



JAEA-Research

2007-019



JP0750244

高速増殖原型炉もんじゅの 長期保管燃料の経年的影響の考察

Study of Ageing Effect of Long-term Storage Fuel in
Prototype Fast Breeder Reactor Monju

加藤 優子 梅林 栄司 沖元 豊 奥田 英一

高山 宏一 小澤 隆之 前田 誠一郎

松崎 壮晃 吉田 英一 前田 宏治 関根 隆

Yuko KATO, Eiji UMEBAYASHI, Yutaka OKIMOTO, Eiichi OKUDA
Koichi TAKAYAMA, Takayuki OZAWA, Seiichiro MAEDA
Masaaki MATSUZAKI, Eiichi YOSHIDA, Koji MAEDA and Takashi SEKINE

敦賀本部

高速増殖炉研究開発センター

もんじゅ開発部

Monju Development Department
Fast Breeder Reactor Research and Development Center
Tsuruga Head Office

March 2007

日本原子力研究開発機構

Japan Atomic Energy Agency

JAEA-Research

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っております。

〒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 +81-29-282-5920

高速増殖原型炉もんじゅの長期保管燃料の経年的影響の考察

日本原子力研究開発機構敦賀本部

高速増殖炉研究開発センター もんじゅ開発部

加藤 優子・梅林 栄司・沖元 豊・奥田 英一・高山 宏一

小澤 隆之⁺¹・前田 誠一郎⁺¹・松崎 壮晃⁺²

吉田 英一⁺³・前田 宏治⁺⁴・関根 隆⁺⁵

(2007年1月19日受理)

「もんじゅ」の運転再開にあたって、今後新たに製造する燃料に加え、平成7年に実施した性能試験で燃焼を経験した燃料及び本格運転以後に使用する予定で保管されている燃料についても利用する計画である。これらの燃料については、製造後、既に10年を越えてナトリウム中(原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽)、あるいは大気中に保管された状態にある。これら燃料の保管中における経年的影響について燃料の機械的な健全性の確保の観点から、技術的検討・評価をおこなった。具体的には、これら長期保管状態にある燃料について、経年的な影響を放射線による影響、環境による影響、機械的な影響等に着目して、熱、流動、構造強度、材料の観点から、網羅的に整理して考察した。その結果、長期保管状態にある燃料が有する機械的健全性は損なわれておらず、使用上での要求機能、性能を確保していることが明らかとなった。

高速増殖炉研究開発センター：〒919-1279 福井県敦賀市白木 2-1

+1 東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センター燃料技術部

+2 東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センター技術部

+3 大洗研究開発センター 技術開発部

+4 大洗研究開発センター 燃料材料試験部

+5 大洗研究開発センター 高速実験炉部

Study of Ageing Effect of Long-term Storage Fuel in
Prototype Fast Breeder Reactor Monju

Yuko KATO, Eiji UMEBAYASHI, Yutaka OKIMOTO, Eiichi OKUDA, Koichi TAKAYAMA
Takayuki OZAWA⁺¹, Seiichiro MAEDA⁺¹, Masaaki MATSUZAKI⁺²
Eiichi YOSHIDA⁺³, Koji MAEDA⁺⁴ and Takasi SEKINE⁺⁵

Monju Development Department
Fast Breeder Reactor Research and Development Center
Tsuruga Head Office
Japan Atomic Energy Agency
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received January 19, 2007)

In order to resume the System Startup Test (SST) of Monju, replacement fuel have to be loaded in exchange for some of initial fuel now loaded in the core to compensate core reactivity lost by decay of Pu-241 in them. The replacement fuel were being stored either in sodium in an ex-vessel storage tank or in air in a storage rack for about 10 years since their fabrication. The initial fuel were irradiated during the SST which was suspended in the end of 1995 and then stayed being loaded in the sodium-circulated core. As this long-term storage and loading may deteriorate mechanical integrity of the assemblies, a study has been made thoroughly on its thermal-hydraulic, structural and material effects on them that might be caused by irradiation in the core, sodium and mechanical environment. The study has shown that the mechanical integrity of them is well maintained even with this long-term storage and loading.

Keywords: Monju, Fast Breeder Reactor, Fuel Assembly, Long-term Storage, Ageing Effect

+1 Fuel Engineering Department, Plutonium Fuel Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Tokai Research and Development Center

+2 Technical Administration Department, Plutonium Fuel Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Tokai Research and Development Center

+3 Technology Development Department, Oarai Research and Development Center

+4 Fuels and Materials Department, Oarai Research and Development Center

+5 Experimental Fast Reactor Department, Oarai Research and Development Center

目 次

1.はじめに	1
2.「もんじゅ」炉心・燃料の概要	1
3.「もんじゅ」における燃料集合体の取扱い	1
3.1 新燃料集合体の受入れから燃料取替までの取扱い	1
3.2 使用済燃料集合体の洗浄処理から貯蔵までの取扱い	2
4.保管燃料集合体の種類と概要	2
4.1 保管燃料集合体の種類	2
4.2 保管燃料集合体の履歴と保管状況	2
5.長期保管燃料の利用について	5
5.1 長期保管燃料の状況	5
5.2 長期保管燃料の利用方針	5
6.長期保管燃料の健全性評価プロセス	5
6.1 検討対象	5
6.2 経年的影響に係る手順の検討	6
6.3 項目の抽出、検討、評価	6
7.保管燃料の経年的影響の考察	6
8.長期保管燃料の健全性評価概要	7
8.1 放射線による劣化	7
8.2 環境の影響による劣化	7
8.3 機械的劣化	10
8.4 燃料組成の変化	12
8.5 その他の要因	13
9.「常陽」における炉心燃料集合体の使用実績	17
9.1 長期保管後の照射履歴を有する事例	17
9.2 長期照射された燃料集合体の照射後試験結果	17
10.燃料以外の炉心構成要素の健全性	18
10.1 燃料以外の炉心構成要素の種類	18
10.2 燃料以外の炉心構成要素の履歴と保管状況	18

11. まとめ	21
謝辞	22
参考文献	22

Contents

1. Introduction	1
2. Summary of core structure and fuel assembly of "Monju"	1
3. Handling of fuel assembly in "Monju"	1
3.1 Handling of new fuel assembly for core loading after receipt at "Monju"	1
3.2 Handling of spent fuel assembly from washing processing to storage	2
4. Summary of storage fuel assemblies	2
4.1 Type of storage fuel assembly	2
4.2 Historical record of storage fuel assemblies	2
5. Usage of the long-term storage fuel	5
5.1 Storage condition	5
5.2 Policy of usage of long-term storage fuel	5
6. Evaluation process for structural integrity of long-term storage fuel	5
6.1 Investigation object	5
6.2 Consideration procedure about ageing effect on long-term storage fuel	6
6.3 Extraction of study items and evaluation	6
7. Consideration of ageing effect on long-term storage fuel	6
8. Evaluation of structural integrity of long-term storage fuel	7
8.1 Irradiation effect	7
8.2 Environmental effect	7
8.3 Mechanical effect	10
8.4 Influence by the change of physical property of fuel	12
8.5 Other factor	13
9. Results of Post Irradiation Examination of fuel assembly at "JOYO"	17
9.1 Example of irradiated fuel after a long term storage	17
9.2 Results of post irradiation examination of fuel assemblies after long-term storage	17
10. Structural integrity of core element except for fuel assemblies	18
10.1 Type of core element except for fuel assembly	18
10.2 Historical record of core element except for fuel assembly	18

11. Conclusion	21
Acknowledgement	22
Reference	22

1. はじめに

「もんじゅ」の運転再開にあたって、今後新たに製造する燃料に加え、平成7年に実施した性能試験で燃焼を経験した燃料及び本格運転以後に使用する予定で保管されている燃料についても利用する計画である。今後の再起動に使用することを予定しているこれら燃料については、製造後、既に10年を越えてナトリウム中(原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽)、あるいは大気中(「もんじゅ」新燃料貯蔵室、東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第三開発室(以下、プルトニウム燃料第三開発室)及びウラン燃料加工メーカー)に保管された状態にある。

これら燃料の保管中における経年的影響について燃料の機械的な健全性の確保の観点から、技術的検討・評価を行う。

2. 「もんじゅ」炉心・燃料の概要

「もんじゅ」の炉心は、図2-1及び図2-2に示すように、炉心燃料集合体、制御棒集合体並びにこれらの周囲を取り囲むブランケット燃料集合体等によって構成され、全体としてほぼ六角形の断面をなす。炉心燃料領域はプルトニウム富化度の異なる2種類の炉心燃料集合体よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより、出力平坦化を図った2領域炉心となっている。

炉心燃料集合体は、図2-3に示すように、正三角形状に配列された炉心燃料要素169本とラッパ管、上部にハンドリングヘッド、上部しゃへい体、下方に下部しゃへい体、エントランスノズル各1個から構成する。炉心燃料要素は多数のプルトニウム・ウラン混合酸化物ペレットを軸方向ブランケット用二酸化ウランペレットとともに、被ふく管内に密封したものである。この燃料要素をラッパ管内に正三角形状に配列して収納し、その下部で支持部材により固定する。隣接する燃料要素間の隙間は、燃料要素にスパイラル状に巻きつけたSUS316相当ステンレス鋼製ワイヤスペーサで保持する。

ラッパ管はSUS316相当ステンレス鋼製であり、燃料要素冷却のための流路を確保すると共に、燃料要素を保護する機能を持つ。

ブランケット燃料集合体の外形は、図2-4に示すように、炉心燃料集合体とほぼ同一で、内部にブランケット燃料要素61本をスペーサにより正三角形状に配列保持している。ブランケット燃料要素は、多数の二酸化ウランペレットを被ふく管内に密封したものであり、炉心燃料要素に比べて太径となっている。

3. 「もんじゅ」における燃料集合体の取扱い

3.1 新燃料集合体の受入れから燃料取替までの取扱い

新燃料集合体は、プルトニウム燃料第三開発室及びウラン燃料加工メーカーより新燃料輸送容器に収納された状態で「もんじゅ」に搬入される。

その後、新燃料集合体は新燃料輸送容器から新燃料移送機を用いて新燃料貯蔵室の貯蔵ラックへ移動し貯蔵される。

次回燃料取替分の燃料集合体は、新燃料移送機及び燃料出入機等を用いて新燃料貯蔵室から炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中に移動し貯蔵される。

燃料取替は、原子炉停止中に燃料取替計画に従って実施される。炉外燃料貯蔵槽に貯蔵されている新燃料集合体と使用を終えた原子炉容器内の使用済燃料集合体を燃料出入機及び燃料交換機等を用いて取り替える。

原子炉から取り出された燃料集合体は崩壊熱が下がるまで(炉心燃料集合体の場合約1年)炉外燃料貯蔵槽に貯蔵される。

新燃料集合体の受入れから燃料取替までの取扱いを図 3.1-1 に示す。

3.2 使用済燃料集合体の洗浄処理から貯蔵までの取扱い

炉外燃料貯蔵槽で崩壊熱の下がった燃料集合体は、燃料洗浄設備を用いて付着しているナトリウムの除去及び燃料缶詰設備を用いてステンレスの密閉容器に収納する缶詰処理を行い、燃料池に移動し水中燃料貯蔵設備に貯蔵する。

使用済燃料集合体の洗浄処理から貯蔵までの取扱いを図 3.2-1 に示す。

4. 保管燃料集合体の種類と概要

4.1 保管燃料集合体の種類

「もんじゅ」の製造済みの燃料集合体は、製造後 10 年以上にわたって「もんじゅ」サイト及びプルトニウム燃料第三開発室等に保管されている。長期保管されている燃料集合体としては、以下の3種類が存在する。

(1) ナトリウム中の原子炉装荷燃料集合体

現在、原子炉容器に装荷されている燃料集合体で平成 7 年に実施した性能試験の照射履歴を有する。

(2) ナトリウム中保管の新燃料集合体

本格運転以後に使用する予定で炉外燃料貯蔵槽内に保管されている新燃料集合体。

(3) 大気中保管の新燃料集合体

(2)と同様に本格運転以後に使用する予定で「もんじゅ」新燃料貯蔵室及びプルトニウム燃料第三開発室等に保管されている新燃料集合体。

4.2 保管燃料集合体の履歴と保管状況

「もんじゅ」の製造済みの燃料集合体履歴と保管状況を以下にまとめる。

4.2.1 ナトリウム中の原子炉装荷燃料集合体(原子炉容器内の装荷状況、図 4.2-1)

(1) 燃料集合体の種類、体数

・炉心燃料集合体	: 108 体(内側炉心), 90 体(外側炉心)
・ブランケット燃料集合体	: 172 体

(2) 照射履歴

性能試験を経験している燃料であり、全出力換算日数(EFPD)40 日^{*1}、炉心燃料集合体燃焼度最大値約 5,700MWd/t(設計値 約 64,000MWd/t)の照射履歴を有する。また、最高温度はラッパ管で約 500°C、燃料被ふく管(肉厚中心)で約 550°C(定格出力時最高温度 675°C)を経験している。

	高速中性子(>0.1MeV)	全中性子
最大中性子束	$1.7 \times 10^{15} n/cm^2/s$ (設計値 $4 \times 10^{15} n/cm^2/s$)	$2.8 \times 10^{15} n/cm^2/s$
最大フルエンス量	$1.3 \times 10^{22} n/cm^2$ (設計値 $1.7 \times 10^{23} n/cm^2$)	$2.1 \times 10^{22} n/cm^2$

(3) 保管環境

- ・ナトリウム温度 : 約 $200^{\circ}\text{C} \pm 30^{\circ}\text{C}$
- ・ナトリウム純度 : 酸素濃度 3ppm 以下
(平成 10 年 9 月 30 日までは 10ppm 以下)^{*2}
- ・ナトリウム流量 : 約 $0.1 \sim 0.6 \text{m/s}$ (集合体内流速: ポニーモータ運転時)
- ・装荷状態 : エントランスノズルと連結管間で直立自立状態, 上部及び下部炉心支持枠によって支持

(4) 保管履歴

① 炉心燃料集合体

- ・製造終了年月 : 平成 3 年 2 月～平成 6 年 1 月
- ・大気中保管期間(最大) : 約 1 年 7 ヶ月
- ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 1 年 1 ヶ月
- ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約 12 年 5 ヶ月(平成 18 年 3 月現在)

② ブランケット燃料集合体

- ・製造終了年月 : 平成 3 年 1 月～平成 3 年 3 月
- ・大気中保管期間(最大) : 約 7 ヶ月
- ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約 14 年 7 ヶ月(平成 18 年 3 月現在)

* 1: 燃料取出しまでの設計全出力換算日数(EFPD)492 日の約8%

* 2: 設工認申請時の燃料被ふく管強度評価に基づき, より確実な酸素濃度管理を行うため, 原子炉運転中ににおける1次冷却材中酸素濃度の管理目標値として 10ppm 以下に保つ保安規定の内容を, 平均的に 3ppm 以下に保つように変更した。

4.2.2 ナトリウム中保管の新燃料(炉外燃料貯蔵槽内の保管状況, 図 4.2-2)

(1) 燃料集合体の種類, 体数

- ・炉心燃料集合体 : 24 体(内側炉心), 0 体(外側炉心)
- ・ブランケット燃料集合体 : 34 体

(2) 保管環境

- ・ナトリウム温度 : 約 $200^{\circ}\text{C} \pm 10^{\circ}\text{C}$

・ナトリウム純度	: 酸素濃度 10ppm 以下
・ナトリウム流量	: 移送ポット内自然対流、移送ポット間接冷却
・保管状態	: 燃料移送ポット内、自立直立状態

(3) 保管履歴

① 炉心燃料集合体

・製造終了年月	: 平成7年6月
・大気中保管期間(最大)	: 約6ヶ月
・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大)	: 約10年4ヶ月(平成18年3月現在)

② ブランケット燃料集合体

・製造終了年月	: 平成6年11月
・大気中保管期間(最大)	: 約9ヶ月
・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大)	: 約10年8ヶ月(平成18年3月現在)

4.2.3 大気中保管の新燃料集合体

(1) 燃料集合体の種類、体数

・炉心燃料集合体	: 20体*(内側炉心), 38体*(外側炉心)
・ブランケット燃料集合体	: 71体

(2) 保管環境

① 「もんじゅ」新燃料貯蔵室

・保管場所	: 新燃料貯蔵ラック(図4.2-3)
・保管状態	: 直立自立状態

② プルトニウム燃料第三開発室

・保管場所	: 集合体貯蔵ピット(図4.2-4)
・保管状態	: 吊り下げ状態

③ ウラン燃料加工センター

・保管場所	: 貯蔵庫貯蔵ラック
・保管状態	: 直立自立状態(ビニール梱包状態)

(3) 保管履歴

① 「もんじゅ」新燃料貯蔵室

(i) 炉心燃料集合体

・製造終了年月	: 平成4年12月～平成7年9月
・大気中保管期間(最大)	: 約13年4ヶ月(平成18年3月現在)

(ii) ブランケット燃料集合体

・製造終了年月	: 平成3年3月
・大気中保管期間(最大)	: 約15年(平成18年3月現在)

(2) プルトニウム燃料技術開発センター

(i) 炉心燃料集合体

- ・製造終了年月 : 平成8年4月
- ・大気中保管期間(最大) : 約9年11ヶ月(平成18年3月現在)

(3) ウラン燃料加工メーカー

(i) ブランケット燃料集合体

- ・製造終了年月 : 平成7年10月～平成8年3月
- ・大気中保管期間(最大) : 約10年5ヶ月(平成18年3月現在)

* : 予備体各2体含む

5. 長期保管燃料の利用について

5.1 長期保管燃料の状況

「もんじゅ」では、初装荷燃料198体による炉心構成によって、臨界を迎え、その後の性能試験において、100%出力を達成する計画としていた。しかし、平成7年12月の40%出力試験中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故によって運転が中断し、その後10年にわたる停止期間があり、「もんじゅ」燃料は、その間ナトリウム中又は大気中保管されていた。そのため、「もんじゅ」燃料中のプルトニウム241(半減期14年)は減衰し、炉心の反応度は低下しており、運転を再開するためには燃料取替が必要となっている。

5.2 長期保管燃料の利用方針

5.1で述べたように、これら長期保管状態にある燃料については、燃料中のプルトニウム241が減衰し、炉心の反応度は低下しているものの燃料自体は、燃焼も進んでいない。また、本格運転以後に使用する予定で保管されている燃料は照射していない未使用の状態である。そのため運転再開に関しては、反応度回復に必要な燃料を新たに製造するとともに、保管燃料について経年的影響(中性子照射、ナトリウム環境、フレッティング摩耗等の機械的劣化などの要因)を評価し、これら燃料健全性が確保されていることを確認した上で、資源の有効利用の観点から、できるだけ長期保管燃料を利用する方針とする。また、長期停止に伴い、プルトニウム241が減衰して生成されるアメリシウム241(半減期433年)による燃料物性への影響を評価し、その安全性について確認する。

6. 長期保管燃料の健全性評価プロセス

ナトリウム中試験、「常陽」及び「もんじゅ」先行照射分の照射後試験の実績、海外炉の経験を踏まえ、以下に示す検討対象に対して、経年的な影響に係る事項の抽出と検討を行う。

6.1 検討対象

検討対象は以下とした。

- ① ナトリウム中保管の原子炉装荷燃料集合体
- ② ナトリウム中保管の新燃料集合体
- ③ 大気中保管の新燃料集合体

6.2 経年的影響に係る手順の検討

次の事項から経年的影響に係る該当事項を抽出し、調査すべき事項、反映すべき事項の有無を検討する。

- ・ 燃料集合体に要求されている機能、主要仕様等
- ・ 燃料集合体の製作及び試験検査の要求事項
- ・ 研究開発(R&D)に基づく知見
- ・ ナトリウム中試験、照射後試験等の実績、データ等
- ・ 試験・解析に基づく検討評価
- ・ プラント運転保守経験
- ・ 高速実験炉「常陽」の経験
- ・ 海外高速炉の情報

6.3 項目の抽出、検討、評価

長期保管状態にある燃料集合体について、経年的な影響に係る①放射線による劣化②環境による劣化③機械的劣化、④燃料組成の変化、⑤その他の要因を抽出し、熱、流動、構造強度、燃料、材料等の長期保管に伴う影響として可能性がある項目について、網羅的に整理したものを表 6.3-1 に示す。

なお、燃料組成の変化による核的影響やアメリシウムによる燃料物性への検討については、「もんじゅ」の初装荷燃料の変更計画に係る設置変更手続き(安全審査)などで、その安全性を明らかにしていくこととし、ここでは検討の対象外とする。

7. 保管燃料の経年的影響の考察

表 6.3-1 を基に経年的な影響に係る事項を抽出し、燃料集合体の保管状態を A:ナトリウム中の原子炉装荷燃料、B:ナトリウム中保管の新燃料(炉外燃料貯蔵槽)、C:大気中保管の新燃料(「もんじゅ」・東海・メーク)に分類し、保管状態、設計条件、トラブル事例などから経年的影響をどの程度考慮すべきかを評価した。その結果を表 7-1 に示す。

なお、本表において経年的影響の考慮の程度について検討要であるものを「◎」、影響は僅少であると思われるが検討した項目について「○」とした。例えば、原子炉は停止されており、中性子照射の影響は非常に小さいと思われるが、中性子照射による材料強度や延性の低下について検討した。

このうち、機械的劣化のうち高温クリープによる燃料構成要素の変形については、原子炉停止期間中、燃料集合体の構成部材、燃料被ふく管等の温度は、約 200°C と低く、クリープ現象が関与しない温度領域であるため、検討不要とした。同様に、疲労による燃料構成要素の材料強度低下についても、原子炉停止期間中、燃料被ふく管等の温度もほぼ一定(約 200°C)に保たれており、ひずみを伴う繰り返し荷重を負荷されるような要因がないため、停止期間中に高温クリープによる累積損傷が蓄積されることはないと検討不要とした。

また、ブランケット燃料集合体の健全性評価は、以下の理由から炉心燃料集合体の健全性評価に包絡されると考えられる。

- ・ 構成部材が炉心燃料集合体と同様であること。
- ・ 長期保管条件(温度、酸素濃度等)が炉心燃料集合体と同様であること。

- ・最大フルエンス($>0.1\text{MeV}$)が炉心燃料集合体に比べ小さいこと。
- ・運転時の使用温度が炉心燃料集合体より低いこと。

8. 長期保管燃料の健全性評価概要

8.1 放射線による劣化

原子炉内で材料は中性子照射によって劣化する。燃料被ふく管やラッパ管の材料は、高速中性子による照射損傷への耐性を考慮して、SUS316相当ステンレス鋼が使用されている。

8.1.1 中性子照射による影響

(1) 燃料構成要素の材料強度低下

① 中性子照射による材料強度の低下

材料の強度に影響する効果では、中性子のエネルギーが 0.1MeV を超えるようになると中性子との衝突によって金属結晶格子上の原子がはじき出されて、結晶格子の乱れ(格子欠陥)ができるようになる。はじき出された格子間原子が円盤状に析出し、それが成長して転位密度を増加させることなどによる変形抵抗の増加(照射硬化)があるが性能試験を経験した被ふく管の最大高速中性子照射量($>0.1\text{MeV}$)が少ないと、停止期間中は中性子照射による影響が非常に小さいことから材料強度の低下はないと考えられる。尚、この硬化は $500\sim550^\circ\text{C}$ 以上では回復するので問題にはならない。

