

JAERI - M  
93-227

燃料低濃縮化に係わるJMTR安全設計の検討

1993年12月

小森 芳廣・横川 誠・猿田 徹・稲田 征二  
桜井 文雄\*・山本 克宗・小山田六郎・斎藤 実

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）あて、お申しこしてください。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）で複写による実費頒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, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 いばらき印刷(株)

燃料低濃縮化に係わるJMTR安全設計の検討

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

小森 芳廣・横川 誠・猿田 徹・稲田 征二  
桜井 文雄\*・山本 克宗・小山田六郎・斎藤 実

(1993年10月27日受理)

JMTR燃料の低濃縮化に係わる安全審査において、JMTRの安全性について全面的な見直しを行った。この中で、試験研究炉の安全設計に関する審査指針等に沿って、JMTRの安全設計の基本的な考え方についてレビューすると共に、種々の調査及び検討を行うことによりJMTRの安全性を再確認した。本報告は、これらの結果を中心に、原子炉の安全確保のための基本的な機能の観点からJMTRの安全設計についてまとめたものである。

Review on JMTR Safety Design for LEU Core Conversion

Yoshihiro KOMORI, Makoto YOKOKAWA, Toru SARUTA, Seiji INADA  
Fumio SAKURAI\*, Katsumune YAMAMOTO, Rokuro OYAMADA and Minoru SAITO

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

(Received October 27, 1993)

Safety of the JMTR was fully reviewed for the core conversion to low enriched uranium fuel. Fundamental policies for the JMTR safety design were reconsidered based on the examination guide for safety design of test and research reactors, and safety of the JMTR was confirmed. This report describes the safety design of the JMTR from the viewpoint of major functions for reactor safety.

Keywords: Safety Design, JMTR, Reduced Enrichment, Safety Facilities,  
Upgrading, LEU

---

\* On loan to Science and Technology Agency

## 目 次

1. 序論 .....	1
2. 安全設計の基本方針 .....	2
2.1 基本方針 .....	2
2.2 固有の安全性 .....	6
3. 原子炉の停止機能 .....	12
3.1 安全保護回路 .....	12
3.2 制御棒及び制御棒駆動機構 .....	17
3.3 非常用炉停止装置 .....	20
4. 炉心の冷却機能 .....	32
4.1 一次冷却系統 .....	32
4.2 二次冷却系統 .....	35
4.3 非常用冷却系統 .....	35
4.4 一次冷却水流出事故への設計対応 .....	39
5. 放射性物質の放出低減機能 .....	52
5.1 燃料 .....	52
5.2 圧力容器及び一次冷却系統 .....	53
5.3 原子炉建家 .....	54
5.4 非常用排気設備（チャコールフィルタ） .....	55
5.5 排気筒 .....	55
5.6 燃料破損への設計対応 .....	56
6. その他 .....	65
6.1 耐震設計 .....	65
6.2 安全確保のための機能の確認 .....	65
7. あとがき .....	71
謝 辞 .....	71
参考文献 .....	72

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Basic Principles of Safety Design .....	2
2.1 Basic Principles .....	2
2.2 Inherent Safety .....	6
3. Shutdown Function of the Reactor .....	12
3.1 Safety Protection System .....	12
3.2 Control Rod and Control Rod Drive System .....	17
3.3 Emergency Reactor Shutdown System .....	20
4. Cooling Function of the Core .....	32
4.1 Primary Cooling System .....	32
4.2 Secondary Cooling System .....	35
4.3 Emergency Cooling System .....	35
4.4 Safety Design for Primary Cooling System Piping Failure ....	39
5. Mitigating Function of Radioactive Release .....	52
5.1 Fuel .....	52
5.2 Pressure Vessel and Primary Cooling System .....	53
5.3 Reactor Building .....	54
5.4 Emergency Gaseous Exhaust System .....	55
5.5 Stack .....	55
5.6 Safety Design for Fuel Failure .....	56
6. Others .....	65
6.1 Seismic Design .....	65
6.2 Tests and Inspections of Safety Function .....	65
7. Afterword .....	71
Acknowledgement .....	71
References .....	72

