃料最高温度は1600°Cを超えないこととする。</p> <p>→第3折点により燃料最高温度が1600°Cを超えないことを確認。</p> <p>通常運転時：1492°C 異常温度変化時：<1600°C</p>	<p>(1) K. Sawa, et al., Fabrication of the first-loading fuel of the high temperature engineering test reactor, J. Nucl. Sci. Technol., 36, 683 (1999).</p> <p>(2) S. Ueda, et al., Fuel and fission gas behavior during rise-to-power test of the high temperature engineering test reactor (HTTR), J. Nucl. Sci. Technol., 40 (9), 679 (2003).</p> <p>(3) 高松伸吉他、高温工学試験研究室の出力上昇試験（高温試験施設）～試験方法及び結果の概要、JAERI-Tech 2004-03 (2004)</p> <p>(4) 坂島範知他、HTTR 原子炉格納施設に関する機能試験、JAERI-Tech 98-013 (1998)</p> <p>(5) 高橋が子らの1次冷却系主配管破断事故時の空気進入挙動、JAERI 1338 (1997)</p>
方針 32 格納容器排氣の制御	<p>1. 想定される減圧事故時においては、核分裂生成物を原子炉格納容器内に閉じ込めるににより、環境二段減圧事故時において、原子炉格納容器からの漏えいを低減する。</p> <p>1. 格納容器排氣を制御する系は、想定される減圧事故時等において、原子炉格納容器内の漏えい気体中に含まれるようす及び粒子状放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を低減させるために、非常用空気制御設備を設ける。また、原子炉格納容器から漏えいたたか性生物質を貫通する配管で、事故時に開鎖が要求されるものには隔壁を設ける。</p>	<p>○配管、電線管等のすべての原子炉格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造とする。原子炉格納容器は、常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率となるようにする。</p> <p>→原子炉格納容器は、原子炉格納容器漏えい率試験により常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力で、原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下に漏えい率であることを確認できる。</p> <p>○原子炉格納容器は、原子炉格納容器漏えい率試験により常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において、原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下に漏えい率であるようにする。</p> <p>→原子炉格納容器を貫通する配管で、事故時に隔壁が要求されるものは、隔壁を設け、原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を開設し、事故時に隔壁を開放して原子炉格納容器を貫通する。</p> <p>→原子炉格納容器を貫通する配管で、事故時に隔壁が要求されるものは、隔壁を設けて、原子炉格納容器を貫通する。</p>	<p>A系統、B系統とも99%以上測定方法については、参考文献(4)参照(5)水戸と同様の方法</p> <p>(4) 坂島範知他、HTTR 原子炉格納施設に関する機能試験、JAERI-Tech 98-013 (1998)</p>

(2/8)

試験方針	試験内容	運転から得られた経験	参考文献
	原子炉格納容器の機能を維持できる。	○非常用空気冷却配管の排気フィルタユニットによるよう煙除去率は、95%以上となる。 (解析条件: よう素にに対して 90%以上)	(6) 中川龍吾他、高温工学試験研究炉の出力上昇試験・試験方法及び結果の概要、JAERI-Tech 2002-069 (2002)
2. 原子炉格納施設は、想定される減圧事故後に、原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の融解により発生する黒鉛構造物の融解により発生する可燃性ガスの燃焼を防止する。	○減圧事故時に原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の融解により発生する可燃性ガスの燃焼を防止する。 →排気フィルタユニットは、測定事況時において、燃焼物に放出される放射生物質の濃度を低減することができる。	空気侵入挙動に関する研究結果によると、 ・第一段階の待機時間が異常時間に満たず継続する可能性が高いこと。 ・圧力容器の側部又は下部から微量の He を通常時に注入するか、あるいは He を一定量供給することによって、事前漏洩の発生を防止し、空気侵入量を抑制できること。 などが明らかになった ¹⁹⁾	
方針23 残留熱を除去する系統残留熱を除去する系統を含む想定される事故時に、燃料からの多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力バウンダリの健全性を確保できる設計であること。	○原子炉冷却設備の二重管内管被損事例等の強制循環に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防止できる。 (解析条件: 除熱量 > 0.3MW / 1 系統 (1 系統不供給))	定格運転時除熱量: ~0.3MW / 1 系統 ²⁰⁾	