② 中性子照射による材料延性の低下

核変換で生成したヘリウムは 550°C 以上で移動しやすくなり、 700°C を超えると結晶粒界でのヘリウム気泡形成のため延性が低下するが、性能試験を経験した燃料の照射履歴から中性子照射量が少ないと、被ふく管最高温度は約 550°C 、ラッパ管最高温度 500°C であることから、延性低下は問題にはならない。

③ 中性子照射による材料スエリング、クリープによる影響

燃料被ふく管やラッパ管の材料である SUS316 相当ステンレス鋼も中性子照射によってスエリングを起こし、体積が膨張する。SUS316 相当ステンレス鋼のスエリングの高速中性子照射量依存性を図 8.1.1-1¹⁾ に示す。ナトリウム中の原子炉装荷燃料の最大高速中性子照射量($>0.1\text{MeV}$)は $1.3 \times 10^{22}\text{n/cm}^2$ であり、中性子照射によるスエリングの影響はほとんどない。なお、「もんじゅ」炉心(低燃焼度炉心)の被ふく管の設計最大高速中性子照射量($>0.1\text{MeV}$)は $1.7 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ である。

原子炉内で燃料が燃焼すると被ふく管内に核分裂生成ガス(FP ガス)がたまり、内圧が高くなる。この内圧による応力によって、被ふく管はクリープ変形し、徐々に外径が増大する。原子炉燃料の被ふく管のクリープは、温度の上昇によって加速される高温クリープと中性子照射によって加速される照射クリープがある。性能試験を経験した原子炉装荷燃料の被ふく管内圧上昇(後述)は小さく、高温クリープの影響はほとんどない。また、高速中性子照射量も小さいことから、中性子照射による照射クリープ歪の影響はほとんどない。なお、「もんじゅ」では燃焼末期の被ふく管内圧は約 7MPa となる。

8.2 環境の影響による劣化

8.2.1 ナトリウム環境による影響

(1) 原因、メカニズム

ナトリウムによる材料の腐食機構は二つに大別される。一つは、材料中の特定構成元素が液相のナト

リウム中へ溶出して腐食されるものと、もう一つはナトリウム中の不純物、特に酸素と構成元素(主に Fe)との化学的な反応によって腐食が進行するものである。

元素の溶出を伴う腐食は、基本的にナトリウム中における成分元素の溶解度に主に支配される。溶解度は温度に依存し、低温側になるほど小さくなるのが一般的である。これまでの SUS316 燃料被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼等)を対象とした流動ナトリウム中実験結果²⁾によれば、概ね 500°Cを超えると Ni, Cr, Mn などの主要な構成元素の溶出が接液近傍で観察される。しかし、500°Cより低温側では主要な構成元素の溶出は殆ど生じないことが示されており、また一定温度では温度差による質量移行現象も生じない。従って、今回の約 200°C の保管温度では溶出による影響は無視できる。実験結果の一例を図 8.2.1-1 に示す。

また、不純物としてナトリウム中に酸素が混入すると、それが材料中の Fe と反応して複合酸化物を形成し腐食が進行する。ナトリウム中に不純物として存在する酸化物(Na₂O)は Fe を単独で直接酸化させることは出来ないが、図 8.2.1-2 に示すように、エネルギー的により安定な複合酸化物(Na₄FeO₃)を形成することで Fe を腐食させる³⁾。しかし、図 8.2.1-2 から判るように、約 400°C 以下では Na₂O の方が安定な条件となり、Fe の腐食は生じないことになる。従って、保管中の約 200°C のナトリウム中では不純物酸素による腐食は進行しない。

(2) ナトリウム純度

ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とともに、ナトリウムが空気と接触しない構造としている。そのため、設備的には空気混入しにくい機器設計となっており、原子炉の自由液面ナトリウムの酸化防止としてカバーガスバウンダリの確保のために系統内のアルゴンガス圧は、運転及び起動時 39kPa～54kPa、停止時(低圧モード運転時)2.9kPa～4.9kPa で正圧に自動制御している。原子炉内圧力が低下した場合、運転及び起動時 30kPa～46kPa で、停止時 0.29kPa で警報が発報し運転員に知らせる。

また、炉外燃料貯蔵槽の自由液面ナトリウムの酸化防止としてカバーガスバウンダリの確保のために系統内のアルゴンガス圧は、2.9kPa～7.8kPa で正圧に自動制御している。炉外燃料貯蔵槽内圧力が低下した場合、1.96kPa で警報が発報し運転員に知らせる。

供給するアルゴンガスは高純度(99.999%以上)のアルゴンガスとし、系統圧力が約 1 MPa であり大気圧より高いため、空気の巻き込みはない。アルゴンガス供給系の圧力が低下した場合、警報が発報し運転員に知らせる。

ナトリウム純度悪化の要因は空気が系内へ取り込まれた場合、空気中の主成分である窒素と酸素のうち、酸素はナトリウム中に溶け込むためアルゴンガス中ではほとんど検出されず、窒素はナトリウムに溶け込まないことから、窒素を分析、監視することによって間接的に酸素の巻き込みを評価することができる。アルゴンガスはカバーガス純度監視装置にて連続監視しており、窒素濃度が 1600ppm 以上で警報が発報し、運転員に知らせる。

直接、ナトリウム純度の監視としては、プラギング(PL)計にて確認する方法があるが、設備点検等において1次ナトリウム純化系がドレン中の場合は、PL 計温度が測定できず、ナトリウム純度監視ができない状況となる。ナトリウム純度監視の例として、原子炉内のナトリウム中酸素濃度の推移を図 8.2.1-3 に示す。系統昇温した場合、構成材料表面の酸化膜からの酸素移行や金属中に吸収されている水素放出等

によってナトリウム中の不純物濃度が変化し、プラギング計の指示変動がみられる。このため、性能試験時の酸素濃度推移は約2～約7ppm であったが、コールドトラップによる純化を継続することにより、酸素濃度は3ppm 以下に低下し、これまで維持している。また、炉外燃料貯蔵槽については、これまで4ppm 以下で推移している。

(3) 設計上の扱い・評価

「もんじゅ」燃料集合体の強度評価においては、燃料被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼等)を対象としたナトリウム腐食評価式を用いている。

$$C_{Na} = \sum_i \frac{t_i}{8760} \cdot C_{Ri}$$

$$C_{Ri} = 4.927 \times 10^8 \cdot \exp\left(\frac{-1.647 \times 10^4}{Ti + 273}\right) \cdot Oxi$$

ここで、 t_i : 使用(原子炉内滞在)時間(hr)

C_{Na} : 外面腐食量(μm)

Ti : 接液面温度($^{\circ}C$) [適用範囲: 400～700 $^{\circ}C$]

Oxi : ナトリウム中酸素濃度(ppm)

(4) 強度への影響

強度への主な影響因子として、ナトリウム中における材料の脱浸炭現象が挙げられる。燃料被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼等)を対象とした高温ナトリウム中試験結果では、500 $^{\circ}C$ 程度では強度に影響を与えるような脱浸炭現象は生じておらず、500 $^{\circ}C$ で最長 18000 時間までナトリウム中に浸漬された後の高温引張強度は、同一条件で熱履歴のみを受けた材料の強度と同等であることが確認されている(図 8.2.1-4⁴⁾)。また、SUS304 の高温引張強度及びクリープ強度についても、実際に約 10 万時間までナトリウム中で使用された後の強度の試験結果から、同様にナトリウムの影響はない結果が得られている。引張試験結果の例を図 8.2.1-5¹⁾に示す。

これらのことから、長期ナトリウム中保管による強度への影響は無視できるものと判断される。

(5) 「もんじゅ」長期保管燃料の外面腐食の評価について

約 10 年間にわたって原子炉は停止状態であるため、「もんじゅ」長期保管燃料は約 200 $^{\circ}C$ 一定のナトリウム中で保管されている。ナトリウムによる材料の腐食機構は、材料中の特定構成元素が液相のナトリウム中へ溶出して腐食されるものと、ナトリウム中の不純物、特に酸素と構成元素(主に Fe)との化学的な反応によって腐食が進行するものである。これまでの知見により、500 $^{\circ}C$ より低温では主要な構成元素の溶出現象は殆ど生じず、均一な温度では温度差による質量移行も生じないことが判っている。また、不純物(酸素)については約 400 $^{\circ}C$ 以下では Na₂O の方が安定な条件となり、不純物による Fe の腐食は生じないことになる。従って、保管中の約 200 $^{\circ}C$ のナトリウム中では溶出による影響は無視でき、不純物酸素による腐食は進行しない。

なお、燃料被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼)を対象とした設計用の腐食式では、被ふく管外面温度

400°C*ナトリウム中酸素濃度 10ppmとした場合の保管期間の約 14 年間において腐食量が約 1.6μmとなる。燃料設計においては、燃料被ふく管肉厚として公差を考慮した最小値を用いているが、この保管中の腐食量は肉厚寸法公差±27μmに比較して十分に小さい値であり、保管中に腐食量は問題とならない。

- * :適用範囲が 400°C~700°Cであるため 400°Cを用いた。現状ナトリウムは約 200°Cで維持されていることから、実際の腐食量は更に小さい。

8.2.2 大気環境による影響

(1) 塩害による材料腐食(材料の応力腐食割れ)

原子炉容器に装荷される前の新燃料集合体については、「もんじゅ」新燃料貯蔵室、プルトニウム燃料第三開発室及びウラン燃料加工メーカーで保管されている。これらの専用施設は温度管理され、結露もない環境に維持されており、大気環境における経年的影響は無視できるものと考えられる。また、燃料集合体は貯蔵容器内でかつ上部に蓋等をして保管していることから、汚染物(鉄分、チリ、ほこり)が付着する可能性は少ない。

念のためこれら燃料集合体の保管環境を確認するため、燃料集合体ラッパ管表面の付着塩分量の測定*を実施した結果、すべての測定結果が 5mgCl/m^2 以下であったことから大気環境における経年的影響は問題ない。

大気中保管「もんじゅ」燃料集合体の付着塩分量測定結果を図 8.2.1-6 に示す。

(2) 大気中酸素による錆の発生(材料の腐食など)

「もんじゅ」新燃料貯蔵室、プルトニウム燃料第三開発室及びウラン燃料加工メーカーの大気中に保管されている燃料集合体から合計8体(上記(1)で付着塩分量のサンプリングした燃料集合体と同一)について、外観確認を実施した結果、有害な割れ、傷、腐食及び変色等がないことを確認している。

- * :「もんじゅ」新燃料貯蔵室、プルトニウム燃料第三開発室及びウラン燃料加工メーカーの大気中に保管されている燃料集合体から合計8体について、平成 18 年3月付着塩分量の測定を実施した結果、すべての分析結果が 5mgCl/m^2 以下であることを確認した。最大値は、 4.8 mgCl/m^2 であった。付着塩分量の管理目標値は、ステンレス鋼の腐食の発生しない 70mgCl/m^2 以下と定めていることから、塩分により腐食することはないと考えられる。なお、付着塩分量の管理目標は、付着塩分量 100mg/m^2 以上で発錆する⁵⁾と示されていることから、塩素量の管理目標値を 70mgCl/m^2 以下と定めている。

8.3 機械的劣化

8.3.1 摩耗、フレッティングによる影響

燃料集合体内において隣接する燃料要素間の隙間を確保するため、燃料要素にはスパイラル状にワイヤスペーサが巻付けられている。フレッティング摩耗とは接触面における微小な往復滑りあるいは振動摩擦の繰り返しが主因となる形態をいい、ここでは、被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕、ワイヤスペーサの緩みについて検討した。

(1) 被ふく管の擦り痕

「もんじゅ」燃料集合体では「常陽」Mk-I ドライバー燃料集合体で確認されたワイヤスペーサによる擦り痕防止対策が施されている。すなわち燃料設計段階において図 8.3.1-1 に示すように、Porosity/Ring とワイヤ巻付けピッチを擦り痕発生領域外で規定し、燃料集合体内での燃料要素の振動を抑制している*。さらに、40%出力までの性能試験及びその後の低温状態でのナトリウム中長期保管を経験している原子炉装荷燃料集合体及びナトリウム中保管の新燃料においても保管中における冷却材流速はきわめて低速であることから、図 8.3.1-2 に示すように、燃料要素が運転時ほど過度に振動することではなく、擦り痕が発生することはない。

(2) ワイヤスペーサの緩み

ワイヤスペーサは製造時に 98N(10kgf) の張力で巻付けられており、強度計算において、寿命期間中のワイヤ張力はワイヤスペーサと被ふく管の相互作用による応力として計上されている。

ワイヤ張力は被ふく管との温度差により変化するが、保管中の温度差がないことから張力は維持され、また高温クリープは約 200°C の低温域では生じないことから、クリープ緩和することなく、ワイヤ張力は確保されているものと考えられる。

図 8.3.1-3 に強度評価上のワイヤ張力の時間変化を示す。このように、燃焼開始とともに製造時のワイヤ張力はクリープ緩和し、その後、被ふく管とワイヤスペーサの温度差による熱膨張歪み差でワイヤ張力は復活すると同時に、被ふく管のスエリング变形の増加に伴い、ワイヤ張力は緩やかに増加する。

以上のことから、保管中の被ふく管とワイヤに温度差がないこと、また、高温クリープは約 200°C の低温域では生じないことから、ワイヤ張力はクリープ緩和することなく、製造時の状態で維持されており、今後の使用に際してもワイヤが緩むことはない。

* : 高速増殖炉もんじゅ発電所に関する行政庁確認 10 項目「燃料被覆管の擦り痕について」

8.3.2 自己融着による影響

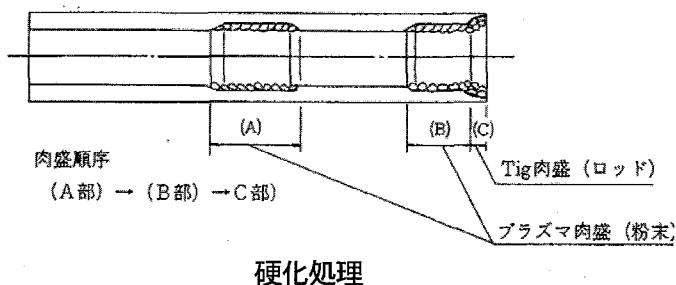
ナトリウム環境では材料表面に生成した酸化膜を容易に還元することから、材料同士が直に接触負荷されると、ステンレス鋼同士の組み合わせでは構成元素の相互拡散によって自己融着を生じる。

炉心構成要素は炉心支持板連結管に自立する構造であり、エントランスノズル部の球面座と燃料集合体の支持する炉心支持構造物の接触部分、すなわち、炉心支持板の連結管においては上端開口斜面部及び上下部内側の炉心構成要素エントランスノズルとの嵌め合い部に自己融着防止のため硬化処理(ステライト No.6)を施している。以下に、硬化処理法と長期ナトリウム中保管時における健全性について検討する。

(1) 硬化処理法

- | | |
|--------------|-----------------------------|
| ① プラズマ肉盛(粉末) | : エントランスノズル |
| ・予熱温度 | : 100°C以上 |
| ・後熱処理 | : 徐冷 |
| ・積層方法 | : 1 層盛(連続スパイラルにて3mm~4mm 肉厚) |

・肉盛材料	: ステライト No.6
・化学成分の一例	: Co,Cr,W,C,Fe
② Tig 肉盛(ロッド)	: 球面座部
・予熱温度	: 100°C以上
・後熱処理	: 徐冷
・積層方法	: 円周重ね肉盛(2~3層盛)
・肉盛材料	: ステライト No.6
・化学成分の一例	: Co,Cr,W,C,Fe



(2) 表面硬化材の剥離性

保管中はほぼ一定温度でかつ 200°C程度の低温域であることから、温度変動による連結管母材と表面硬化材との熱膨張差やナトリウム腐食による剥離への影響は無視できる。このことは、表面硬化材と合金(SUS316)との耐剥離性を確認するために、ナトリウム中熱サイクル(温度: 420°C~600°C / ΔT180°C, 热勾配: 約 30°C/秒, 繰返し数: 200 回)による厳しい熱衝撃条件下でも表面硬化材の剥離現象は認められなかつた^{⑥)}ことからも裏づけられる。このことから、長期保管中において表面硬化材が剥離することは無いと言える。

(3) 保管中における表面硬化材のナトリウム腐食

ステライト No.6 表面硬化材の年間あたりのナトリウム腐食量は、600°Cの高温腐食試験で年間約 0.5μm 程度(400°Cで約 0.1μm 程度)^{⑥)}である。保管中のナトリウム温度は 200°Cであるが、保守的にこの値をそのまま保管期間(約 14 年)に適用しても 7μm 程度であり、表面硬化材の通常に肉盛厚み(3~4mm)に比較すると無視できる量であり、表面硬化材の機能を損なうような問題とはならない。

また、530°Cの流動ナトリウム中に 4,000 時間に及ぶナトリウム腐食試験後に測定された表面硬化材の硬さ値は、受入時と有意な差はなく、保管後の摩擦・摩耗性などに対しても十分な機能を有していると考えられる

8.4 燃料組成の変化

「もんじゅ」炉心燃料に用いるプルトニウム原料の同位体組成は、再処理された燃料のウラン濃縮度、燃焼度、冷却期間などに依存する。核分裂性プルトニウム 241 は、半減期約 14 年でアメリシウム 241 に

自然崩壊するため、再処理後も時間の経過に伴い同位体組成が変化する。

なお、燃料組成の変化による核的影響やアメリシウムによる燃料物性への検討については、「もんじゅ」の初装荷燃料の変更計画に係る設置変更手続き(安全審査)などで、その安全性を明らかにしていくこととし、ここでは検討の対象外とする。

8.5 その他の要因

8.5.1 被ふく管の内圧上昇による影響

Heガスは熱伝達特性に優れたガスとして燃料要素の製造時に約0.1MPaで封入されるが、長期保管中におけるPu-238等の α 崩壊やAmの蓄積に伴った長期保管中における追加的なHeガス生成が考えられる。このHeガスは核分裂に伴う希ガス(Kr, Xe)と同様に燃料要素内に放出され、燃料要素の内圧を上げる要因となる。

(1) Pu等の α 崩壊によるHe放出の影響

① Puの α 崩壊によるHeガス生成

製造時燃料組成に基づくと約14年の保管中にPuの α 崩壊によるHeガスの生成は約0.08MPa(常温時)に相当する量のHeガスが生成され、このHeガスがすべて放出されると仮定すると燃料要素の内圧は製造時の約0.1MPaから約0.18MPaへと上昇するが、被ふく管強度に及ぼす影響は軽微であり、問題にはならない。

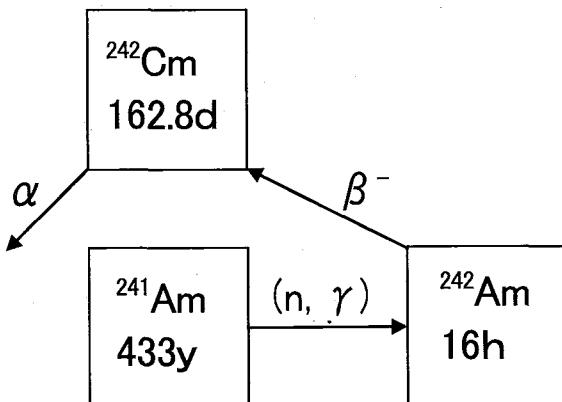
② Amの α 崩壊によるHeガス生成

Am-241の α 崩壊は半減期が約433年と長いことから、Puの α 崩壊に比べて非常に少ない。

(2) Am蓄積によるHe放出の影響

保管中に蓄積するAm-241は、燃焼期間中における以下の反応で短半減期のCm-242(半減期162.8日)に変換され、これより燃焼期間中のHe生成が促進される。

しかし、原子炉停止中はCm-242がほとんど生成されないことから、問題にならない。



8.5.2 被ふく管の内面腐食による影響

(1) 原因、メカニズム

被ふく管の内面腐食は、燃料と被ふく管間のギャップに蓄積した揮発性の FP であるセシウム(Cs), テルル(Te)等により促進される燃料と被ふく管との化学的相互作用(FCCI)により発生するものであり、局所燃焼度^{*1}約 18,000MWd/t 以上かつ被ふく管内面温度約 470°C以上の条件で観察される(図 8.5.2-1)。燃料の高燃焼度化に伴いセシウム, テルル等の FCCI に関する FP の生成量が増大し、燃料・被ふく管間ギャップ部への移行・蓄積が顕著になるため、高燃焼度燃料では被ふく管の内面腐食による肉厚減少が発生する場合がある。

FCCI のメカニズムは十分には解明されていないが、仏国では Phenix の高燃焼度燃料の観察結果から、Te が FCCI に重要な役割を果たしていると考えられている。照射により生成された Te は Cs と Cs₂Te を形成する。Cs₂Te は揮発性であるため、燃料の高温部から低温部の燃料・被ふく管間ギャップに移行し、Cs が酸素の存在下で被ふく管成分のクロム(Cr)と反応し重クロム酸セシウムを形成することにより Te を放出する。このフリー-Te が被ふく管構成元素(Fe, Ni, Cr)と反応することによって、被ふく管の肉厚を減少させるものと考えている。

燃焼中の燃料は、燃料ペレット径方向で大きな温度分布があり、燃料温度が上がった状態で熱力学的平衡により酸素が再分布することが知られている。この酸素ポテンシャルを O/M と温度の関数として測定した結果、20%, 30%Pu を含む MOX と 2%Np/2%Am を含む MOX を比べると Am 等を含むことによって酸素ポテンシャルが僅かに高くなることが観察されている。

また、FP は同時に放出される酸素の全てと結合できず燃焼度の増加に伴って酸素が余剰になるため燃料の O/M は増加し、燃料内の酸素ポテンシャルは燃焼度の増加で高くなる。

(2) 照射後試験の結果、「常陽」等の経験

原子炉内滞在期間の長い燃料集合体の照射後試験結果の例

① C型照射燃料集合体の PIE 結果

「常陽」で照射されたC型照射燃料^{*2}の「もんじゅ」タイプ被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼)の内面腐食量は、35.7μm であった。

主な照射条件

- ・最高燃焼度 : 119,200MWd/t
- ・原子炉内滞在期間 : 昭和 61 年 2月 4 日～平成 3 年 10 月 10 日(約 5.7 年)
- ・全出力換算日数(EFPD) : 836.7 日

② B型照射燃料集合体の PIE 結果

「常陽」で継続照射されたB型照射燃料^{*3}の「もんじゅ」タイプ被ふく管(SUS316 相当ステンレス鋼)の内面腐食量は、19.8μm であった。

主な照射条件

- ・最高燃焼度 : 56,400MWd/t
- ・全出力換算日数(EFPD) : 671.2 日

(集合体番号 PFB030,PFB060,PFB070,PFB080 にて継続照射)

