

JAERI-M
91-140

高温工学試験研究炉の異常状態時における燃料
及び炉心の安全評価上の判断基準の検討

1991年9月

林 君夫・塩沢 周策・新藤 雅美・伊与久 達夫
浅海 正延*・菊地 孝行・沢 和弘・中川 繁昭
鹿志村 悟**・菊地 啓修・福田 幸朔

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）にて、お申し込みください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエプロ株式会社

高温工学試験研究炉の異常状態時における燃料
及び炉心の安全評価上の判断基準の検討

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部
林 君夫⁺・塩沢 周策・新藤 雅美⁺・伊与久達夫
浅海 正延^{*}・菊地 孝行・沢 和弘・中川 繁昭
鹿志村 悟^{**}・菊地 啓修⁺・福田 幸朔⁺

(1991年8月3日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全評価を行なうため、運転時の異常な過渡変化時及び事故時における燃料及び炉心の安全性の判断基準について検討した。異常な過渡変化時の判断基準は、炉心燃料については「燃料最高温度が1,600°Cを超えないこと」とし、燃料破損限界を調べるための試験用燃料要素を黒鉛ブロックに装荷した燃料体である燃料限界照射試料については「試料温度が2,500°Cを超えないこと」とした。一方、事故時の判断基準は、(i)燃料要素が黒鉛ブロック内に留まっていること、(ii)サポートポスト及びポストシートが炉心を支持するのに十分な強度を有していること、とした。

以上のように設定することの妥当性を、燃料から見た代表的な異常事象、すなわち、「燃料限界照射試験時の異常事象」「急激な反応度投入事象」、「空気侵入事故」、「燃料体落下事故」における燃料の挙動を取り上げて示した。

大洗研究所：〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町字新堀3607

+ 東海研究所燃料・材料工学部

* バブコック日立株

** 核物質管理センター (出向)

Examination on the Safety Criteria in Safety Assessment of Fuel and
Core of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) under
Abnormal Conditions

Kimio HAYASHI⁺, Shusaku SHIOZAWA, Masami SHINDO⁺
Tatsuo IYOKU, Masanobu ASAMI^{*}, Takayuki KIKUCHI
Kazuhiro SAWA, Shigeaki NAKAGAWA, Satoru KASHIMURA^{**}
Hironobu KIKUCHI⁺ and Kousaku FUKUDA⁺

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received August 3, 1991)

The safety criteria of the fuel and the core of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) was examined in order to assess the safety of the reactor at anticipated operational transients and at accidents. The safety criteria at the transients were decided as follows; the maximum fuel temperature shall not exceed 1600°C for the reactor core fuel, and it shall not exceed 2500°C for the fuel limit irradiation specimen, which is a fuel assembly with a graphite block and fuel elements for studying the fuel failure limit.

On the other hand, the criteria for the accidents were decided so that (i) the fuel rod shall be held within the graphite block, and (ii) the support post and the post sheet shall maintain the strength enough to support the reactor core.

Validity of the above criteria was ensured by the fuel behavior at representative abnormal events, namely, "abnormal events at the fuel limit

+ Department of Fuels and Materials Research, Tokai Research Establishment

* Babcock-Hitachi, Ltd.

** Nuclear Material Control Center

irradiation test", "rapid reactivity insertion events", "air ingress accidents", and "fuel assembly fall accidents".

Keywords: Fuel, Safety Criteria, Transient, Accident, Air Ingress, Core Heat-up, Reactivity Insertion, Coated Fuel Particle, HTGR, HTTR

目 次

1. はじめに	1
2. 異常状態時の燃料及び炉心の判断基準の概要	6
2.1 運転時の異常な過渡変化	6
2.2 事 故	6
3. 燃料限界照射試験時の異常事象の判断基準	10
3.1 燃料限界照射試験の概要	10
3.2 2,000°C付近の温度での燃料の健全性	10
3.3 燃料限界照射試料の異常状態時の判断基準	11
4. 空気侵入事故時の燃料挙動と判断基準	18
4.1 空気侵入事故時の炉心の判断基準	18
4.2 空気侵入事故の極限条件下での燃料挙動	20
5. 反応度投入事象時の燃料挙動と判断基準	23
5.1 燃料の判断基準	23
5.2 反応度投入事象時の燃料挙動 (NSRR照射実験)	24
6. 燃料取扱及び貯蔵設備に係る異常時の安全性評価	29
6.1 異常事象の概要	29
6.2 燃料体落下時の燃料安全性の評価	29
6.3 安全性評価のまとめ	31
7. まとめ	36
謝 辞	37
参考文献	38
付録1 HTTRの安全評価に用いる主な用語の定義	40
付録2 HTTRの安全評価の基本的考え方	41
付録3 HTTRの運転時の異常な過渡変化の判断基準	46
付録4 軽水炉の事故時の判断基準	48
付録5 HTTRの燃料取扱及び貯蔵設備の概要	50

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Safety Criteria for Fuel and Core under Abnormal Conditions	6
2.1 Anticipated Operational Transients	6
2.2 Accidents	6
3. Safety Criteria for Abnormal Events at Fuel Limit Irradiation Test	10
3.1 Outline of Fuel Limit Irradiation Test	10
3.2 Integrity of Fuel at Temperatures around 2000°C	10
3.3 Safety Criteria for Fuel Limit Irradiation Specimen under Abnormal Conditions	11
4. Fuel Behavior and Safety Criteria at Air Ingress Accidents	18
4.1 Safety Criteria for Reactor Core at Air Ingress Accidents ...	18
4.2 Fuel Behavior under Extreme Conditions of Air Ingress Accidents	20
5. Fuel Behavior and Safety Criteria at Reactivity Insertion Accidents	23
5.1 Safety Criteria for Fuel	23
5.2 Fuel Behavior at Reactivity Insertion Accidents (NSRR Irradiation Experiments)	24
6. Safety Assessment of Abnormality in Fuel Handling and Storage Facilities	29
6.1 Outline of Abnormal Events	29
6.2 Safety Assessment for Fuel-assembly Fall Accidents	29
6.3 Summary of Safety Assessment	31
7. Summary	36
Acknowledgements	37
References	38
Appendix 1 Definition of Main Terms Used in Safety Assessment of HTTR	40
Appendix 2 Basic Philosophy in Safety Assessment of HTTR	41
Appendix 3 Safety Criteria for Anticipated Operational Transients of HTTR	46
Appendix 4 Safety Criteria for Accidents of Light Water Reactors ..	48
Appendix 5 Outline of Fuel Handling and Storage Facilities of HTTR	50

1. はじめに

本報告書は、日本原子力研究所（原研）において建設を進めている試験研究用の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR、High Temperature Engineering Test Reactor）⁽¹⁻³⁾の燃料及び炉心について、異常状態時（すなわち、運転時の異常な過渡変化時及び事故時）において、安全性が確保されると判断する基準（以下、単に判断基準という）について検討したものである。

(1) HTTR及びHTTR燃料の概要

HTTRは、日本においてこれまでに蓄積された高温ガス炉の要素技術を集大成した、低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料を用いる黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の試験研究炉である⁽¹⁻³⁾。HTTRの原子炉本体構造説明図をFig.1.1に、原子炉平断面図をFig.1.2に示す。

HTTRの炉心燃料（A型燃料体）は、六角柱状の黒鉛ブロック中に燃料棒（燃料要素）を挿入する構造のピン・イン・ブロック型であり、 UO_2 燃料核を熱分解炭素（PyC）、炭化ケイ素（SiC）で被覆した被覆燃料粒子を用いる。炉心燃料の構造をFig.1.3に示す。炉心燃料の仕様は、原研における高温ガス炉開発の比較的初期に多目的高温ガス炉第1次概念設計仕様（Mark-III仕様）⁽⁴⁻⁶⁾として定めたものを基礎としており、同仕様に基づく燃料は、長年にわたる製造及び照射の実績⁽⁷⁾を有している。

炉心燃料の設計方針及び製作性⁽⁸⁾、健全性評価の結果⁽⁹⁾、並びに試験燃料体の健全性評価の結果⁽¹⁰⁾については、すでに報告している。

(2) 主な用語の定義

本報告書においては、次の定義⁽⁹⁾を用いる。

「通常運転」：計画的に行われる起動、停止、出力運転、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものをいう。

「異常状態」：通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、運転時の異常な過渡変化及び事故をいう。

「運転時の異常な過渡変化」：原子炉施設の寿命期間中に予想される単一の機器の故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。

「事故」：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

その他の主な用語の定義を付録1に示す。

(3) 燃料の安全性から見た異常事象の分類

HTTRの安全評価の基本的な考え方を付録2に示す。

H T T Rの異常事象を、燃料安全性の立場から異常事象の原因及び影響に注目して考えると、大きく以下の4つに分類することができる。

a) 燃料が異常高温状態にさらされる事象

典型例： 炉心燃料の流路閉塞事故

燃料限界照射試験時の異常事象

(なお、燃料限界照射試験は、それ自体は異常事象ではないが、その燃料試料は通常の運転条件下とは異なる高温状態に置かれる。)

b) 炉心に反応度が投入され、燃料温度の急激な上昇が生じる事象

典型例： 急激な制御棒引抜き

c) 燃料が通常運転時とは異なる冷却材雰囲気に入れられる事象

典型例： 空気侵入事故(減圧事故)

d) 燃料に異常な外部荷重が加えられる事象

典型例： 燃料落下事故

本報告書では、第2章で異常状態時の燃料及び炉心の安全性評価のための判断基準について総括的に検討した後、続く各章で上記の4つの代表的な事象を取り上げて、燃料安全性の判断基準を詳細に検討する。

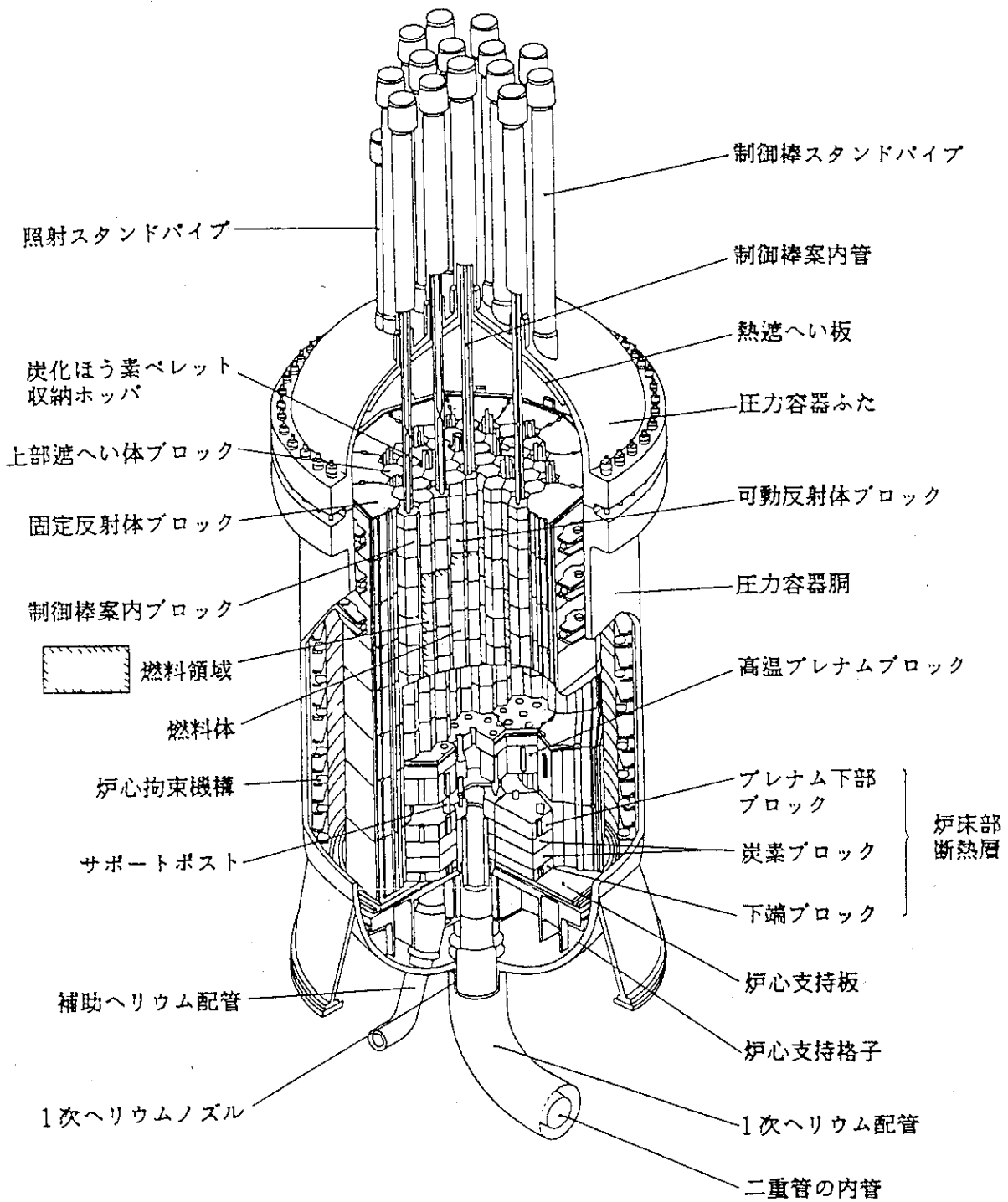


Fig. 1.1 HTTRの原子炉本体構造説明図⁽³⁾

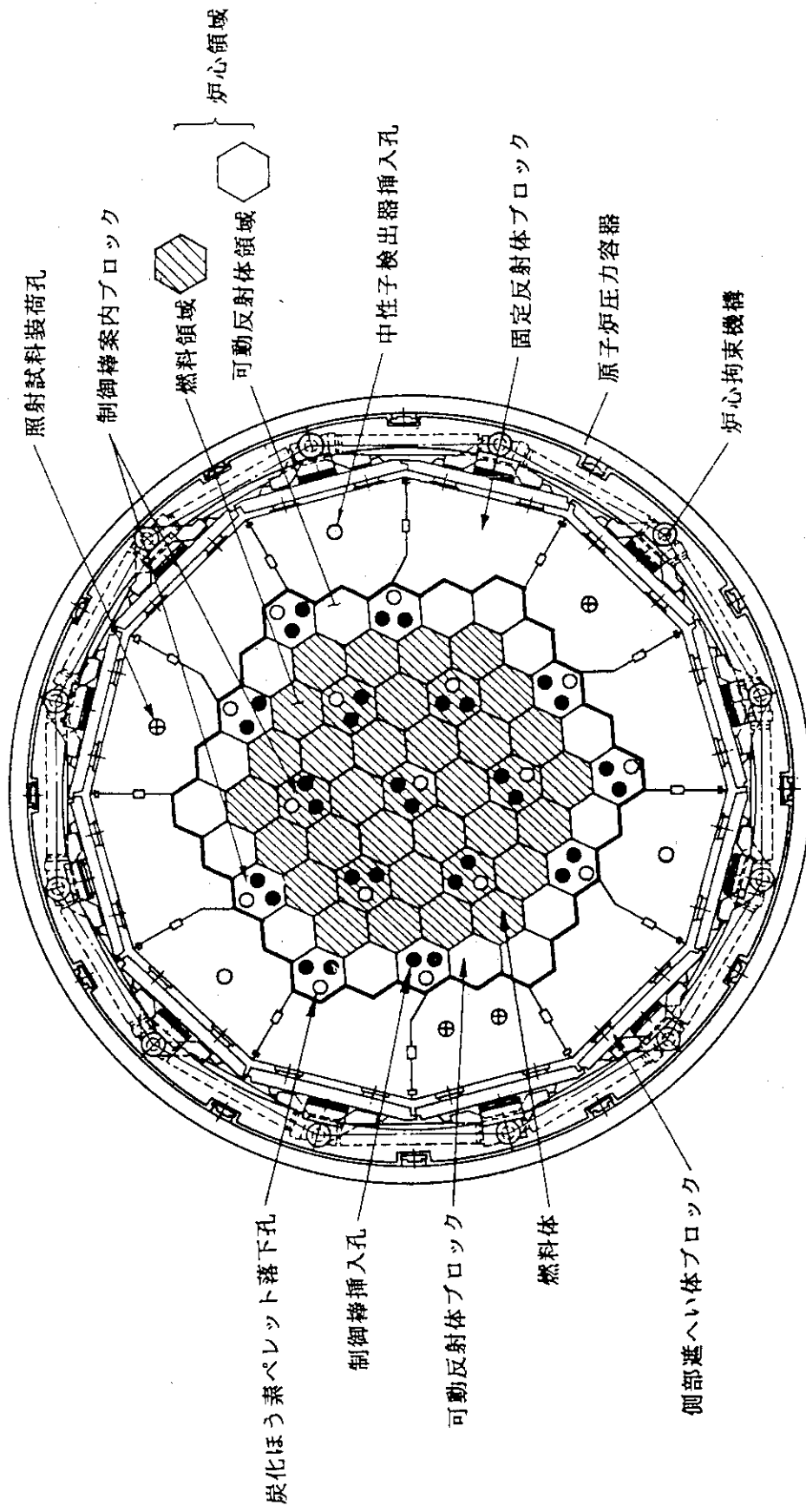


Fig. 1.2 HTTRの原子炉断面図⁽³⁾

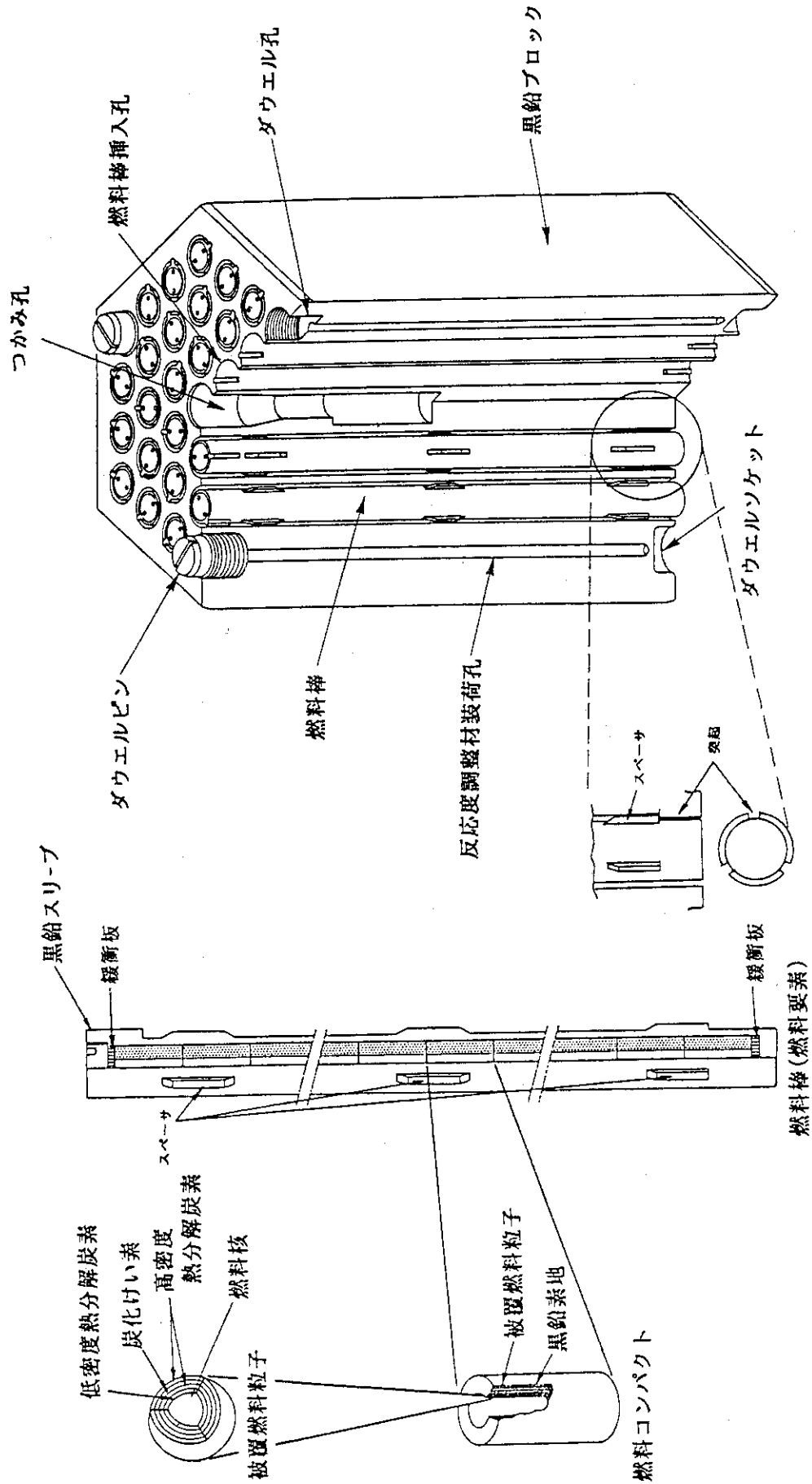


Fig. 1.3 HTTRの炉心燃料 (A型燃料体) の構造説明図 (9)