議論方針	議論内容	過去から得られた経験	参考文献
設置許可申請書 添付資料ハより抜粋 方針 19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるように材料選定、設計、製作及び調整を行った。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転及び異常状態時において、その健全性を確保できる設備であること。</p> <p>原子炉冷却材系に接続する配管系は、原則として隔離弁を設けること。</p> <p>OHTTRの第1種機器は、萬能試験材で使用されたため、非クリープ温度域及びクリープ温度域に対する構造基準が必要である。</p> <p>非クリープ域については、「差額用原子炉設備に関する機器等の技術基準」(昭和55年告示)、クリープ域については、「高周波炉型炉内機器の高温構造設計方針」(日燃作成)を参考。</p> <p>1. 材料の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ○底温ヘリウムと外気との境界を形成する構造材料 ・低温変形化が、評価される範囲内に制御苦しい封頭で0°C、事故時等には約550°Cに達する場合があり、約40Kg/cm²Gの内圧を受けるよううに設置する。 ・専用材として、約550°Cまでの使用実績が豊富な2.14Cr-1Mo鋼(NT材)を使用、不純物(S, P等)等を制限することで耐熱特性化特性を改良 ○1次ヘリウムと2次ヘリウムの境界を形成する構造材料 ・1次ヘリウムと2次ヘリウムの境界を形成する構造材料は通常時約900°C、事故時約1000°Cになる。 ・900°C以上の高温でも長時間強度及び耐食性の高い耐熱合金/ステンレス鋼を採用 <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器について、特徴されるそれぞれの過渡状態条件下において、十分な強度を有することを評価検討における解析により確認する。</p> <p>Oボルト材等</p> <p>・クリープ温度域で使用することから、一般加工機の高温容器部材に対しての使用実績が豊富であり、JIS B8243でクリープ温度域の600°Cまで評価が規定されているSNB16を採用</p>	<p>熱めシラーメータの監査(JAERI-Tech2004-063)及び出力上昇試験(画像)</p> <p>1. 対象項目</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器上部温度 (2.14Cr-1Mo鋼(NT材)) ・原子炉圧力容器タンドボルト温度 (SNB16) ・原子炉圧力容器カート温度 (2.14Cr-1Mo鋼(NT材)) ・中間熱交換器ヘリカルコイル伝熱管温度 (ハステロイXR) ・中間熱交換器下部連結管タル温度 (ハステロイXR) ・中間熱交換器上部取替タル温度 (ハステロイXR) ・中間熱交換器底部タル温度 (ハステロイXR) ・中間熱交換器外部取替タル温度 (2.14Cr-1Mo鋼(NT材)) ・中間熱交換器最高温度 (ハステロイXR) ・中間熱交換器伝熱管、下部連接管、上部内筒、高温ヘッダメタル温度が955°C以下 (設置許可申請書添付) ・中間熱交換器伝熱管、下部連接管、上部内筒、高温ヘッダメタル温度が955°C以下 (設置許可申請書添付) 	

(4/8)

設置方針	調査内容	調査から得られた経験	参考文献
試験許可申請書 添付資料(より抜粋)	1次審査資料(VI)原子炉冷却系新設設	<p>・中間熱交換器上部貯槽ノタル温度 約400°C</p> <p>・中間熱交換器底部貯槽ノタル温度 約3860°C</p> <p>・中間熱交換器外殻温度 約400°C</p> <p>4. まとめ</p> <p>○中間熱交換器構造材と原子炉圧力容器の温度については、 原子炉熱出力100% (30MW)において最高使用温度を下回る ことを確認</p>	
	2. 耐圧部及び支持構造物として使用する材料	<p>○Cr 1/4Cr-1Mo 鋼(NT 材)</p> <p>・非クリープ温度域の375°C以下では「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」を適用</p> <p>・クリープ温度域の375°C以上では「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」に含まれており、HTTR の使用温度は「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」での上部温度500°C以下であることからこれを適用</p> <p>・原子炉圧力容器、二重管、1次ヘリウム循環管、中間熱交換器等…使用温度 約430°C</p> <p>○ハステロイXR</p> <p>材料特性(引張特性、クリープ特性、疲労特性、クリープ疲労相互作用特性)が「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」(以下 FBR 方針)で規定されている前提条件を満足するので、「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」の破損モード防止の考え方を適用</p> <p>(1)引張特性…・FBR 方針では十分な破壊延性を有することを前提。ハスティロイXRは40%以上の破壊延性を有している。</p> <p>(2)クリープ特性…・FBR 方針では十分なクリープ強度を有することを前提。ハスティロイXRは長時間間でも十分なクリープ強度を有していることを確認。</p> <p>(3)疲労特性…・FBR 方針では低ひずみ疲労強度から導かれる各サイクル</p>	