・原子炉内滞在期間	： 約3.3年
・PFB030	： 昭和 63 年 2月 18 日～昭和 63 年 9月 12 日
・PFB060	： 昭和 63 年 11月 22 日～平成 2年 1月 8日
・PFB070	： 平成 2年 7月 7日～平成 3年 6月 7日
・PFB080	： 平成 4年 7月 17 日～平成 5年 4月 5日

(3)「常陽」等の照射実績の経験

「常陽」及び海外炉を用いた SUS316 相当ステンレス鋼被ふく管による照射実績によると、10at.%を越える高燃焼度条件においても内面腐食量は 100μm を下回っており、燃焼に伴う内面腐食は高燃焼度側で飽和する傾向を示している⁷⁾。

また、高燃焼度燃料の FCCI による内面腐食については、Phenix で約 14at.%燃焼した高 Ni 鋼被ふく燃料や PFR で 20at.%以上燃焼した PE16 高 Ni 鋼被ふく燃料では内面腐食量は 100μm を下回っている。

(4)「もんじゅ」長期保管燃料の内面腐食の評価について

ナトリウム漏えい事故後、約 10 年間にわたって原子炉容器内に装荷されている性能試験を経験した保管燃料の燃焼度は低く、現在まで約 200°C一定のナトリウム中で保管されている。また、その他の保管燃料については未使用の状態で約 200°Cのナトリウム中もしくは室温の大気中で保管されている。これまでの知見より、局所燃焼度約 18,000MWd/t 以下又は被ふく管内面温度約 470°C以下では、内面腐食の発生は確認されていないことから、これら保管燃料で被ふく管内面腐食の発生はないものと考えられる。

一方、Am 蓄積による被ふく管内の腐食への影響については、Am_xO_y の解離酸素によって定常状態では平衡酸素ポテンシャルがわずかに増加するとされているが、保管中の燃料温度が低く、熱力学的平衡による酸素再分布は生じないことから、被ふく管の内面腐食への影響は殆ど問題にならないと考えられる。

* 1: 局所燃焼度:被ふく管の強度評価部位のペレット燃焼度

* 2: C 型照射燃料集合体は、試験用燃料要素をバンドル(束)の状態で照射し、同時に多数の照射データを得ることができ燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。

* 3: B 型照射燃料集合体は、コンパートメントタイプの照射であり、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、またコンパートメントを適宜取出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

8.5.3 集合体パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落による影響

燃料集合体パッド部表面には、耐自己融着性や耐摩耗・低摩擦性の観点から表面硬化材(クロムカーバイド/ニクロム[LC-1H]、厚み 75±25μm)が施工される。ここでは、LC-1H 表面硬化材の長期ナトリウム中保管時における健全性について検討する。

(1) 保管中の自己融着性

ナトリウム環境では材料表面に生成した酸化膜を容易に還元することから、材料同士が直に接触負荷されると、ステンレス鋼同士等の組合せでは構成元素の相互拡散によって自己融着を生じる⁸⁾。これ

らを抑制するため、前述した表面硬化材がパッド部表面に施工されている。LC-1H 表面硬化材を用いたナトリウム中における自己融着試験の結果によれば、自己融着現象は 600°Cまで認められていない(図 8.5.3-1)。このことは、より低温域の 200°C程度のナトリウム中で保管された状態では、自己融着現象は生じないと見える。

(2) 表面硬化材の剥離性

集合体パッド部形状や被膜厚さ等を模擬したナトリウム中熱サイクル(温度:420°C~600°C, 熱勾配:約 30°C/秒, 繰返し数:100 回)による厳しい熱衝撃条件下でも表面硬化材の剥離現象は認められなかった(図 8.5.3-2)。また、ナトリウム腐食試験後(600°C, 4,000 時間)及び上記の熱衝撃試験後の曲げ試験においても、腐食等に起因した割れ性や剥離性が変化する結果は得られていない。

燃料保管中のナトリウム温度はほぼ一定温度かつ 200°C程度の低温域であることから、温度変動によるパッド部母材と表面硬化材との熱膨張差やナトリウム腐食による剥離は無視できる。

(3) 保管中のナトリウム腐食性

LC-1H 表面硬化材のナトリウム腐食量は、約 600°Cの高温域腐食試験の結果から年間最大 1.0μm 程度⁹⁾とされている。保管中のナトリウム温度は約 200°Cであるが、保守的にさらに腐食速度をそのまま保管期間(約 14 年)に適用しても 14μm 程度であり、表面硬化材の施工許容値(±25μm)の範囲内に収まり、問題ないと言える。また、600°Cで最長 4,000 時間に及ぶナトリウム腐食試験後に測定された表面硬化材の硬さ値は、受け入れ時と有意な差ではなく、保管後の摩擦・摩耗性等に対しても十分な機能を有していると考えられる。

8.5.4 プレナムスプリングの機能劣化による影響

プレナムスプリングは、輸送及び取扱い中において燃料スタックの移動を防止することが要求機能であり、炉心燃料集合体が原子炉内に装荷された時点での機能は果たされている。

一般にステンレス鋼製スプリングに対する設計上の使用限界温度は約 300°Cと言われている。ナトリウム及び空気中で長期保管状態にする燃料要素内の、プレナムスプリングについては、温度が 300°Cを上回ることはなく、現在も製造時の押し付け力で燃料スタックを固定しているものと考えられ、今後の輸送及び取扱い時に機能が損なわれることはない。

8.5.5 タグガスの組成変化による影響

(1) タグガスの概要

タグガスは、炉心燃料集合体数(198 体)を考慮して合計で 270 種類(同位体比で Kr-78/80:11 種類、Kr-82/80:4 種類、Xe-126/129:9 種類)が用意されている。このタグガスの同位体比の種類は、タグガス核種の中性子照射による組成(同位体比)変動、燃料の核分裂による生成に起因した組成変動、タグガス製造時の誤差及び質量分析上の誤差を考慮しても、破損燃料集合体の同定できるように設定されている。

(2) 原子炉停止中のタグガスの生成について

タグガスを生成する親核種は表 8.5.5-1 のとおり。原子炉停止中のタグガス核種の生成の可能性について下記に記す。

- ① I-129 以外の親核種は短半減期であるため、約40EFPD の運転期間ではほぼ平衡になっていると考えられる。従って、これらの親核種から停止中の生成量は運転中を超えることはない。
- ② I-129 は長半減期であり、しかも親核種累積収率が大きいので、停止期間が長くなるほど、Xe-129 は増加する。しかし、I-129 の半減期(1.57×10^7 年)を考えると「もんじゅ」の停止期間は 10 年であるので、10 年の Xe-129 の生成量はタガガス封入量と比較すると十分小さいと考えられる。

(3) タガガスの組成変化について

タガガスは原子炉運転中の生成・燃焼を考慮した設計であることから、40EFPD の燃焼によってタガガスの健全性に影響を及ぼすことはない。

8.5.6 自己照射効果による影響

長期保管中に MOX 燃料に含まれる Pu-238 等の α 崩壊により MOX 燃料の結晶構造に格子欠陥が生成される効果(自己照射効果)によって、燃料熱伝導度の燃料物性に影響を与えるが、照射中の燃料ペレットは高温になるためほとんどの格子欠陥は回復する。

9. 「常陽」における炉心燃料集合体の使用実績

9.1 長期保管後の照射履歴を有する事例

長期間保管後の照射履歴を有する MK-II 炉心燃料集合体の事例(表 9.1-1)

- ・約4~7年の大気中保管後、約9~10 年間の原子炉内ナトリウム中装荷
- ・炉心燃料集合体の使用実績: 539 体((MK-I~III) 平成 17 年末現在)
- これまでの運転を通じて、燃料破損が発生していない。

9.2 長期照射された燃料集合体の照射後試験結果

① 主な仕様

- ・「もんじゅ」タイプ燃料集合体(PFC030)
- ・燃料要素 : 61 本
- ・燃料要素外径 : $\phi 6.5\text{mm}$
- ・ペレット密度 : 85%TD
- ・ラッパ管及び被ふく管材料 : SUS316 相当ステンレス鋼

② 主な照射条件

- ・最高燃焼度 : 119,200MWd/t
- ・最大中性子照射量 : $17.82 \times 10^{22} \text{n/cm}^2 (\text{E} > 0.1\text{MeV})$
- ・原子炉内滞在期間 : 昭和 61 年 2 月 4 日 ~ 平成 3 年 10 月 10 日(約 5.7 年)
- ・全出力換算日数(EFPD) : 836.7 日

③ 照射後試験結果

燃料ピンの金相試験結果より、被ふく管の内面腐食、外面腐食等の異常は認められず、被ふく管の健全性に問題がないことを確認している(図 9.2-1)。

10. 燃料以外の炉心構成要素の健全性

10.1 燃料以外の炉心構成要素の種類

燃料以外の炉心構成要素として、制御棒集合体(調整棒集合体(微調整棒集合体;図 10.1-1, 粗調整棒集合体;図 10.1-2), 後備炉停止棒集合体(図 10.1-3)), 試験用集合体(試験用集合体 A;図 10.1-4, 試験用集合体 B;図 10.1-5), 中性子源集合体(図 10.1-6), 中性子しゃへい体(図 10.1-7), 試験用しゃへい体及び固定吸収体(図 10.1-8)がある。

製造済みの調整棒集合体、後備炉停止棒集合体等は、「もんじゅ」サイトに保管されている。

① ナトリウム中の原子炉装荷の炉心構成要素

現在、原子炉内に装荷されている燃料以外の炉心構成要素は、平成7年に実施した性能試験を経験したものであり、照射履歴を有する。

② ナトリウム中保管の炉心構成要素

炉外燃料貯蔵槽内に保管している燃料以外の炉心構成要素

③ 大気中保管の炉心構成要素

「もんじゅ」新燃料貯蔵室等に保管している燃料以外の炉心構成要素

10.2 燃料以外の炉心構成要素の履歴と保管状況

10.2.1 ナトリウム中の原子炉装荷の炉心構成要素

(1) 種類と体数

・調整棒集合体	: 3体(微調整棒集合体), 10 体(粗調整棒集合体)
・後備炉停止棒集合体	: 6体
・中性子源集合体	: 2体
・中性子しゃへい体	: 328 体(サーベイランス集合体含む)

(2) 保管環境

・ナトリウム温度	: 約 200°C ± 20°C
・ナトリウム純度	: 酸素濃度 3ppm 以下 (平成 10 年 9 月 30 日まで 10ppm 以下)*
・装荷状態	: エントランスノズルと連結管間で直立自立状態、上部及び下部炉心支持枠によって支持

* : 設工認申請時の燃料被ふく管強度評価に基づき、より確実な酸素濃度管理を行うため、原子炉運転中における1次冷却材中酸素濃度の管理目標値として 10ppm 以下に保つ保安規定の内容を、平均的に 3ppm 以下に保つように変更した。

(3) 保管履歴

① 調整棒集合体

・製造終了年月	: 平成3年2月
・大気中保管期間(最大)	: 約6ヶ月
・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大)	: なし
・原子炉容器装荷期間(最大)	: 約 14 年 7 ヶ月(平成 18 年 3 月現在)

(2) 後備炉停止棒集合体

- ・製造終了年月 : 平成3年2月
- ・大気中保管期間(最大) : 約6ヶ月
- ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : なし
- ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約14年7ヶ月(平成18年3月現在)

(3) 中性子源集合体

- ・製造終了年月 : 平成5年2月
- ・大気中保管期間(最大) : 約1ヶ月
- ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約7ヶ月
- ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約12年6ヶ月(平成18年3月現在)

(4) 中性子しゃへい体

- ・製造終了年月 : 平成2年10月～平成3年3月
- ・大気中保管期間(最大) : 11ヶ月
- ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : なし
- ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約14年7ヶ月(平成18年3月現在)

10.2.2 ナトリウム中保管の炉心構成要素**(1) 種類と体数**

- ・調整棒集合体 : 3体(微調整棒集合体), 10体(粗調整棒集合体)
- ・後備炉停止棒集合体 : 6体
- ・試験用集合体 : 5体(試験用集合体A:次回の運転に使用しない)
3体(試験用集合体B:次回の運転に使用しない)
- ・試験用しゃへい体 : 4体(次回の運転に使用しない)
- ・固定吸収体 : 4体(次回の運転に使用しない)

(2) 保管環境

- ・ナトリウム温度 : 約200°C±20°C
- ・ナトリウム純度 : 酸素濃度 10ppm以下
- ・ナトリウム流量 : 移送ポット内自然対流、移送ポット間接冷却
- ・保管状態 : 燃料移送ポット内、自立直立状態

(3) 保管履歴**① 調整棒集合体**

- ・製造終了年月 : 平成6年3月
- ・大気中保管期間(最大) : 約1年1ヶ月
- ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約11年(平成18年3月現在)

- ② 後備炉停止棒集合体
- ・製造終了年月 : 平成7年3月
 - ・大気中保管期間(最大) : 約1ヶ月
 - ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 11 年(平成 18 年3月現在)
- ③ 試験用燃料集合体 A
- ・製造終了年月 : 平成5年5月～平成6年1月
 - ・大気中保管期間(最大) : 約 10 ヶ月
 - ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 11 年 11 ヶ月(平成 18 年3月現在)
 - ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約1ヶ月
- ④ 試験用燃料集合体 B
- ・製造終了年月 : 平成5年5月～平成6年1月
 - ・大気中保管期間(最大) : 約 10 ヶ月
 - ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 11 年 11 ヶ月(平成 18 年3月現在)
 - ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約2ヶ月
- ⑤ 試験用しやへい体
- ・製造終了年月 : 平成7年3月
 - ・大気中保管期間(最大) : 約1ヶ月
 - ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 12 年(平成 18 年3月現在)
 - ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約1ヶ月
- ⑥ 固定吸收体
- ・製造終了年月 : 平成3年2月
 - ・大気中保管期間(最大) : 約1ヶ月
 - ・炉外燃料貯蔵槽保管期間(最大) : 約 12 年 11 ヶ月(平成 18 年3月現在)
 - ・原子炉容器装荷期間(最大) : 約1年2ヶ月

10.2.3 大気中保管の炉心構成要素

(1) 種類と体数

- ・調整棒集合体 : 9体(微調整棒集合体), 30 体(粗調整棒集合体)
- ・後備炉停止棒集合体 : 18 体
- ・固定吸收体 : 2体(次回の運転に使用しない)

(2) 保管環境

- ・保管状態 : 金属製密閉容器内に横置き
- ・湿度管理 : 乾燥空気を充填した金属製密閉容器内で保管

(3) 保管履歴

① 調整棒集合体

- ・製造終了年月 : 平成7年9月～平成8年4月
- ・乾燥空気環境保管期間(最大) : 約 10 年6ヶ月(平成 18 年3月現在)

(2) 後備炉停止棒集合体

- ・製造終了年月 : 平成7年9月～平成8年4月
- ・乾燥空気中保管期間(最大) : 約10年6ヶ月(平成18年3月現在)

(3) 固定吸收体

- ・製造終了年月 : 平成3年2月
- ・乾燥空気中保管期間(最大) : 約15年1ヶ月(平成18年3月現在)

10.2.4 長期保管燃料以外の炉心構成要素の健全性評価

経年的な影響に係る事項については、表 10.2-1 に示すとおり燃料集合体と同様である。燃料以外の炉心構成要素の健全性評価は、以下の理由から炉心燃料集合体の健全性評価に包絡されると考えられる。

- ・構成部材が炉心燃料集合体と同様であること。
- ・長期保管条件(温度、酸素濃度等)が炉心燃料集合体と同様であること。
- ・最大フルエンス($>0.1\text{MeV}$)が炉心燃料集合体に比べ小さいこと。
- ・運転時の使用温度が炉心燃料集合体より低いこと。

なお、次回の運転に使用しない試験用集合体、試験用しゃへい体、固定吸收体については検討の対象外としている。

11. まとめ

長期保管燃料について経年的影響の観点から考察した。燃料が有する機械的健全性については使用上での要求機能、性能を確保しているものと考えられる。

燃料組成の変化による核特性への影響については、燃料取替計画を定め健全性を確認する。また、アメリシウムを含む燃料の物性値についてデータを踏まえて評価し、健全性を確認する。

謝辞

本研究の実施するにあたり、多方面にわたる方々のご協力をいただきました。ここに、関係者の皆様に改めて感謝の意を表します。

特に、熱心に論議していただいた、もんじゅプロジェクト推進本部健全性確認班メンバー各位に深く感謝を申し上げます。

参考文献

- 1) 立石嘉徳ほか，“高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発”，日本原子力学会誌 Vol30, No.11(1988)
- 2) S.Ukai, E.Yoshida, et al, “Quantitative characterization on dissolution and deposition behavior of SUS316 stainless steel cladding constituents under flowing sodium in fast reactors”, BNES, Vol.1, paper 64(1987)
- 3) 青砥紀身，“大気中ナトリウム漏えい流下部における鉄系材料の腐食機構”，動燃技報, No.103 (1997年)
- 4) E.Yoshida, S.Kato, et al, “Post-corrosion and metallurgical analyses of sodium piping materials operated for 100,000 hours”, Liquid Metal Systems, plenum press(1995)
- 5) ”ステンレス鋼の発錆”，(社)腐食センターニュース No.009(1995年)
- 6) 吉田 英一, 平川 康, 二瓶 眞, “FBR プラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面硬化材の開発” 動燃技報 No.62(1987年)
- 7) 小山真一, 他, ”高速炉燃料被覆管の燃料—被覆管化学的相互作用 1)316 ステンレス鋼燃料ピンの照射データ評価”，日本原子力学会 1993 春の年会
- 8) 溝渕庄太郎, 加納茂機, 他, “高温ナトリウム中における各種材料の自己融着性”，金属学会誌, 第44卷, 第5号(1980年)
- 9) 平川康, 吉田英一, 他, “FBR 燃料集合体パッド部用表面硬化材(クロムカーバイド)のナトリウム中特性評価”，原子力学会, 昭63年会, E23(1988年)

表 6.3-1 経年的影響の摘出

大項目	小項目
1. 放射線による劣化	(1) 中性子照射
2. 環境の影響による劣化 (腐食, 応力腐食割れなど)	(1) ナトリウム環境, アルゴンガス環境 (2) 大気環境
3. 機械的劣化	(1) 摩耗, フレッティング (2) 自己融着 (3) 高温クリープ (4) 疲労
4. 燃料組成の変化 ($^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$)	(1) 核的特性 (2) 燃料物性
5. その他の要因	(1) 被ふく管の内圧上昇 (2) 被ふく管の内面腐食 (3) パッド部表面硬化材の剥がれ, 脱落 (4) プレナムスプリング機能の劣化 (5) タガガスの組成変化 (6) 自己照射効果による影響

表 7-1 炉心燃料集合体の経年的影響の考察(1/2)

	項目	燃料健全性に与える影響の考慮	対象燃料	検討の要否
放射線劣化	(1) 中性子照射	(1)燃料構成要素の材料強度低下 ・中性子照射による材料強度の低下 ・中性子照射による材料延性の低下 ・中性子照射による材料エリング、クリープによる影響	A	○
環境の影響による劣化 (腐食、応力腐食割れ等)	(1) ナトリウム環境、アルゴンガス環境	(1)燃料構成要素の材料腐食 ・ナトリウムによる材料腐食 ・ナトリウム中材料の脱炭現象 (2)燃料構成要素の材料強度低下 ・長期ナトリウム中浸漬による強度低下	A,B	○
	(2) 大気環境	(1)燃料構成要素の材料腐食 ・塩害による材料腐食、応力腐食割れの発生 ・大気中酸素による錆の発生	C	○
機械的劣化	(1) 摩耗、フレッティング	(1)燃料構成要素の損耗による強度低下 ・被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕(ウェアマーク)の発生 (2)ラッパ管内流路確保機能への影響 ・ワイヤスペーサの緩み	A	○
	(2) 自己融着	(1)燃料交換機能への影響 ・エントランスノズル球面座と炉心支持構造物での自己融着の発生	A,B	○
	(3) 高温クリープ	(1)燃料構成要素の変形 ・ラッパ管、被ふく管のクリープ変形 ・被ふく管内圧によるクリープ変形 ・燃料集合体及び被ふく管の各部の変形	A	検討不要(*1)
	(4) 疲労	(1)燃料構成要素の材料強度低下 ・繰り返し熱応力の発生によるクリープ損傷の蓄積 ・燃料集合体及び被ふく管の各部に疲労損傷の蓄積	A	検討不要(*2)

記号

A:ナトリウム中の原子炉装荷燃料, B:ナトリウム中保管の新燃料, C:大気中保管の新燃料

◎:検討要 ○:影響は僅少と思われるが検討

(*1):原子炉停止期間中、燃料集合体構成部材、燃料被ふく管等の温度は、約200°Cと低く、高温クリープが関与しない温度領域である。

(*2):原子炉停止期間中、燃料被ふく管等の温度もほぼ一定(約200°C)に保たれており、ひずみ保持を伴う繰り返し荷重を負荷されるような要因がないため、停止期間中に高温クリープによる累積損傷が蓄積されることはない。

表 7-1 炉心燃料集合体の経年的影響の考察(2/2)

	項目	燃料健全性に与える影響の考慮	対象燃料	検討の要否
燃料組成の変化	(1) 核的特性	(1)燃料組成の変化による核的影響 ・反応度の低下 ・炉心特性への影響	A,B,C	◎ 検討 対象外 (*3)
	(2) 燃料物性	(1)Amによる燃料物性への影響 ・燃料ペレットの融点 ・熱伝導度	A,B,C	◎ 検討 対象外 (*3)
その他要因	(1) 被ふく管内圧上昇	(1)長期保管に伴う燃料被ふく管内圧上昇 ・Puのα崩壊によるHe放出の影響 ・Am蓄積によるHe放出の影響	A,B,C	○
	(2) 被ふく管内面腐食	(1)長期保管に伴う燃料被ふく管内面腐食 ・揮発性FPによるFCCI(ペレット-被ふく管化学相互作用)による被ふく管内面腐食 ・Am-MOXの解離酸素による被ふく管内面腐食	A,B,C	○
	(3) パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落	(1)パッド部の健全性 ・燃料集合体パッド部の表面硬化材の剥がれ、脱落	A,B	○
	(4) プレナムスプリング機能	(1)プレナムスプリング機能の劣化 ・プレナムスプリング力の劣化	B,C	○
	(5) タグガスの組成変化	(1)破損燃料集合体の同定への影響 ・タグガスの組成変化	A,B,C	○
	(6) 自己照射効果による影響	(1)長期保管に伴う自己照射 ・燃料熱伝導度の劣化	A,B,C	○

記号

A:ナトリウム中の原子炉装荷燃料, B:ナトリウム中保管の新燃料, C:大気中保管の新燃料

◎:検討要 ○:影響は僅少と思われるが検討

(*3):燃料組成の変化による核的影響やアメリシウムによる燃料物性への検討については、「もんじゅ」の初装荷燃料の変更計画に係る設置変更手続き(安全審査)などで、その安全性を明らかにしていくこととし、ここでは検討の対象外とする。