2. 異常状態時の燃料及び炉心の判断基準の概要

2.1 運転時の異常な過渡変化

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。

運転時の異常な過渡変化における炉心の安全評価において、上のことを判断する基準は、HTTR炉心燃料に対しては、

「運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1600℃を超えないこと」とする。これは、被覆燃料粒子被覆層の破損を十分許容し得る小さな値とするために設ける基準である。この判断基準の妥当性については、根拠となる実験の結果⁽¹²⁻¹⁴⁾を含めて前報⁽⁹⁾の第4章に詳しく述べた。その要約を本報告書の付録3に示す。

一方、燃料限界照射試料に対する判断基準については、3.2節で検討する。

2.2 事故

事故時の判断基準としては、想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、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りないう核分裂生成物の放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する必要がある。

炉心の損傷に関する判断基準としては、炉型によらず未臨界性と炉心の冷却性を確保することが必要である。HTTRについても、一般的な表現としては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽¹¹⁾にならって、「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」と定める。

(1) 事故時の判断基準の具体的な目安^(9, 15)

具体的な目安としては、

- (a) 燃料要素は黒鉛ブロック内に留まっていること、
- (b) サポートポスト及びポストシート(Fig.2.1及びFig.2.2参照)が炉心を支持するのに必要な強度を有していること、

を示せば十分である。その理由は以下のとおりである。

- 1) HTTRでは事故時においても燃料の温度上昇は小さく、黒鉛スリーブ等の燃料要素及びサポートポスト等に過大な力は作用せず、かつ、強度が低下することはないので、燃料要素が黒鉛ブロック内に留まっていれば、補助冷却設備又は炉容器冷却設備により崩壊熱の除去が可能であるとともに、原子炉の臨界未満が維持できると判断できる。

2) 事故時において炉心が大きく損傷するのを防止するためには、サポートポストが座屈をおこさない限り、炉心が崩壊することはないので、サポートポスト及びポストシートが炉心を支持するのに必要な強度を有していれば十分であると判断できる。

即ち、サポートポスト及びポストシート以外の構造物は、黒鉛ブロックを積み重ねた構造であり、作用する主な荷重は搭載荷重である。この搭載荷重は事故時に増加することはない、また、酸化事故(空気侵入事故あるいは水侵入事故)を考慮しても、黒鉛ブロックの強度が著しく減少することはない^(3, 16)。従って、炉心支持の観点からはサポートポスト及びポストシート以外の構造物に対して、具体的な判断基準を設ける必要はない。

事故時に燃料最高温度が1600℃を超える場合には、安全余裕を持って燃料粒子被覆層の破損率を評価することとする。具体的には、事故時に燃料最高温度が1600℃を超えるのは、燃料体内の冷却材流路閉塞事故、及び1次冷却設備二重管内管の小破損事故であり、この時燃料最高温度は1653℃及び1715℃まで上昇する⁽¹⁷⁾。この場合は、事故の継続時間が長いものとして、保守的に、燃料温度が1600℃を超えた部分の被覆燃料粒子の被覆層は破損すると仮定する。

なお、燃料限界照射試料、並びに、空気侵入及び水侵入事故時に対する判断基準については、それぞれ、3.3節及び4.2節に示すように、特別な判断基準を設定する。

(2) 軽水炉の事故時の判断基準との比較^(3, 15)

軽水炉においては、事故時の炉心の判断基準を、①「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価について」⁽¹¹⁾及び②「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について」⁽¹¹⁾として定めている(付録4参照)。

H T T Rでは、以下の理由により、①及び②で定めている判断基準は不要である。

a) 非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系に関する基準は、ジルカロイ-水反応によって被覆管が脆化・損傷し、冷却材流路が閉塞されて、炉心の冷却が確保できなくなることを防止するために定めているものである。H T T Rでは、冷却材流路が閉塞しても崩壊熱は黒鉛ブロックの熱伝導によって放散するため、炉容器冷却設備によって冷却することが可能である。また、酸化による強度低下は、判断基準の具体的な目安の設定において考慮している。

b) 反応度投入事象

反応度投入事象に関する基準は、事故時については、燃料-冷却材相互作用の結果としての機械的エネルギーの発生による原子炉冷却材圧力バウンダリの破損を防止するために定めているものである。H T T Rでは、燃料-冷却材相互作用はないため、機械的エネルギーの発生は考えられない。従って、炉心に関する事故時の判断基準としては、反応度投入事象に対しても、他の事象と同じ判断基準を適用すれば十分である。詳細は第5章に記述する。

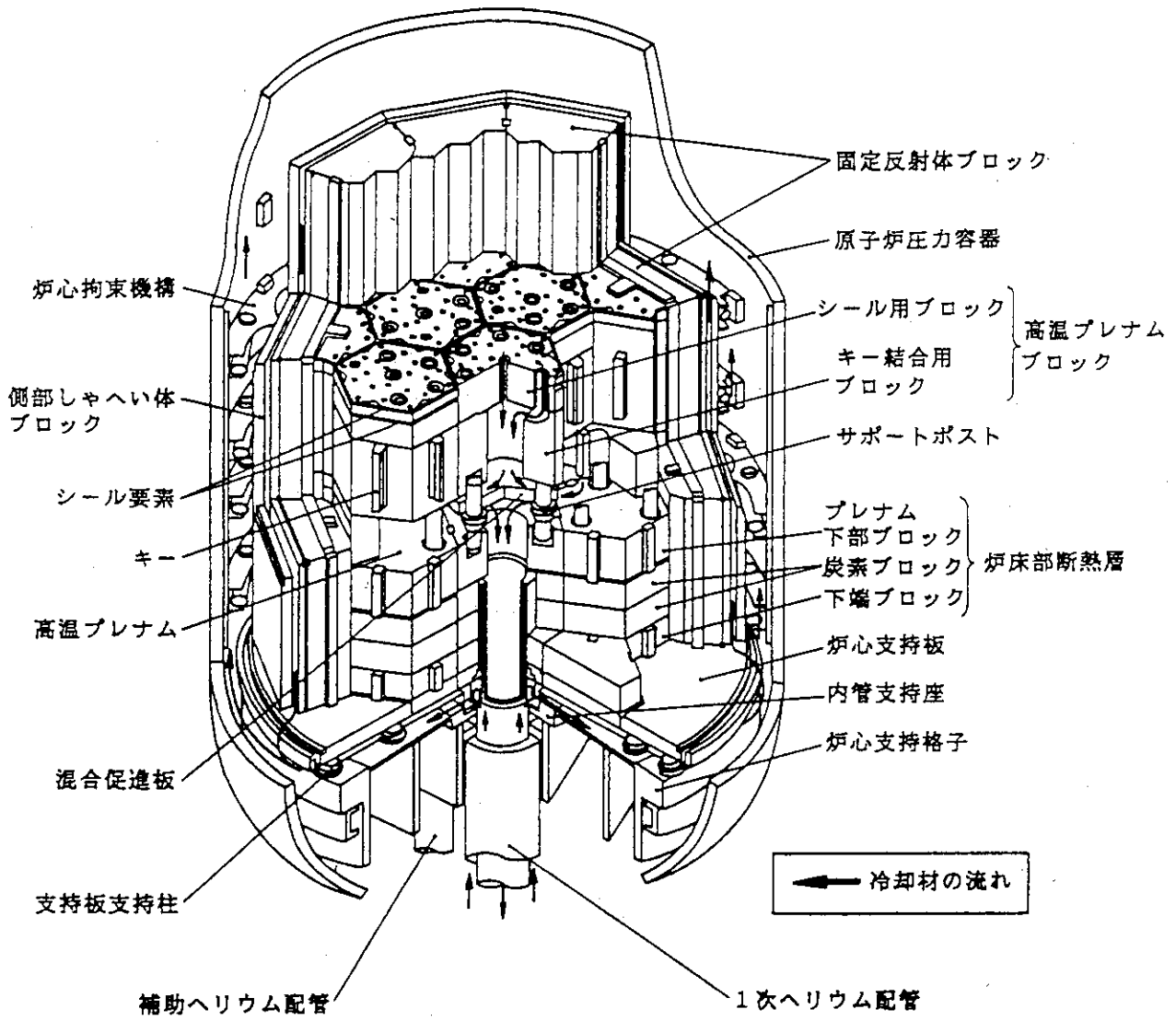


Fig. 2.1 炉内構造説明図⁽³⁾

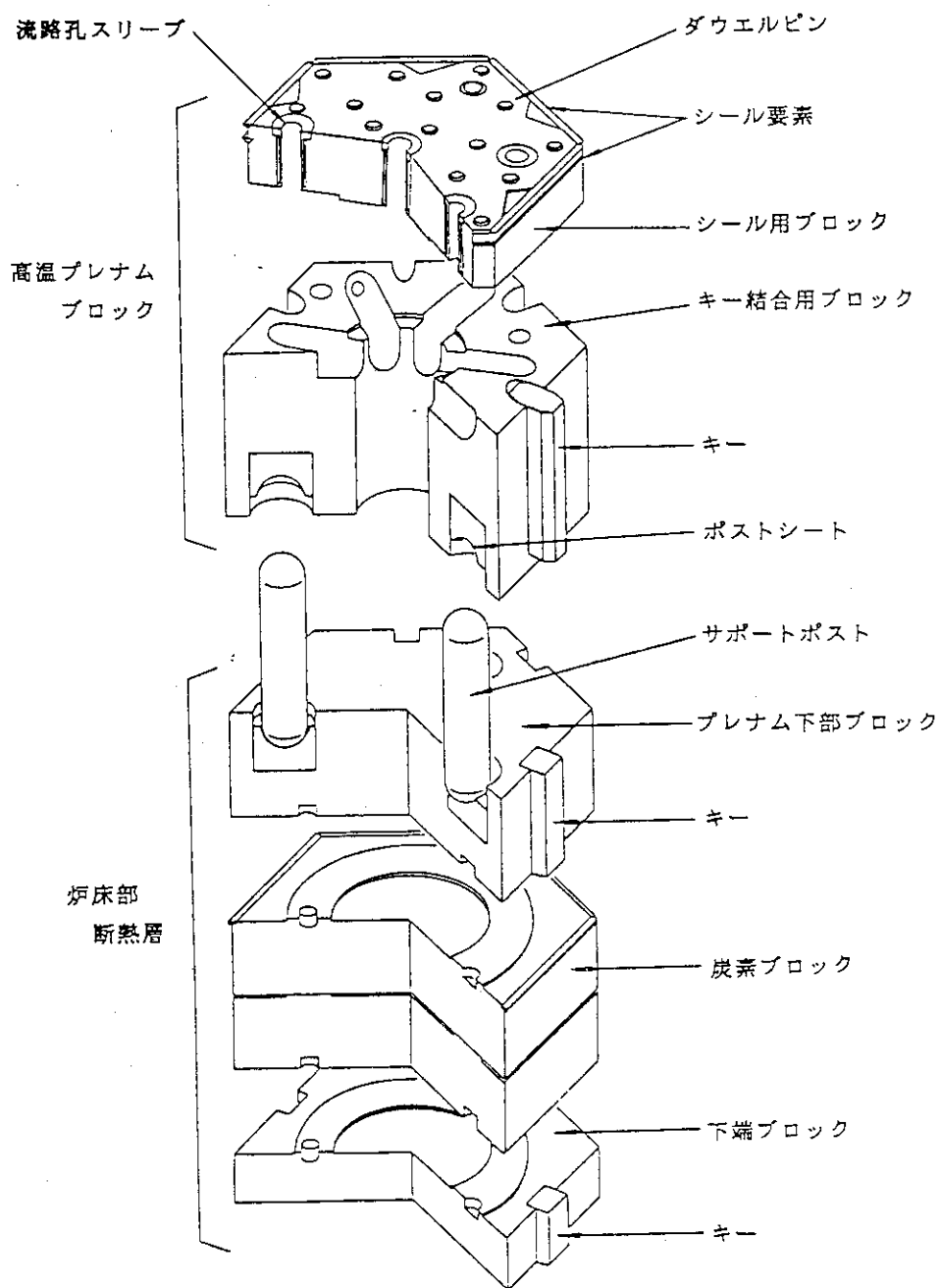


Fig. 2.2 炉床部構成要素の構造説明図⁽³⁾

3. 燃料限界照射試験時の異常事象の判断基準

3.1 燃料限界照射試験の概要⁽⁹⁾

燃料限界照射試験は、試験用の燃料要素を黒鉛ブロック内に装荷した燃料限界照射試験料を用いて、燃料の破損限界を調べるための試験である。

燃料限界照射試験においては、燃料の破損限界を調べるために、燃料体と同じ外形を有する六角柱状の黒鉛ブロック内に試験用の燃料要素を挿入した燃料限界照射試験料とその上下に冷却材流路を形成するための照射試験用ブロックを炉心中央カラム領域(Fig.1.2参照)に装荷して照射する。燃料限界照射試験料の概要をFig.3.1に示す。

燃料限界照射試験料は最大1ブロックを装荷し、試験温度の制御のため必要に応じて燃料限界照射試験料に対する1次冷却材流量の制限等を行なう。具体的には、燃料限界照射試験時に燃料限界照射試験料と同時に中央カラムに装荷する流路ブロックの孔径を所定の値に設定することによって燃料限界照射試験料を冷却する1次冷却材流量を設定すること等の操作によって、所定の温度を得る。なお、燃料限界照射試験料の破損に対しては、原子炉計装の燃料破損検出装置により検知し、燃料限界照射試験料が過度の破損に至る以前に原子炉出力を下げるか、または原子炉を停止して試験を終了する。

3.2 2000℃付近の温度での燃料の健全性

H T T Rの燃料限界照射試験においては、燃料試験料の最高温度を2000℃以下に制限する。以下に、2000℃程度の高温時における燃料粒子被覆層の破損と燃料コンパクト及び燃料棒の健全性に関する実験結果について述べる。

(1) 燃料粒子被覆層の破損⁽⁹⁾

照射済み被覆燃料粒子の被覆層破損は60℃/h及び300℃/hの異常状態を模擬した定速昇温試験においては、約1900℃以上で徐々に進行することが観察されている⁽¹²⁾。

(2) 燃料コンパクトの健全性

J M T R超高温キャプセル(83F-2A)によって、燃料コンパクトを1900℃までトランジェント的に昇温し、10時間程度保持した。その照射後の外観をFig.3.2⁽¹⁸⁾に示す。燃料コンパクトの外観は健全であり、形状安定性に影響を及ぼすような有意な割れや欠けの発生は見られなかった。なお、一部の燃料コンパクト(83VHT3, 83VHT5)の表面に極く微小な黒鉛素地の剝離が見られるが、燃料コンパクトの健全性に有意な影響を及ぼすものではないと判断できる。

また、未照射の縮小模擬燃料コンパクトの等温加熱試験を行なった結果の例をFig.3.3⁽¹⁹⁾及びFig.3.4⁽¹⁹⁾に示す。Fig.3.3からわかるように、2100℃で100時間加熱した後

において、燃料粒子被覆層は健全であり、その周囲の黒鉛素地に有意な割れ等の発生は見られない。一方、2200℃で約50時間の加熱後には被覆燃料粒子のSiC層の熱的劣化が進んでおり、SiC層破損が生じているものと考えられるが、黒鉛素地には有意な損傷は見られない (Fig.3.4)。

以上のように2000℃程度の温度における100時間程度の加熱によって、未照射、照射済み燃料コンパクトともに有意な損傷は見られていない。

(3) 模擬燃料棒の加熱試験^(20, 21)

未照射模擬燃料棒を炉外で加熱し、2000℃を超える高温における破損挙動を調べる実験が小川ら^(20, 21)によって行なわれた。

温度が約1900℃を超えると徐々に被覆層の破損が進行し、2400℃以上で被覆燃料粒子破損率の急激な増大が検出された。燃料コンパクト表面に割れや欠けが生じたが、破壊には至らなかった。また、いずれの加熱試験においても、模擬燃料スリーブの破損は見られなかった。以上の結果をまとめてTable 3.1に示す。

(4) まとめ

以上の結果から見て、HTTRにおける2000℃以下での燃料限界照射試験の際には、まず燃料粒子被覆層の破損が始まり、これが徐々に進行した後に燃料コンパクトの損傷が生じるものと考えられる。

燃料限界照射試験においては、冷却材中の放射能の増加によって燃料粒子被覆層の破損状況を把握することができるため、燃料コンパクト、あるいは燃料棒の破壊に至る前に試験を終了することができ、安全に原子炉を停止することができると判断できる。

3.3 燃料限界照射試料の異常状態時の判断基準^(3, 15)

(1) 運転時の異常な過渡変化

燃料限界照射試験は、燃料試料温度を上昇させること等により、燃料限界照射試料の燃料粒子被覆層の破損限界を調べることを目的としている。従って、燃料限界照射試料に対して、炉心燃料と同じように燃料粒子被覆層の破損及び著しい劣化を防止することを運転時の異常な過渡変化時の判断基準とすることは適切でない。このため、燃料限界照射試料に対しては、その損傷が燃料粒子被覆層の破損のみに留まり、燃料コンパクトや黒鉛スリーブの破壊を生じさせないことを判断基準の基本的考え方とする。これは、燃料コンパクトや黒鉛スリーブの破壊が生じなければ、燃料限界照射試料の形状は維持でき、通常の手段による試料の冷却及び炉心からの取出しが可能であることによる。

3.2節に示したように、炉外加熱試験の結果によれば、燃料粒子被覆層は約1900℃から徐々に破損する。また、燃料温度2500℃近傍では、燃料コンパクトの表面に、割れ、欠けや亀裂の発生が認められることがあるが、燃料コンパクトの破壊は認められていない。このため、燃料コンパクトの温度が2500℃以下では、燃料コンパクトが破壊して黒

鉛スリーブに過大な荷重を及ぼすことは考え難い。すなわち、燃料コンパクトの破壊の観点からは、燃料許容最高温度は約2500℃とするのが妥当であり、これは、十分保守的な評価である。

一方、燃料限界照射試料の形状を維持している黒鉛スリーブについては、その材料である黒鉛材(IG-110相当)の強度は、Fig.3.5⁽²²⁾に示すように、約2500℃以下では低下することはない。また、運転時の異常な過渡変化において、有意な機械的荷重が作用することはない、かつ、著しい熱的荷重が作用することもない。従って、黒鉛スリーブの構造健全性は、その温度が2500℃以下であれば確保できる。同様の理由で、燃料限界照射試料の黒鉛ブロックも2500℃以下では損傷することはないので、燃料限界照射試料の最高使用温度は2500℃とすることができる。

以上のことから、運転時の異常な過渡変化における燃料限界照射試料に対する判断基準は、燃料限界照射試料の構造健全性を確保するために、

「燃料限界照射試料は2500℃を超えないこと」

とする。

なお、上記の判断基準は、燃料限界照射試料の構造健全性の確保の観点から定めたものであり、他の炉心構成要素への影響を考慮したものではない。他の炉心構成要素への影響としては、機械的及び熱的影響が考えられる。機械的影響については、燃料限界照射試料の構造健全性が確保されるため、他の炉心構成要素を破壊させるような機械力が発生することはない。また、熱的影響については、炉心燃料に対する判断基準である燃料最高温度1600℃を別途定めているので、他の炉心構成要素への影響の観点からの判断基準を特に定める必要はない。

(2) 事故

燃料限界照射試料に対する事故時の判断基準は、

「燃料限界照射試料は著しく損傷することなく、かつ、炉心の冷却を阻害しないこと」

と定める。この判断基準を満たすための目安としては、

「試験用燃料要素は、燃料限界照射試料の黒鉛ブロック内に留まること」

とする。これは、試験用燃料要素が破損したとしても、黒鉛ブロック内に留まっていれば炉心の損傷は制限され、かつ、炉心の冷却あるいは原子炉の停止に支障を与えることはない判断できるためである。

Table 3.1 模擬燃料コンパクト（未照射）の耐熱限界試験結果^(20, 21)

定 速 昇 温 加 熱	最高到達温度 (°C)	昇温速度 (°C/min)	破壊の有無
	約 2590	約 1.2	無し
約 2635	約 1.8	無し	
約 2650	約 3.5	無し	
約 2650	約 20	無し	
等 温 加 熱	温度 (°C)	保持時間 (h)	破壊の有無
	約 2470	約 6	無し
約 2520	約 4	無し	