# 1. 序論

J M T R (Japan Materials Testing Reactor) は、動力炉国産化技術の確立と国産動力炉などの発展に寄与するため原子炉用材料及び燃料の各種照射試験ならびに放射性同位元素の生産を行うことを目的とした汎用型材料試験炉である。1964年に建設準備が開始され、1968年3月30日に初臨界を達成した。その後しばらく熱出力30MWで運転され、1969年から最大熱出力50MWでの運転が開始された。以来、順調に運転を継続し、1993年6月現在で106サイクルの運転を行い、積算出力量は約97000MWhに達している。

原子炉の安全の基本は周辺公衆を保護するために放射性物質の環境への放散を防止することであり、そのために原子炉の安全設計に関し様々な規則及び指針等が定められている。J M T Rの安全設計は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年）」等の関連法規に基づいて行われた。現行の安全設計に関する指針等は策定されていなかったが、当時既に原研においてJ R R - 1 (Japan Research Reactor-1) からJ R R - 4 (Japan Research Reactor-4) の4基の研究炉及びJ P D R (Japan Power Demonstration Reactor) を設計、建設しており、また世界的にも多くの試験研究炉が作られていた時期であり、これらの経験及び知見をもとにJ M T Rの設計方針が固められた。この結果、原子炉の各システムについてフェイルセーフの原則や確立された技術の採用等、原子炉の安全及び運転の信頼性を確保するという基本的な方針に沿ってJ M T Rの安全設計が行われた。これらは現行の安全設計に関する指針でも最も重要かつ基本的な部分である。

その後、燃料の中濃縮化（約45%濃縮ウラン使用）に係わる安全審査時（1983）に「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（1970）」を参考に設計方針が見直された。この結果、単一故障及び商用電源喪失への対策を充実させるためにサイフォンブレイク弁及び炉プール連通弁等の設備・機器が改造された。

さらに、低濃縮化（約20%濃縮ウラン使用）に係わる安全審査とほぼ同時期に、原子力安全委員会により「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（1991）」（以下「設計指針」と略す）が新たに策定された。設計指針は、軽水炉と比較して冷却材の内蔵エネルギーが小さく、また原子炉の出力が低く核分裂生成物のインベントリが小さい等の点を考慮して、炉出力に応じた崩壊熱除去や放射性物質の閉じ込め機能に対する設計要求がされる等、試験研究炉の特質を踏まえ安全性を確保しつつ合理的な内容となった。また、安全保護系の多重性及び電気システムに関する設計要求においても試験研究炉独自の考え方が盛り込まれている。低濃縮化に係わる安全審査では、この設計指針への適合性が検討された。本報は、現行の安全設計、即ち低濃縮化に伴い見直し、修正を加えたJ M T Rの安全設計について、原子炉の停止、冷却及び閉じ込めという安全確保の基本的な機能の観点からレビューしたものである。設計の基本的考え方が現実はどう反映されているかについても明らかにするため、必要に応じ実際の運転データ等も引用した。また、異常状態に対する安全機能をより具体的に示すために、安全評価の内容も場合により引用した。低濃縮化に伴う安全評価の結果から、「一次冷却水流出事故」時の安全性を向上させるために安全保護回路、非常用冷却システム及び非常用電源を一部変更することとなったが、これらについても安全設計との関連でまとめた。また、安全上重要な設備・機器に係わる機能の維持の確認及び耐震設計についても記した。

## 2. 安全設計の基本方針

### 2.1 基本方針

JMTRの安全設計における基本方針は次のとおりである。

- ・平常運転時、原子炉施設の従事者及び原子炉施設周辺の一般公衆に対し、国内法規に定められた線量当量限度以上の放射線被ばくを与えない。
- ・設計、製作、据え付けは、原子炉等規制法及びその他の関係法規に基づいて実施するとともに、日本工業規格（JIS）及びその他の国内法規に準拠して行う。
- ・「原子炉立地審査指針」に適合するよう安全設計を行う。

また、原子炉の安全ならびに運転の信頼性を確保するために、設計及び製作にあたりフェイルセーフの原則に基づくとともに確立された技術等を採用している。また、商用電源喪失時にも崩壊熱除去等が安全に行えるように安全上重要な設備・機器等は非常用電源から給電し常時稼働する設計としており、このことはJMTRの安全設計上の大きな特徴の一つである。耐震設計については、各設備・機器等を圧力容器及び一次冷却系統等の重要機器、原子炉建家並びに一般機器の3種類に大別し、それぞれについて定めた設計水平・垂直震度に基づき設計を行うこととしている。遮へい設計については、管理区域内の場所及びその中で行う作業を被ばくのリスクの低い順に甲、乙及び丙の3段階に区分し、それぞれに対し基準線量当量率と設計目標値を定めている。なお、低濃縮化に伴い変更を行う設備については、設計指針に適合するようにし、重要度分類を適切に考慮して設計を行うこととした。