設置方針	試験内容	週延から得られた経験	参考文献
設置許可申請書、添付資料により添付	1次審査資料(いの原子炉冷却系系統設置	での応力振幅が第1サイクルでの応力振幅より大幅に低下しないことを前提。	
低いのみ疲労試験におけるハステロイXFRの応力振幅は、サイクルの増加に伴い、約800°Cまでの低・中温域で大きくなり900°C以上の高温域においては、ほとんど変化なし。樹脂各サイクルでの応力振幅は、第1サイクルでの応力振幅より大幅に低下することはないとしている。	(4)クリープ疲労相互作用特性・FEFR方針では、構造物に累積する疲労損傷、クリープ損傷及び両損傷の組合せ評価方法に robinson-tara 則*を採用	* Df+Dc=D Df: 疲労疲労損傷、Dc: 累積クリープ損傷、D: 試験データから求められる値、Df+DcがDとならない時、構造物は破損	HTTRのハステロイXFRについて、900°Cにおいて、ひすみ速度及び負荷時間変化させたDfとDcを評価した結果、クリープ疲労相互作用に関する設計計算範囲をDf+Dcとしている。
			・中間熱交換器(伝熱管等)、二重管(ライナ等)等…・使用温度 約550°C
	○オーステナイト系ステンレス鋼	・周辺部熱交換器第1種機器の高温構造設計方針に含まれており、HTTRでの使用温度は「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」での上限温度650°C以下であることからこれを適用	・1次加圧水冷却器(伝熱管)…・使用温度 約350°C
	OSNB16	・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」には第1種容器のボルト材として含まれているが、ボルト支持構造としては含まれていない。	HTTRにおいては使用環境気がヘリウムガスであることから耐食性上
			の問題はない。耐放射線性については「発電用原子力設備に関する製造等の技術基準」で第1種機器材料として既に規定
			・1次ヘリウム循環機(ランジボルト)、原子炉圧力容器(ランジボルト)…・使用温度 約420°C

(6/8)