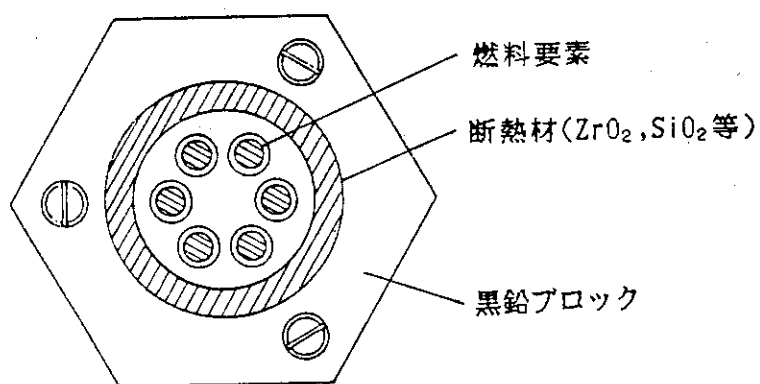


Fig. 3.1 燃料限界照射試料概略構造図

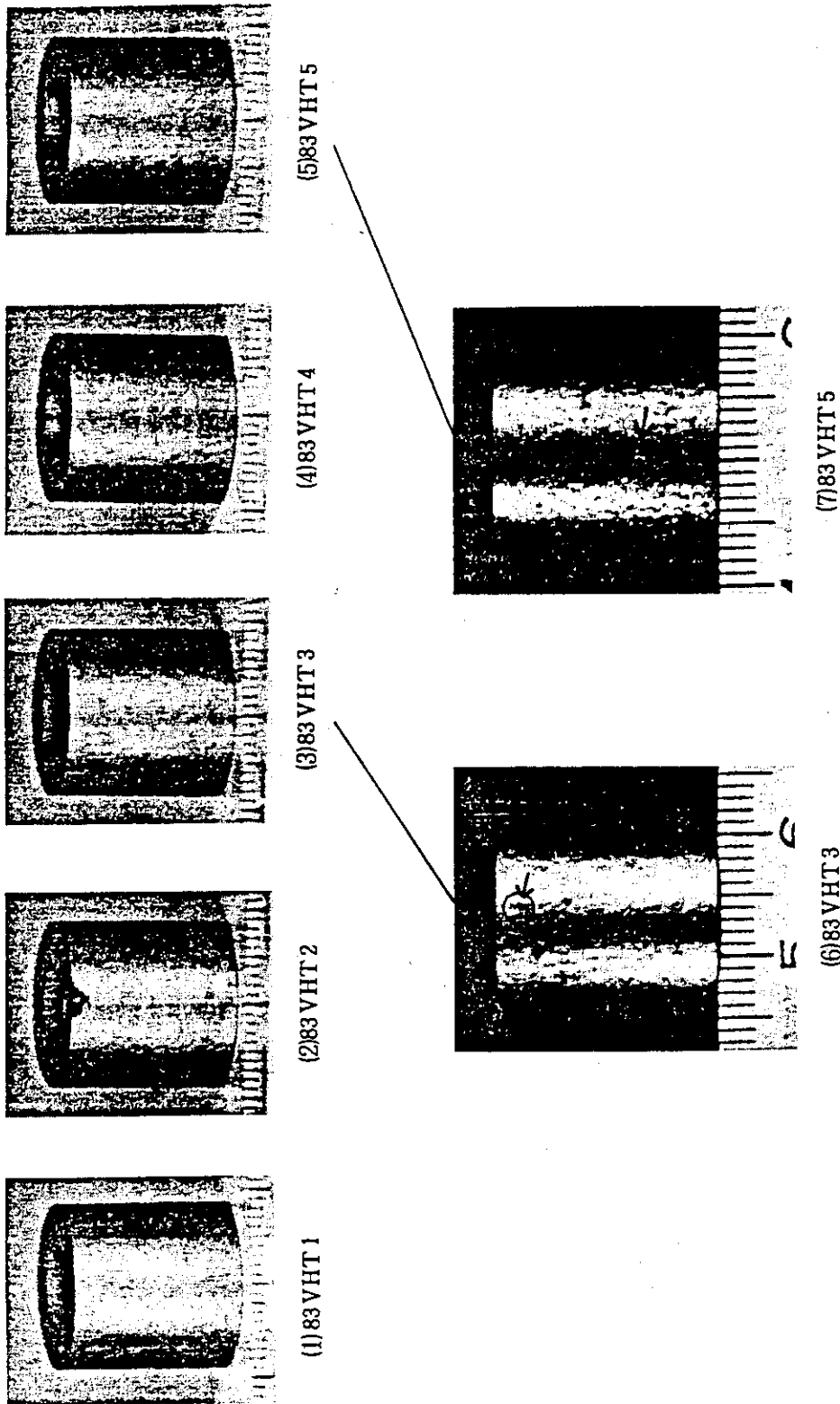


Fig. 3.2 3F-2Aキャプセルで照射した燃料コンパクト試料の外観写真⁽¹⁸⁾
 (83VHT2の燃料コンパクトの上端の欠けは、照射によるものでなく、
 照射後の取り扱ひの際に生じたものである。)

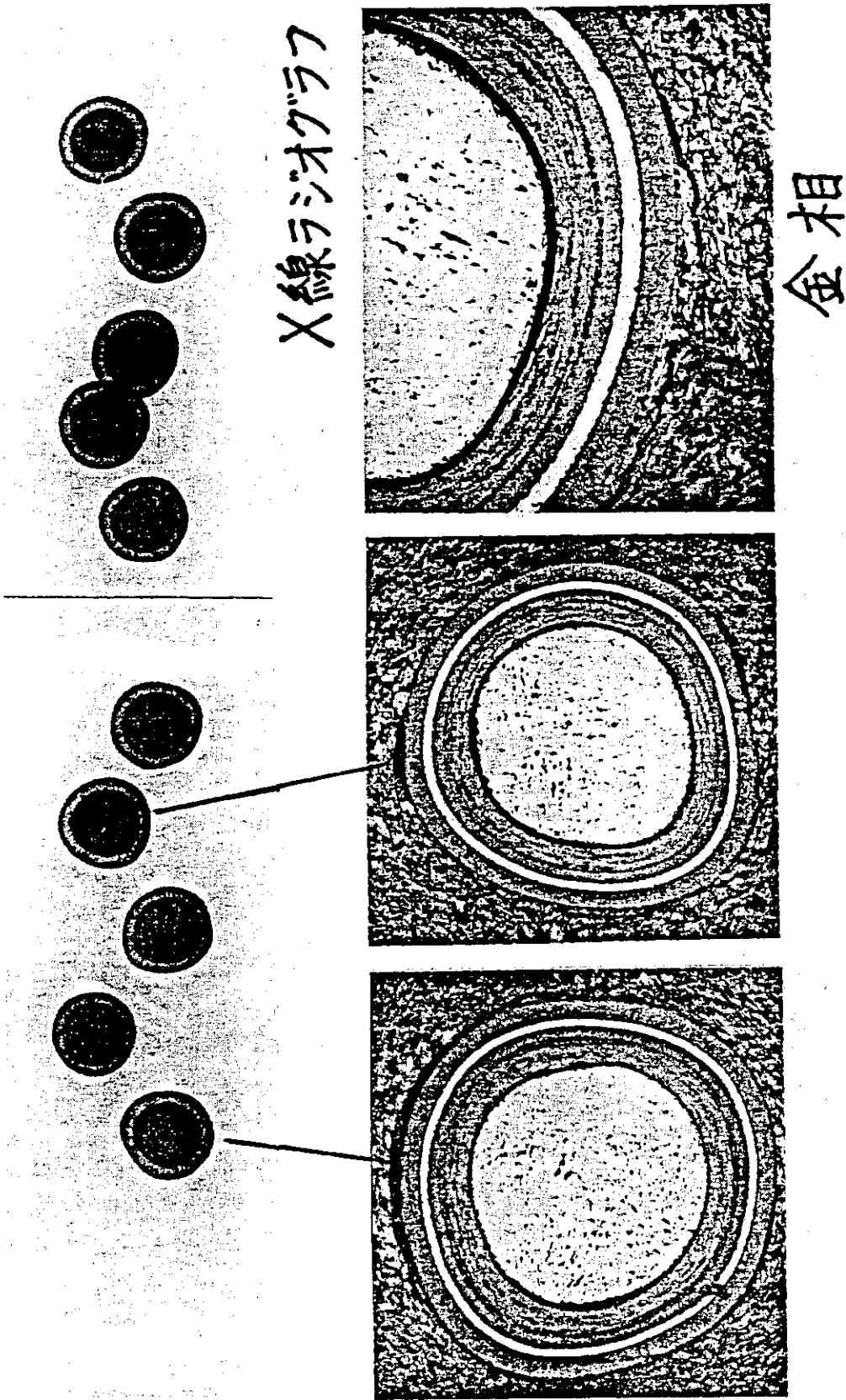


Fig. 3.3 燃料コンパクト試料の2, 100°C, 100時間後の加熱結果 (19)

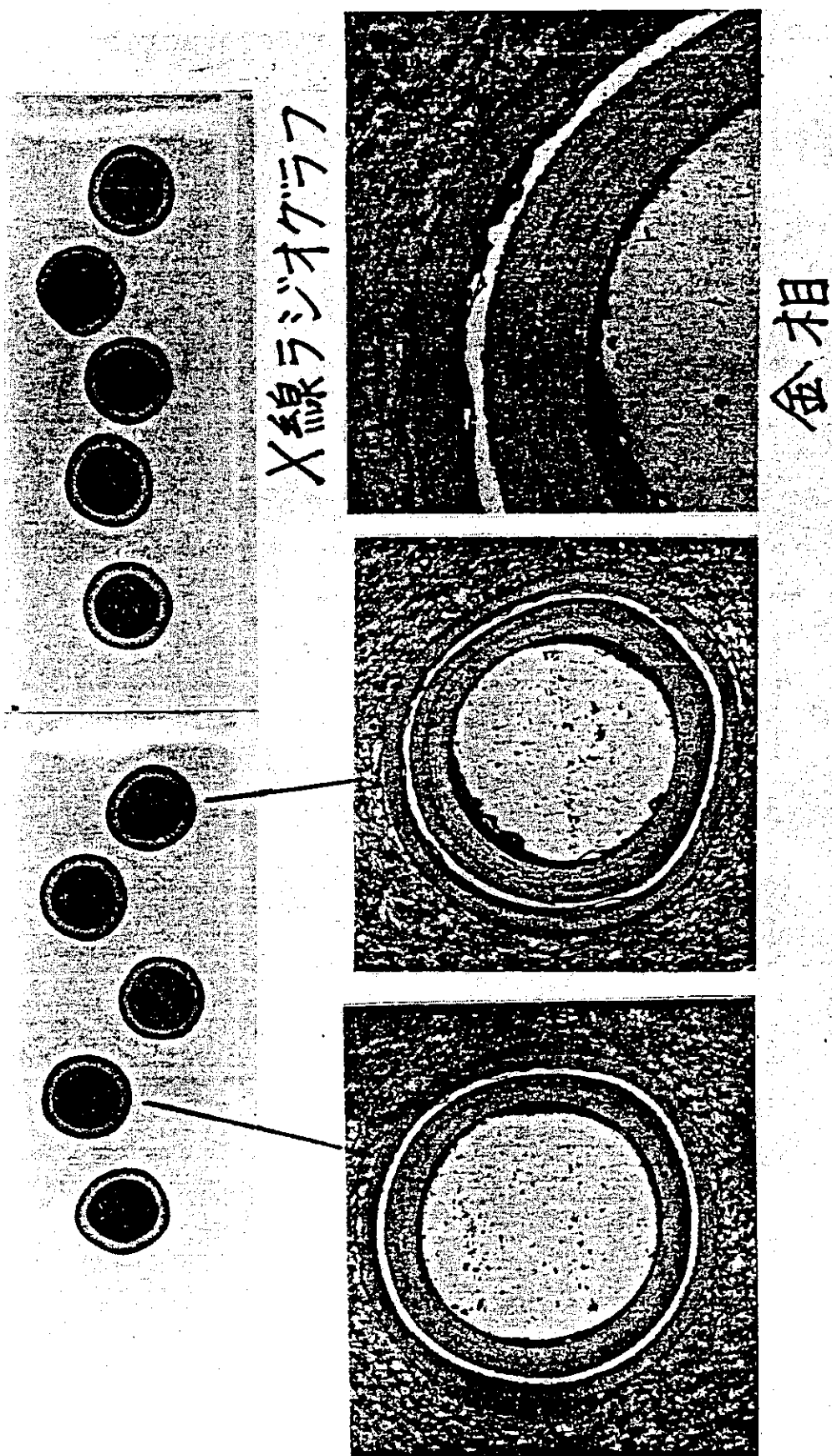


Fig. 3.4 燃料コンパクト試料の2, 200°C, 51時間後の加熱結果 (19)

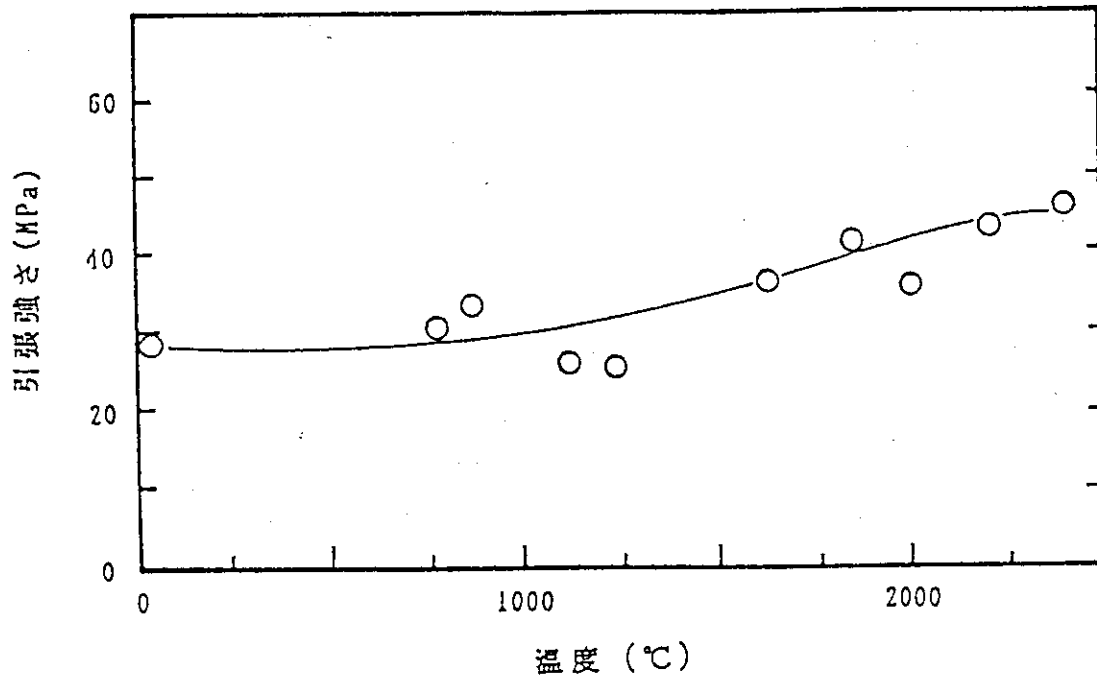


Fig. 3.5 IG-110の高温における黒鉛引張強さの変化⁽²²⁾

4. 空気侵入事故時の燃料挙動と判断基準

4.1 空気侵入事故時の炉心の判断基準

2.2節で述べたように、HTTRの事故時における炉心に関する安全性の判断基準の具体的な目安としては、

- (i) 燃料要素は黒鉛ブロック内に留まっていること、
- (ii) サポートポスト及びポストシートが炉心を支持するのに必要な強度を有していること、

とする^(3, 15)。

しかし、1次冷却設備二重管破断事故⁽³⁾あるいは加圧水冷却器伝熱管破損事故⁽³⁾のような炉心内に空気あるいは水が侵入する事故時においては、燃料棒、サポートポスト等の黒鉛材料は酸化による肉べりのために強度が低下する。従って、事故時の判断基準を満足していることを示すには、「空気侵入事故」あるいは「水侵入事故」に対して、酸化による肉べりによる強度低下を考慮する必要がある。

(1) 黒鉛スリーブ底板厚さ

黒鉛スリーブ底板には、燃料棒内の燃料コンパクトの全重量が作用している。従って、黒鉛酸化事故時に、黒鉛スリーブが酸化腐食され底板が黒鉛スリーブ胴部から分離したとしても、底板が燃料コンパクトを支持するのに十分な厚さを有していれば、燃料コンパクトは炉心外に落下することはない。以上のことを考慮して、燃料コンパクトの炉心外への落下を防止するため、黒鉛スリーブ底板の酸化量に対する制限値を設ける。

円板形状の底板の強度としては、Fig. 4.1に示すように、周囲を単純支持した円板の中心に集中荷重が作用するものと仮定し、その円板の裏面に発生する曲げ応力を求める。そして、この曲げ応力を「黒鉛構造設計方針」⁽²³⁾に基づいて制限する。

また、黒鉛酸化事故は、「黒鉛構造設計方針」の運転状態IVに対応することから、応力評価は、運転状態IVのポイント応力制限を適用する。ここで、荷重条件は、発生応力を高めに評価するため、燃料棒1本の重量約1 kgfが円板の中心に集中荷重として作用することとした。発生応力 σ は、以下のように表わされる⁽²⁴⁾。

$$\sigma = (W/h^2)(1+\nu)\{(0.485 \cdot \log(a/h) + 0.52\} + 3W/(2\pi h^2) \quad (4.1)$$

ここで、

W : 荷重(1 kgf)

ν : ポアソン比 (0.14)

a : 円板の半径 (1.3cm)

h : 円板の厚さ (cm)

である。円板形状の底板の厚さ h を 5 mm とすると、発生応力 σ は約 5.2 kgf/cm² となり、「黒鉛構造設計方針」で定まる許容値、約 178 kgf/cm² の約 30 分の 1 である。ここで、底板が、黒鉛スリーブ胴部から分離する際、数 cm ほど下に落下するが、発生応力と許容値との関係より、約 30g の荷重まで底板の強度は耐えられるようになっており、底板のわずかな落下による強度上の問題はない。

(2) サポートポスト

黒鉛酸化事故において、サポートポストの胴部が酸化減肉されることにより、サポートポスト胴部に発生する圧縮応力は増加し、減肉量がある値に達すると、軸圧縮破壊（座屈）を起こし、炉心の大きな損傷に至る可能性がある。このため、サポートポストの座屈を防止する観点から、サポートポストの酸化量に対する制限値を設ける。

座屈に対する評価は、「黒鉛構造設計方針」⁽²³⁾に基づいて行なう。また、黒鉛酸化事故は、「黒鉛構造設計方針」の運転状態Ⅳに対応することから、運転状態Ⅳの座屈制限を適用する。荷重条件は、酸化事故後においても酸化されたサポートポストの荷重支持能力は回復されないこと、及び、サポートポストは交換できないことから、S₁地震⁽³⁾と組合せる。これらのことより、酸化後のサポートポストに発生する圧縮応力 σ が、運転状態Ⅳの許容値を満足するためには、以下に示す式から、サポートポストの直径は約 8 cm 以上必要になる。

$$W/(\pi/4D^2) \leq 0.6 Su_0/\{1+0.004488(L/D)^2\} \quad (4.2)$$

ここで、

W : サポートポストに作用する荷重 (S₁地震時、約 15 トン)

Su₀ : 圧縮基準強さ (626 kgf/cm²)

L : サポートポストの長さ (60 cm)

D : サポートポストの直径 (cm)

である。

(3) まとめ

以上のことから、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内に留まるための条件（具体的な判断基準）としては、

「黒鉛スリーブの底板の残存等価厚さは 5 mm 以上であること」

とする。これは、(1)に示したとおり、黒鉛スリーブの底板の厚さが 5 mm 以上であれば、底板の強度は確保されるので、燃料コンパクトが燃料体黒鉛ブロックの下部にある可動反射体の冷却材流路孔に落下することはないからである。

また、サポートポスト及びポストシートが炉心を支持するのに必要な強度を有してい

るための条件としては、

「サポートポストの残存等価厚さは80mm以上であること」

とする。これは、(2)に示したとおり、サポートポストの残存等価厚さは80mm以上であれば、事故後の地震(S₁地震)を考慮しても、サポートポストは座屈することがないためである。

なお、ポストシートに関しては、サポートポストと接触している部分は、有意な酸化は生じないため、著しく強度が低下することはないと判断できる。

4.2 空気侵入事故の極限条件下での燃料挙動

空気侵入事故時の炉心の安全性評価においては、燃料コンパクト及び被覆燃料粒子について特別に判断基準を設けてはいない。これは、空気侵入事故時の燃料温度の解析結果⁽¹⁷⁾から見て、燃料温度の過大な上昇、燃料コンパクトへの過大な荷重等、特別に判断基準を設けるべき条件は生じないと判断できるからである。

一方、空気侵入事故時の燃料の安全性に着目し、その安全余裕を調べるという観点からは、想定される事故シナリオを超える極限状態における燃料挙動を調べた。

以下には、空気侵入による黒鉛酸化が、黒鉛ブロック、黒鉛スリーブ等の黒鉛材料に留まらず、燃料コンパクト及び被覆燃料粒子にも進行し、SiC層が完全に露出するまでの仮想的な条件を設定した時の実験結果⁽²⁵⁾について述べる。