表 8.5.5-1 タグガス核種データ

タグガス核種	原子量	親核種	親核種累積収率(%)	親核種半減期	タグガス核種累積収率(%)**	タグガス核種独立収率(%)
Kr-78	77.920	なし			~0	0
Kr-80	79.916	Br-80 分岐比=0.9160 *	1.211E-06	17.68 m	1.211E-06	1.5205E-10
Kr-82	81.913	Br-82 Br-82m 分岐比=0.0240	5.142E-04 1.559E-04	1.47 d 6.13 m	6.190E-04	8.4022E-07
		Rb-82 Rb-82m	7.159E-12 2.496E-11	1.273 m 6.472 h		
Xe-124	123.906	なし			0	0
Xe-126	125.904	I-126 分岐比=0.44	3.281E-09	13.11 d	1.444E-09	3.3796E-14
Xe-129	128.905	I-129 Xe-129m Cs-129	1.526E+00 2.026E-08 1.539E-13	1.57 × 10 ⁷ y 8.88 d 1.336 d	1.526E+00	5.3503E-09 grd 2.0257E-08 meta

FP data は JAERI 1320 の Pu-239 F data による。収率は合計で 200% に規格化されている。

* Br-80m 4.42 h は総て基底状態に崩壊、分岐比=0.0840の部分はSe-80に崩壊する。

** 親核種累積収率+タグガス核種独立収率

表 9.1-1 長期保管後の照射履歴を有する常陽MK-II炉心燃料集合体の事例

	大気中 保管年数 (新燃料貯蔵庫)	炉内装荷期間			照射実績	
		運転サイクル	運転日数 (EFPD)	停止期間を 含む装荷年数	要素最高 燃焼度	最大線出力 (W/cm)
1	6.9 年	28~35	401 日	8.9 年	69,700	356
2	6.1 年	27~35	431 日	9.5 年	56,100	321
3	4.0 年	28,29' ~35	376 日	8.8 年	54,500	301
4	3.9 年	28~35	401 日	8.8 年	54,400	303

表 10.2-1 炉心構成要素の経年的影響の考察(1/2)

	項目	炉心構成要素の健全性に与える影響の考慮	対象物	検討の要否
放射線劣化	(1) 中性子照射	(1)炉心構成要素の材料強度低下 ・中性子照射による材料強度の低下 ・中性子照射による材料延性の低下 ・中性子照射による材料スエーリング、クリープによる影響	D,E,F	○(*1)
(腐食、応力腐食割れ等による劣化)	(1) ナトリウム環境、アルゴンガス環境	(1)炉心構成要素の材料腐食 ・ナトリウムによる材料腐食 ・ナトリウム中材料の脱浸炭現象 (2)炉心構成要素の材料強度低下 ・長期ナトリウム中浸漬による強度低下	D,E,F	○
	(2) 大気環境	(1)炉心構成要素の材料腐食 ・塩害による材料腐食、応力腐食割れの発生 ・大気中酸素による錆の発生	D,E,F	○
機械的劣化	(1) 摩耗、フレッティング	(1)炉心構成要素の損耗による強度低下 ・被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕(ウェアマーク)の発生 (2)ラッパ管内流路確保機能への影響 ・ワイヤスペーサの緩み	D	検討不要(*1)
	(2) 自己融着	(1)炉心構成要素の交換機能への影響 ・エントランスノズル球面座と炉心支持構造物での自己融着の発生	D,E,F	○(*1)
	(3) 高温クリープ	(1)炉心構成要素の変形 ・ラッパ管、被ふく管の高温クリープ変形 ・被ふく管内圧によるクリープ変形 ・集合体及び被ふく管の各部の変形	D	検討不要(*2)
	(4) 疲労	(1)炉心構成要素の材料強度低下 ・繰り返し熱応力の発生によるクリープ損傷の蓄積 ・集合体及び被ふく管の各部に疲労損傷の蓄積	D	検討不要(*3)

記号

D:制御棒集合体 E:中性子源集合体 F:中性子しゃへい体

◎:検討要 ○:影響は僅少と思われるが検討

(*1): Dの内、原子炉内に装荷されている制御棒集合体は交換するため検討不要である。

(*2): 原子炉停止期間中、燃料集合体構成部材、燃料被ふく管等の温度は、約200°Cと低く、熱クリープが関与しない温度領域である。

(*3): 原子炉停止期間中、燃料被ふく管等の温度もほぼ一定に保たれており、ひずみ保持を伴う繰り返し荷重を負荷されるような要因がないため、停止期間中に高温クリープによる累積損傷が蓄積されることはない。

注)次回の運転に使用しない固定吸収体、試験用集合体、試験用しゃへい体については検討の対象外とした。

表 10.2-1 炉心構成要素の経年的影響の考察(2/2)

	項目	炉心構成要素の健全性に与える影響の考慮	対象物	検討の要否
組成の変化	(1) 核的特性	(1)中性子源組成の変化による核的影響 ・中性子源 Cf-252 の崩壊	F	検討不要(*4)
	(2) 燃料物性	(1)Amによる燃料物性への影響 ・燃料ペレットの融点 ・熱伝導度	-	-
その他の要因	(1) 被ふく管内圧上昇	(1)長期保管に伴う被ふく管内圧上昇 ・炭化硼素のα崩壊によるHe放出の影響	D	検討不要(*1)
	(2) 被ふく管損傷	(1)長期保管に伴う被ふく管損傷 ・ACMI(ペレット-被ふく管機械相互作用)による被ふく管損傷	D	検討不要(*1)
	(3) パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落	(1)パッド部の健全性 ・燃料集合体/パッド部の表面硬化材の剥がれ、脱落	D,E,F	○(*1)
	(4) プレナムスプリング機能	(1)プレナムスプリング機能の劣化 ・プレナムスプリング力の劣化	D	検討不要(*1)
	(5) タガガスの組成変化	(1)破損燃料集合体の同定への影響 ・タガガスの組成変化	-	-
	(6) 自己照射効果による影響	(1)長期保管に伴う自己照射 ・熱伝導度の劣化	-	-

記号

D:制御棒集合体 E:中性子源集合体 F:中性子しゃへい体

◎:検討要 ○:影響は僅少と思われるが検討

(*1): Dの内、原子炉内に装荷されている制御棒集合体は交換するため検討不要である。

(*4): Cf-252の自然崩壊に関するものであり、評価の必要はない。

注) 次回の運転に使用しない固定吸収体、試験用集合体、試験用しゃへい体については検討の対象外とした。

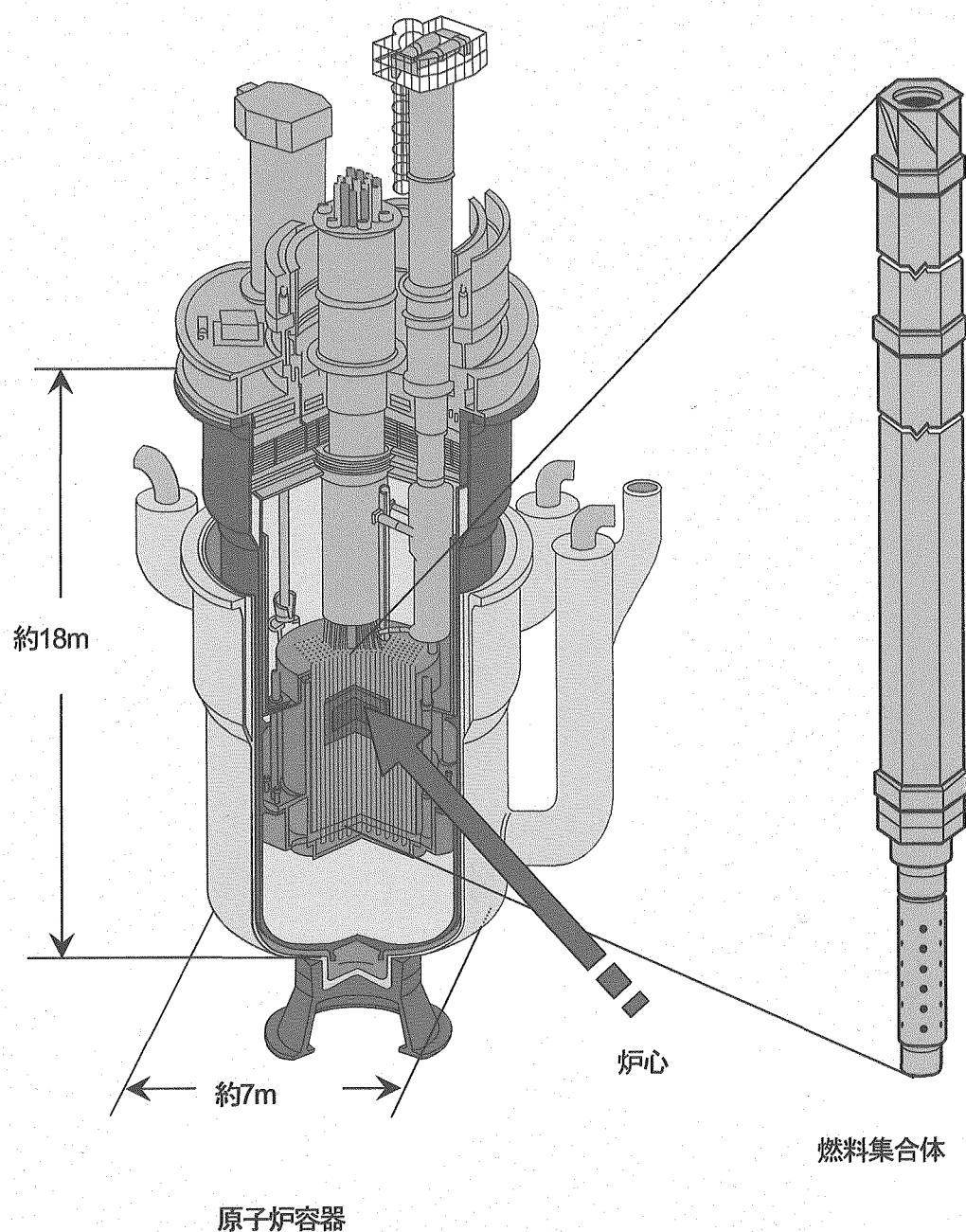
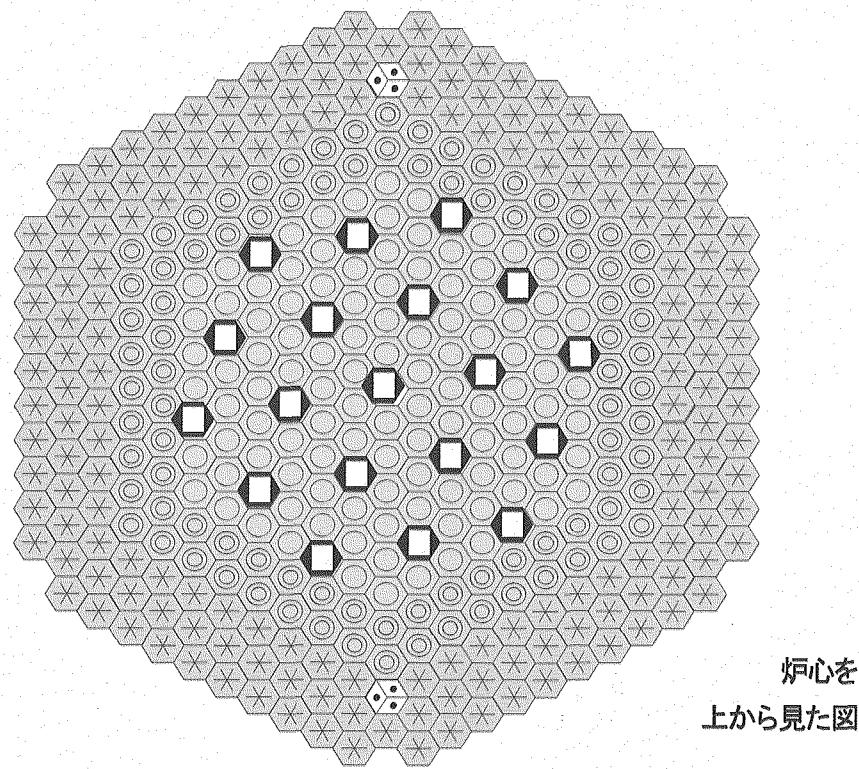


図 2-1 「もんじゅ」の炉心構成



← 約1.7m →
(炉心燃料部のみ)

← 約2.3m(ブランケット燃料部含む) →

炉心構成要素		記号	数量	核分裂性Pu富化度
炉心燃料集合体	内側	◎	108	約 15wt%
	外側	◎	90	約 20wt%
ブランケット燃料集合体		※	172	(劣化ウラン)
制御棒集合体		□	19	-