説明方針	説明内容	運転から得られた経験	参考文献
設置許可申請書 添付資料より抜粋	<p>1次審査資料(Ⅴ)原子炉冷却系試験</p> <p>3. 高温機器の影響効果について</p> <p>○ハステロイXRは、900°C以上の超高温ではヘリウムの不純物によって種々の材料劣化を招くことから、ヘリウム中の材料劣化の生じない範囲内に抑えるようヘリウム純化設備を用いて不純物を管理している。</p> <p>・ヘリウム中の不純物によるハステロイXRへの環境疲労、特に疲労を生じるか否かは、CH₄、CO₂及びCOによる燃素の活性度合を示す燃素活性度と酸素分圧から予測できる。脱炭鋼では、空気中に比べてクリープ強度が低下するが、ハステロイXRの表面に安定なCr₂O₃の酸化膜を形成する不純物試験結果では強度の低下はない。尚、湯沸鋼粗鉄では、漫し、CmO Mnの炭素化合物を結晶内に生じて脆化する。</p> <p>○HTTRでは、ハステロイXRのクリープ強度が脱炭により低下することなく、また湯沸鋼により脆化することないよう、1次冷却材及び2次ヘリウム中の不純物を管理する。</p> <p>4. 高温機器の破損モード</p> <p>○高温機器計画方針では、高温で使用する4種類の機器材料の破損モードとして、試験等から推測される破損モード6種類。機器としての破損モード1種類を考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・定期検査による延命破壊 ・短期荷重による座屈 ・長期荷重によるクリープ座屈 ・クリープ疲労破壊 ・過大な塑性変形及びクリープ変形による機能喪失 ・ラチエーティング等による変形 <p>(c)CO₂の分解によりCOを生成。なお、(a)によるH₂Oの反応で生成</p>	<p>不純物影響評定試験(JAERI-Tech2002-069/2004-063)</p> <p>1. 試験 OHTRでは、運転期間中に不純物濃度に制限値を設けるとともに、不純物挙動を監視装置・冷却材中の不純物は、純化設備により連続的に除去され、濃度をサンプリング設備で監視・1次材中の不純物濃度が管理目標値を満足していることの試験を実施</p> <p><管理目標: vol ppm (300°C)></p> <p>H₂:0.2, CO₂:0.6, H₂:3.0, CO:3.0, CH₄:0.5, N₂:0.2, O₂:0.04</p> <p>2. 試験結果 ・不純物濃度は管理目標値を満たしている ・原子炉出口温度が550°Cを越えてから、N₂, CO, H₂, CO₂の濃度上昇 ・CO₂は大きな変化はない ・N₂は一時的に上昇・下降、黒鉛繊維又は二重管の断熱材からの空気の放出により上昇したものと考えられる。 ・850°CにおいてはCO濃度が最も高く、出力の降低とともに減少している。これは、CO₂は黒鉛繊維及び断熱材からの放出に比べ、化学平衡の調整で生成される割合が多いと考えられる。 <高温におけるCOの発生過程> (a)H₂O 濃度が大きくなないことから、H₂Oの分解で生じる酸素が炉内の黑鉛と直ちに反応、COを生成 (b)H₂ 濃度の上昇から、空気の放出があつたため、N₂の25%の割合で放出されているO₂が炉心の黒鉛と反応、CO及びCO₂を生成 (c)CO₂の分解によりCOを生成。なお、(a)によるH₂Oの反応で生成</p>	

試験方法 試験許可申請書 添付資料により技術評議会	試験内容 1次審査資料への原子炉冷却系系統設	運転から得られた経験 参考文献
		<p>する CO については、950°Cでの運動においても黒鉛製造物からの H₂放出は無いため、CO発生の主要原因であると考えられる。</p> <p>3.まとめ</p> <p>○試験を通して、不純物濃度は管理目標値を満たしており、黒鉛の不純物による影響は十分吸収されているものと考えられる。今後は、特に運送を行に当たっては、炭素排出、ハスティロイXRの脱炭、浸炭等を考慮し、不純物濃度組成を安定な傾向に保つことが極めて重要。</p> <p>○今後、1次純化設備の各トラップの運動方式(酸化錫反応管の温度変更による除去効率の制御、モレキュラーシーブトラップ及びコードチャートトラップのバッパスによる除去効率の制御)を考慮する上で、不純物濃度を抑制することの検討が必要。</p>
方針 21 原子炉冷却材圧力パウンドあたりの漏えい検出 試験許可申請書 添付資料により技術評議会	1. 原子炉冷却材圧力パウンドから原子炉冷却系絶縁器への1次冷却材の漏えいの検出用として、原子炉冷却材容器内部蒸気の放射能濃度を測定するガスマニホールドの採用 2. 1次冷却材絶縁の圧力変化によっても漏えいが検出できる装置とする。 3. 加圧水冷却設備の伝熱管から加圧水への漏えいは、1次冷却材の漏えい及び加圧水の1次側への漏えいは、1次冷却材と加圧水の差圧、加圧水冷却設備の放射能濃度及び1次冷却材中の混分濃度により、検出できる設計とする。 4. 中間熱交換器の伝熱管での1次側への2次側ヘリウムの漏えいは、1次冷却材と2次側ヘリウムの差圧により、検出できる設計とする。	<p>漏洩の検出について(JAEBR-Review/2003-013)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 運転前の漏洩確認 <p>定期検査運転時の原子炉起動前に1・2次系圧力を定格圧力の4 MPaとし、規定漏洩量(0.28%/day)以下の最大で0.194%/dayであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 出力上昇過程での漏洩監視 <p>光ファイバ温度センサ、放射線センサ等の種々の漏洩検出方法が検討されているが、現段階で有効な漏洩検出方法が確立されていない。今後、出力上昇過程において有効な漏洩検出方法の確立が必要。</p> <ol style="list-style-type: none"> 3. 定格出力運転での漏洩監視 <p>原子炉定格出力運転には、1次冷却材の圧力降下から求めた一定時間ごとの漏洩測定、移動平均漏洩測定を半時刻測定で監視でき、移動平均漏洩測定が既定値(0.3%/day)を超えた場合、警報を発報する接続する装置とする。</p>