(1) 実験方法

試料は、HTTR用初装荷燃料と同一仕様のルースな四重被覆燃料粒子(TRISO型)および燃料コンパクトである。ルースな被覆燃料粒子は5g(約3100粒)づつ使用し、900℃~1400℃の間で最大600時間、空気雰囲気での加熱を行なった。加熱後にSiC層破損粒子中のウランを硝酸で浸出し、ウラン蛍光分析法によってSiC層破損率を求めた。

燃料コンパクトの場合は、SiC被覆黒鉛製のボート型試料容器を用いて、900℃および1400℃で最大54時間までの加熱を行なった。

(2) 実験結果

被覆燃料粒子および燃料コンパクトのSiC層破損率の主な結果をTable 4.1に示す。加熱温度および加熱時間によるSiC層破損率の有意な差は見られなかった。また、被覆燃料粒子および燃料コンパクトという燃料形態の違いによるSiC層破損率の有意な差も現われなかった。

(3) 検討

以上の実験結果は、この実験で仮想的に想定した過大な空気酸化の進行の場合でも、被覆燃料粒子の追加破損(製造時に既に生じていたSiC層破損粒子に追加するSiC層破損)が生じないことを示している。このことから、現実的な事故シナリオでは、燃

料破損に対して十分な余裕があると判断できる。

なお、HTTRの仮想事故時の安全評価においては、以下の仮定に基づいて被ばく評価を行なっている⁽³⁾。

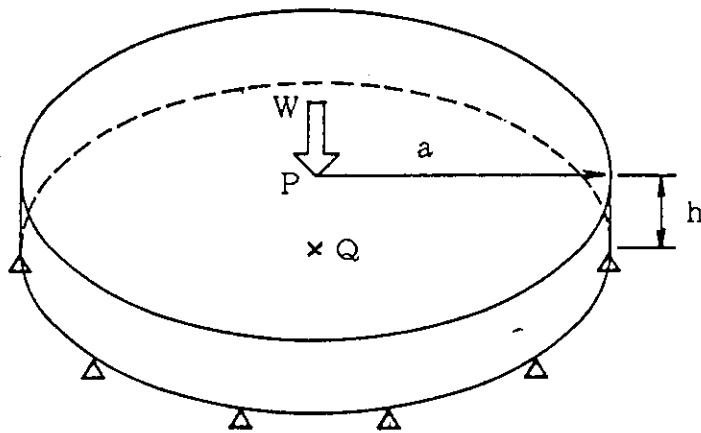
- (a) 炉心に侵入した空気は、炉心部燃料とのみ、選択的、かつ、集中的に、核分裂生成物蓄積量の多い燃料から順次反応する
- (b) 侵入した空気は、黒鉛スリーブ及び燃料コンパクトとのみ反応し、燃料体の黒鉛ブロックとは反応しない
- (c) 全量酸化した燃料コンパクトに含まれる燃料粒子被覆層は破損し、蓄積されている核分裂生成物が放出される
- (d) 反応は、原子炉格納容器内の全酸素が消費されるまで継続するものとする。

以上のように設定した場合、約30%の燃料粒子被覆層が破損する。HTTRの仮想事故時の被ばく評価では、さらに保守的に軽水炉燃料と同様希ガス100%、よう素50%の放出を仮定して評価を行なっているが、線量当量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（「原子炉立地審査指針」⁽¹¹⁾）の仮想事故に対する判断のめやす値を十分下回ることが示されている⁽³⁾。

Table 4.1 HTTR用燃料の空気酸化による被覆燃料粒子
破損実験結果⁽²⁵⁾

実験 No.	実験条件		SiC層破損率	推定 破損 粒子数
	温度(°C)	時間(h)		
1	900	40	2.3×10^{-4}	1
2	1000	40	5.1×10^{-6}	0
3	1100	40	3.6×10^{-4}	1
4	1200	40	1.0×10^{-6}	0
5	1300	100	3.0×10^{-4}	1
6	1300	200	5.0×10^{-7}	0
7	1300	600	5.4×10^{-4}	2
8	1400	40	3.2×10^{-5}	0
9*	1400	20	6.9×10^{-4}	—

*: 燃料コンパクトの実験結果



P点：加重作用点で円板の表面中心

Q点：発生応力が最大となる点で円板の裏面中心

Fig. 4.1 円板形状の底板の計算モデル

5. 反応度投入事象時の燃料挙動と判断基準

5.1 燃料の判断基準^(3, 15)

軽水炉燃料における燃料エンタルピーの制限は、

- ①事故時における燃料-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最小限界熱流束比(MDNBR: Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio)及び最小限界出力比(MCPR: Minimum Critical Power Ratio)による制限の緩和、

のために設けたものである。

①については、HTTR燃料では、燃料体の素材(UO_2 、SiC、熱分解炭素、黒鉛)と冷却材(ヘリウム)との化学反応(燃料-冷却材相互作用)は起こり得ず、機械的エネルギーの発生は考えられない。

一方、②については、HTTR燃料においても、軽水炉燃料の場合と同様に、燃料エンタルピーを制限することによって燃料温度の制限を緩和することは考えられる。しかし、HTTR燃料については、

- a)燃料温度 $1,600^{\circ}C$ で制限することは十分保守的である、
- b)HTTRでは、スタンドパイプ固定装置(制御棒の急激な動きを制限する装置)、原子炉出力制御系等の設備対応を行なっている⁽³⁾ため、急激な反応度投入事象(1ドルを超える反応度が急激に投入される事象)は生じない、

という理由により、特別に燃料エンタルピーを制限することは必要としない。

Fig.5.1は、a)に関連して、加熱温度に対する被覆燃料粒子の耐熱限界を示したものである。この図から、燃料温度が $1,600^{\circ}C$ を超えても、100時間程度では被覆燃料粒子の健全性は十分保たれることが分かる。従って、燃料温度が $1,600^{\circ}C$ を超えても被覆燃料粒子が破損しない範囲まで制限を緩和することが考えられる。そして、その方法としては、

- a)燃料温度と継続時間を制限する、又は、
- b)燃料エンタルピーを制限する、

ということが考えられる。

ちなみに、十分速い反応度投入事象(1ドル以上)では、燃料温度は急上昇するが、その後、時間の経過に伴って燃料からの熱の逃げ(燃料エンタルピーの減少)が生じるため、高温の継続時間は限られる。また、燃料最高温度は最大燃料エンタルピー(投入された熱のうち、燃料外への逃げを除いて燃料中に保持された熱量で時間的にみた最大

量)によって定まることから、燃料エンタルピーを制限することは、燃料温度と継続時間を同時に制限したことになるといえる。

H T T R の 運転時の異常な過渡変化における「燃料温度が1,600°Cを超えないこと」という制限は、上の実験結果を踏まえて、反応度投入事象についても、燃料温度が1,600°Cを超える場合の制限の緩和を行わず、十分保守的に安全側となるように定めたものである。

また、急激な反応度変化を伴う事故の場合には、炉心に対する一般的な事故時の判断基準(第2章参照)に基づき、他の事象の場合と同様に、必要に応じて、炉心の損傷、冷却性及び公衆への放射線被ばくについて評価すれば十分であると考えることができる。

5.2 反応度投入事象時の燃料挙動 (NSRR照射実験)⁽²⁸⁾

高温ガス炉用燃料に急激な反応度が投入された際の実際の燃料の挙動を調べる実験は、原研のNSRR(Nuclear Safety Research Reactor)を用いて行なわれてきた。

NSRRは、主に、軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べるために用いられてきている。NSRR自体の炉心特性から、高温ガス炉の反応度投入事象時の原子炉出力挙動のように、軽水炉に比べて比較的緩慢な出力上昇条件を作り出すことは不可能であり、それより相当急速な領域での実験が行なわれてきた。以下に、NSRRによる照射実験の主な結果をまとめる。

(1) 試料

被覆燃料粒子及び模擬燃料コンパクトを用いた。被覆燃料粒子としては、予備設計仕様⁽⁷⁾及び第1次概念設計仕様(Mk-Ⅲ仕様、現設計のH T T R用炉心燃料の仕様と同じ)⁽⁷⁾の粒子を用いた。そして、直径10.7mm、長さ25mmの円環状の黒鉛製試料ホルダーに装荷した。

模擬燃料コンパクトは、外径18mm、内径8mm、長さ18mmであり、H T T R用燃料と同様なオーバーコート法によって製造したものである。模擬燃料コンパクトに充填したのは、全てMk-Ⅲ仕様の被覆燃料粒子である。

(2) 照射及び照射後試験方法

粒子試料はジルカロイ-4管、コンパクト試料はSUS-304管から成る燃料照射ピンに封入、組み立てた後、NSRR標準カプセルに組み込んで照射した。燃料ピンの中心には、クロメル/アルメル熱電対が取り付けられているが、照射中の指示温度は100°C程度であり、過渡的な試料温度変化は測定されていない。

照射後試験は、被覆燃料粒子試料については、主として外観観察及びX線ラジオグラフィによって行なった。また、化学分析とFP放射能測定によって、燃焼度の測定を行なった。燃料コンパクト試料については、燃料コンパクト外観検査、寸法・重量測定、断面組織観察、電解・酸浸出(電気化学的解砕後の硝酸浸出)による被覆燃料粒子の破

損率測定、電解・酸浸出後の被覆燃料粒子のX線ラジオグラフィ等の試験を行なった。

(3) 被覆燃料粒子試料の結果

試験結果は、文献(7)のTable 10.4.2にまとめられているが、発熱量について再評価を行なった。以下に、その結果(即発的発熱量：最大燃料エンタルピーにほぼ相当する)について示す。濃縮度の違い、従って、燃料の発熱量の違いによって、破損挙動に大きな差が見られた(P-2ピン)。

4%濃縮：異常は認められず(570 J/gUO₂)

8%濃縮：被覆層にクラックや剝離が見られた(1130 J/gUO₂)

12%濃縮：殆ど全部の粒子が破損(1780 及び 1600 J/gUO₂)

20%濃縮：全粒子が破損。燃料核の溶出による被覆層破片及び燃料核同士の溶着が見られた。燃料核の温度は非照射UO₂の融点である約2800℃を超したものと推定される(2660 J/gUO₂)。

(4) 燃料コンパクト試料の結果 [文献(7)のTable 10.4.3参照]

i) 燃料コンパクトの外観

燃料コンパクトの外観観察においては、殆どの場合異状は認められず、わずかに、クラック(NS520-4ピン、試料4-4)および被覆燃料粒子の破損によるものと思われる変色(NS520-4ピン、試料4-5)が見られたのみであった[文献(7)のFig.10.4.6参照]。

ii) 燃料コンパクトの断面組織⁽²⁶⁾

試料4-4では、被覆層及び燃料核中にクラックが生じていたが、全体としては大きな異状は見られなかった(Fig.5.2a)。一方、試料4-5では、大きな被覆燃料粒子破損率が得られると共に、燃料核中心にボイド形成が見られ、被覆層には幾つもの貫通クラックが見られた(Fig.5.2b)。これは、急激な反応度投入による瞬間的な燃料核温度上昇によりUO₂燃料核の中心が気化し、内圧上昇が起こって被覆層破損が生じ、気化したUO₂が被覆層の貫通クラックから粒子外へ噴出したものと考えられる。燃料核の中心ボイドの周りには、UO₂の再結晶の跡が見られた。燃料核中心の温度は、この場合にもUO₂の融点である約2800℃を超したものと推定される。

iii) 発熱量と破損率の関係

Fig.5.3⁽²⁶⁾は、燃焼率から求めた発熱量に対する被覆燃料粒子破損率を示したものである。500~1500 J/gUO₂の間で破損率が急激に大きくなり、2000 J/gUO₂以上の発熱量では100%の破損率を示している。被覆燃料粒子の製造時破損率は、最大で10⁻³程度である。したがって、被覆燃料粒子破損に対する発熱量のしきい値は、500~1000 J/gUO₂程度の範囲にあると考えることができる。

一方、軽水炉燃料については、燃料破損に対する燃料エンタルピーのしきい値(ピーク出力部発熱量：最大燃料エンタルピーにほぼ相当)は、標準実験の場合には212~

222 cal/gUO₂ (887~929 J/gUO₂) であるというNSRRによる実験結果が得られている⁽²⁷⁾。そして、規制上は、標準実験に対応する条件である燃料棒内外圧差(内圧-外圧)が6 kgf/cm²G以下の場合には、燃料エンタルピーが運転時の異常な過渡変化については170 cal/gUO₂ (711 J/gUO₂) を超えないこと、事故時には230 cal/gUO₂ (962 J/gUO₂) を超えないことと定められている⁽²⁸⁾。

上記のとおり、被覆粒子燃料については破損しきい値に関するデータが限られており、現在までのデータから破損しきい値の詳細を議論することには無理がある。今後、反応度投入後の破損率と製造時破損率との関係、破損率の統計的評価等に関して、さらにデータを蓄積する必要がある。

(4) まとめ

以上の結果は、急激な反応度投入事象の場合、燃料核温度がUO₂の融点である約2800℃に近づくと被覆燃料粒子の破損率が急激に大きくなることを示している。また、同時に、燃料温度(現設計のHTTRの安全評価で対象としたのは被覆層温度である)が、HTTR条件程度の比較的穏やかな速度で上昇して1600℃を超えても、被覆燃料粒子の破損は生じないことを示唆している。

今後は照射済み被覆燃料粒子についても反応度事象下での燃料挙動を調べ、燃料エンタルピーに対する破損しきい値及び破損機構を明らかにする必要がある。そして、反応度事故条件下での燃料挙動に関する知見を十分蓄積することによって、HTTR及び高温ガス炉の反応度事象に対する燃料温度制限を緩和することが可能になると考えられる。

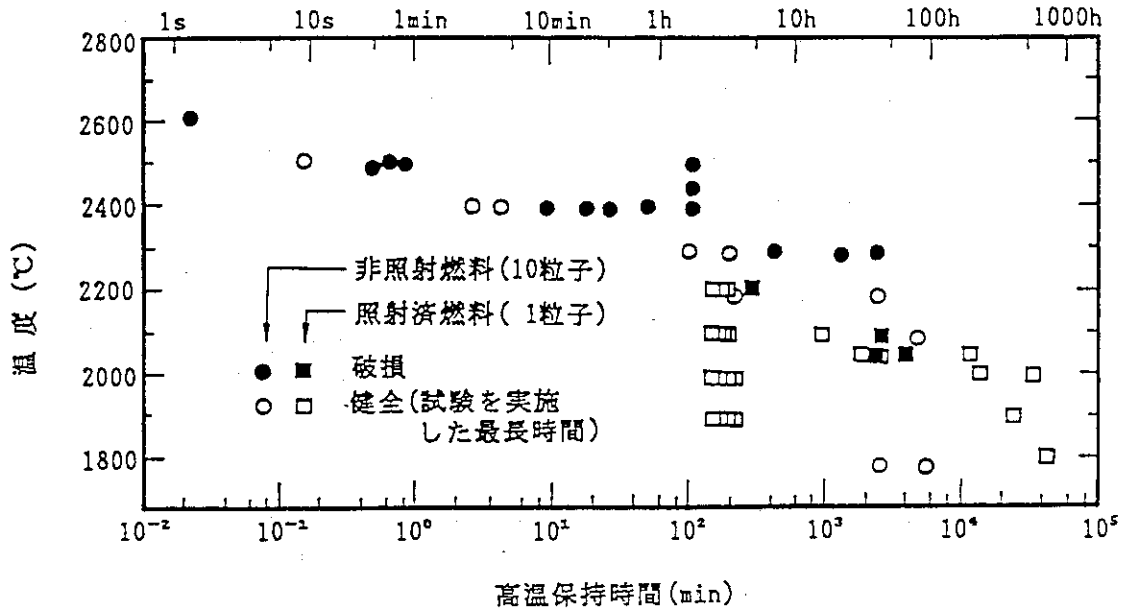


Fig. 5.1 異常時の昇温を模擬した等温加熱試験結果⁽⁹⁾
 (高温保持時間を関数とした国産被覆燃料粒子の耐熱限界温度)
 非照射燃料は、10個の被覆燃料粒子を一度に加熱し、
 1個でも破損した場合には破損と見なした。

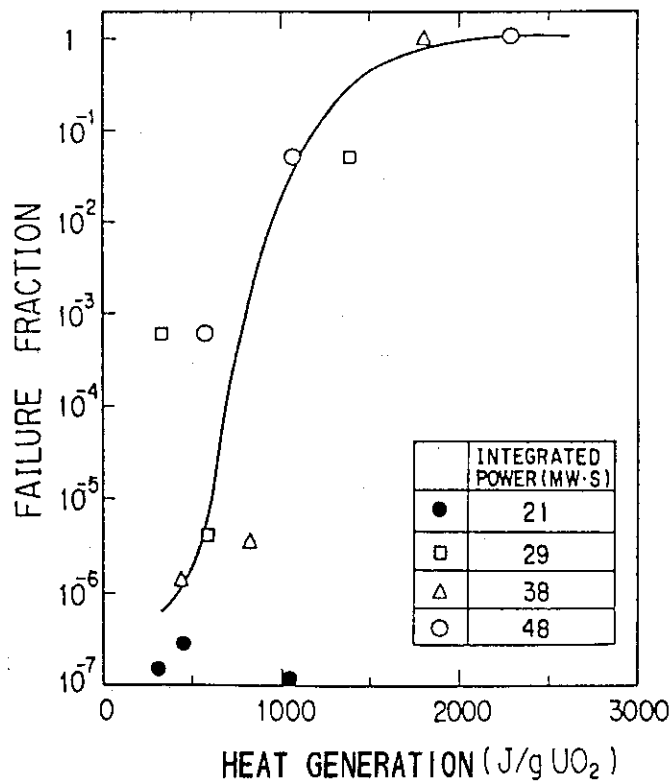
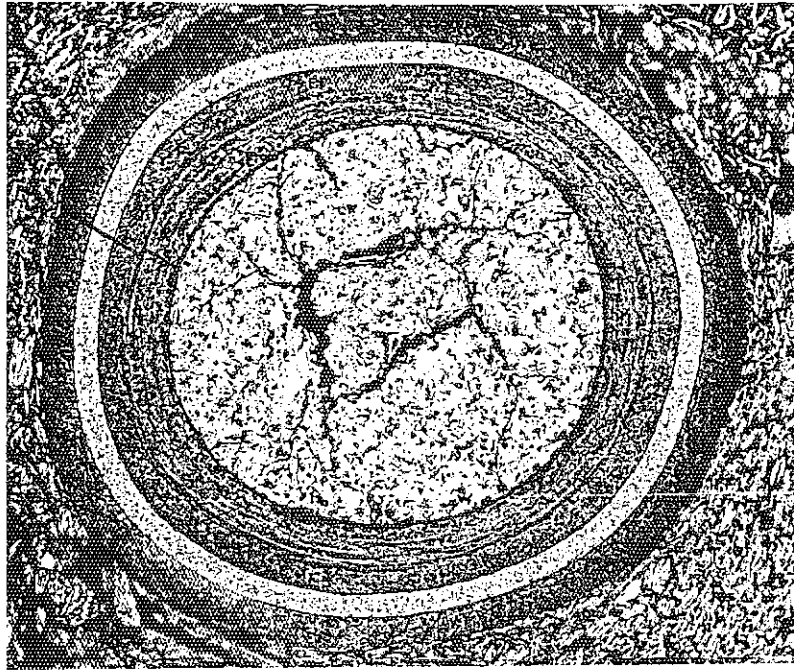
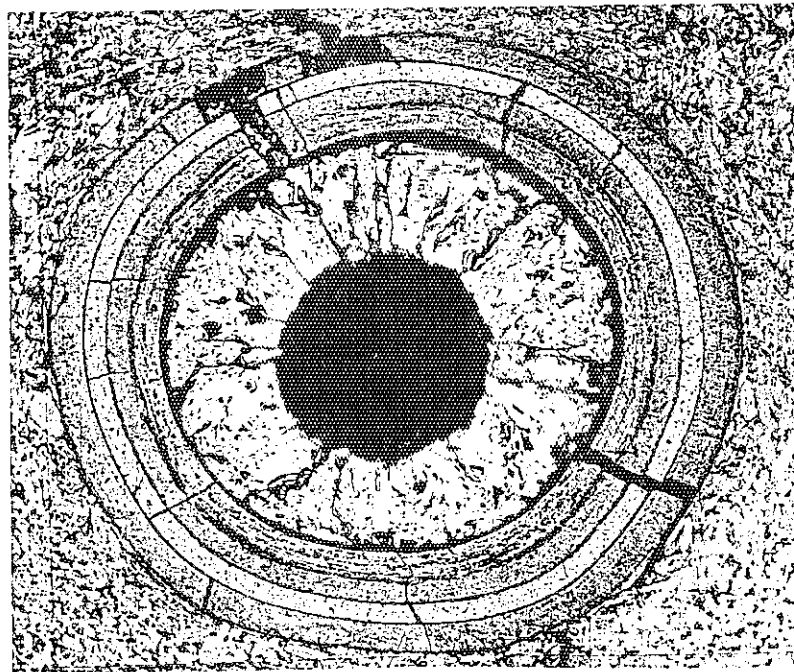