図2-2 「もんじゅ」の炉心構成

炉心燃料集合体 198体

炉心燃料集合体(内側): 108体

炉心燃料集合体(外側): 90体

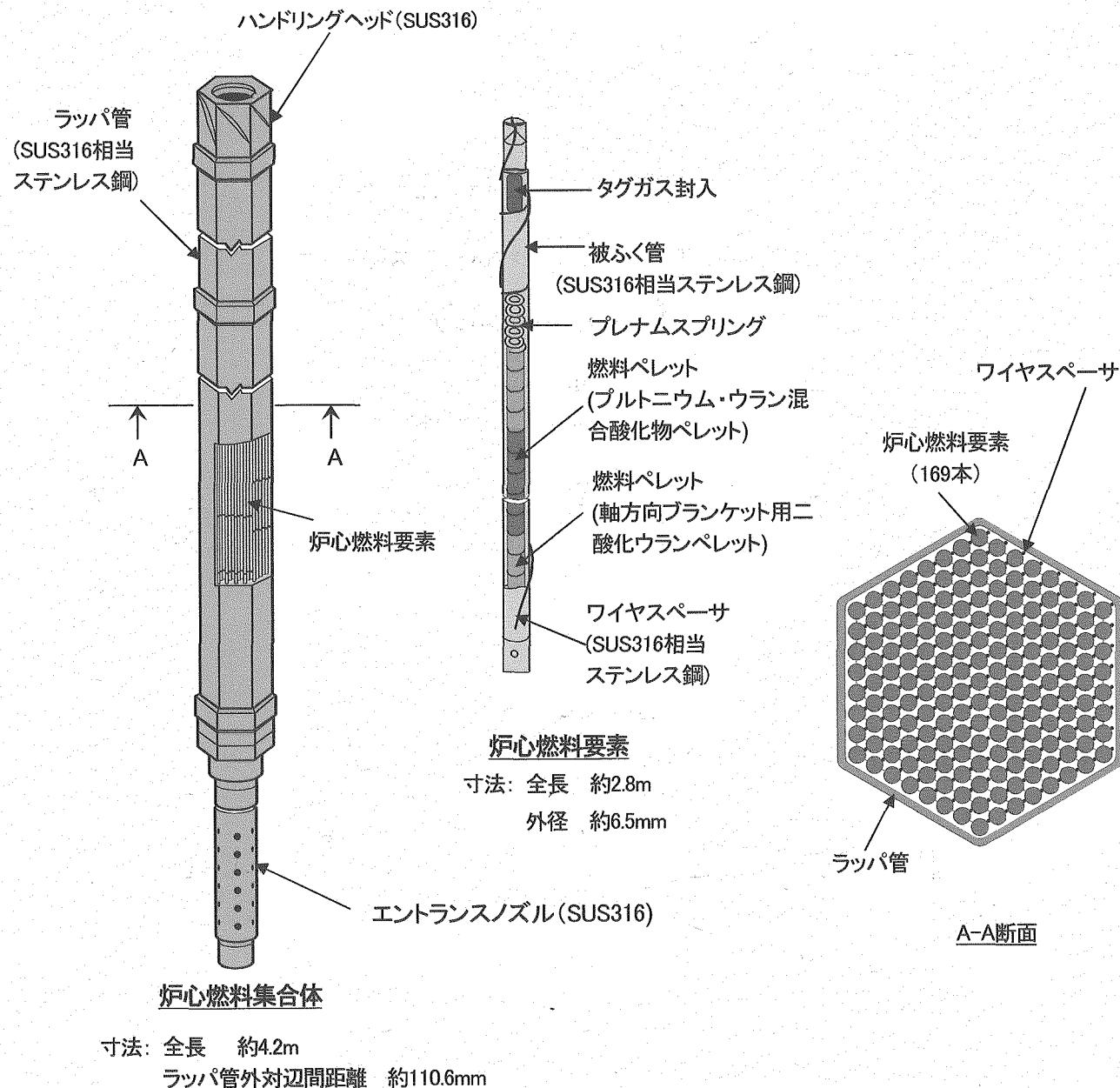


図 2-3 「もんじゅ」の炉心燃料集合体

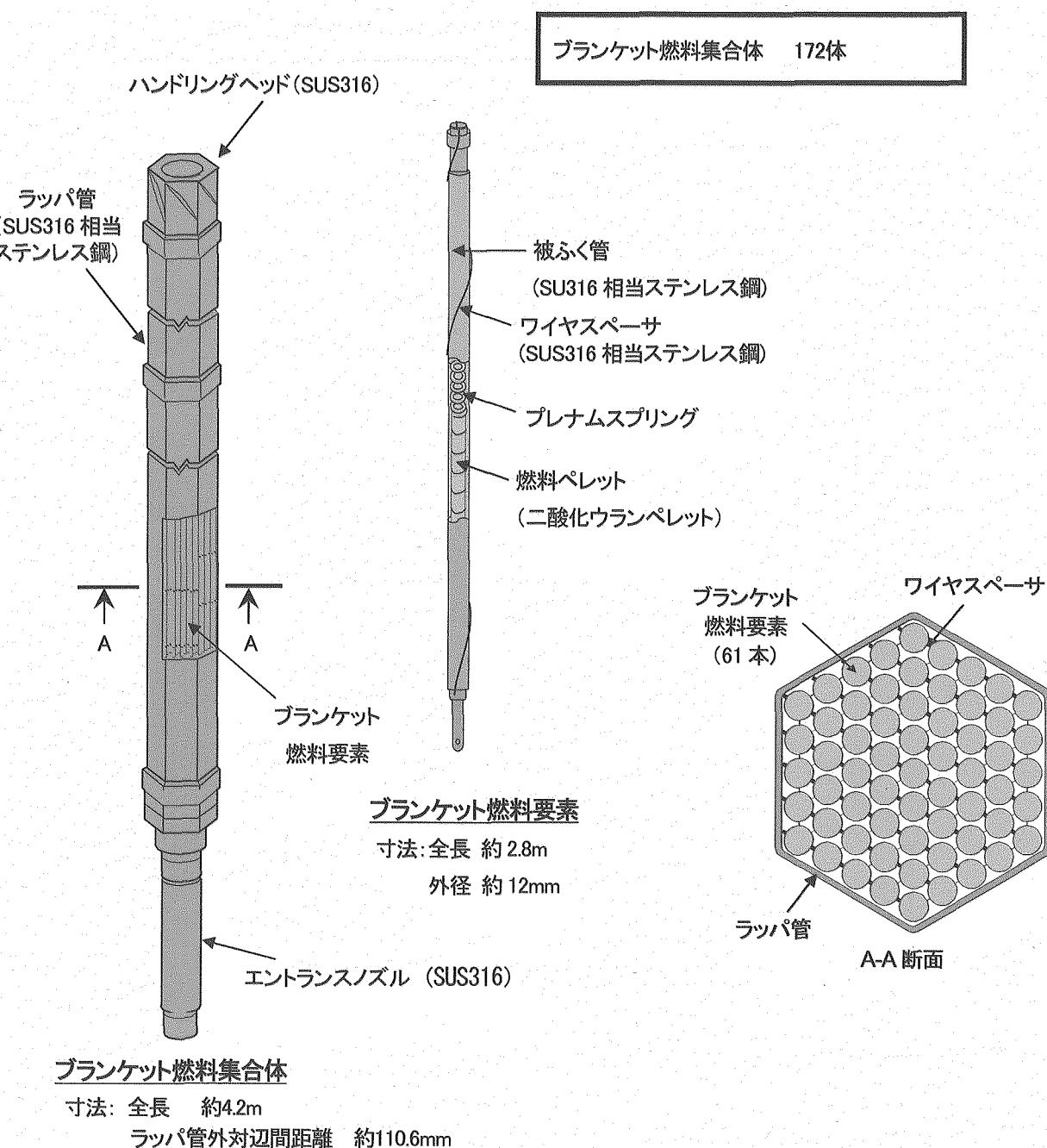


図2-4 「もんじゅ」のブランケット燃料集合体

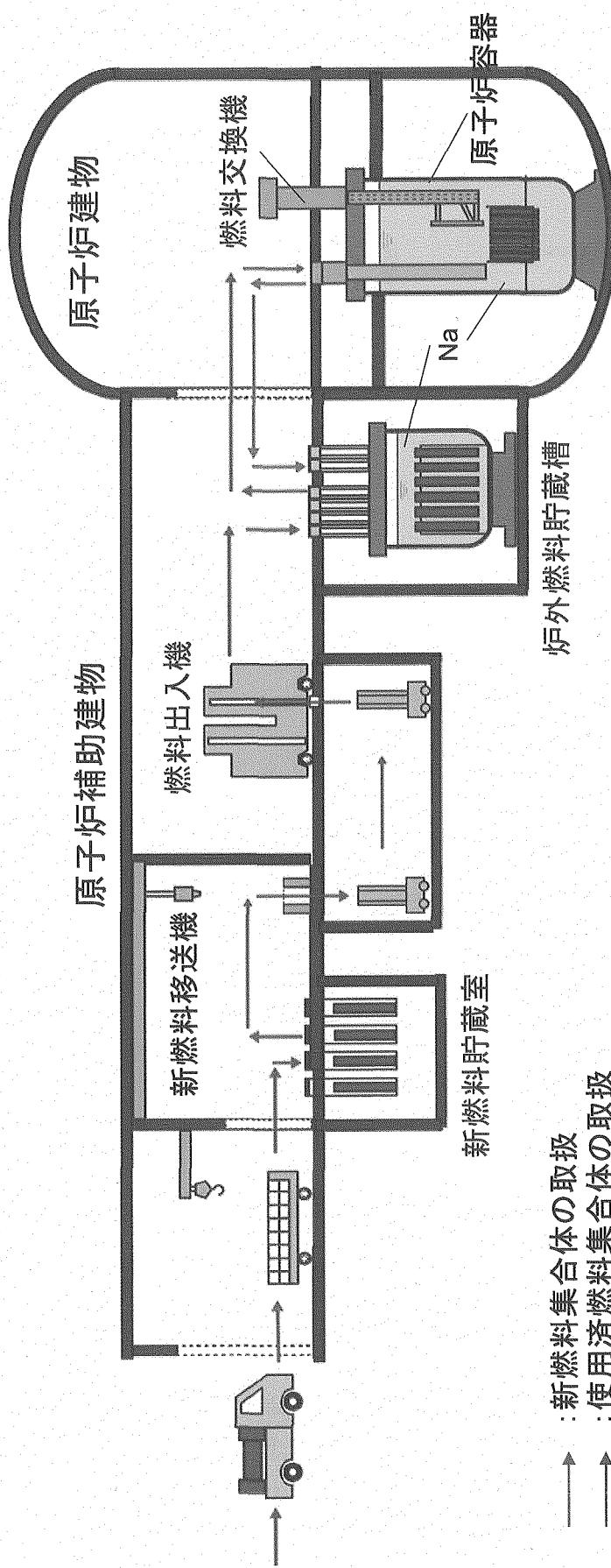


図3.1-1 燃料集合体の受け入れから燃料取替までの取扱い

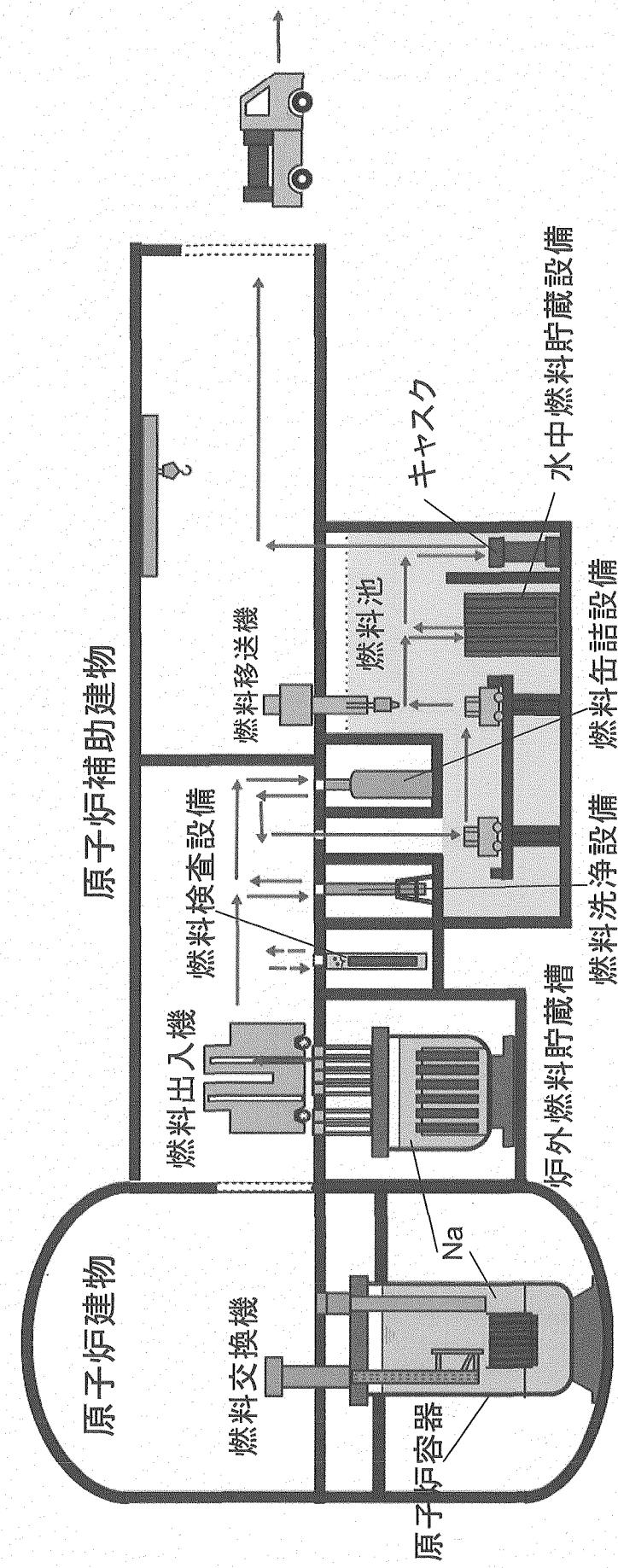
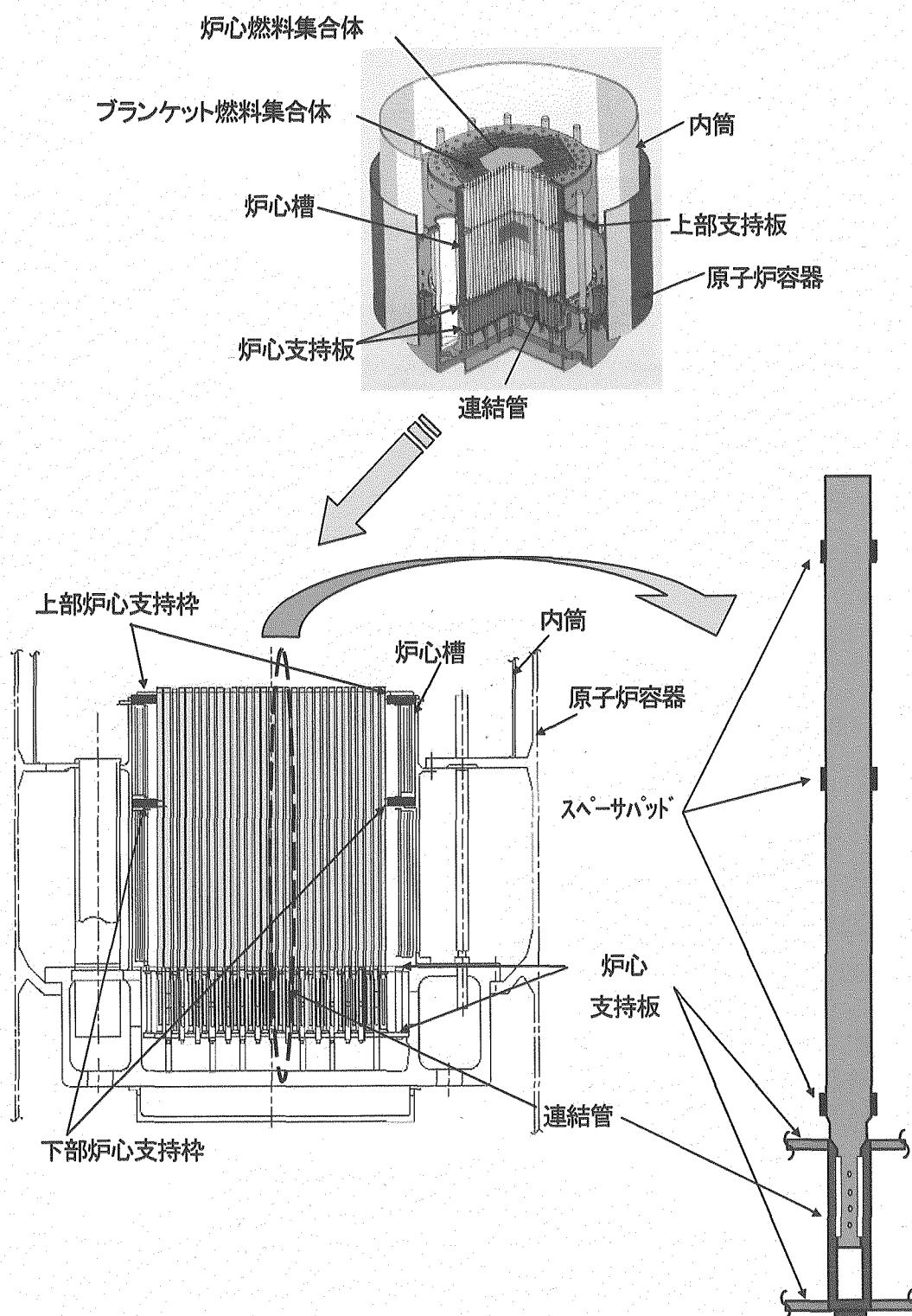


図3.2-1 使用済燃料集合体の洗浄処理から貯蔵までの取扱い



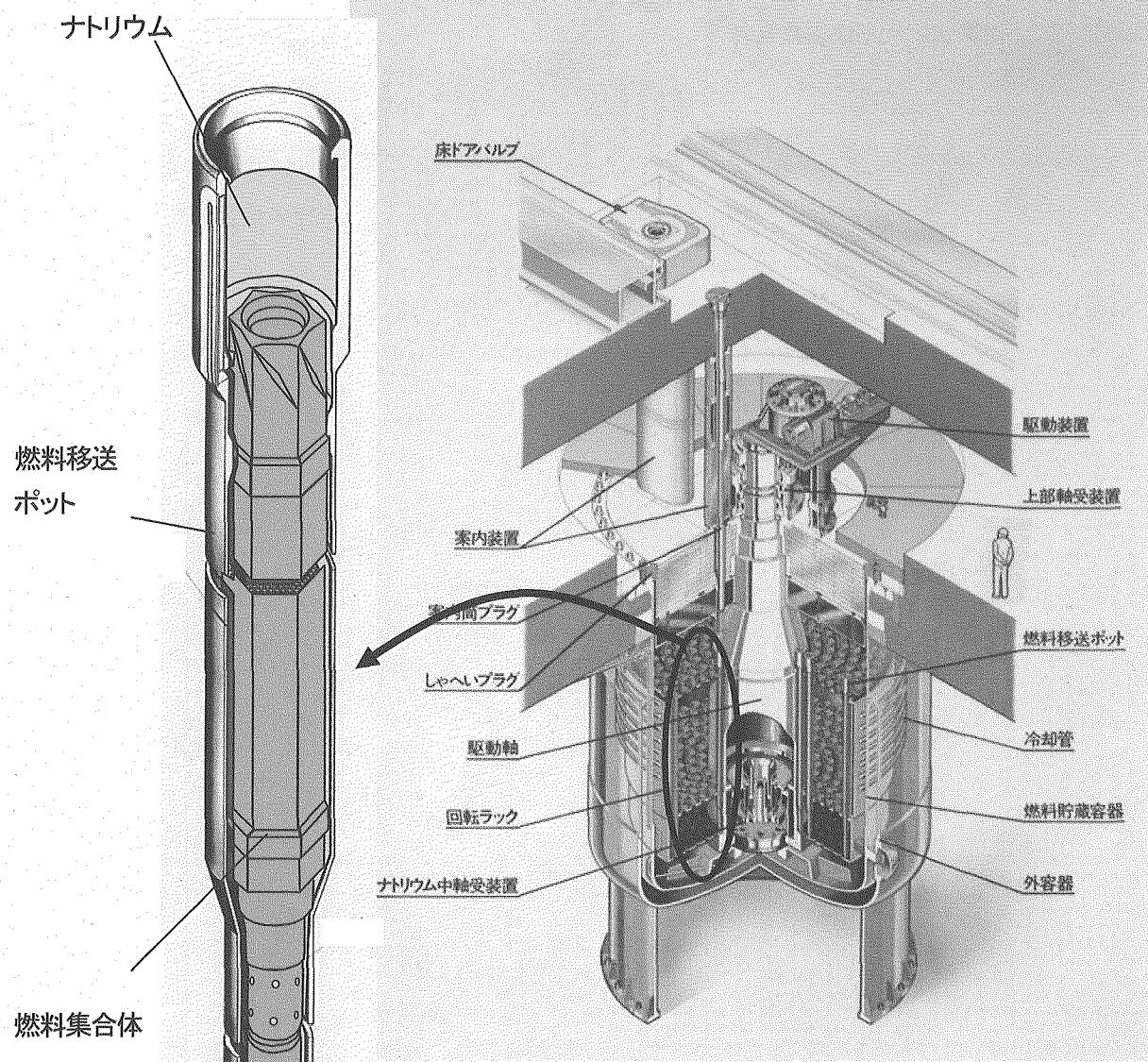
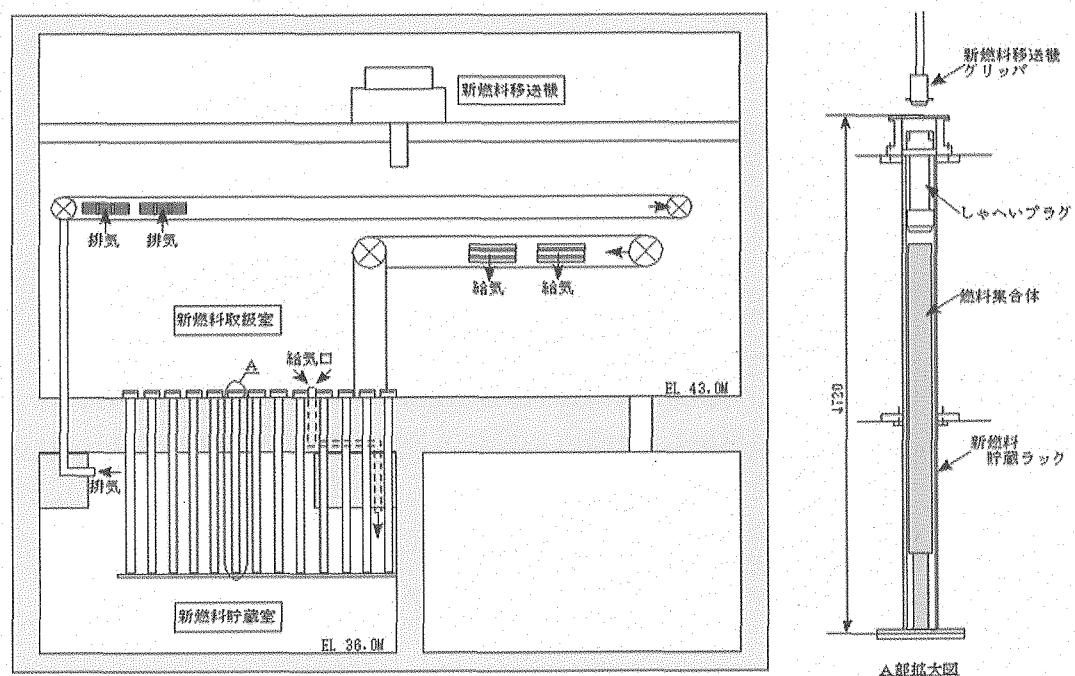


図 4.2-2 炉外燃料貯蔵槽内の保管状況



新燃料貯蔵室概略図

図 4.2-3 「もんじゅ」新燃料貯蔵室における保管状況

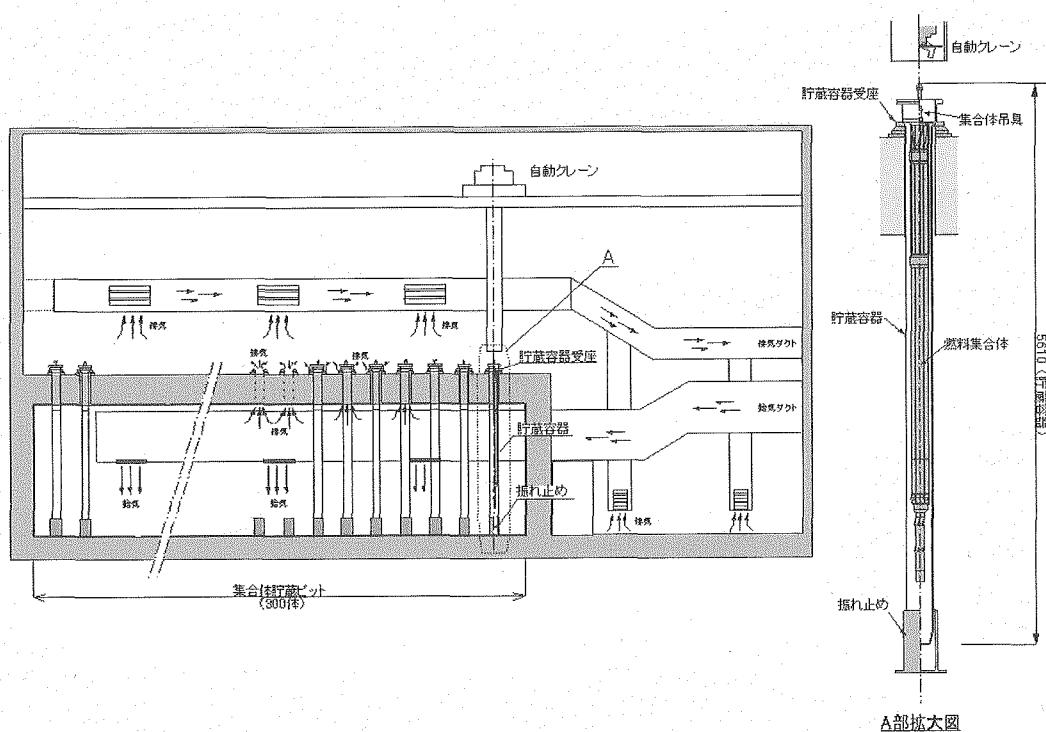
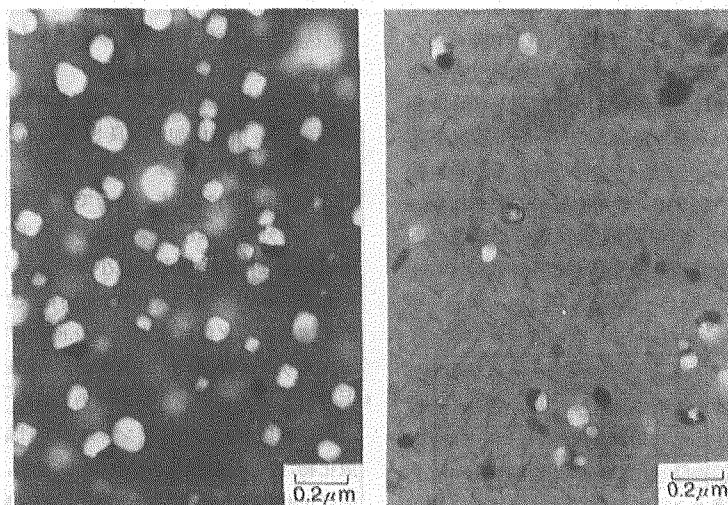


図 4.2-4 プルトニウム燃料第三開発室における保管状況



(a) 0.002% P
 $7.2 \times 10^{26} n/m^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$, 580°C
 Swelling 2.8 %

(b) 0.03% P, 0.08% Ti, 0.08% Nb
 $19 \times 10^{26} n/m^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$, 570°C
 Swelling 0.5 %

Photo. 1 Cavities formed in 20% cold-worked SUS 316 stainless steels irradiated in fast reactor

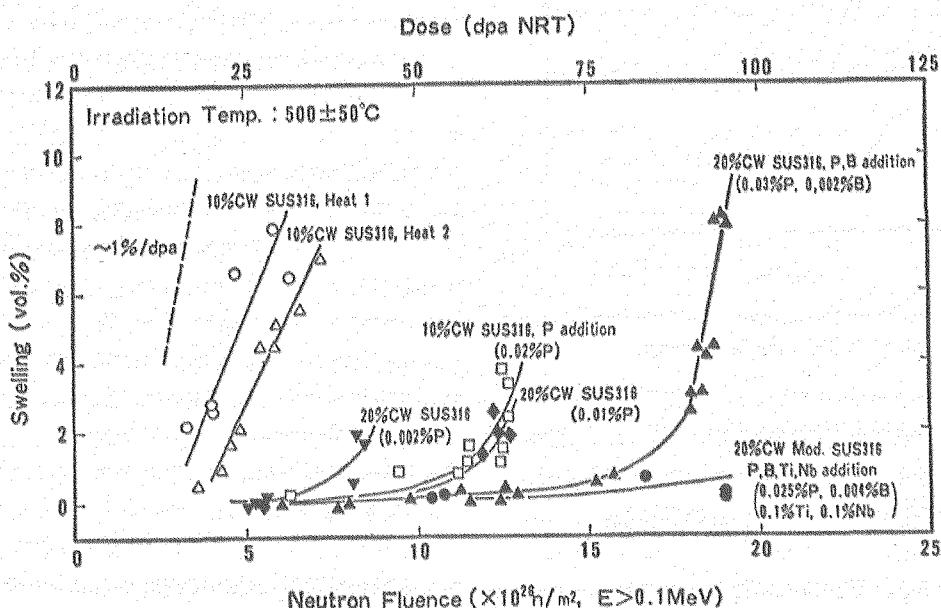


Fig. 4 Improvement in swelling property of cold-worked SUS 316 stainless steel cladding tubes