(88)

添付方針	調査内容	運転から得られた経験	参考文献
設置許可申請書 添付資料ハより抜粋 添付方針申請書 添付資料ハより抜粋	1次審査資料(八)原子炉冷却系統設計	調査を設けている。本装置は1次冷却材圧力が安定した状態で漏洩率を求めることが可能なものであり、原子炉が定格出力運転となり、1次冷却材圧力制御系が「自動」とすることにより自動的に運用されるようになされている。現在までのところにおいては、時間の経過とともに次第に平均漏洩率が安定し、1次冷却材漏洩率測定で得られた実測値(ニシ)が得られることが確認できた。	

國際單位系 (SI)

表 1. SI 基本单位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質的量	モル	mol
光度	ランデル	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位					記号
	名称					
面 体 速 度 加 速 波	積 立 度 メ 度 数	平 方 メ ー ト ル 每 秒	メ ー ト ル 每 秒	一 ト ル 每 秒	ト ル 秒 毎 秒	m^2 m^3 m/s m/s^2 m^{-1} kg/m^3 m^3/kg A/m^2 A/m mol/m^3 cd/m^2
密度 (質量密度) 質量体積 (比体積) 電流密度 磁界の強さ (物質量の) 濃度 輝屈折	度 (質量) (比体積) 度 度 度 率 (数の)	キログラム每立法メートル 立法メートル毎キログラム アンペア每平方メートル アンペア每メートル モル每立方メートル カンドラ每平方メートル 1				

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨ	タ	10^{-1}	デ	シ
10^{21}	ゼ	タ	10^{-2}	セ	ン
10^{18}	エ	ク	10^{-3}	チ	リ
10^{15}	ペ	サ	10^{-6}	マイ	クロ
10^{12}	テ	タ	10^{-9}	ク	ノ
10^9	ギ	ラ	10^{-12}	ナ	コ
10^6	メ	ガ	10^{-15}	ビ	コ
10^3	キ	ガ	10^{-18}	フェ	ム
10^2	ヘ	ロ	10^{-21}	エ	ト
10^1	デ	ト	10^{-24}	ゼ	ト
		カ		ブ	ア
		da		ク	ト
				ヨ	ト

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

(a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの例を述べてみよう。

(b) 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“1”は明示されない。

(c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
 (d) この単位は例としてミリセルシウス度 $m^{\circ}\text{C}$ のようにSI接頭語を伴って用いても良い。

(d) この単位は、例としてマクセルン・ラス度MのようST接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	名称	SI 組立単位	
		記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメン 表角速度	度 トニューントンメートル ニュートンメートル ラジアン毎秒	Pa・s N・m N/m rad/s rad·s ² W/m ² J/K	m ⁻¹ ・kg・s ⁻¹ m ² ・kg・s ⁻² kg・s ⁻² m・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹ m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻² kg・s ⁻³ m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹
熱流密度、放射照 熱容量、エンタロピー 質量熱容量(比熱容) 質量エンタルピー	度 ワット每平方メートル ジュール每ケルビン ジュール每キログラム 毎ケルビン	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット每メートル每ケ ルビン	J/kg	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール每立方メート ル	W/(m・K)	m・kg・s ⁻³ ・K ⁻¹
電界の強さ	ボルト每メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
体積電荷	クーロン每立方メート ル	V/m	m・kg・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン每平方メート ル	C/m ³	m ⁻³ ・s・A
誘電率	ファラード每メートル ヘンリーメートル	C/m ²	m ⁻² ・s・A
透磁率	ジューール每モル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエネルギー	ジューール每モル每ケル ビン	H/m	m・kg・s ⁻² ・A ⁻²
モルエンタルピー	ジューール每モル每ケル ビン	J/mol	m ² ・kg・s ⁻² ・mol ⁻¹
照射線量(X線及びγ 線)	クーロン每キログラム	J/(mol・K)	m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
吸収線量	グレイ每秒	C/kg	kg ⁻¹ ・s・A
放射強度	ワット每ステラジアン	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射輝度	ワット每平方メートル 每ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =m ² ・kg・s ⁻³
		W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =kg・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