Fig. 5.3 NSRR照射における燃料コンパクト中の被覆燃料
 粒子破損率と発熱量との関係^(2,6)



(a) 4-4 (8% E. U)



(b) 4-5 (20% E. U)

Fig. 5.2 NSRRのNS520-4ピンによって照射した燃料コンパクト中の被覆燃料粒子の断面⁽²⁶⁾

6. 燃料取扱及び貯蔵設備に係る異常時の安全性評価

6.1 異常事象の概要^(3, 29, 30)

H T T Rの燃料取扱及び貯蔵設備に対して異常時に要求される機能としては、

- ①設備の異常により、他の設備等を破損させる等、原子炉施設の安全性を損なわないこと
- ②設備の異常により、放射性物質の過大な放出のないこと
- ③その他（燃料の未臨界性及び崩壊熱の除去機能を喪失しないこと）

がある。

これらのうち、①及び③については、設備設計によって十分な対策を施してあり〔付録5および文献(3)参照〕、機能喪失は考え難いため、H T T Rの安全評価において異常事象の発生を想定する必要がない。

②の機能が喪失した場合についての安全性の評価を以下に行なう。H T T Rの燃料体では、燃料コンパクトを構成する燃料粒子被覆層が放射性物質の閉じ込めを行なっている。従って、放射性物質が外部に放出される事象は、燃料粒子被覆層が破損した場合である。使用済燃料の取扱及び貯蔵中（Fig.6.1参照）に燃料粒子被覆層を破損させる可能性としては、燃料体の落下が考えられる。

6.2 燃料体落下時の燃料安全性の評価

H T T Rの燃料体では、放射性物質の閉じ込め機能は、燃料コンパクトを構成する被覆燃料粒子の被覆層（燃料粒子被覆層）によって担われている。従って、放射性物質が外部に放出される事象は、燃料粒子被覆層が破損した場合である。使用済燃料の取扱中及び貯蔵中（Fig.6.1参照）に燃料粒子被覆層を破損させる可能性としては、燃料体の落下が考えられる。

(1) 燃料体落下時の被覆燃料粒子破損に関する実験

燃料体の落下を想定した場合の燃料破損について調べるため、未照射燃料コンパクトの静的破壊試験が湊及び菊地によって行なわれた^(31, 32)。

(a) 実験方法^(31, 32)

圧縮試験機により、H T T Rの炉心燃料（A型燃料体）と同一仕様の被覆燃料粒子を充填した燃料コンパクト（外径24mm、内径8mm、高さ36mm）に一定の軸方向の圧縮荷重を加え、負荷後被覆燃料粒子の貫通破損率及びS i C層破損率を測定した。

(b) 実験結果^(31, 32)

Table 6.1に燃料コンパクト試料、圧縮荷重、貫通破損率及びS i C層破損率と

貫通破損率の和を示す。この表に示すように、圧縮荷重が800kgf以下の場合においては、SiC層破損率と貫通破損率の和は荷重を加えていない通常の初期（製造時）破損率（SiC層破損率 $<1.5 \times 10^{-3}$ 、貫通破損率 $<1.5 \times 10^{-4}$ ）と同程度である。

(c) 実験結果の評価

上記の実験結果より、本実験試料について、圧縮荷重が800kgf以下の場合には、燃料粒子被覆層の有意な破損は生じないと判断できる。

A型燃料体の燃料コンパクトの寸法は、外径26mm、内径10mm、高さ39mmである。上記実験の燃料コンパクトのほうがA型燃料体の燃料コンパクトより底面積が小さいため、同じ荷重に対しては、実験試料のほうが単位底面積あたりの荷重（圧縮応力）は大きくなる。以上より、A型燃料体の燃料コンパクトについても、圧縮荷重が800kgf以下の場合には、燃料粒子被覆層の有意な破損は生じないと判断できる。

(2) 燃料体の構造及び燃料体落下時にかかる荷重の評価

燃料体落下時に、燃料棒の全重量が燃料コンパクトの一平面に作用したと仮定すると、燃料棒の質量は約1kgであるため、上述の実験結果から、被覆燃料粒子に有意な破損が生じ始めるのは約800G（Gは重力加速度）の加速度が作用する場合であると言える。

燃料体の落下が考えられる場所のうち、最大高さから落下する可能性があるのは、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵ラックに燃料体を出し入れする場合である。この場合、約10mの高さからの落下となり、燃料体の最終速度は約14m/sとなる。

このような落下を想定した直接的な確認試験は行っていないが、黒鉛ブロックの耐震試験の結果（約1m/sの衝突速度による衝突で約50Gの加速度が生じる）より、衝突加速度が衝突速度に比例すると考えると、燃料体が10mの高さから落下した場合の加速度は、最大約700Gとなる。ところで、HTTRの燃料棒は、Fig.1.3に示したように、燃料棒の下部に設けられたスペーサが燃料体の燃料棒挿入孔下部に設けられた突起によって支持される構造である。更に、燃料棒の内部には、燃料コンパクトの上下端部に落下時等の衝撃をやわらげるために黒鉛化合物繊維性の緩衝板が装填されている。これらの構造のために、燃料体落下時の衝撃荷重は燃料コンパクトに直接作用することではなく、燃料体の黒鉛ブロックから黒鉛スリーブ、緩衝板等を通して燃料コンパクトに作用する。従って、燃料体落下時に燃料コンパクトに作用する加速度が、上述した被覆燃料粒子に有意な破損が生じ始める加速度である約800Gを上回ることは考え難い。

(3) 燃料体落下事故時の被覆燃料粒子破損および被ばく評価

軽水炉等の燃料棒では、燃料被覆管の1ヵ所でも破損すると被覆管内の自由空間内にある気体核分裂生成物の全量が放出される。しかし、HTTR燃料では、1つ1つの燃料コンパクト又は被覆燃料粒子の核分裂生成物の封じ込め性は独立であり、局所的な破損によって、燃料体中の核分裂生成物の全量が放出されることはない。

また、上述のとおり、燃料体が約10mの高さから落下したと仮定すると、燃料体の黒

鉛ブロック、黒鉛スリーブ、燃料コンパクト等に局所的な破損が生じることは考えられるが、燃料体中の全被覆燃料粒子が破損することは考え難い。更に、燃料の取扱中の落下を防止するため、燃料取扱機のグリップ爪の多重化、吊り上げ用チェーンの多重化、誤操作のインターロック等の対策を行なっている。

以上のことを前提としつつ、燃料体落下事故が万一発生したものと想定し、十分な保守性を持たせるため全被覆燃料粒子の破損を仮定して被ばく評価を行なった。なお、万一、燃料体が落下した場合にも燃料交換機の放射性物質に対する隔離機能は確保される。従って、ガス置換装置によって放射性物質を気体廃棄物処理設備に移送し、放射性物質を低減除去することが可能であり、周辺公衆に対する著しい放射線被ばくリスクを防止することができる。

以上の仮定のもとでの周辺公衆の受ける実効線量当量は、Table 6.2に示すように、通常時の年間の実効線量当量より十分小さく、一般公衆に与える放射線被ばくリスクの有意な増加はないと判断できる⁽²⁹⁾。

なお、一般公衆に与える放射線被ばくのリスクが軽水炉等と比較して小さい主な理由は、冷却期間が短い(4ヵ月未満)場合には、周囲と隔離して燃料体を取扱うため、たとえ燃料体落下事故があったとしても、放射性物質を管理して放出できるためである。

6.3 安全性評価のまとめ

H T T Rにおける燃料取扱及び貯蔵設備に係る想定すべき異常事象は、放射性物質の過大な放出に係るものであるが、いずれも平常時の気体廃棄物による年間の実効線量当量(約 7.7×10^{-6} Sv)より十分低く、一般公衆に有意な放射線被ばくのリスクを与えない。

また、サービスエリア内またはサービスエリア外に放射性物質が放出される事象は、H T T R申請書⁽³⁾の添付書類十に於ける放射性物質のサービスエリア内への漏えいの代表事象である1次ヘリウム純化設備破損事故時の実効線量当量(約 3.7×10^{-5} Sv)、あるいは放射性物質のサービスエリア外への漏えいの代表事象である気体廃棄物処理設備破損事故の実効線量当量(約 3.9×10^{-6} Sv)に包絡されている⁽³⁰⁾。

このため、燃料取扱及び貯蔵設備に係る異常事象は、H T T Rの安全評価において代表的な事象としては取り上げない。また、特別に安全性確保のための判断基準を定めてはいない。

Table 6.1 荷重を加えた燃料コンパクトの粒子破損率^(3,2)

燃料コンパクト試料No.	荷重(kg)	貫通破損率	SiC破損率と貫通破損率の和
76OP1-1	0	1.0×10^{-4}	1.2×10^{-3}
76OP1-2	300	1.0×10^{-4}	1.2×10^{-3}
76OP1-3	600	1.6×10^{-4}	1.5×10^{-3}
76OP1-4	600	4.2×10^{-5}	1.5×10^{-3}
76OP1-5	800	4.7×10^{-5}	1.4×10^{-3}
76OP1-7	1000	3.3×10^{-4}	3.0×10^{-3}
76OP1-6	1200	1.6×10^{-3}	3.3×10^{-3}
76OP1-8	1200	4.7×10^{-3}	5.6×10^{-3}

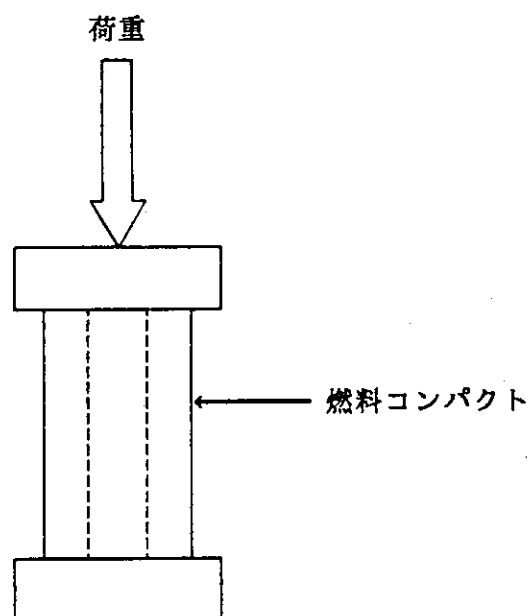


Table 6.2 a 燃料体落下による被ばく評価結果 (1/2) ⁽²⁹⁾

想定箇所	評価結果			備考
原子炉 圧力容器 燃料交換機	周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることを防止できる。			放出された核分裂生成物は、気体廃棄物処理設備により、低減除去できる。また、燃料体は隔離された雰囲気で取り扱われており、商用電源の喪失を仮定しても隔離された雰囲気は維持されるので、放出された核分裂生成物が大気中に漏えいすることはない。
貯蔵プールの 貯蔵ラック (原子炉 建家) 燃料交換機	周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることを防止できる。			放出された核分裂生成物は、気体廃棄物処理設備により、低減除去できる。また、燃料体は隔離された雰囲気で取り扱われており、商用電源の喪失を仮定しても隔離された雰囲気は維持されるので、放出された核分裂生成物が大気中に漏えいすることはない。
使用済燃料 検査室(I) (原子炉 建家)	評価条件	放出量	実効線量当量	放出された核分裂生成物は、原子炉建家I系排気B系統により、排気筒から大気中に放出される。また、原子炉建家I系排気B系統は非常用電源に接続されているので商用電源の喪失を仮定しても、その機能を喪失することはない。 (冷却期間4カ月以上。冷却期間4カ月未満では、検査室への燃料体の出入れは、気密容器内で行うため、燃料体の落下を仮定しても、核分裂生成物が大気中に放出されることはない。)
	イ. 炉停止4カ月後 ロ. 燃料体1体中の全被覆燃料粒子内の核分裂生成物が瞬時放出 ハ. 排気筒放出	γ線換算量 約 9.3×10^9 MeV·Bq ¹³¹ I換算量 約 1.4×10^9 Bq (実効線量当量換算)	約 2.8×10^{-8} Sv	
貯蔵プールの 貯蔵ラック (原子炉 建家) 燃料出入機	周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることを防止できる。			放出された核分裂生成物は、気体廃棄物処理設備により、低減除去できる。また、燃料体は隔離された雰囲気で取り扱われており、商用電源の喪失を仮定しても隔離された雰囲気は維持されるので、放出された核分裂生成物が大気中に漏えいすることはない。

(平常時の気体廃棄物による年間の実効線量当量：約 7.7×10^{-6} Sv)

Table 6.2 b 燃料体落下による被ばく評価結果 (2/2) (23)

想定箇所	評価結果			備 考
貯蔵セルの 貯蔵ラック (使用済燃料 貯蔵建家) 燃料出入機	周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることを防止できる。			放出された核分裂生成物は、気体廃棄物処理設備により、低減除去できる。また、燃料体は隔離された雰囲気に取り扱われており、商用電源の喪失を仮定しても隔離された雰囲気は維持されるので、放出された核分裂生成物が大気中に漏えいすることはない。
使用済燃料 検査室(II) (使用済燃料 貯蔵建家)	評価条件 イ. 炉停止1年 後 ロ. 燃料体1体 中の全被覆 燃料粒子内 の核分裂生 成物が瞬時 放出 ハ. 使用済燃料 貯蔵建家排 気筒放出	放出量 γ線換算量 約 8.4×10^9 MeV·Bq ¹³¹ I換算量 約 5.4×10^6 Bq (実効線量 当量換算)	実効線量当量 約 2.6×10^{-8} Sv	放出された核分裂生成物は、使用済燃料貯蔵建家換気空調設備排気A系統により、使用済燃料貯蔵建家排気筒から大気中に放出される。また、使用済燃料貯蔵建家換気空調設備排気A系統は非常用電源に接続されているので、商用電源の喪失を仮定してもその機能を喪失することはない。 (冷却期間1年以上)

(平常時の気体廃棄物による年間の実効線量当量：約 7.7×10^{-6} Sv)

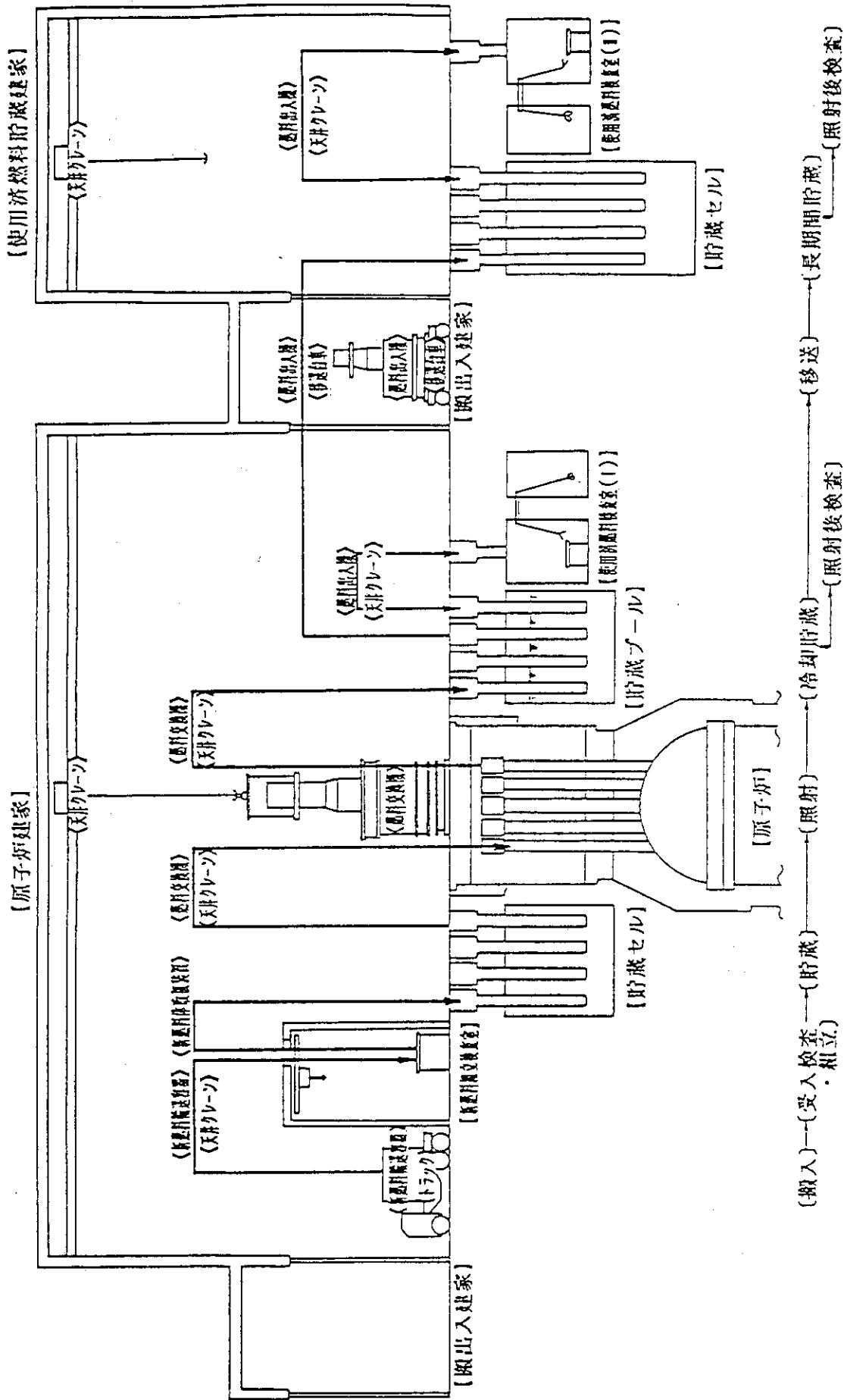


Fig. 6.1 燃料の取扱及び貯蔵工程

7. まとめ

H T T Rの異常状態時における燃料及び炉心の挙動に関する研究開発及び設計評価の結果をレビューし、燃料及び炉心の安全性の判断基準の確立に資した。

- (1) 異常な過渡変化時の判断基準は、炉心燃料については「燃料最高温度が1600℃を超えないこと」とした。この設定の妥当性を示す根拠は、H T T Rの照射温度及び燃焼度条件を満たす燃料の照射後加熱試験において、燃料温度が1600℃を超えても、H T T Rの運転時の過渡変化として想定される時間（最大約10時間）の範囲で燃料の健全性が十分保たれることが実証されていることである。
- (2) 燃料限界照射試料については、異常な過渡変化時の判断基準は、「試料温度が2500℃を超えないこと」とする。これは、
 - ① 異常高温での燃料挙動に関する実験において、2000℃程度となると、被覆燃料粒子の破損は徐々に進行するものの、2500℃以下では、燃料コンパクトの破壊は認められていないこと、
 - ② 黒鉛材料（IG-110）の強度は、2500℃以下では低下することがなく、黒鉛スリーブの構造健全性は確保されると判断できること、
 による。
- (3) 事故時の燃料安全性の判断基準は、一般的な表現としては、軽水炉の場合にならって、「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」とする。そして、判断基準の具体的な目安としては、
 - (i) 燃料要素は黒鉛ブロック内に留まっていること。
 - (ii) サポートポスト及びポストシートが炉心を支持するのに必要な強度を有していること、
 とすれば十分であることを示した。
- (4) 事故時に炉心の安全性が問題となる特別な事象として、空気侵入事故を取り上げ、上記(3)に対応する判断基準の具体的な数値として、
 - (i) 黒鉛スリーブの底板の残存等価厚さが5mm以上であること、
 - (ii) サポートポストの残存等価厚さが80mm以上であること、
 とした。(i)は燃料コンパクトが下部可動反射体の冷却材流路孔に落下するのを防ぐための基準であり、(ii)は事故後の地震を考慮してもサポートポストが座屈せず炉心を支持できるための基準である。
- (5) 燃料コンパクトの空気酸化が進行し、被覆燃料粒子のSiC層が露出した状態で1400℃、40時間の加熱を受けるといふ、空気侵入事故の仮想的な極限条件下での燃料挙動を調べる実験においても、燃料のFP保持性能は失われなかった。このことは、空気侵入事故に対するH T T R燃料の安全余裕が極めて大きいことを意味している。