日本原子力学会誌 Vol30, No.11(1988) より転載

図 8.1.1-1 SUS316 燃料被ふく管スエリングの高速中性子照射量依存性¹⁾

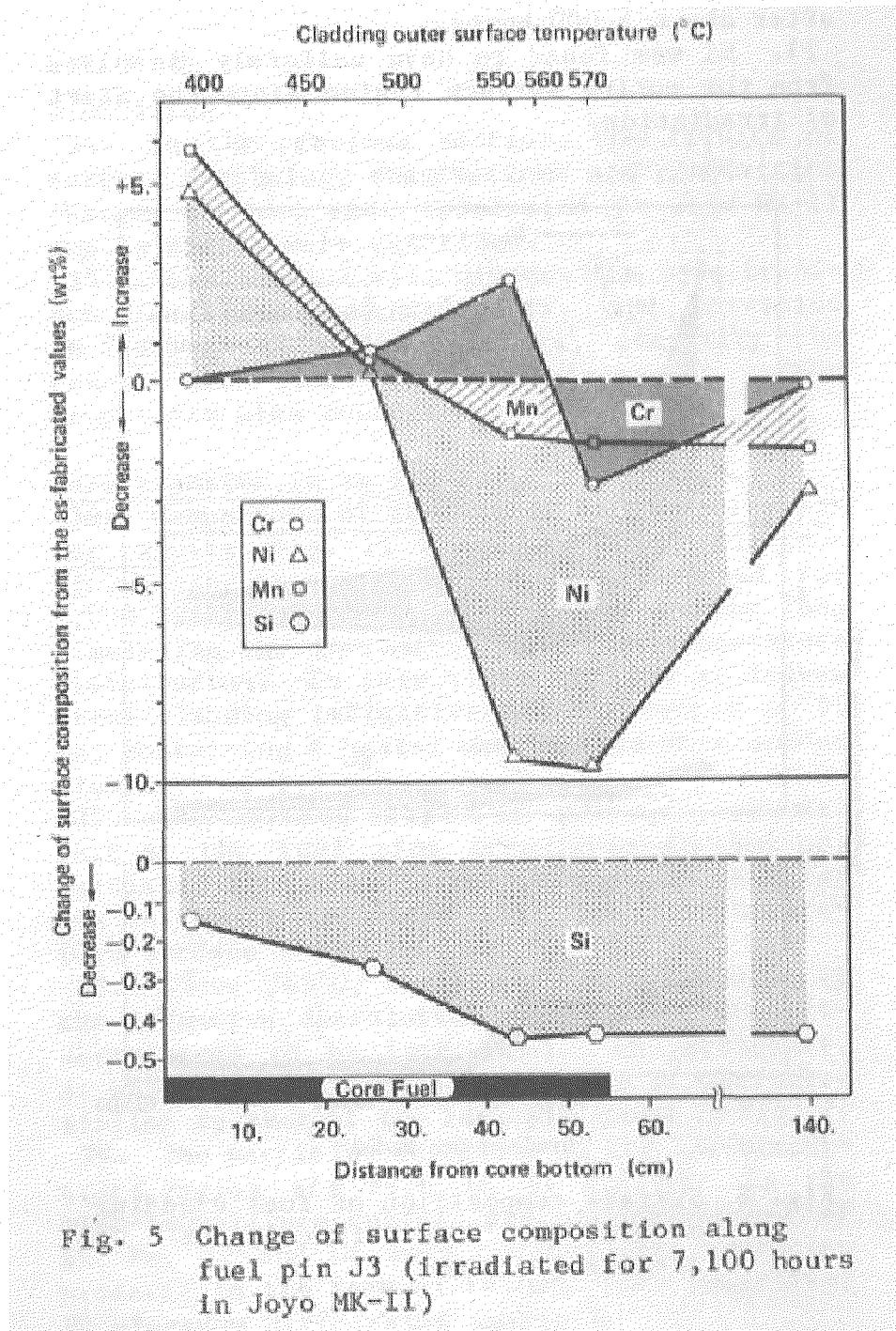
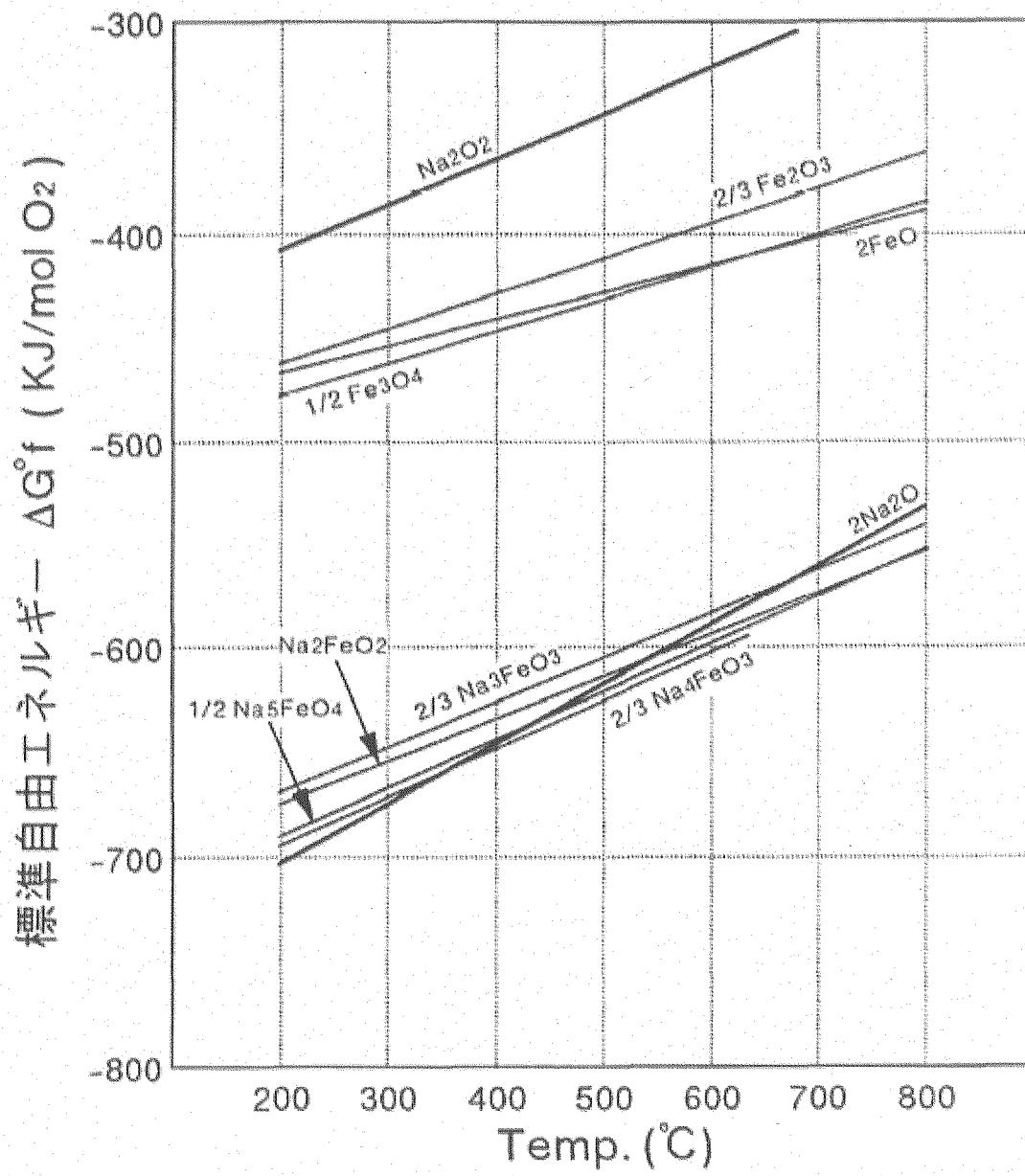


Fig. 5 Change of surface composition along fuel pin J3 (irradiated for 7,100 hours in Joyo MK-II)

BNES, Vol.1, paper 64(1987)より転載

図 8.2.1-1 主要構成元素の変化²⁾

図 8.2.1-2 鉄の酸化物の標準生成自由エネルギーと温度との関係³⁾

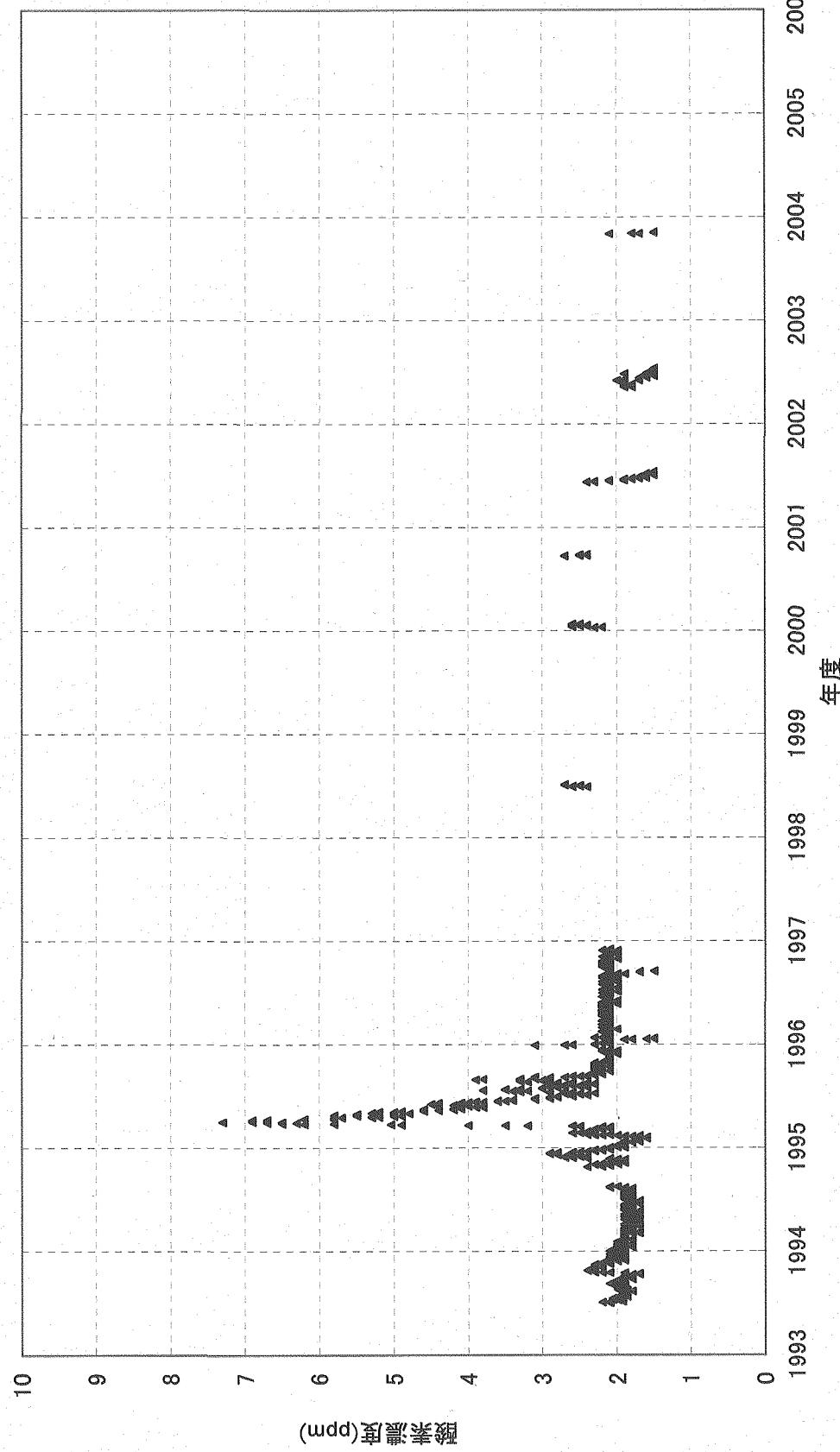


図 8.2.1-3 原子炉容器内のナトリウム中酸素濃度の推移

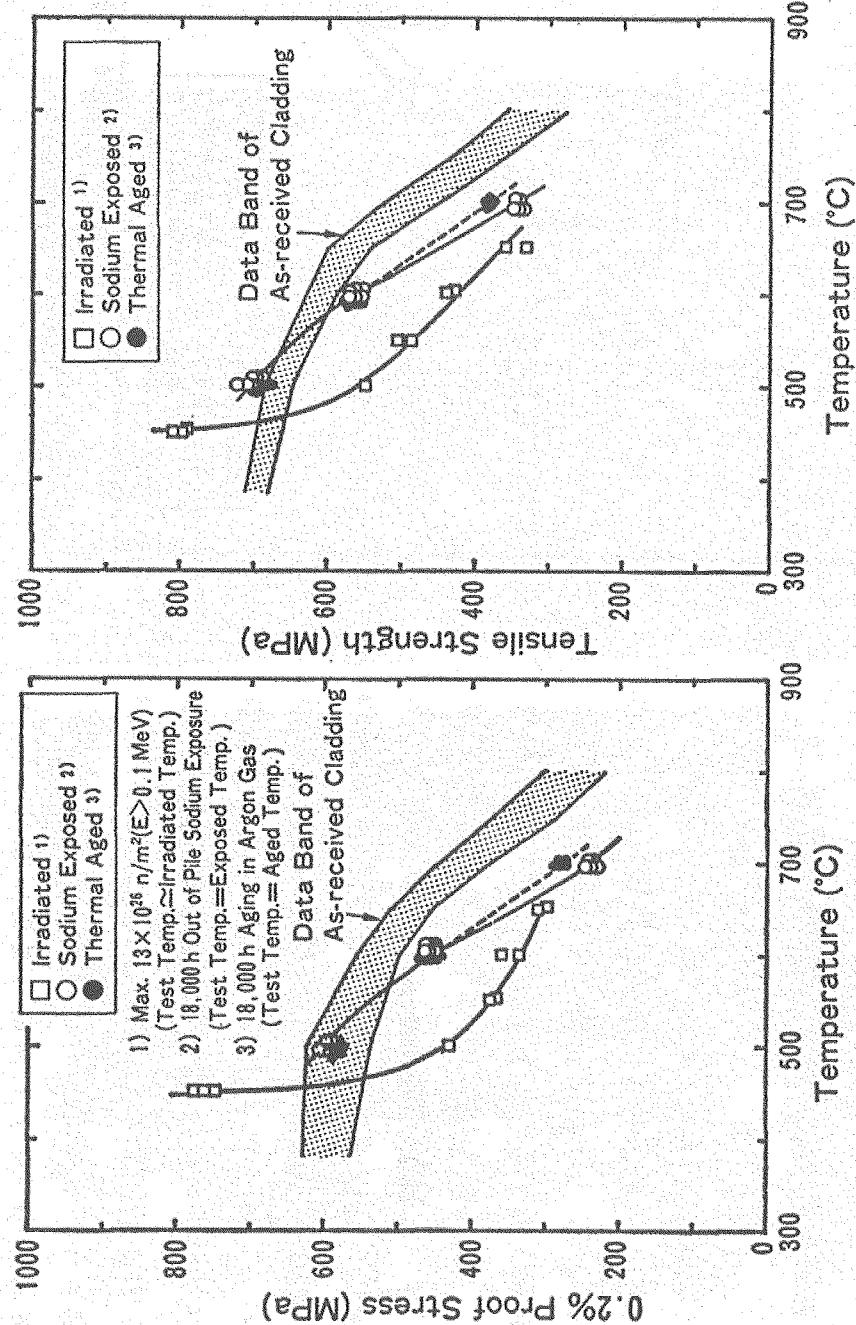


Fig. 7 Effect of irradiation and Na environments on tensile properties of 20% cold-worked SUS 316 stainless steel cladding tube

日本原子力学会誌 Vol.30, No.11(1988) より転載
図 8.2.1-4 SUS316 燃料被ふく管のナトリウム 浸漬後引張強度¹⁾

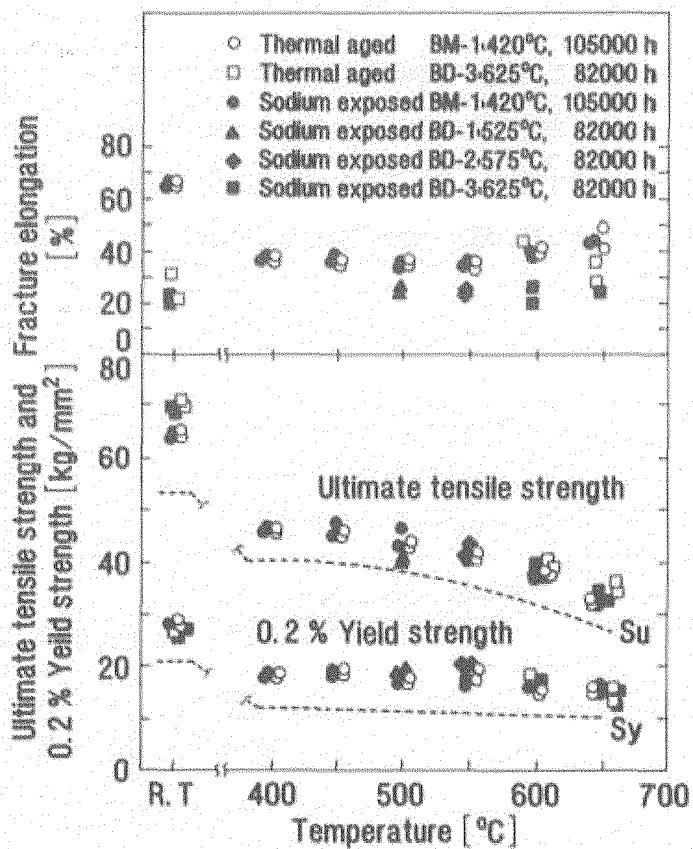


Fig.8. Tensile properties of Type 304 sodium piping materials

Liquid Metal Systems, plenum press(1995)より転載

図8.2.1-5 約10万時間使用ナトリウム 配管材の引張強度⁴⁾

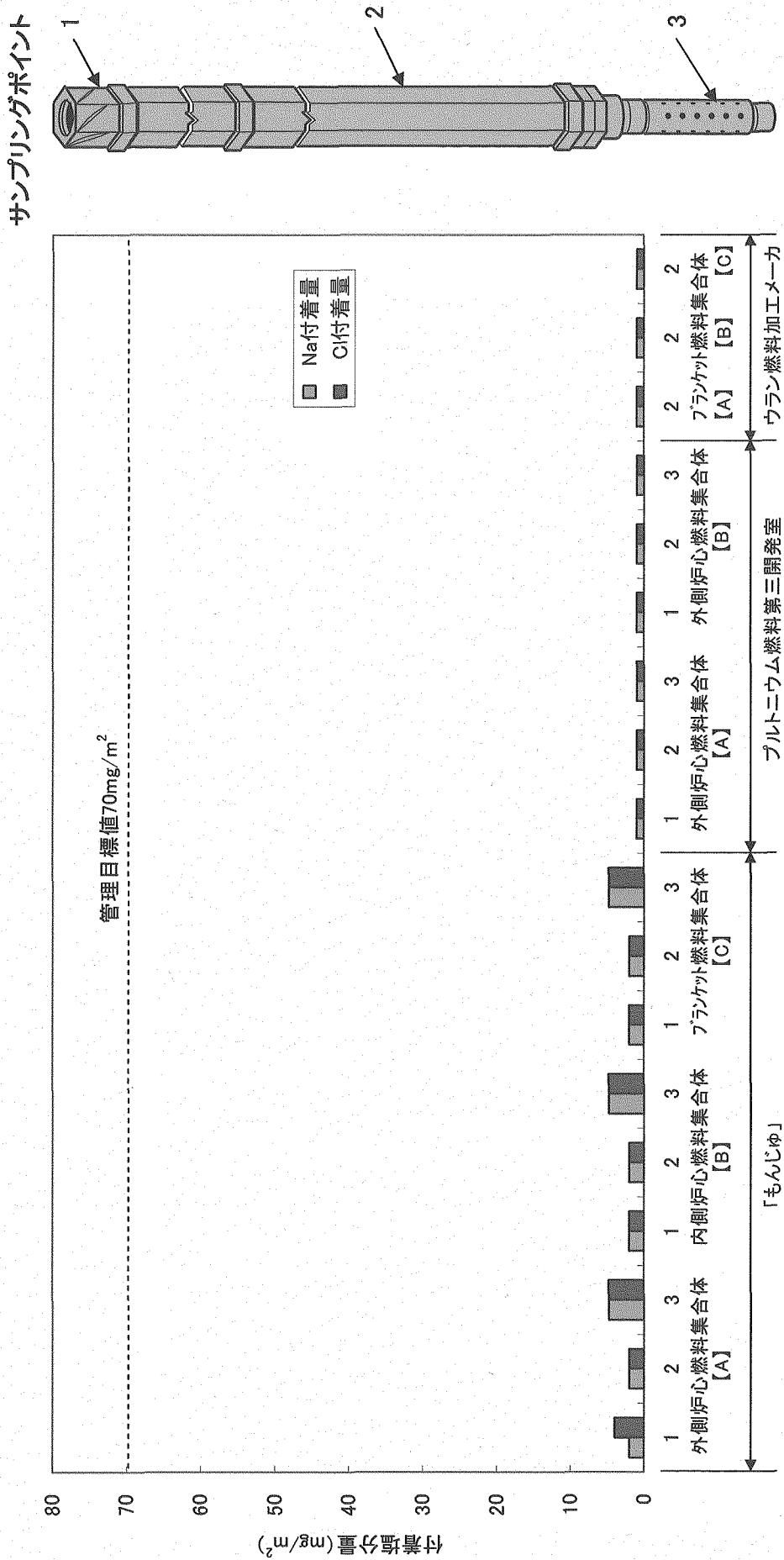


図 8.2.1-6 大気中保管「もんじゅ」燃料集合体付着塩分量測定結果(平成 18 年 3 月測定)