一方、設計指針において施設全般に共通する設計方針として挙げられている項目は以下のとおりである。

- ① 準拠規格及び基準
- ② 自然現象に対する考慮
- ③ 外部人為事象に対する考慮
- ④ 内部発生飛来物に対する考慮
- ⑤ 火災に対する考慮
- ⑥ 環境条件に対する考慮
- ⑦ 共用に対する考慮
- ⑧ 運転員操作に対する考慮
- ⑨ 信頼性に関する考慮
- ⑩ 試験可能性に関する考慮

JMTRの安全設計の方針は、記載の形式としては上記の設計指針における基本方針に沿った形式になっていないが、実質的に設計指針に適合していることが低濃縮化に係わる安全審査において確認されている。上記の設計方針へのJMTRの適合性について以下に示す。

#### (1) 準拠規格及び基準

原子炉施設の安全確保のために必要とされる基本的な機能は、原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めあるいは放出低減の三つである<sup>1)</sup>。安全機能を有する設備・



機器等について、それぞれの安全機能の重要度を考慮し適切な規格及び基準により設計、製作等を行うことが設計指針により要求されている。試験研究炉は炉毎に出力が大きく異なり事故時における炉心冷却の必要性及び想定される放射性物質の放出量が異なるため、設計指針では水冷却型試験研究炉を熱出力に応じて低出力炉、中出力炉及び高出力炉にグループ分けし、表2.1.1に示すようにそれぞれのグループ毎に具備すべき安全機能を要求している。この分類によればJMTRは高出力炉であるため、原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の放出低減の三つの安全機能が全て必要であり、これらの機能を有する設備・機器等について、安全機能の重要度を考慮し適切な規格及び基準により設計、製作等を行うことが必要である。

表2.1.2にJMTR原子炉施設の構成を示す。設計指針の安全機能の重要度分類例に沿ってJMTRの設備・機器等を分類した場合には表2.1.3～表2.1.4に示すようになると考えられる。これらの各設備・機器等については、以下に示す規格及び基準に基づき、または参考として設計、製作及び運転管理しており、設計指針において要求されている各重要度に応じた信頼性が実質的に満足されている。

原子炉施設のうち安全機能を有する設備・機器等の設計、材料の選定、製作及び検査については、

- ・核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32.6.10 法律第166号）
- ・核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32.11.21、政令第324号）
- ・試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（昭和32.12.9 総理府令第83号）
- ・試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令（昭和62.3.25、総理府令第11号）
- ・試験研究の用に供する原子炉等の溶接の技術基準に関する総理府令（昭和61.12.23、総理府令第74号）
- ・原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件（昭和39.9.30、科学技術庁告示第21号）

等の法令に基づくとともに、原則として以下に示す国内の法令、規格、基準等に準拠し、又はこれらを参酌することとした。

- ・電気設備に関する技術基準を定める通商産業省令（第61号、昭和40年）
- ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める件（通商産業省告示第501号、昭和55年）
- ・日本工業規格（JIS）
- ・日本電機工業会標準規格（JEM）
- ・日本電気学会電気規格調査会標準規格（JEC）
- ・日本建築学会各種構造設計及び計算基準（AIJ）
- ・建築基準法
- ・消防法
- ・労働基準法
- ・労働安全衛生法

- ・ 高圧ガス取締法
- ・ 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術規程及び指針  
 なお、国内法令、規格、基準等において規定されていないものについては、以下に示す十分使用実績があり、かつ信頼性の高い国外の規格、基準等を参酌することとした。
- ・ A S M E (American Society of Mechanical Engineers)規格
- ・ A S T M (American Society for Testing and Materials)規格
- ・ A N S I (American National Standard Institute)
- ・ T E M A (Tublar Exchanger Manufacturer Association)
- ・ ドイツ工業規格 (D I N)
- ・ フランス工業規格 (N F)

なお、低濃縮化に伴い変更を行う施設部分については、上記の規格及び基準等に準拠、あるいは参考とすると共に、変更部分に該当する設計指針に適合するようにし、安全機能の重要度分類を適切に考慮して設計を行った。