- (6) 急激な反応度投入事象に対しては、HTTRでは特に安全性の判断基準を設ける必要はなく、上記(1)及び(3)の判断基準を適用すれば良い。これは、HTTRでは、炉心特性上、軽水炉等に見られるような急激な反応度事故が考え難いこと、燃料-冷却材相互作用がないため、機械的エネルギーの発生が考えられないことによる。
- (7) NSRRによる、未照射被覆燃料粒子の急激な反応度投入時の燃料挙動を調べる実験の現在までの結果から、被覆燃料粒子の破損に対する燃料発熱量のしきい値は、500~1500 J/gUO₂の範囲にあることが明らかとなった。高温ガス炉の反応度投入事象時の制限を緩和するためには、今後とも燃料破損挙動、特に、破損しきい値及び破損機構に関する知見の蓄積が必要である。
- (8) 燃料取扱及び貯蔵設備に対する異常事象は、いずれも一般公衆に有意な放射線被ばくリスク与えない。従って、HTTRの安全評価における代表事象としては取り上げる必要はなく、また、特別な判断基準を設ける必要はないと判断できる。
- (9) 燃料体落下事故時の燃料安全性評価のための試験においては、燃料コンパクトに800Gの加速度が加えられても、被覆燃料粒子のSiC層破損率の有意な増加は認められなかった。また、実際に燃料体落下が起こったとしても、燃料棒内の緩衝板等の燃料構造のため、燃料コンパクトに800Gの加速度が加えられることは考え難い。以上のことから、燃料体落下事故については、燃料破損に対して十分な安全余裕があると判断できる。

謝辞

本報告書に述べた燃料安全性の検討にあたっては、原研大洗研究所高温工学試験研究炉開発部HTTR原子炉開発室、HTTRプラント開発室、及びHTTR計画室の方々の協力を頂いた。特に、数土幸夫HTTR計画室長には全般に渡って助言を頂いた。

本報告書に述べた燃料研究開発は、原研東海研究所燃料・材料工学部燃料照射研究室、並びに、反応度安全研究室、NSRR管理室をはじめとする関連部門の方々によって行なわれたものであり、関連の方々から協力を頂いた。特に、NSRR照射実験に関しては、反応度安全研究室の藤城俊夫室長、稲辺輝雄氏（現在、軽水炉将来技術開発特別チーム）、石島清見氏、NSRR管理室の堀木欧一郎室長をはじめとする方々に協力及び助言を頂いた。

本報告書の一部は、HTTRの安全審査に活用されたものであり、その資料の作成にあたっては、HTTR計画室の竹口省三氏、瀬谷東光氏をはじめとする高温工学試験研究炉開発部の方々に協力を頂いた。

本報告書の刊行にあたっては、HTTR原子炉開発室の新藤隆一氏に閲読及び助言を頂いた。

本研究を進めるにあたっては、高温工学試験研究炉開発部齋藤伸三次長、田中利幸HTTR原子炉開発室長、及び馬場治HTTRプラント開発室長に激励を頂いた。

以上の方々に深く感謝いたします。

- (6) 急激な反応度投入事象に対しては、HTTRでは特に安全性の判断基準を設ける必要はなく、上記(1)及び(3)の判断基準を適用すれば良い。これは、HTTRでは、炉心特性上、軽水炉等に見られるような急激な反応度事故が考え難いこと、燃料-冷却材相互作用がないため、機械的エネルギーの発生が考えられないことによる。
- (7) NSRRによる、未照射被覆燃料粒子の急激な反応度投入時の燃料挙動を調べる実験の現在までの結果から、被覆燃料粒子の破損に対する燃料発熱量のしきい値は、500~1500 J/gUO₂の範囲にあることが明らかとなった。高温ガス炉の反応度投入事象時の制限を緩和するためには、今後とも燃料破損挙動、特に、破損しきい値及び破損機構に関する知見の蓄積が必要である。
- (8) 燃料取扱及び貯蔵設備に対する異常事象は、いずれも一般公衆に有意な放射線被ばくリスク与えない。従って、HTTRの安全評価における代表事象としては取り上げる必要はなく、また、特別な判断基準を設ける必要はないと判断できる。
- (9) 燃料体落下事故時の燃料安全性評価のための試験においては、燃料コンパクトに800Gの加速度が加えられても、被覆燃料粒子のSiC層破損率の有意な増加は認められなかった。また、実際に燃料体落下が起こったとしても、燃料棒内の緩衝板等の燃料構造のため、燃料コンパクトに800Gの加速度が加えられることは考え難い。以上のことから、燃料体落下事故については、燃料破損に対して十分な安全余裕があると判断できる。

謝辞

本報告書に述べた燃料安全性の検討にあたっては、原研大洗研究所高温工学試験研究炉開発部HTTR原子炉開発室、HTTRプラント開発室、及びHTTR計画室の方々の協力を頂いた。特に、数土幸夫HTTR計画室長には全般に渡って助言を頂いた。

本報告書に述べた燃料研究開発は、原研東海研究所燃料・材料工学部燃料照射研究室、並びに、反応度安全研究室、NSRR管理室をはじめとする関連部門の方々によって行なわれたものであり、関連の方々から協力を頂いた。特に、NSRR照射実験に関しては、反応度安全研究室の藤城俊夫室長、稲辺輝雄氏（現在、軽水炉将来技術開発特別チーム）、石島清見氏、NSRR管理室の堀木欧一郎室長をはじめとする方々に協力及び助言を頂いた。

本報告書の一部は、HTTRの安全審査に活用されたものであり、その資料の作成にあたっては、HTTR計画室の竹口省三氏、瀬谷東光氏をはじめとする高温工学試験研究炉開発部の方々に協力を頂いた。

本報告書の刊行にあたっては、HTTR原子炉開発室の新藤隆一氏に閲読及び助言を頂いた。

本研究を進めるにあたっては、高温工学試験研究炉開発部齋藤伸三次長、田中利幸HTTR原子炉開発室長、及び馬場治HTTRプラント開発室長に激励を頂いた。

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, “高温ガス炉研究開発の現状”, 1989.
- (2) Japan Atomic Energy Research Institute, “Present status of HTGR research and development”, March 1990.
- (3) 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許可申請書 HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置”, 平成元年2月(平成元年11月一部補正)(平成2年10月一部補正).
- (4) 青地哲男, 他, “多目的高温ガス実験炉第1次概念設計”, JAERI-M 6845 (1977).
- (5) 青地哲男, 他, “多目的高温ガス実験炉の炉心参考設計Mark-III”, JAERI-M 6895 (1987).
- (6) 荒井長利, 他, “多目的高温ガス実験炉Mark-III炉心の燃料特性”, JAERI-M 6945 (1987).
- (7) 福田幸朔, 他, “高温ガス炉用燃料に関する試験研究”, JAERI-M 89-007 (1989).
- (8) 林 君夫, 塩沢周策, 沢 和弘, 佐藤貞夫, 丸山 創, 小林紀昭, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価”, JAERI-M 89-161 (1989).
- (9) 林 君夫, 沢 和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界”, JAERI-M 89-162 (1989).
- (10) 林 君夫, 他, “高温工学試験研究炉の試験燃料体の健全性の評価”, JAERI-M 90-115 (1990).
- (11) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室, 監修, “原子力安全委員会 安全審査指針集”, 改定6版, 大成出版社, 1991年, p.3.
- (12) 小川 徹, 他, “被覆燃料粒子の超高温加熱試験(III) ランプ加熱試験結果”, 日本原子力学会 1989年年会(1989年4月, 大阪大学工学部) H15.
- (13) S. Kashimura and K. Ikawa, “Survival temperature limit of un-irradiated coated fuel particles”, JAERI-M 85-068 (1985).
- (14) 林 君夫, 福田幸朔, “照射済被覆燃料粒子の異常高温加熱時の核分裂生成物放出挙動”, JAERI-M 89-003 (1989).
- (15) Y. Ibe, “Key licensing safety issues and draft review results of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”, Proc. 1st JAERI Symposium on HTGR Technologies, JAERI-M 90-103 (1990) pp.241-271.
- (16) 伊与久達夫, 石原正博, 豊田純二, 塩沢周策, “高温工学試験研究炉炉心支持構造設計方針の解説”, JAERI-M 91-070 (1991).

- (17) 丸山 創、岡本太志、中川繁昭、新藤雅美、“HTTRの1次冷却設備配管破断事故に関する安全解析”，JAERI-M 90-195 (1990).
- (18) 燃料照射研究室，“被覆粒子燃料研究状況報告・第36号”，原研未公開所内報 (1988) p.126.
- (19) 燃料照射研究室，“被覆粒子燃料研究状況報告・第27号”，原研未公開所内報 (1984) p.97.
- (20) 文献 (7)，p.395.
- (21) T. Ogawa and K. Fukuda, “Performance of the model fuel pin of the very high-temperature gas-cooled reactor at temperatures above 2000°C”, Nucl. Eng. Design 92 (1986) p.15.
- (22) 佐藤千之助、他，“黒鉛及び炭素繊維／炭素複合材料の高温における強度と破壊靱性”，日本材料強度学会誌 20 (1985) pp.163-169.
- (23) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室，東海研究所高温工学部，東海研究所燃料・材料工学部，“高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針”，JAERI-M 89-006 (1989).
- (24) 鶴戸口 他，“材料力学”，裳華房，p.425.
- (25) 菊地啓修，林 君夫，福田幸朔，“高温工学試験研究炉用燃料の空気酸化挙動”，日本原子力学会 1990年秋の大会，1990年10月，東北大，H26.
- (26) 文献(7)，p.426.
- (27) 星蔦雄、稲辺輝雄、落合政昭、丹沢富雄、塩沢周策、小林晋昇、斉藤伸三、石川迪夫，“反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動”，日本原子力学会誌 20 (1978) pp.651-661; S. Shiozawa, S. Saito and S. Yanagihara, “Zircaloy-UO₂ and -water reactions and cladding temperature estimation for rapidly-heated fuel rods under RIA condition”; M. Ishikawa and S. Shiozawa, “A study of fuel behavior under reactivity initiated accident conditions - Review”, J. Nucl. Mater. 95 (1980) pp.1-30; 文献(11) p.250.
- (28) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」，昭和59年1月19日，文献(11)，p.236.
- (29) 沢，他，“HTTRの事故時における被ばく評価結果”，原研未公開所内報 (1990).
- (30) 岡本，他，“高温工学試験研究炉の代表事象の選定”，原研未公開所内報 (1990).
- (31) 燃料照射研究室，“被覆粒子燃料研究状況報告・第33号”，原研未公開所内報 (1987) p.87.
- (32) 燃料照射研究室，“被覆粒子燃料研究状況報告・第34号”，原研未公開所内報 (1987) p.93.

付録 1 H T T R の安全評価に用いる 主な用語の定義

本報告書で使用する用語の定義は、H T T R 申請書^(A1-1)の「安全設計方針」(添付書類八、第1章)における定義に従うものである。主な用語の定義を以下に示す。

- (1)「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。
- (2)「減圧事故」とは、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をいう。
- (3)「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次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系をいう。
- (4)「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態時において、原子炉から熱を除去する系統をいい、具体的には、原子炉冷却材系、残留熱を除去する系統、最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統等をいう。
- (5)「単一故障」とは、単一の事象に起因して1つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む。
- (6)「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉の運転をすることができる限界をいう。

参考文献

- (A1-1) 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許可申請書 H T T R (高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置”，平成元年2月（平成元年11月 一部補正）（平成2年10月 一部補正），p.8-1-10.

付録2 H T T R の安全評価の基本的 考え方

1. 概要

H T T R の安全評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」^(A2-1) (以下「軽水炉の安全評価指針」という。)を参考とし、これに H T T R の固有の特性及び設計上の特徴を考慮して評価を行う。

このような観点から、評価すべき事象、判断基準、運転時の異常な過渡変化及び事故に関する具体的な事象例等並びに重大事故、仮想事故の想定の方^(A2-2)を以下に示す。

2. 評価すべき範囲

(1) 運転時の異常な過渡変化及び事故

i) 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転状態において原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及び、これらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態にいたる事象を対象とする。

ii) 事故

前記「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生頻度は小さいが、発生した場合は原子炉施設からの放射能の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

(2) 重大事故及び仮想事故

「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」^(A2-1) (以下、「原子炉立地審査指針」という。)に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

運転時の異常な過渡変化及び事故の各々に対して各種の代表的事象を選定する。

(1) 選定の考え方

H T T R の特徴を考慮して、予想される種々の異常、即ち、後述の H T T R の安全評価の判断基準で考慮している判断項目に影響を与える可能性がある事象の要因を抽出して分析するとともに、異常が生じた後の事象の推移を分析し、分類整理することにより想定すべき事象を選定する。

H T T Rの安全評価の判断基準で定めるべき判断項目として、次の項目を定める。

- ① 燃料温度
- ② 炉心の損傷
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる圧力、1次冷却材と2次冷却材とのバウンダリにあってはバウンダリの損傷
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度
- ⑤ 原子炉格納容器バウンダリに加わる圧力
- ⑥ 一般公衆の被ばく線量

事象の選定に当たり、考慮すべきH T T Rの主要な特徴は、次のとおりである。

- a. 被覆燃料粒子を用いる黒鉛減速ヘリウム冷却の高温ガス炉であること。
- b. 照射試験及び特殊運転を実施すること。

また、異常が生じた後の事象の推移を分析するに当たり、考慮すべきH T T Rの主要な特徴は、次のとおりである。

- a. 燃料に用いる酸化物燃料(UO_2)は融点が約2800℃と高く、運転状態での温度余裕が大きい。
- b. 核分裂生成物を保持する被覆燃料粒子の被覆層は、短時間であれば2000℃程度の高温まで破損しない。
- c. 炉心材料としては黒鉛が大きな割合を占めており、出力密度に比べて炉心の熱容量が大きく、事故時の炉心の温度上昇は他の炉型に比べると極めて緩慢である。
- d. 炉心材料として用いる黒鉛は、高温における強度が高い。

起回事象及び代表事象の選定の考え方を次に示す。

i) 原子炉及び原子炉冷却系に影響を及ぼす事象

起回事象の選定に当たっては、原子炉及び原子炉冷却系の安全性に及ぼす影響の観点から、各系統毎に系統を構成している主要な要素を摘出し、機器の単一故障、運転員の単一誤操作、関連する制御系の異常、冷却材の漏えい等の起回事象を摘出する。そして、摘出した事象をその性質によって分類し、異常事象群ごとにその中から判断基準と比較して最も厳しい結果を与える事象を代表事象に選定する。

ii) 放射性物質内蔵系統に影響を及ぼす事象

放射性物質を比較的多量に内蔵する可能性のある下記の設備については、各設備ごとに、起回事象が異なるものを選定した上で、主要な箇所での漏えいを想定し放射性物質の移行経路を考慮して環境への放出量が最大となるものを代表事象として選定する。

- a. 1次冷却設備
- b. 1次ヘリウム純化設備

c. 放射性廃棄物処理設備

iii) 照射試験時の異常

照射試験の実施に関連した事象選定については、

- a. 照射物、照射試験設備の破損及び故障に起因する事象
- b. 上記以外の破損や故障に起因する事象で、照射物を装荷し照射試験設備を設置していることにより、その影響が照射物を装荷しない基準炉心の場合に比べて厳しくなる事象

を対象に前述の i) 及び ii) の起因事象として選択する。

iv) 特殊運転時の異常

特殊運転は、特別な運転管理のもとで、試験期間を限って実施するものである。特殊運転中に運転時の異常な過渡変化に分類される事象の発生があっても、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ので、特殊運転を行っていない通常運転時の異常な過渡変化においてその結果が包絡されていない事象について安全評価を行う。

特殊運転中の事故についても、特殊運転を行っていない通常運転中の事故でその結果が包絡されていない事象について安全評価を行う。

(2) 運転時の異常な過渡変化

原子炉施設が制御されずに放置されると、燃料又は原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するという観点から最も厳しい事象を選定する。

具体的な事象を次に示す。

- i) 炉心の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (例) 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
- ii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (原子炉冷却材圧力または、原子炉冷却材保有量の異常な変化を含む)
 - (例) 1次冷却材流量の減少
 - 1次冷却材流量の増大
 - 2次冷却設備の除熱量の減少
 - 2次冷却設備の除熱量の増大
 - 商用電源喪失(いわゆる停電)
- iii) 照射試料及び実験設備の異常
- iv) その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化
 - (例) 特殊運転時の異常

(3) 事故

原子炉施設からの放射線による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するという観点から最も厳しい事象を選定する。なお、選定に当たっては、照射試験等を含めて包絡性を考慮する。

具体的な事象を次に示す。

- i) 炉心内の反応度の増大
 - (例) スタンドパイプ破損事故
- ii) 炉心冷却能力の低下
 - (例) 燃料冷却材流路閉塞事故
 - 1次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
 - 加圧水配管破断事故
- iii) 減圧事故
 - (例) 1次冷却設備二重管破断事故
- iv) 水侵入事故
 - (例) 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- v) 1次ヘリウム純化設備に関する事故
 - (例) 1次ヘリウム純化設備破損事故
- vi) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (例) 放射性気体廃棄物処理設備破損事故
- v) 照射試料及び実験設備に関する事故
 - (例) 照射試験装置スweepガス配管破損事故
 - 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞
- vi) その他必要と認められる事故

4. 解析に当たって考慮すべき事項

各事象の解析に当たっては、照射試験及び特殊運転を実施すること、更にセラミックスの被覆層の核分裂生成物保持特性に起因して、通常運転時に燃料温度の高い部分から放出される核分裂生成物が1次冷却系配管の機器に沈着すること等のHTTRに特有な事項について考慮する。その他、運転時の異常な過渡変化及び事故の解析に際し、考慮すべき範囲、使用するモデル及びパラメータ、故障等の仮定、計算手法については、軽水炉の安全評価指針を参考にする。

5. 重大事故及び仮想事故

(1) 基本的考え方

「原子炉立地審査指針」の考え方を基本にして、重大事故及び仮想事故を評価する。重大事故及び仮想事故については、対象となる原子炉と周辺の公衆との隔離が適正に確保されていることを示すことであり、最少限度必要とされる離隔距離は、HTTRの基本的構造、出力その他の特性並びに安全系を含む様々な安全上の対策等を考慮して想定する。従って、HTTRの重大事故、仮想事故の選定並びに安全評価に当たっては、この主旨を適切に考慮する。

(2) 安全評価

重大事故の安全評価に当たっては、各種事故の解析結果を参照し、これらの事象のうちから周辺公衆との離隔を評価する観点から技術的に見て合理的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定する。

仮想事故の評価に当たっては、重大事故として採り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

(3) 事象選定

HTTR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故の中から、それらの解析結果を参考にして、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故をとりあげる。

放射性物質の放出の可能性のある事故として、次の事故を評価した。

- ① 1次冷却設備二重管破断事故（減圧事故）
- ② 1次ヘリウム純化設備破損事故
- ③ 気体廃棄物処理設備破損事故
- ④ 照射試験装置スweepガス配管破損事故

これらの事故のうち、放射性物質の放出の拡大の可能性のある原子炉格納容器内放出に係る事故は、「1次冷却設備二重管破断事故」である。また、原子炉格納容器外放出に係る事故では、「1次ヘリウム純化設備破損事故」と「照射試験装置スweepガス配管破損事故」があげられるが、いずれも放出に寄与しうる核分裂生成物量は、「1次冷却設備二重管破断事故」の場合より小さい。

また、研究炉においては、原子炉格納容器内外放出を区分して重大事故及び仮想事故を評価した例はない。

従って、HTTRにおける重大事故及び仮想事故として、「1次冷却設備二重管破断事故」を選定する。

参考文献

- (A2-1) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室，監修，“原子力安全委員会安全審査指針集”，改定6版，大成出版社，1991年。
- (A2-2) 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許可申請書 HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置”，平成元年2月（平成元年11月 一部補正）（平成2年10月 一部補正）。

付録3 H T T R の運転時の異常な過渡変化の判断基準

1. 概要

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は、次のとおりである^(A3-1)。

- a. 燃料温度は、1600℃を超えないこと。
- b. 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。
- 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、2 1/4 Cr-1Mo鋼NT材 (焼ならし・焼戻し材)を使用する箇所	500℃
(b) 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) 中間熱交換器伝熱管等で、ハステロイXRを使用する箇所	980℃

2. 燃料温度に関する判断基準の根拠

H T T R の炉心燃料の燃料温度に対する制限(上記 a.)については、その根拠となる実験の結果を含めて前報^(A3-2)の第4章に詳しく述べた。以下に、その内容を要約して述べる。

H T T R 燃料の場合、燃料粒子被覆層の破損がなければ核分裂生成物の保持機能は確保されるので、燃料粒子被覆層の破損の条件を判断基準として定めている。燃料粒子被覆層の破損は、一般に温度と燃焼度で定まる。しかし、1600℃を超える異常高温における燃料粒子被覆層の破損を考えると、高温の継続時間が限られている場合には、主に温度とその継続時間によって燃料粒子被覆層の破損が決まり、H T T R 燃料の最大燃焼度である33,000Mwd/tまでの燃焼度範囲においては、燃焼度には大きな依存性を示さないことが、実験的に確かめられている^(A3-3, A3-4)。

本文Fig.5.1^(A3-2, A3-4, A3-5)に示すように、高温の保持時間によって、燃料粒子被覆層の破損温度は変わってくる。従って、運転時の異常な過渡変化時の燃料粒子被覆層の破損条件は、温度とその継続時間によって決まる。しかし、運転時の異常な過渡変化時における燃料の判断基準としては、過渡変化の継続時間(燃料が高温に曝される時間)は通常は数秒程度、運転員の操作を期待するものでも高々10時間程度であることを考慮して、保守的に1600℃と定める。これは、10時間程度の継続時間であれば、1600℃でも