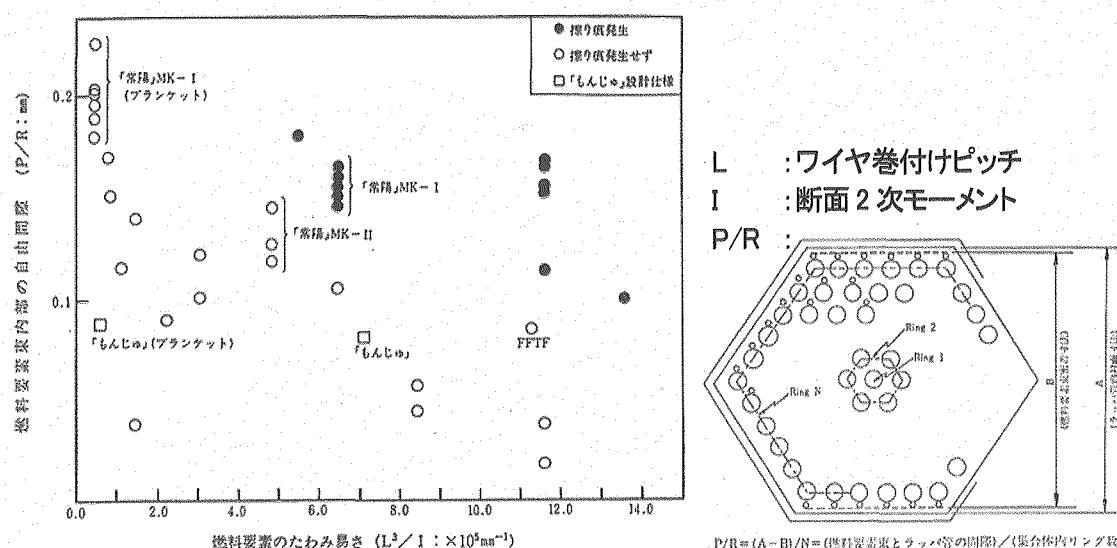


図 8.3.1-1 擦り痕の発生状況と「もんじゅ」設計仕様

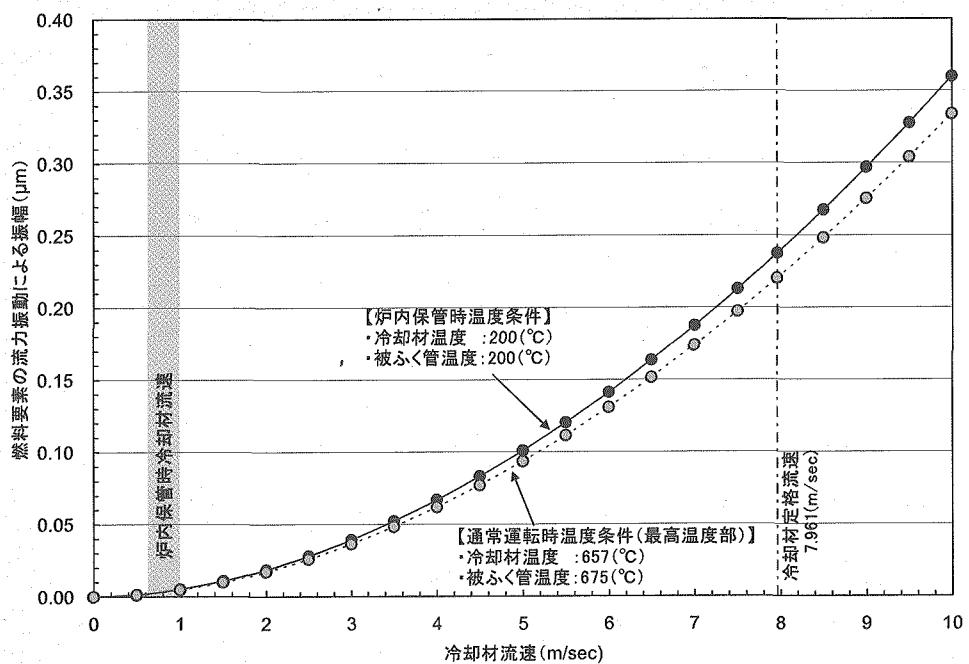


図 8.3.1-2 燃料要素の流力振動による振幅

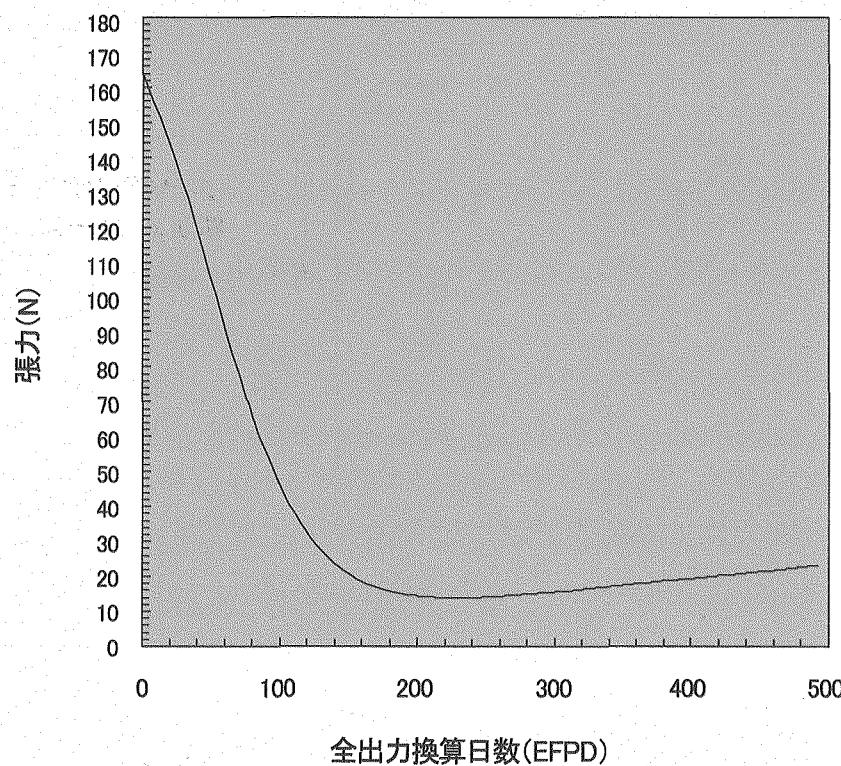


図 8.3.1-3 強度評価上のワイヤ張力の時間変化

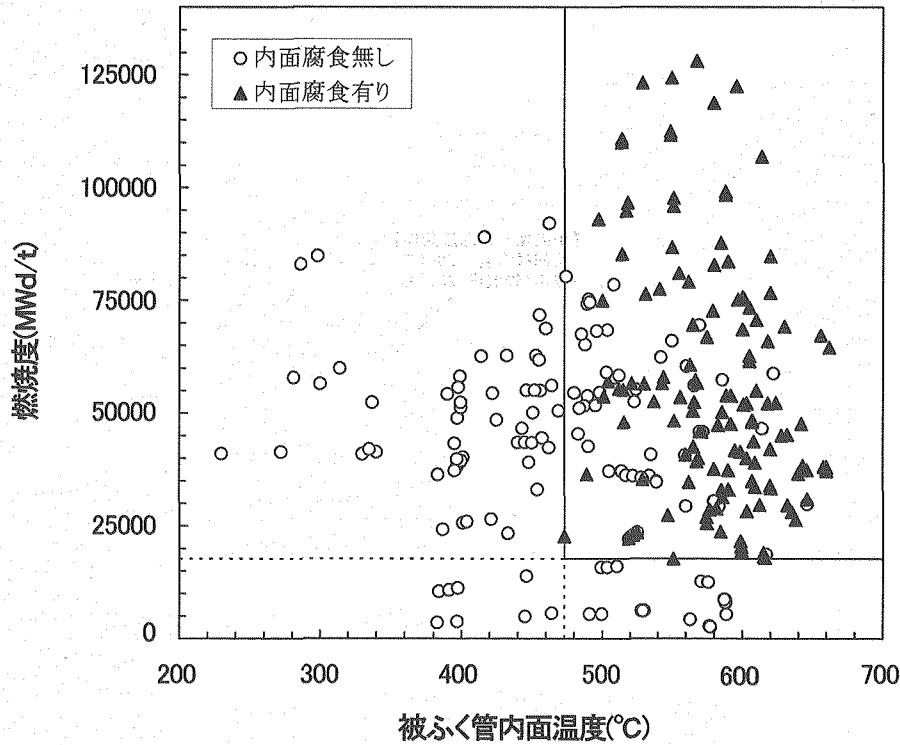


図 8.5.2-1 被ふく管内面腐食発生領域

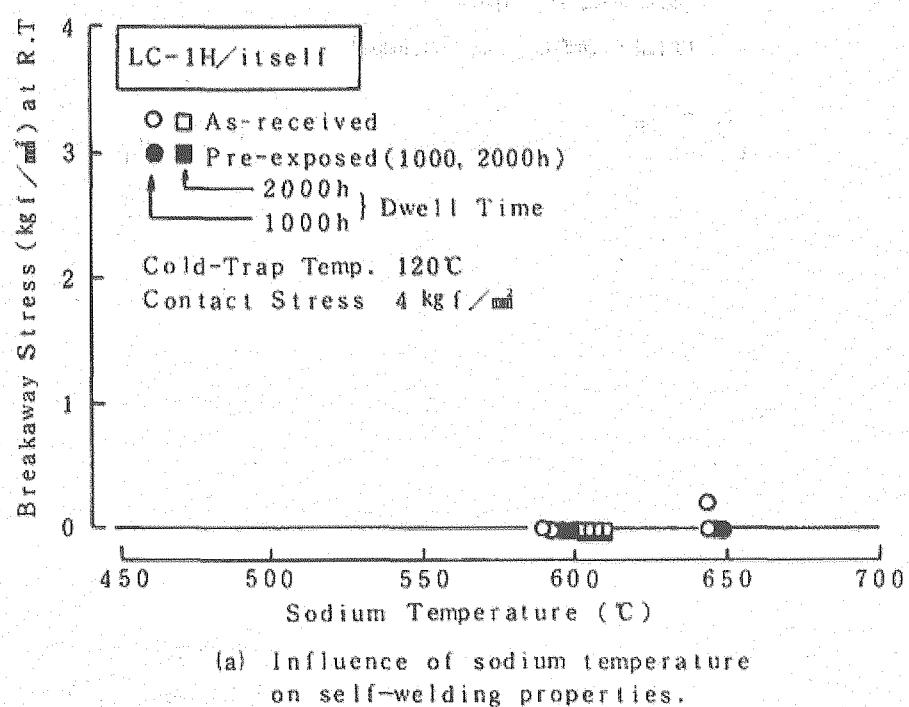
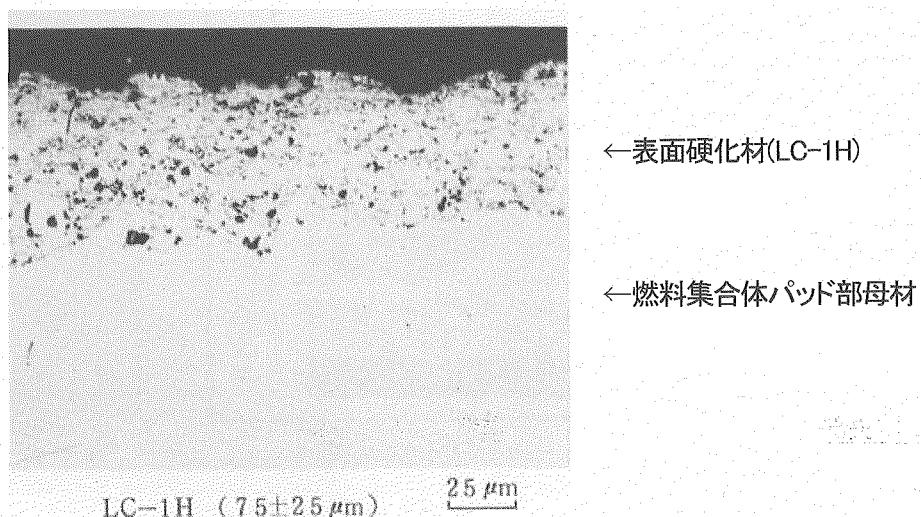
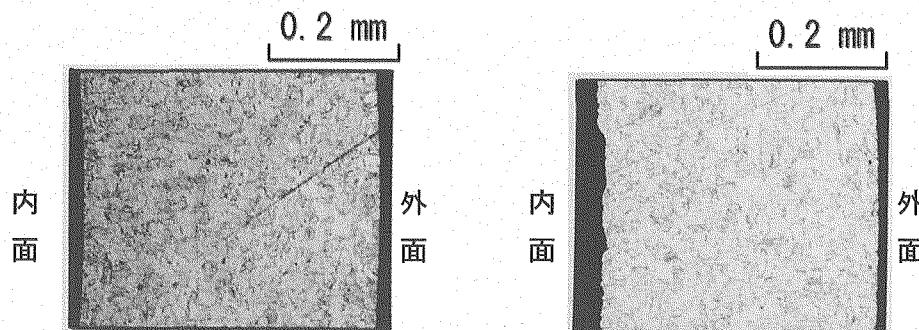


図 8.5.3-1 表面硬化材(LC-1H)のナトリウム中自己融着特性

図 8.5.3-2 ナトリウム中熱サイクル試験(ΔT 180°C, 100cyc.) の表面硬化材の断面写真例

・最大内面腐食量35.7μm
[FPによる内面腐食量(設計条件):100μm]



被ふく管断面部の金相写真(エッティング処理後)