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=86400 s
度	°	1° = $(\pi/180)$ rad
分	'	1' = $(1/60)^\circ = (\pi/10800)$ rad
秒	"	1" = $(1/60)'$ = $(\pi/648000)$ rad
リットル	L	1L = $1 \text{ dm}^3 = 10^{-3} \text{ m}^3$
トン	t	1t = 10^3 kg
ネーベル	Np	1Np=1
ペル	B	1B = $(1/2) \ln 10$ (Np)

表7. 國際単位系と併用されこれに属さない単位で
SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	$1\text{eV}=1.60217733(49) \times 10^{-19} \text{J}$
統一原子質量単位	u	$1\text{u}=1.6605402(10) \times 10^{-27} \text{kg}$
天文単位	ua	$1\text{ua}=1.49597870691(30) \times 10^{11} \text{m}$

表 8. 國際単位系に属さないが國際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600) m/s
アーレ	a	$1 \text{ a}=1 \text{ dam}^2=10^4 \text{ m}^2$
ヘクタール	ha	$1 \text{ ha}=1 \text{ hm}^2=10^4 \text{ m}^2$
バル	bar	$1 \text{ bar}=0.1 \text{ MPa}=100 \text{kPa}=1000 \text{ hPa}=10^5 \text{ Pa}$
オングスツローム	Å	$1 \text{ Å}=0.1 \text{ nm}=10^{-10} \text{ m}$
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=10^{-28} \text{ m}^2$

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エ ル グ	erg	$1 \text{ erg} = 10^{-7} \text{ J}$
ダ イ ン	dyn	$1 \text{ dyn} = 10^{-5} \text{ N}$
ボ ア ズ	P	$1 \text{ P} = 1 \text{ dyn} \cdot \text{s}/\text{cm}^2 = 0.1 \text{ Pa} \cdot \text{s}$
ス ト 一 ク ス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2/\text{s} = 10^{-4} \text{ m}^2/\text{s}$
ガ ウ ス	G	$1 \text{ G} = 10^{-4} \text{ T}$
エ ル ス テ ッ ド	Oe	$1 \text{ Oe} = (1000/4\pi) \text{ A/m}$
マ ク ス ウ ェ ル	Mx	$1 \text{ Mx} = 10^{-8} \text{ Wb}$
ス チ ル ブ	sb	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd/m}^2 = 10^4 \text{ cd/m}^2$
ホ ガ ル	ph	$1 \text{ ph} = 10^4 \text{ lux}$
	Gal	$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$

表10. 國際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{Bq}$
レントゲン	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラド	rad	$1 \text{ rad} = 1 \text{cGy} = 10^{-2} \text{Gy}$
レム	rem	$1 \text{ rem} = 1 \text{cSv} = 10^{-2} \text{Sv}$
X線単位		$1 \text{X unit} = 1.002 \times 10^{-4} \text{nrem}$
ガンマ	γ	$1 \gamma = 1 \text{nT} = 10^{-9} \text{T}$
ジャニスキ	Jy	$1 \text{ Jy} = 10^{-26} \text{W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{Hz}^{-1}$
フェルミ		$1 \text{ fermi} = 1 \text{ fm} = 10^{-15} \text{m}$
メートル系カラット		$1 \text{ metric carat} = 200 \text{ mg} = 2 \times 10^{-4} \text{kg}$
トール	Torr	$1 \text{ Torr} = (101.325/760) \text{ Pa}$
標準大気圧	atm	$1 \text{ atm} = 101.325 \text{ Pa}$
カロリ	cal	$1 \text{ cal} = 1 \mu\text{J} = 10^{-6} \text{J}$
ミクログラム	"	