燃料粒子被覆層の健全性は十分保たれ、有意な破損及び著しい劣化は生じないと判断することができるためである。

従って、判断基準は、被覆燃料粒子被覆層の破損を十分許容し得る小さな値とするために「運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1600℃を超えないこと」とする。

参考文献

- (A3-1) 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許可申請書 H T T R (高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置”，平成元年2月（平成元年11月 一部補正）（平成2年10月 一部補正）。
- (A3-2) 林 君夫，沢 和弘，塩沢周策，福田幸朔，“高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界”，JAERI-M 89-162（1989）。
- (A3-3) 小川 徹，他，“被覆燃料粒子の超高温加熱試験(Ⅲ) ランプ加熱試験結果”，日本原子力学会 1989年年会（1989年4月，大阪大学工学部）H15。
- (A3-4) S. Kashimura and K. Ikawa, “Survival temperature limit of un-irradiated coated fuel particles”, JAERI-M 85-068 (1985).
- (A3-5) 林 君夫，福田幸朔，“照射済被覆燃料粒子の異常高温加熱時の核分裂生成物放出挙動”，JAERI-M 89-003（1989）。

付録 4 軽水炉の事故時の判断基準

軽水炉の安全評価における事故時の判断基準について、「原子力安全委員会安全審査指針集」^(A4-1)より抜粋し、以下に示す。

I. 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価について」

3. 基準

非常用炉心冷却系（ECCS）は、配管等の破断による冷却材喪失事故時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させる機能及び性能を有しなければならない。このことを確認するため、想定冷却材喪失事故の解析を行い、次の基準を満足することを示さなければならない。

- (1) 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、 $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること。
- (2) 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。
- (3) 炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。
- (4) 燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

II. 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について」

3. 判断基準

反応度投入事象の解析結果は、次の判断基準を満足するものでなければならない。

ただし、(3)項については、添付2（浸水燃料の影響評価、省略）の解析結果をもって代用できる場合は、これを省略することができる。

- (1) 運転時の異常な過渡変化にあっては、
 - 1) 燃料エンタルピの最大値は、燃料棒内圧から冷却材圧力を差引いた圧力（以下、「燃料棒内外圧差」という。）に依存して決定される第2図（Fig.A4.1）に示す燃料エンタルピ（以下、「燃料の許容設計限界」という。）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。
- (2) 事故にあっては、
 - 1) 燃料エンタルピの最大値は、 $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ 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1.2倍以下であること。
- (3) 運転時の異常な過渡変化及び事故にあっては、浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損わないこと。

参考文献

(A4-1) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室、監修，“原子力安全委員会 安全審査指針集”，改定6版、大成出版社、1991年。

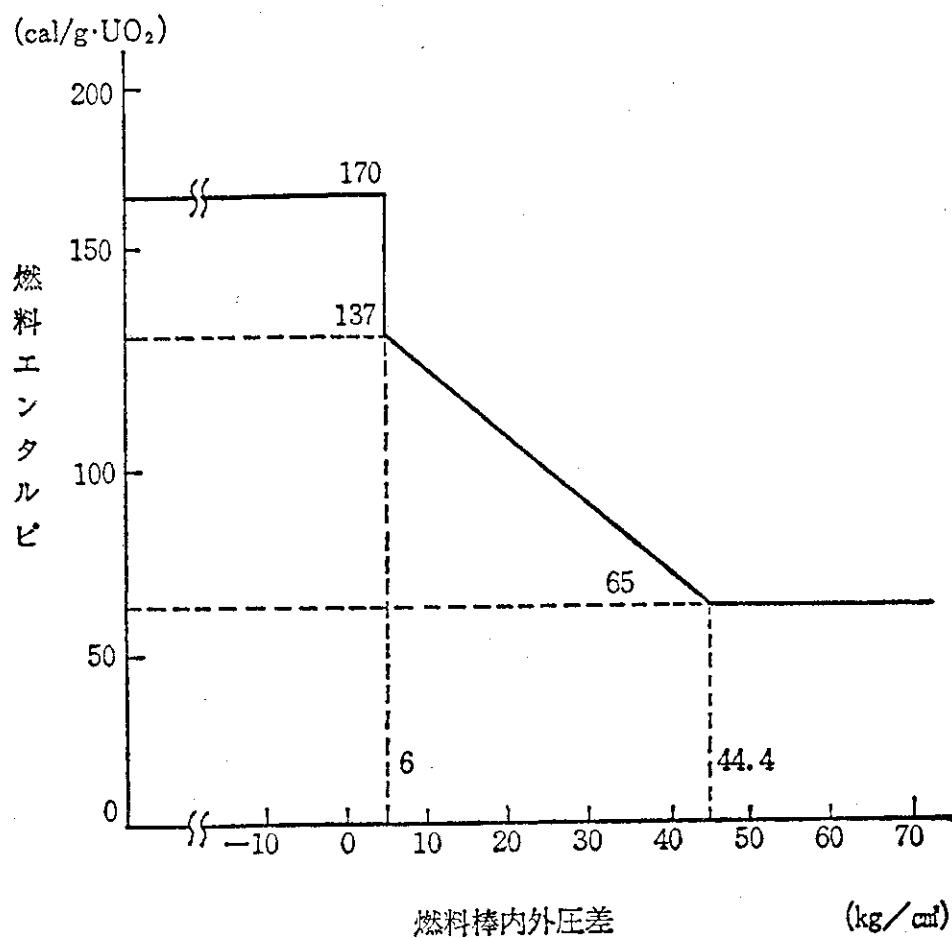


Fig. A.4.1 反応度投入事象における燃料の許容設計限界 (A4-1)

付録5 H T T R の燃料取扱及び貯蔵設備の概要

1. 概要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料、使用済燃料等の取扱い及び貯蔵を安全、かつ、確実に行うためのものであり、次の設備から構成される。

A. 原子炉建家内に設けるもの

- ①新燃料貯蔵設備、②燃料取扱設備、③使用済燃料貯蔵設備、④使用済燃料検査設備

B. 使用済燃料貯蔵建家内に設けるもの

- ①使用済燃料貯蔵設備、②使用済燃料検査設備、③燃料取扱設備

燃料交換は、照射試験及び照射後試験に供するものを除き、約3年に一回行い、全炉心同時取替方式により行う。

原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略をFig.A5.1に、使用済燃料貯蔵建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略をFig.A5.2に示す。

燃料取扱及び貯蔵設備は、燃料体のほか、上部遮へい体ブロック、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等も取扱う。

原子炉施設に搬入した新燃料は、受入検査後、新燃料貯蔵設備に貯蔵する。

燃料交換は、燃料取扱設備の燃料交換機を用いて、原子炉圧力容器に取り付けた制御棒スタンドパイプを通して行う。原子炉から取り出した使用済みの燃料体等は、使用済み燃料貯蔵設備の貯蔵プールに一時貯蔵し、新燃料貯蔵設備から取り出した新しい燃料体等を原子炉内に装荷する。

使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備で、通常約2年間冷却する。冷却後は、燃料出入機により、使用済燃料貯蔵建家内に搬入し、同建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵保管する。なお、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等は、必要に応じて貯蔵プール等で一時貯蔵した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵する。

原子炉建家内の燃料交換機等の移動は、原子炉建家天井クレーンを使用し、使用済燃料貯蔵建家内の燃料出入機等の移動は、使用済燃料貯蔵建家天井クレーンを使用して行う。

その他、使用済みの燃料体等の試験・検査を行う使用済み燃料検査設備を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に設ける。

燃料取扱いルート説明図をFig.A5.3に示す。

2. 主要設備

2.1 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備

原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料検査設備及び附属機器から構成する。

(1) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備は、新燃料搬入時に、燃料要素、黒鉛ブロック等の検査及び燃料誤装荷防止のための番号確認を行い、燃料要素を黒鉛ブロックに挿入して、貯蔵を行うものである。

新燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造の貯蔵セル内に貯蔵ラックを設けるもので、約1.5炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。燃料体等は、貯蔵ラックに挿入して保管し、燃料誤装荷防止のため、貯蔵ラックには燃料体、可動反射体等を、炉心に装荷するときと同じ順列で貯蔵する。新燃料貯蔵設備の構造をFig. A5.4に示す。

貯蔵ラックは上部にプラグを取付けた円筒たて型容器で、耐震Asクラスとし、貯蔵容量分の燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.90以下になるように、更に、いかなる水分雰囲気でも満たされたと仮定しても臨界未満を維持するように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

新燃料貯蔵設備には、燃料体等を炉心に装荷する以前に乾燥状態とするために、附属機器として、不活性ガス置換装置を設ける。

(2) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、燃料限界照射試料等の原子炉への装荷、取出し等を行うもので、燃料交換機及び附属機器から構成する。

a. 燃料交換機

燃料交換機は、燃料交換機本体、グリッパ、グリッパ駆動部、回転ラック、ドアバルブ、冷却空気ブロワ等から構成する。燃料体等の原子炉への装荷、取出し操作は、制御棒スタンドパイプを通して1体ごとに行う。燃料交換機の構造をFig. A5.5に示す。

燃料交換機本体は、十分な放射線遮へいを設け、密封構造とする。

グリッパは、燃料体等のつかみ、切離し操作を行うためのものであり、つかみ孔を有する燃料体等を取扱う構造とフランジ型の燃料限界照射試料を取扱う構造の2種類がある。燃料体等の取扱中落下を防止するために、グリッパの爪、グリッパを吊るチェーン等を多重化し、グリッパ駆動部の電源の喪失や運転員の誤操作が生じた場合でも、燃料体等を保持できるようにインターロックを設ける。また、燃料交換機は、燃料体の装荷順序等が変わらないように、あらかじめ定めた操作手順に従って、グリッパの昇降、爪の開閉作業等を自動化することにより燃料誤装荷を防止する。

グリッパ駆動部は、モータ駆動方式であり、グリッパの昇降、爪の開閉動作等を

行う際、燃料体等を取扱中に破損させないために、燃料体等には過大な加速度が加わらないようにする。

回転ラックは、円周方向に4つの収納用の筒を配置し、上部遮へい体ブロック1個及び炉心構成要素1カラム分の収納容量を有し、収納容量分の燃料を収納しても臨界未満を維持できる。

ドアバルブは、燃料交換機の底部に取付けられ、燃料交換時等に、床上ドアバルブとともに、気密部の形成及び放射線遮へいを行う。

冷却空気ブロワは、使用済燃料の崩壊熱を除去する。

b. 附属機器

燃料取扱設備の附属機器として、燃料交換機メンテナンスピットを設け、燃料交換機のメンテナンス等を行う。

(3) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、原子炉で照射された燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等の貯蔵を行うもので、貯蔵プール、プール水冷却浄化設備、照射物貯蔵ピット等から構成する。使用済燃料貯蔵設備の構造をFig. A5.6に示す。

貯蔵プールは、耐震Asクラスの強固な構造物で、十分な放射線遮へい能力を有する鉄筋コンクリート造の貯蔵プール内に貯蔵ラックを設けるもので、約2炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵プールの内面は、オーステナイト系ステンレス鋼板で内張りをし、プール水の漏えいを防止する。プール水冷却浄化設備の取水のための配管は、プール水の著しい減少防止のために、貯蔵プールの上部に取付け、注水のための配管には逆止弁を設ける。また、貯蔵プール底部には排水口は設けない。

貯蔵プールには、漏えい検知装置及び「水位低」の警報装置を設け、燃料取扱設備制御盤室及び中央制御室に警報を発する。

貯蔵ラックは、気密性を有する耐震Asクラスの設計とし、貯蔵容量分の燃料を貯蔵した状態で、実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気中で貯蔵ラック内が満たされると仮定しても、実効増倍率が0.90以下になるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

プール水冷却浄化設備は、使用済燃料からの崩壊熱を冷却器により除去するとともに、プール水を浄化し、純度を維持する。

使用済燃料貯蔵設備がある区画の空気は換気空調装置によって換気され、排気フィルタユニットを通った後、排気筒から大気に放出される。

その他、使用済燃料貯蔵設備には、照射物貯蔵ピットを設け、使用済み制御棒、照射物等を貯蔵する。

(4) 使用済燃料検査設備

使用済燃料検査設備は、使用済の燃料体、可動反射体ブロック等の試験・検査等を

行うもので、使用済燃料検査室(I)、検査機器、附属機器等から構成する。附属機器としては、燃料体を冷却期間4ヵ月未満で取扱う場合、万一の事故に備えて、気密性を有する燃料取扱密封容器等を設ける。

(5) 附属機器

原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の附属機器として、床上ドアバルブ、ガス置換装置、燃料取扱設備制御盤等を設ける。

床上ドアバルブは、燃料交換機及び制御棒交換機のドアバルブとともに、気密部の形成及び放射線遮へいを行う。ガス置換装置は、燃料交換機及び制御棒交換機の内部の放射性物質を含むガスを清浄なヘリウムガス又は空気と置換し、気体廃棄物処理設備に排気するためのものである。燃料取扱設備制御盤は、燃料取扱設備の操作及びプール水冷却浄化設備の運転状況の監視等を行うために設ける。

2.2 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備

使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料検査設備、燃料取扱設備及び附属機器から構成する。

(1) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造の十分な放射線遮へい能力を有する貯蔵セル内に、貯蔵ラックを設け、約10炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵ラックには、使用済の燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等を挿入し、貯蔵する。使用済燃料貯蔵設備の構造をFig.A5.7に示す。

貯蔵ラックは上部に遮へいプラグを取付けた円筒たて型容器で、気密性を有する耐震Asクラスの設計とし、貯蔵容量分の燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても、実効増倍率が0.90以下になるように、更に、いかなる水分雰囲気でも満たされたらと仮定しても、臨界未満を維持するように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料の崩壊熱は、貯蔵セルの換気用空気によって除熱され、その空気は、排気フィルタユニットを通った後、使用済燃料貯蔵建家排気筒から大気に放出される。

(2) 使用済燃料検査設備

使用済燃料検査設備は、使用済の燃料体、可動反射体ブロック等の試験・検査等を行うもので、使用済燃料検査室(II)、検査機器等から構成する。

(3) 燃料取扱設備

燃料取扱設備として、燃料出入機を設ける。燃料出入機は、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家との間において、使用済の燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等を移送するものであり、燃料出入機本体、グリッパ、グリッパ駆動部、ドアバルブ等から構成する。燃料出入機の構造は、基本的に燃料交換機と同様であるが、貯蔵ラック遮へいプラグ1個、燃料体3体の収容容量を有する。

なお、使用済燃料貯蔵設備と使用済燃料検査設備の間の燃料体等の移動も燃料出入機で行う。

(4) 附属機器

附属機器として、床上ドアバルブ、ガス置換装置等を設ける。

参考文献

- (A5-1) 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許可申請書 H T T R (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置”，平成元年2月 (平成元年11月一部補正) (平成2年10月一部補正)。