#### (2) 地震等の自然現象、外部人為事象等の考慮

地震に対しては、原子炉施設を、重要機器、原子炉建家及び一般機器に区分し、それぞれの重要度に応じた静的地震力を想定して耐震設計を行っている。低濃縮化においても原子炉の主要施設について耐震上問題のないことを再度確認している。耐震設計の概要については6章に記述する。

風(台風)及び積雪に対しては、それぞれ過去の記録を下回らない苛酷な条件を想定して設計している。風については、敷地付近で観測された瞬間最大風速は水戸地方気象台の観測記録によれば44.2m/s(1939年8月6日)であるが、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて設計している。積雪に対しては、観測記録を参考に積雪30cmとして設計している。

敷地付近でこれまで津波あるいは高潮による被害の記録はなく、最悪の場合を仮定しても津波あるいは高潮による海面の上昇は数メートルに留まると考えられる。従って、海拔約36.5mの台地上に建設されているJ M T Rは津波あるいは高潮等による被害を受けるおそれはない。また、洪水による被害も同様に考えられない。

#### (3) 外部人為事象に対する考慮

飛行機落下については、敷地の南南西に航空自衛隊百里基地があるが、原子炉施設付近の上空は防衛庁通達により原則として自衛隊航空機の飛行はできないようになっている。また、新東京国際空港に通じる航空路の保護区域が敷地上空にあるが、原則として飛行が規制されていることからその飛行便数は非常に少なく、航空機落下により原子炉施設に影響を及ぼすおそれはない。

第三者の不法な接近等の人為事象に対しては、原子炉等規制法に基づき防護規定を定め、原子炉施設を防護するための区域を設定し、これらの区域への接近及び出入りに関する管理を適切に行っている。

#### (4) 内部発生飛来物に対する考慮

破損または落下により安全機能を有する設備・機器等の機能を損なうおそれのあるような高圧ガス等を内蔵する容器あるいは重量機器等はない。また、回転機器の損傷により安全機能を有する設備・機器等の健全性が損なわれることがないように機器の設計、製作を

行っている他、損傷が生じるおそれのないことを検査等により定期的を確認している。

#### (5) 火災に対する考慮

安全機能を有する設備・機器等及びケーブルには可能な限り不燃性または難燃性材料を使用している。また、万一の火災発生に備えて必要な箇所に火災検知器、消火栓及び消火器を配置すると共に、火災による影響を低減するための隔壁を設けている。落雷による火災発生を防止するため、原子炉建家には避雷針を設けている。

#### (6) 環境条件に対する考慮

安全機能を有する設備・機器等は、通常運転時及び異常時において予想される温度、圧力及び荷重等の条件下においても、それぞれ期待されている機能を保持できるように設計されている。なお、異常時においても、燃料の温度上昇を除けば、各設備・機器等の温度、圧力、荷重等の変化は小さい。

また、放射線照射や腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化についても考慮して設計されており、必要に応じ設備・機器等の交換が行える設計となっている。

#### (7) 共用に関する考慮

原子炉建家、換気設備、電源設備はJ M T R C (Japan Materials Testing Reactor Critical Assembly)と共用しているが、これらの設備・機器等の機能、構造等から判断して、共用によりJ M T Rの安全性を損なうことは考えられない。また、万一J M T R C側に想定されているような異常状態が発生してもJ M T Rの安全性を損なうおそれのないことがJ M T R Cの安全評価により確認されている。

#### (8) 運転員操作に対する考慮

制御盤は、核計装とプロセス計装に分けて配置され、重要なものに対しては銘板が取り付けられている。弁等の操作スイッチは全部ON-OFFが同一方向である他、グラフィックパネルに状態が表示されることにより運転員の誤判断及び誤操作の防止を図っている。また、スイッチ類には必要に応じカバーを設け、接触による誤操作を防止している。警報等は色並びに音色を分類することにより分かりやすくしている。保守点検時の誤操作防止に対しても、機器点検表及び禁止タグを取りつけることで対応している。