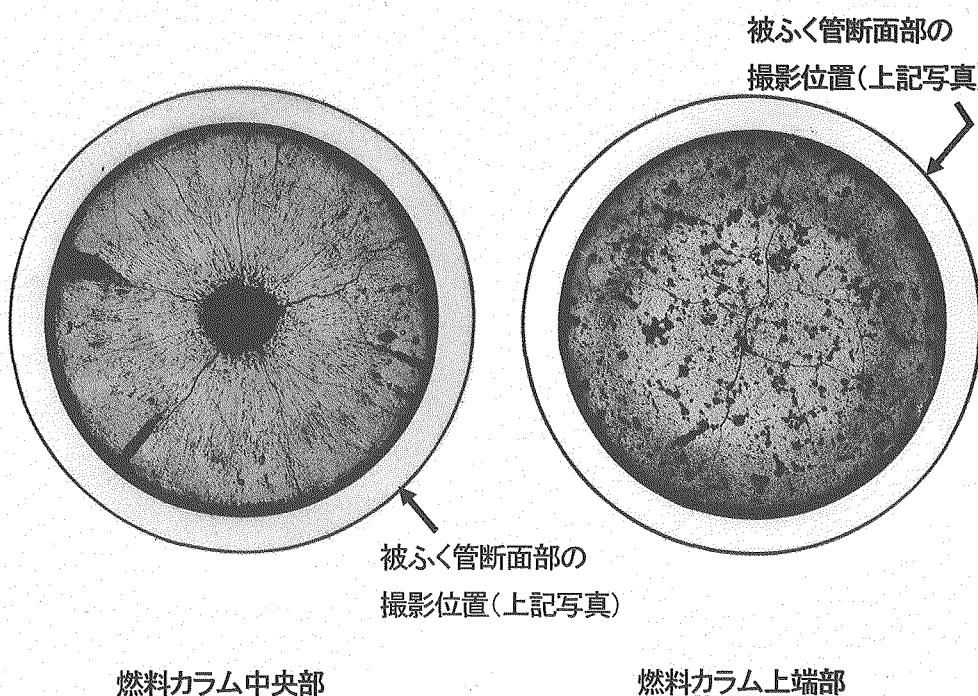


図 9.2-1 「常陽」で長期間にわたるナトリウム中浸漬、照射を経験した照射後試験(PIE)の事例

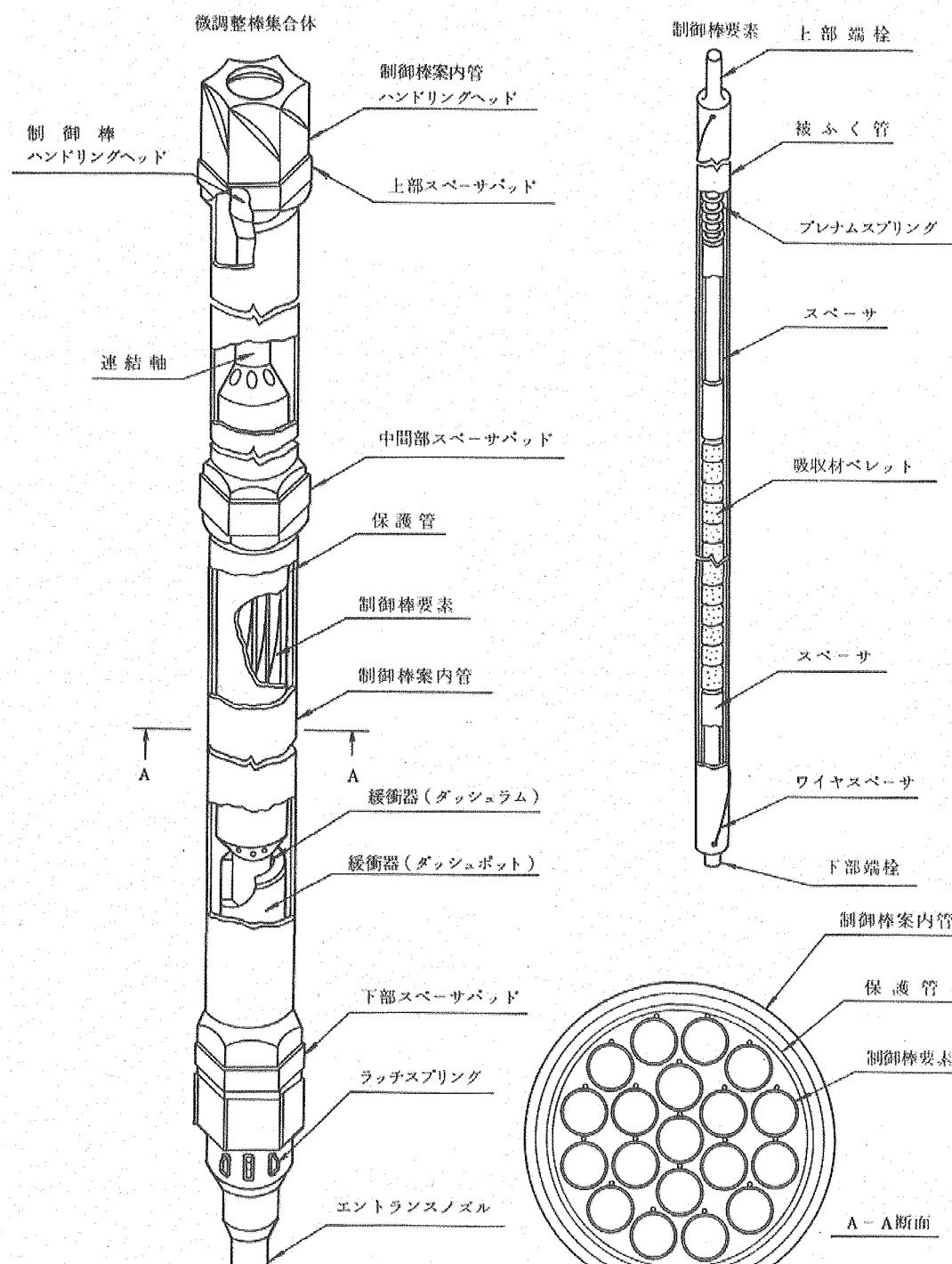


図10.1-1 微調整棒集合体構造説明図

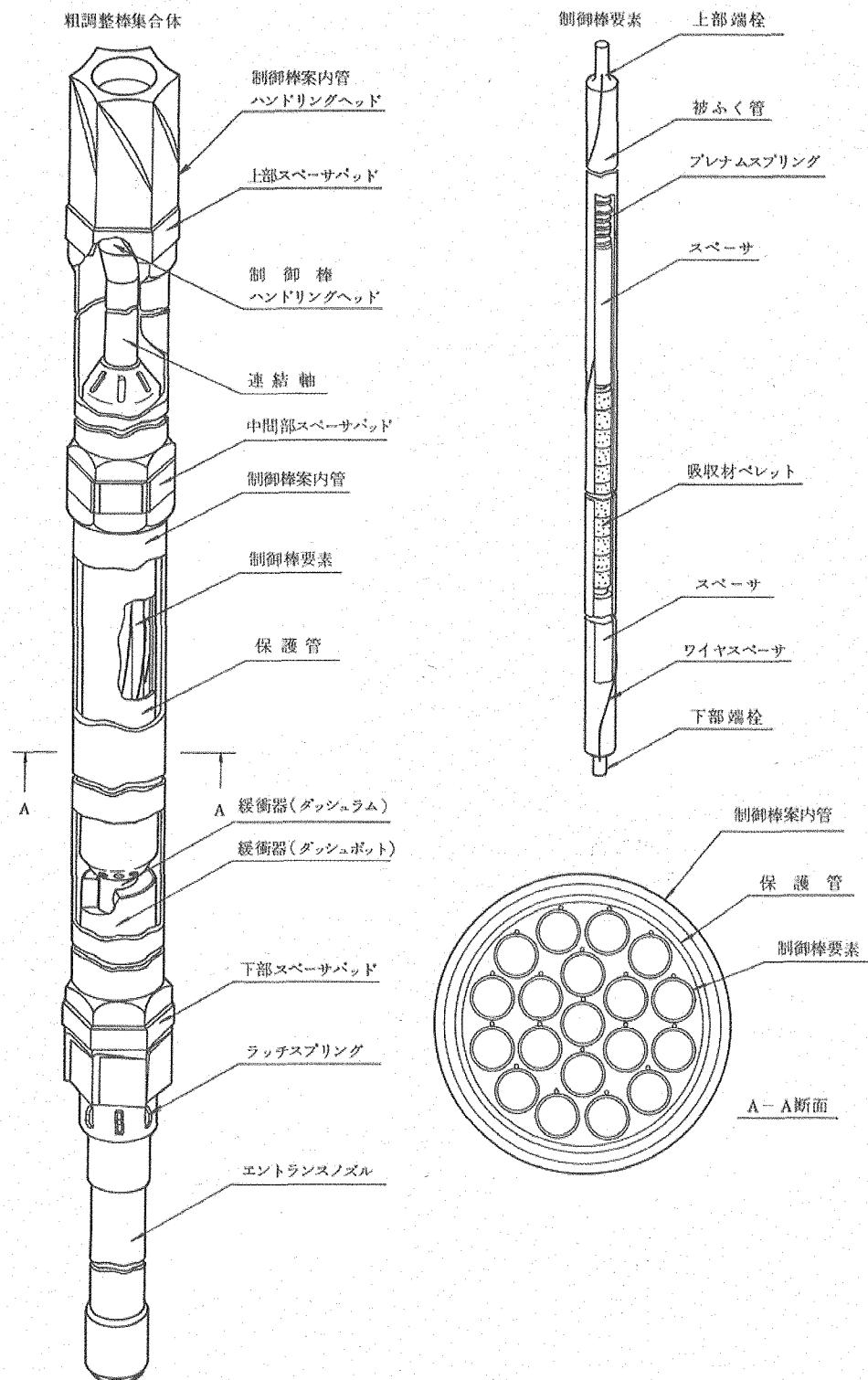


図10.1-2 粗調整棒集合体構造説明図

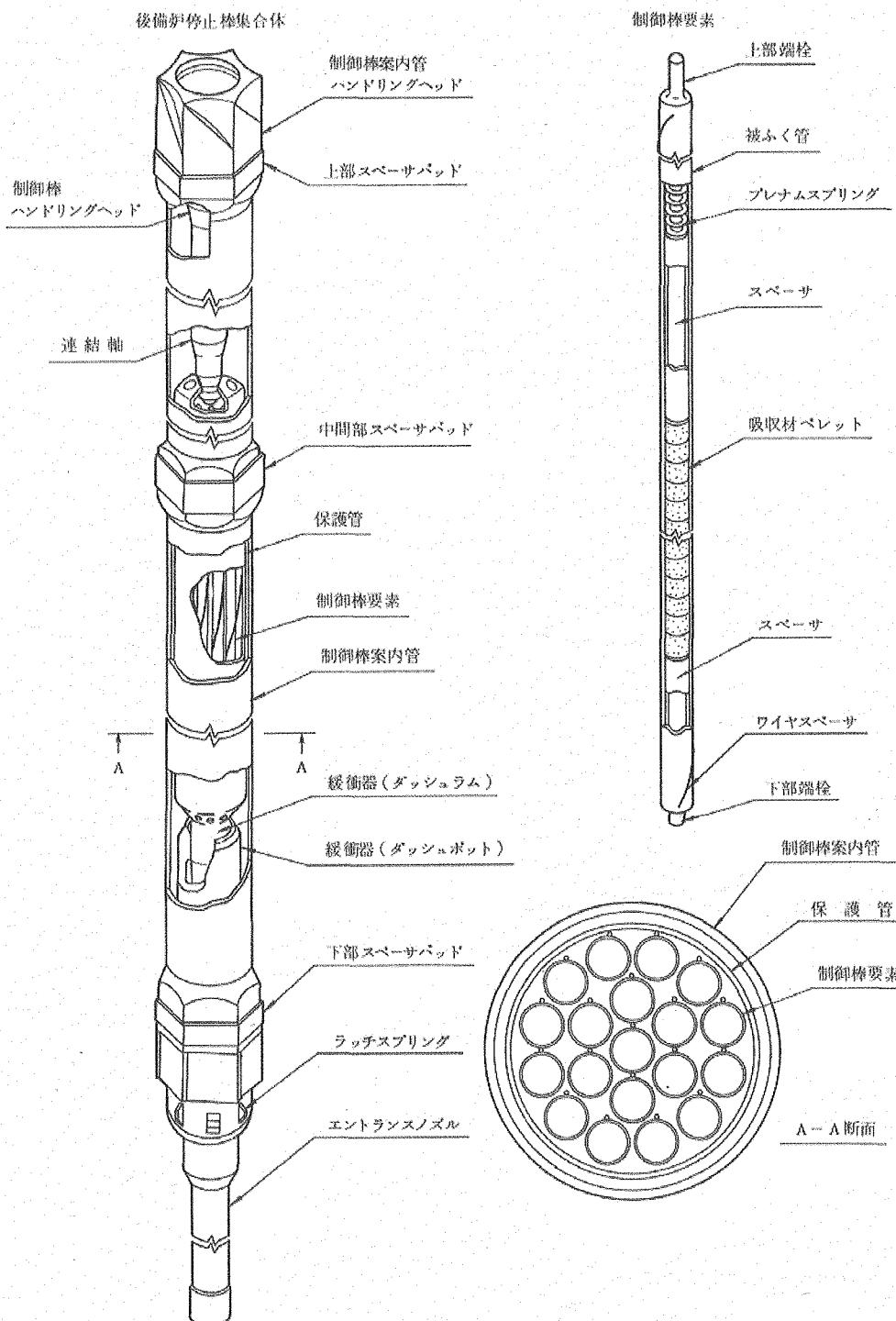


図10.1-3 後備炉停止棒集合体構造説明図

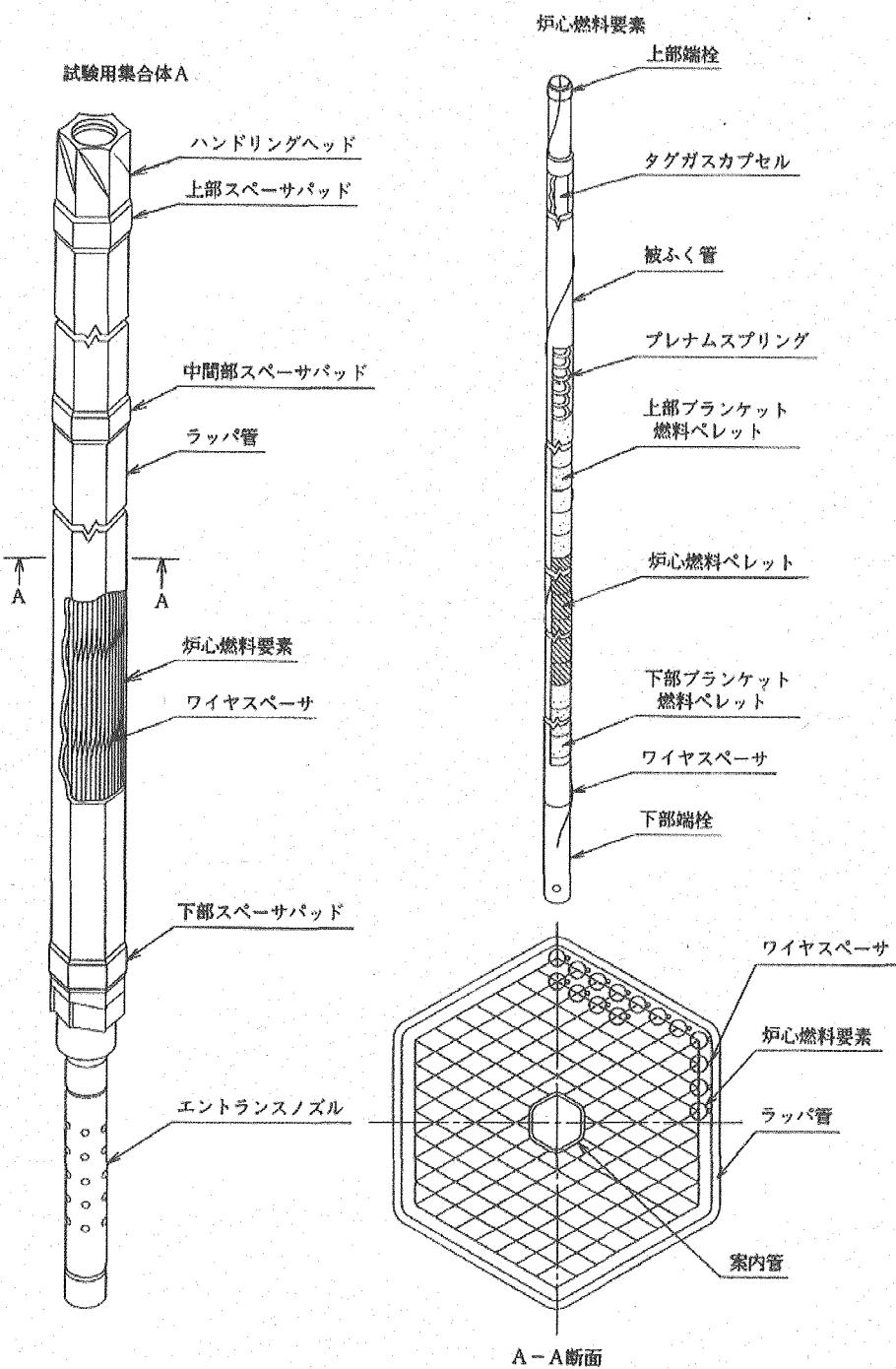


図10.1-4 試験用集合体A構造説明図

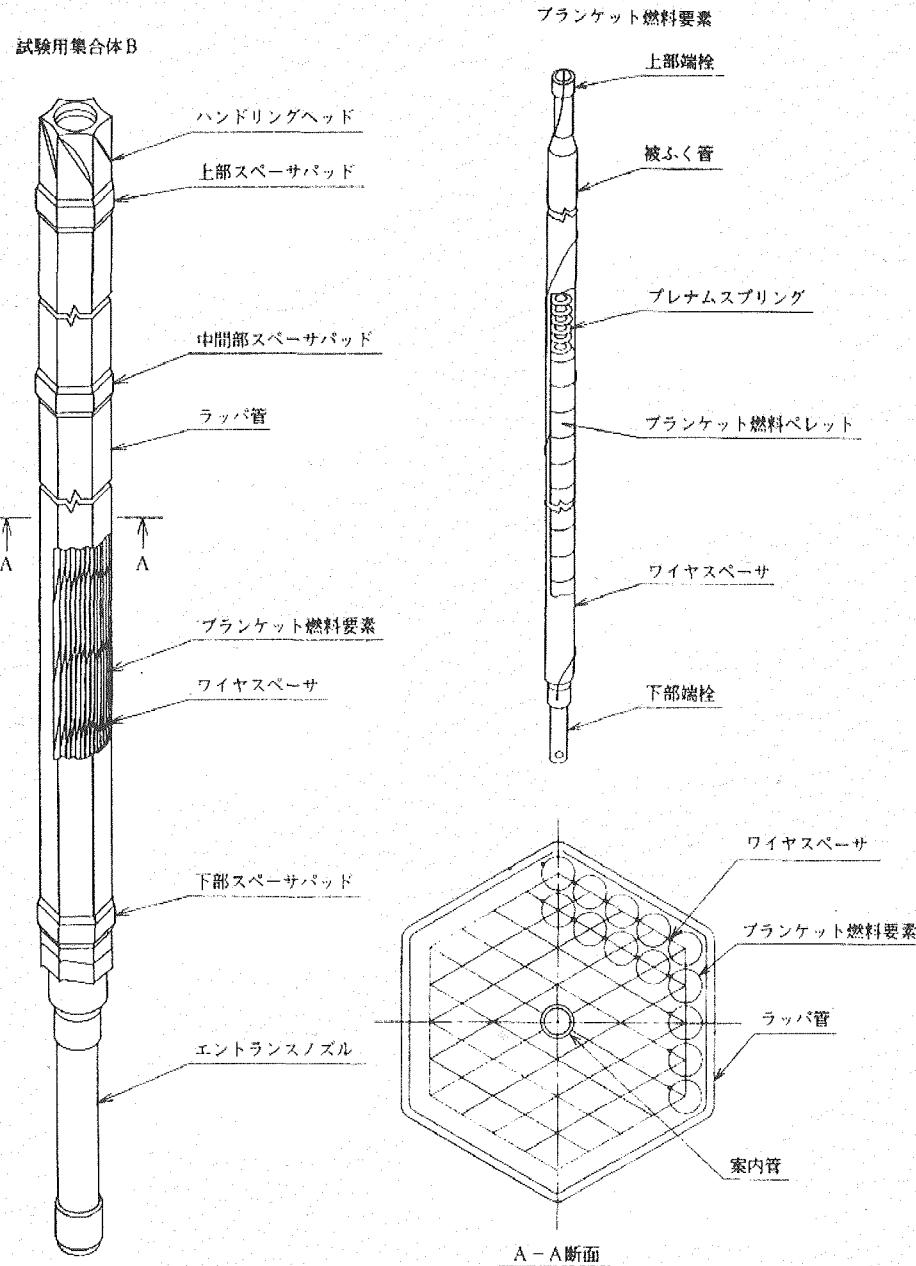


図10.1-5 試験用集合体B構造説明図

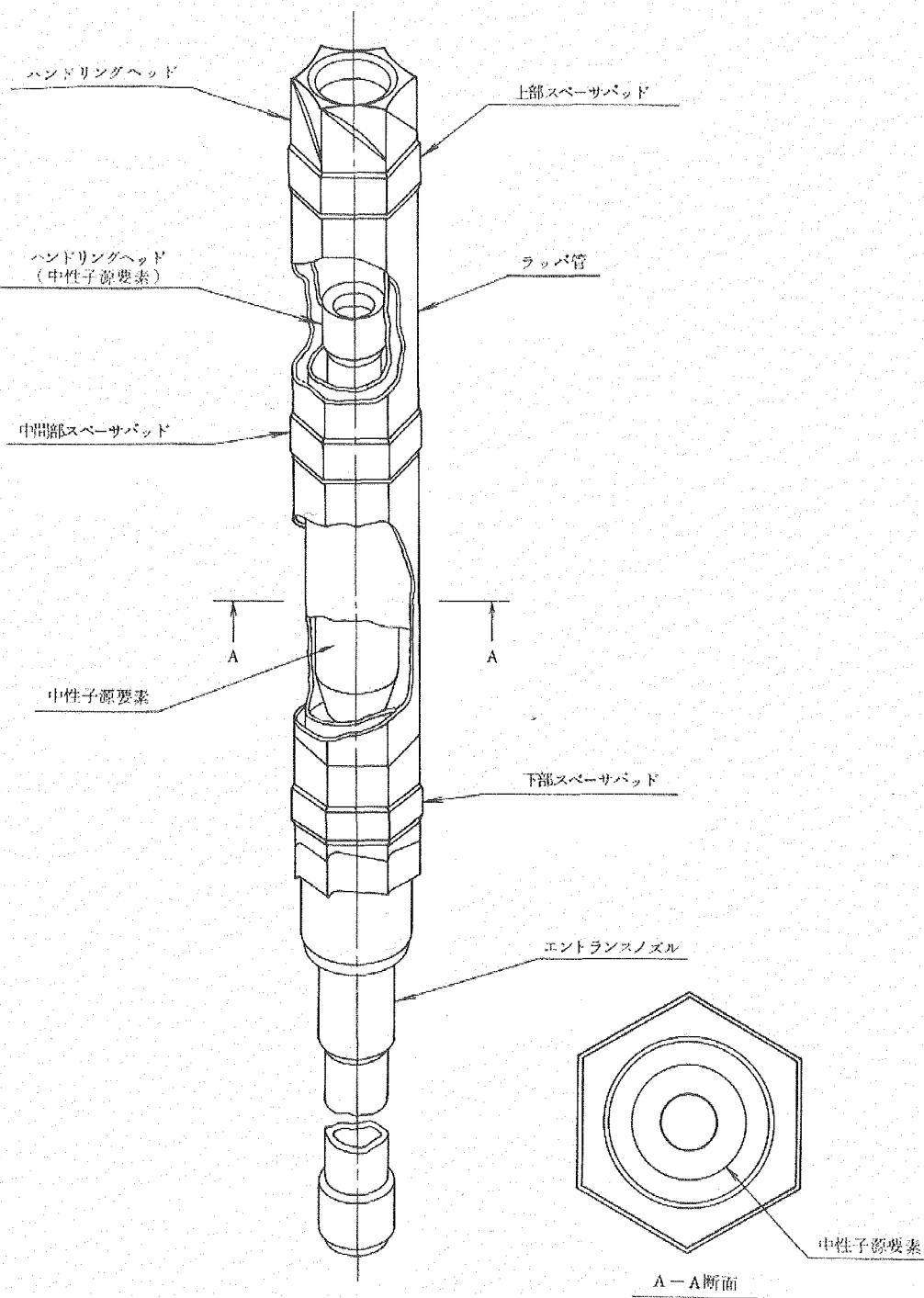


図10.1-6 中性子源集合体構造説明図

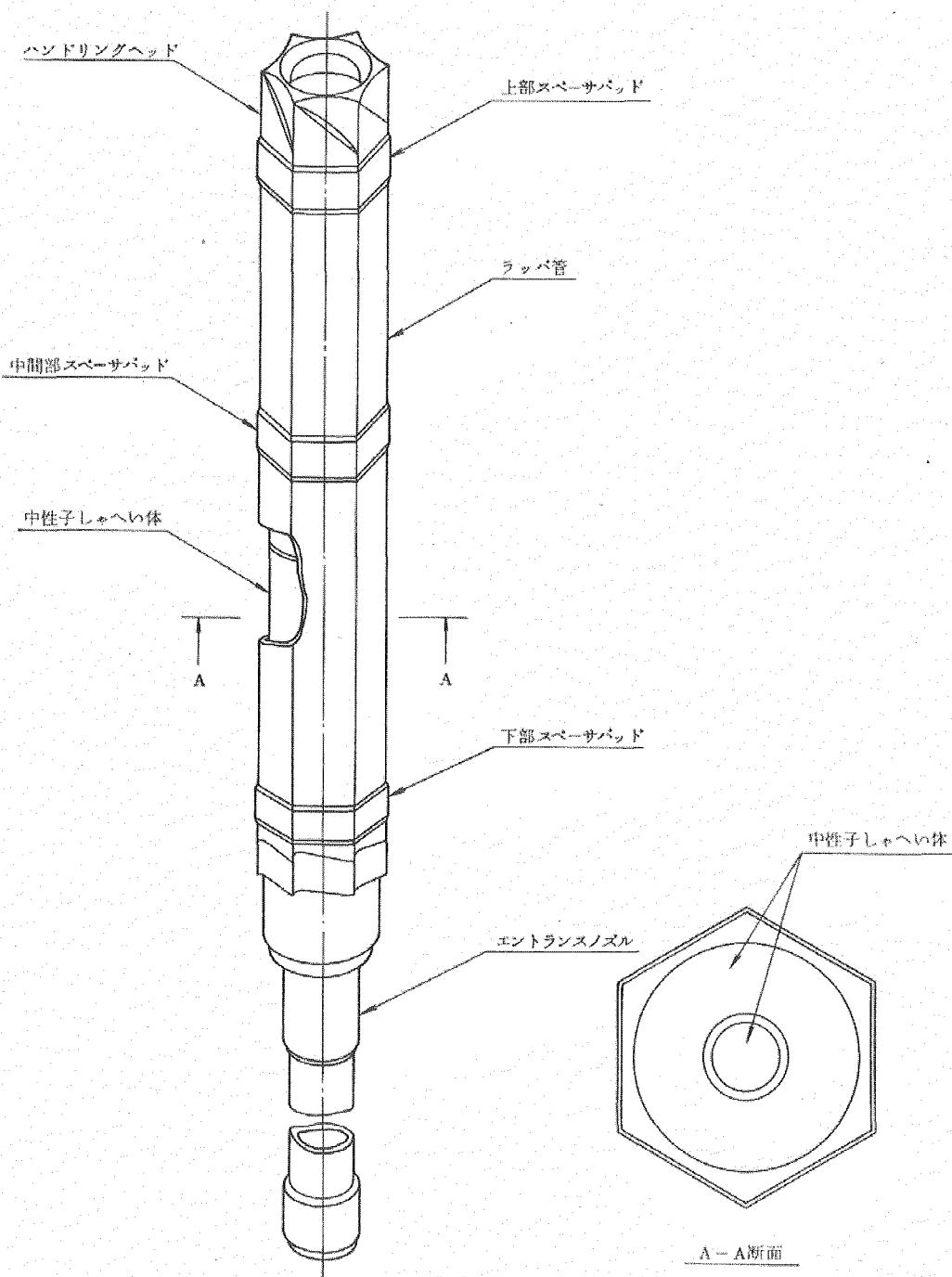


図10.1-7 中性子しゃへい体構造説明図

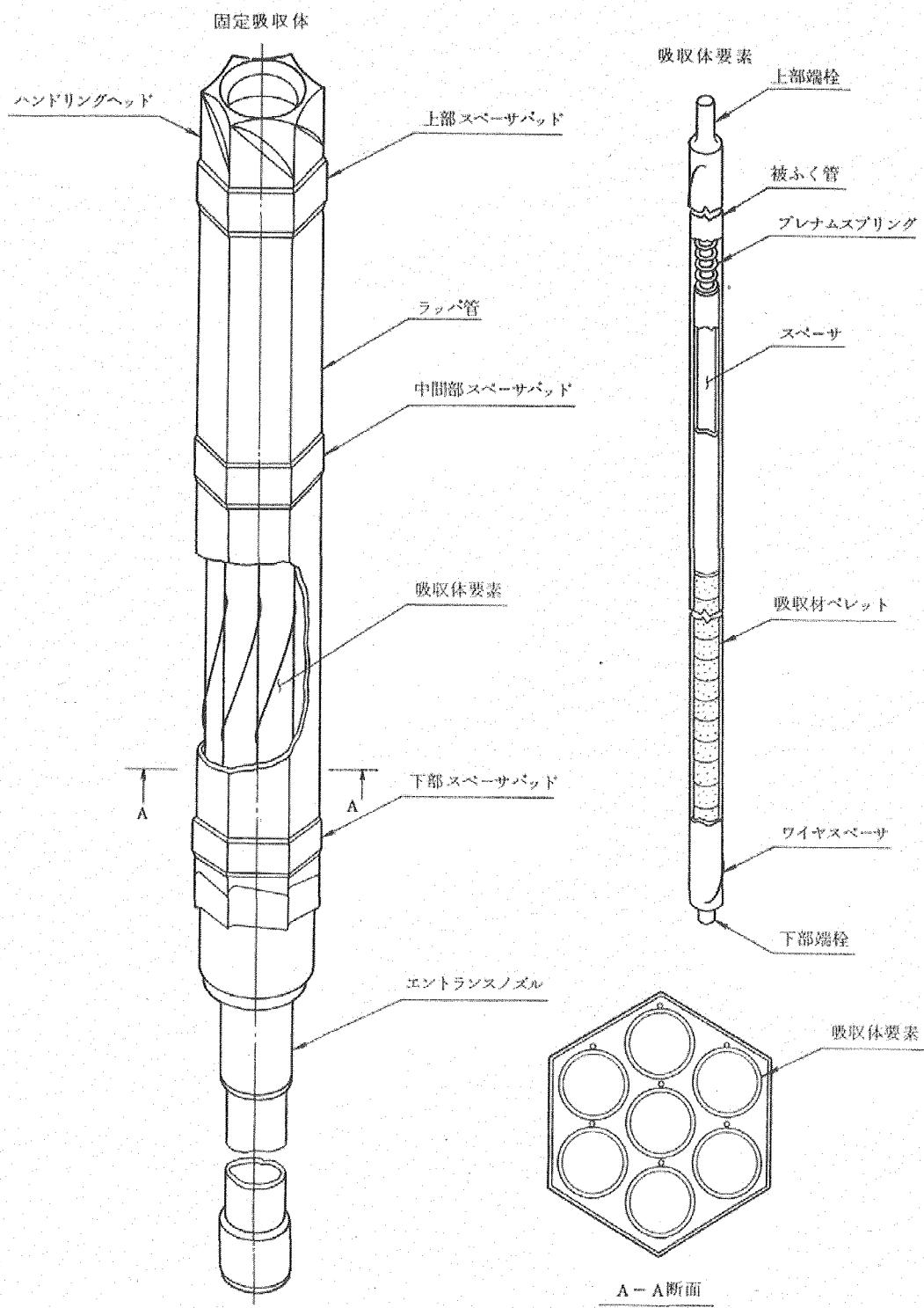


図10.1-8 固定吸収体構造説明図

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	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
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	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	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	メートル	m^{-1}
密度(質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
質量体積(比体積)	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
物質の強度	モル毎立方メートル	mol/m^3
(物質量の)濃度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
輝度	カンデラ毎平方メートル	
屈折率(数の)	1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨーダ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アトト	a
10^2	ヘク	h	10^{-21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

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

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン(a)	rad	$m \cdot m^{-1}=1$ (b)
立体角	ステラジアン(a)	sr(c)	$m^2 \cdot m^{-2}=1$ (b)
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
压力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m^2
功率、放熱	ワット	W	$N \cdot m$
電荷、電気量	クーロン	C	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	フアード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^2$
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
磁感应度	テスラ	T	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
セルシウス温度	セルシウス度	°C	Wb/A
照度	ルーメン	lm	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot cd=cd$
(放射性核種の)放射能	ベクレル	Bq	$1m^2$
吸収線量、質量エネルギー	グレイ	Gy	J/kg
ギガ一分与、カーマ			$m^2 \cdot s^{-2}$
線量当量、周辺線量当量			
方向性線量当量、個人線量当量、組織線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

(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った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用例は表 4 に示されている。

(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°C のように SI 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	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa · s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
のモーメント	ニュートンメートル	N · m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m^{-1} \cdot s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	$m^{-1} \cdot s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量)	ジュール毎キログラム	J/(kg · K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m · K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード毎メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエンントロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	クーロン毎モル毎ケルビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量	グレイ	Gy	$kg^{-1} \cdot s^2$
放射強度	ワット毎スチラジアン	W/(sr · sr)	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

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

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない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	$1eV=1.60217733(49) \times 10^{-19} J$
統一原子質量単位	u	$1u=1.6605402(10) \times 10^{-27} kg$
天文単位	ua	$1ua=1.49597870691(30) \times 10^{11} m$

表 8. 国際単位系に属さないが国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	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アード	ル	$1 a=1 dan^2=10^2 m^2$
ヘクタール	ha	$1 ha=1 hm^2=10^4 m^2$
バル	bar	$1 bar=0.1 MPa=100 kPa=1000 hPa=10^5 Pa$
オングストローム	Å	$1 Å=0.1 nm=10^{-10} m$
ペー	ン	$1 b=100 fm^2=10^{-28} m^2$

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	$1 erg=10^{-7} J$
ダイナ	dyn	$1 dyn=10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P=1 dyn \cdot s / cm^2=0.1 Pa \cdot s$
ストーカス	St	$1 St=1 cm^2/s=10^{-4} m^2/s$
ガウス	G	$1 G=10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe=(1000/4\pi) A/m$
マクスウェル	Mx	$1 Mx=10^{-8} Wb$
スチル	sb	$1 sb=1 cd/cm^2=10^4 cd/m^2$
ホル	ph	$1 ph=10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal=1 cm/s=10^{-2} m/s^2$

表 10. 国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	$1 Ci=3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R=2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad=1 cGy=10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem=1 cSv=10^{-2} Sv$
X線単位	IX unit	$1 IX unit=1.002 \times 10^{-4} nm$
ガンマ	γ	$1 \gamma=1 nT=10^{-9} T$
ジヤンスキ	Jy	$1 Jy=10^{-26} W \cdot m^2 \cdot Hz^{-1}$
フェルミ	fm	$1 fermi=1 fm=10^{-15} m$
メートル系カラット	Torr	$1 metric carat=200 mg=2 \times 10^{-4} kg$
ト標準大気圧	atm	$1 Torr=(101.325/760) Pa$
力口リ	cal	$1 atm=101.325 Pa$
ミクロ	μ	$1 μ=1 μm=10^{-6} m$