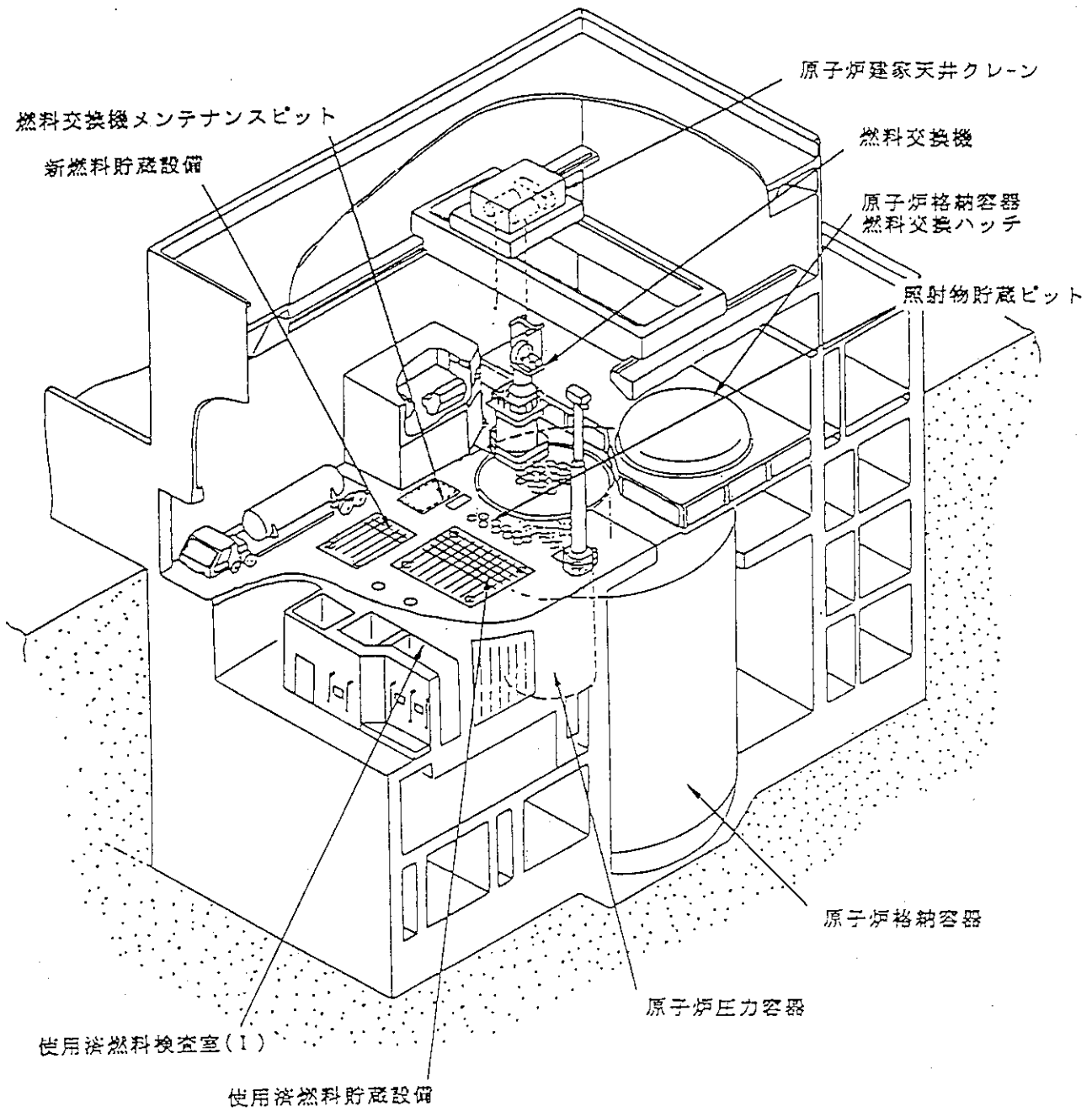


Fig. A 5. 1 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図

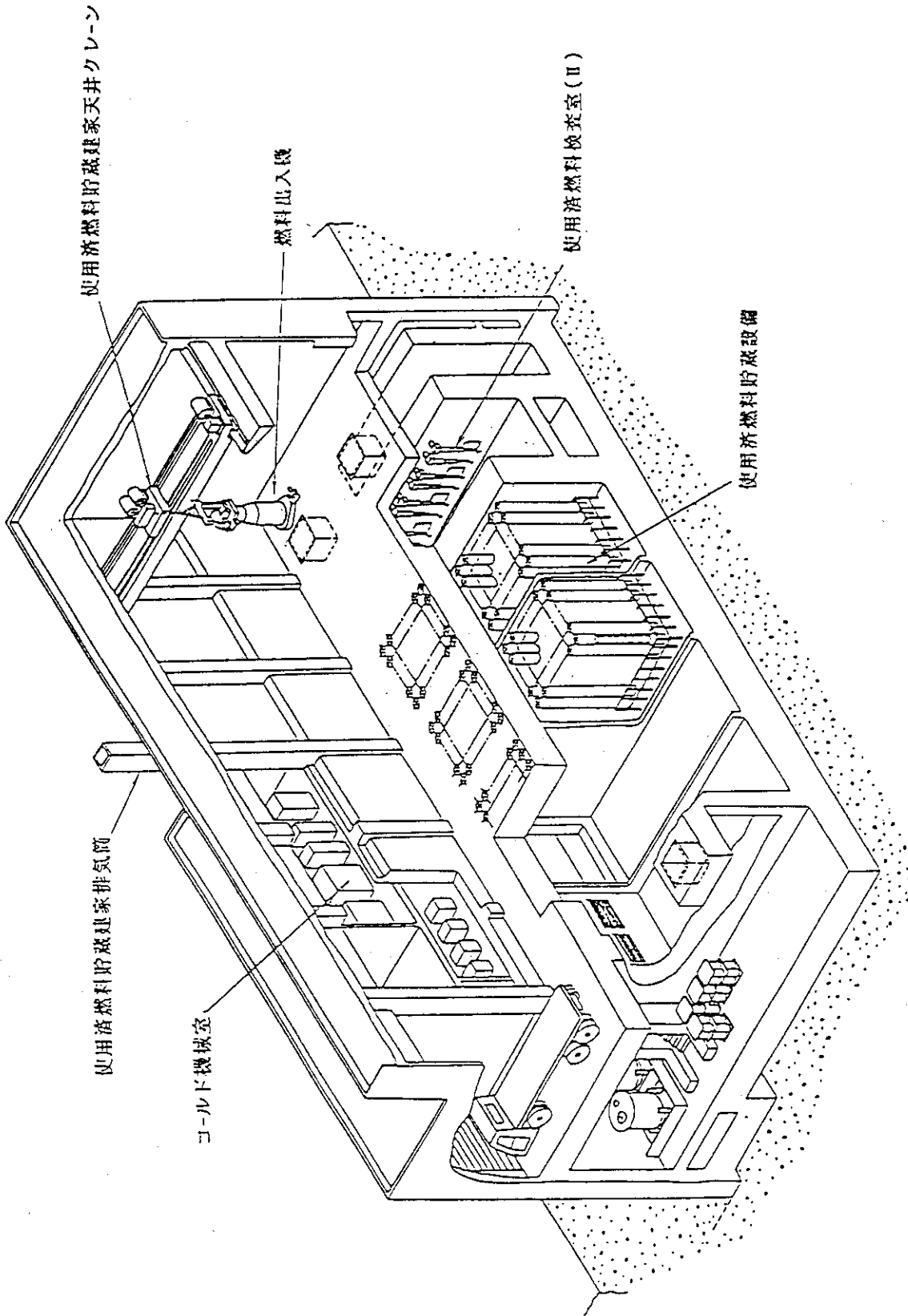


Fig. A 5. 2 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図

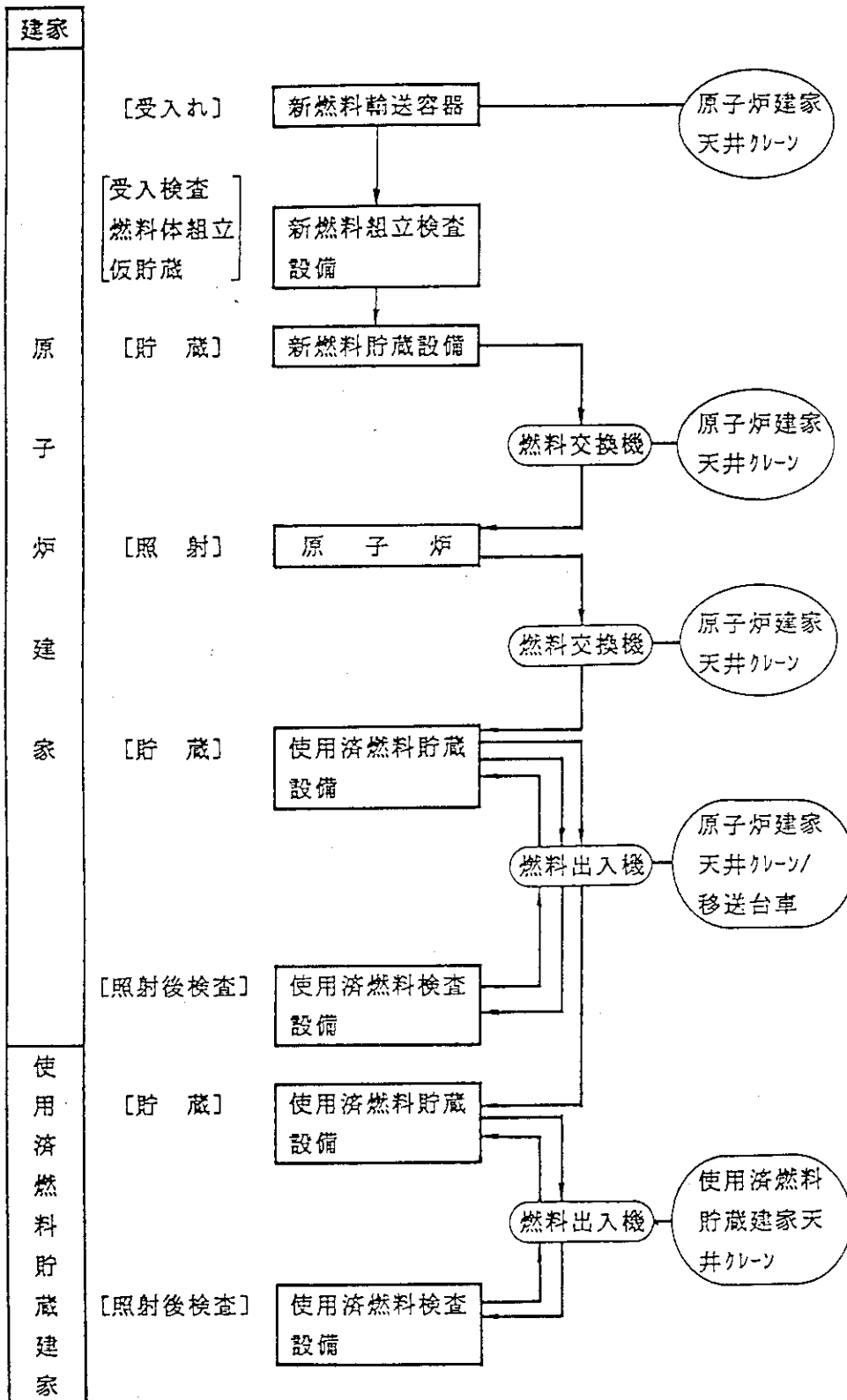


Fig. A 5. 3 燃料取扱ルート説明図

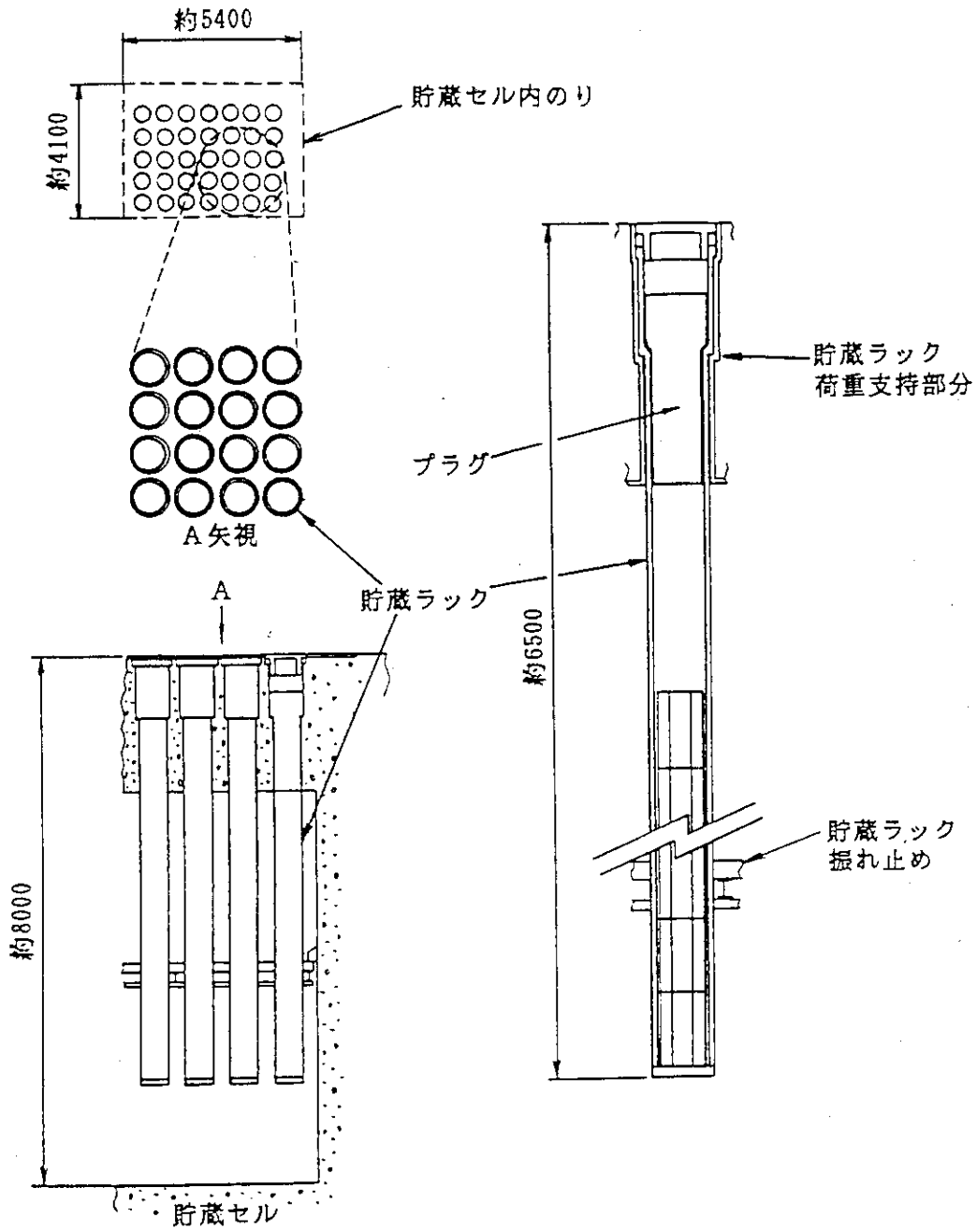
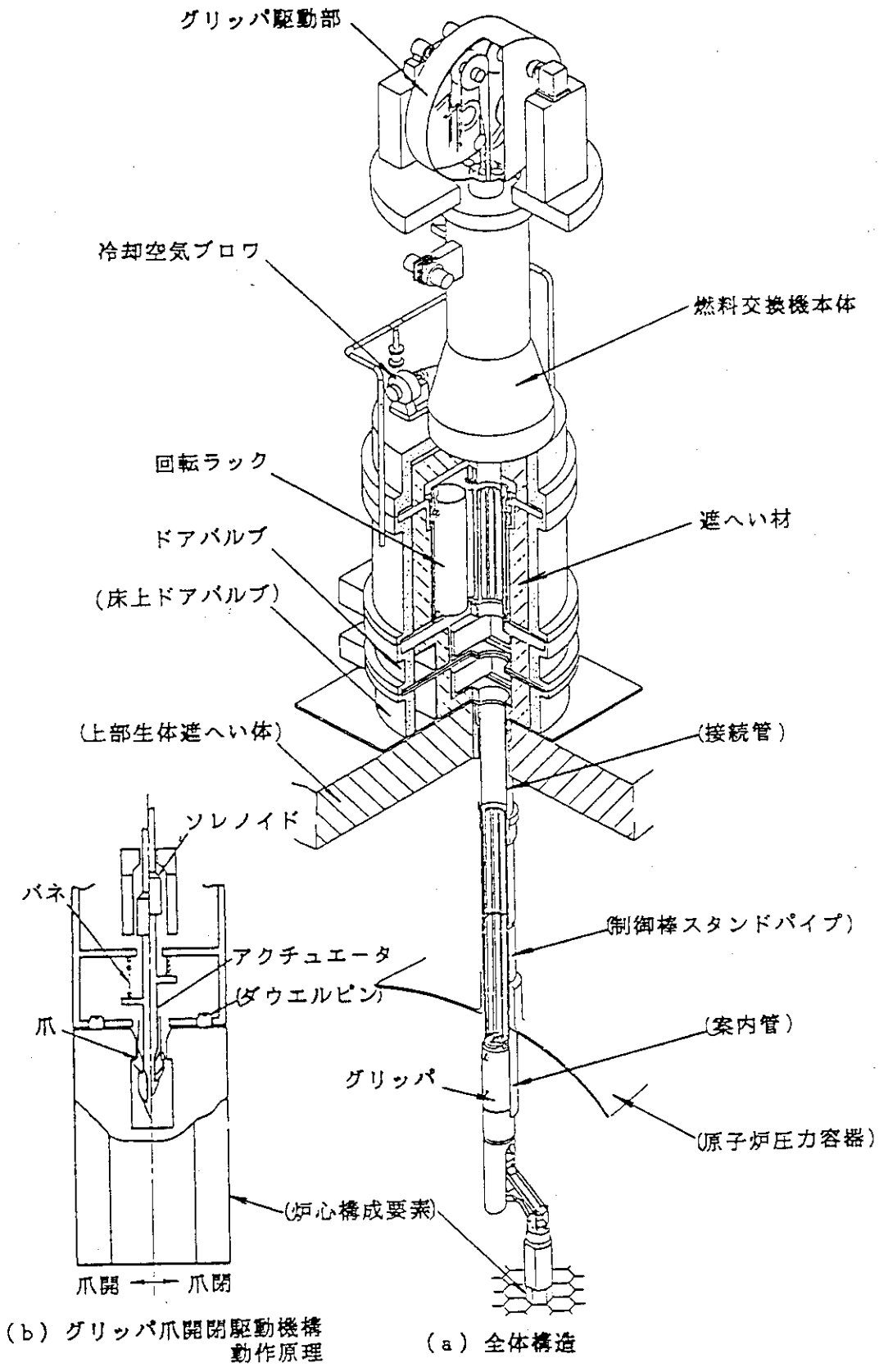


Fig. A5.4 新燃料貯蔵設備構造説明図



(b) グリッパ爪開閉駆動機構動作原理

(a) 全体構造

Fig. A 5.5 燃料交換機構造説明図

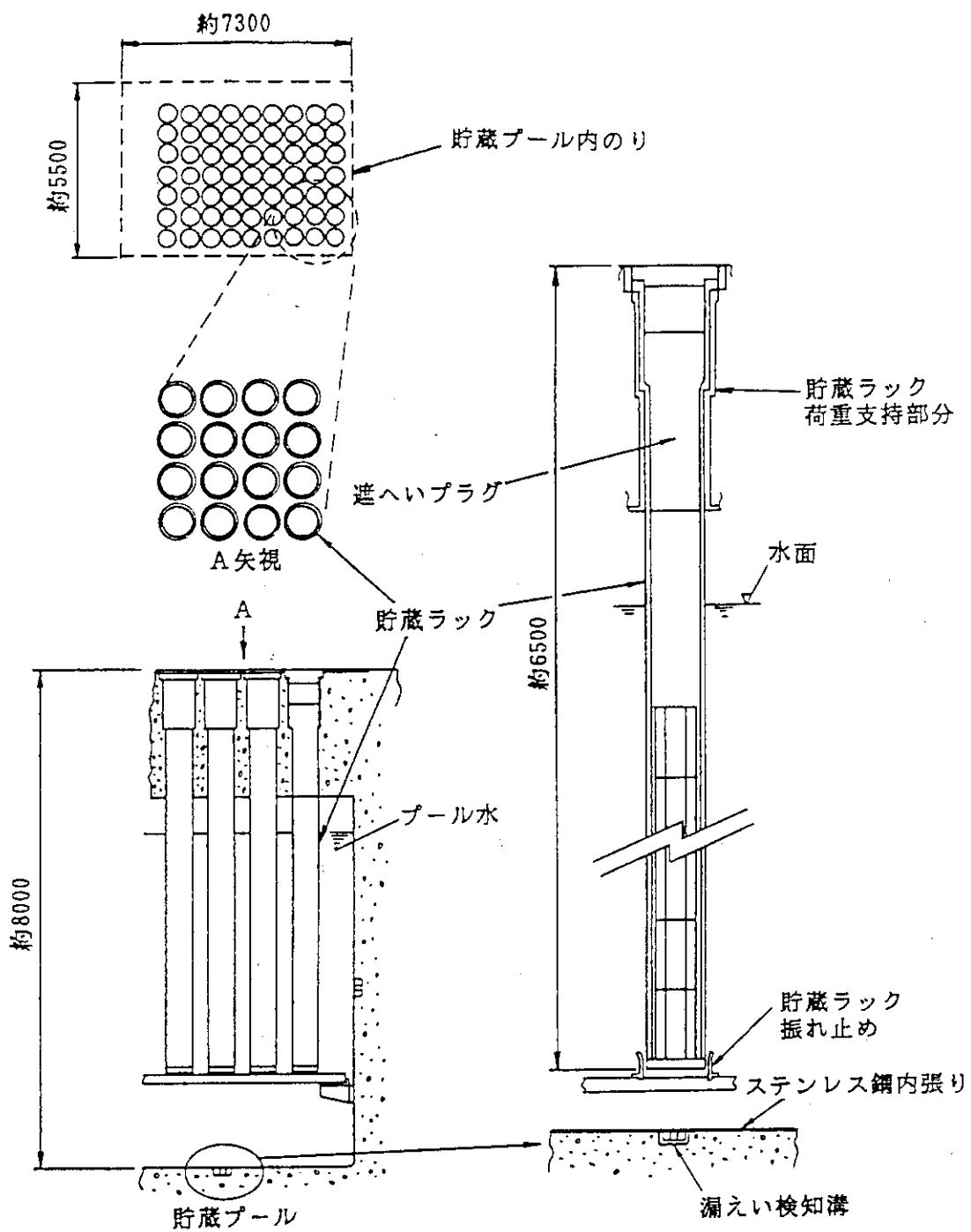


Fig. A 5. 6 使用済燃料貯蔵設備（原子炉建家内）構造説明図

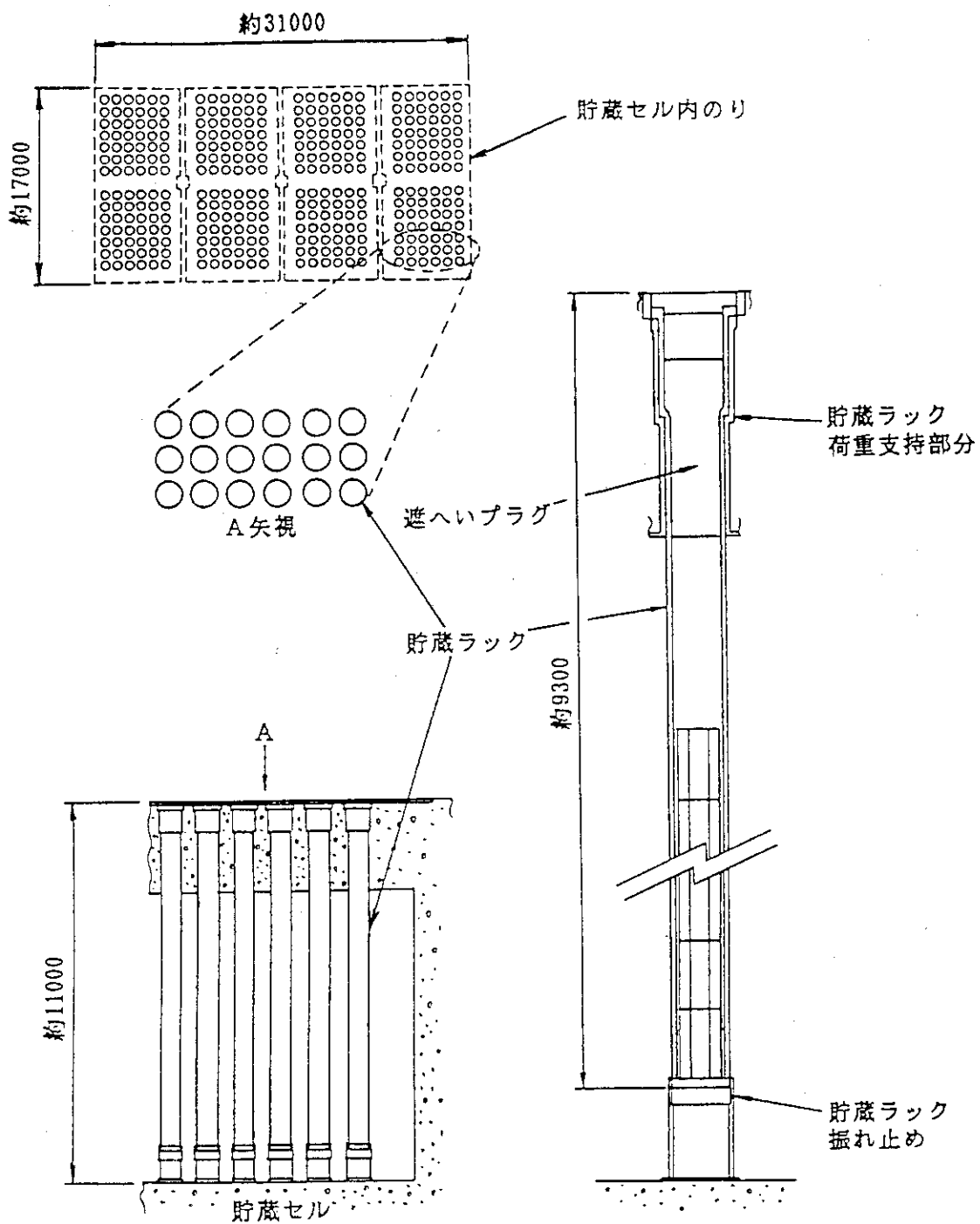


Fig. A 5.7 使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料貯蔵建家内）構造説明図