異常状態に対しては、安全機能を有する設備・機器等の作動により運転員の緊急操作を期待しなくても収束する設計となっている。

#### (9) 信頼性に関する考慮

信頼性に関する考慮には多重性又は多様性及び独立性、単一故障対策、駆動電源の信頼性等の項目が含まれ、それらへのJ M T R安全設計の適合性は以下のとおりである。

##### ① 安全機能の重要度に応じた信頼性の確保

安全機能を有する設備・機器等については、構造設計、耐震設計、試験・検査、運転管理等により一般産業施設における設備・機器等よりも高度の信頼性が確保されている。

##### ② 多重性又は多様性及び独立性

設計指針の分類例で重要度が特に高い設備・機器等に該当すると考えられる制御棒（スクラム機構）、安全保護回路、非常用冷却系統等については、多重性（安全保護回路のプロセス関係の系統については多様性）及び独立性を有する設計となっている。なお、詳細については、それぞれ該当する系統の箇所に記述する。

### ③ 単一故障対策及び商用電源喪失への対策

上記②の設備・機器等は、多重性又は多様性及び独立性を考慮することによって単一故障対策が施されていることに加え、常時運転されるディーゼル発電機から常に受電することにより商用電源喪失時にも所定の安全機能が達成できるように設計されている。

#### 100 試験可能性に関する考慮

安全機能を有する設備・機器等は、それらの健全性及び機能を確認するために第6章に後述するように定期検査及び原子炉起動前にそれぞれ試験又は検査ができるように設計されている。なお、JMTRも含め試験研究炉では連続運転期間が軽水炉に比べて非常に短いこと等から、軽水炉の安全保護系のように原子炉の運転中の試験は行っていない。

## 2.2 固有の安全性

JMTRは以下に示すような固有の安全性を有するように設計されており、前述の安全設計の基本方針とあいまってJMTRの安全性を一層高めている。

- (1) 水冷却型であることから、減速材温度係数、ボイド係数及びドブブラ係数等の反応度係数は全て負であり、自己制御性を有する。
- (2) 非常に薄い板状燃料を使用しており、かつ、燃料芯材であるウランアルミニウム分散型合金又はウランシリコンアルミニウム分散型合金は熱伝導度が良いことから、燃料板の温度が低く安全性が高い。
- (3) 一次冷却水は低温、低圧であるためその保有エネルギーは小さく、配管の大規模な破損は起こり得ない。

(1)は反応度フィードバックによる自己制御性であり、反応度付加による異常状態に際し出力を抑制する機能を有する。このため、反応度付加事象「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」に関する安全解析においてもスクラム設定値65MWに対し最大熱出力は約83MWと推定されており、十分な自己制御性を有している。

また、JMTRでは照射試験炉として高中性子束を達成する必要があるために出力密度は約500kW/lと軽水炉の数倍であることから、燃料温度を低く抑えるために燃料芯材厚さは約0.50mm、被覆材厚さは0.38mmという非常に薄い板状燃料が使用されている。これにより、燃料板の最高温度は通常運転時で209℃、運転時の異常な過渡変化に対しても出力運転中の制御棒の異常な引抜き時で最高249℃であり、(2)に上述したように被覆材の熔融温度(582℃)に比べはるかに低い。また、燃料粒子であるウランシリコン合金は1570℃まで安定であり、ウランシリコン合金と母材のアルミニウムとの反応も300℃以下では極めて少ない<sup>2)</sup>。従って、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料温度は十分に低く健全性は保持されている。なお、上記の被覆材の熔融温度はJMTRの安全評価上定義したもので、被覆材用アルミニウム合金A6061及びA5052(フランス規格AG3NB相当)のうち、低い方の固相点(A6061)<sup>3)</sup>を採用したものである。

(3)は配管破損に関連した事項であり、軽水炉と比較して冷却水の保有エネルギーは格段に小さく、一次系配管に仮に貫通き裂が生じたとしても、軽水炉のように内在する冷却水がそのき裂を急速に押し広げ両端破断のような大規模な破断を引き起こす潜在的能力はないと考えられる。米国NRCのガイドラインNUREG-0800<sup>4)</sup>では、温度約95℃、圧

力約 $20\text{kg/cm}^2\text{G}$ 以下の冷却システムを中エネルギーシステムと分類し、前記の考え方をもとに配管ホイップレストレイントの設計上両端破断の想定は必要ないとしている。低濃縮化時にJMT Rの配管の想定破損規模に関する検討を原研で実施したが、その中でJMT R一次系配管について保守的な初期き裂を想定してき裂の進展を予測しても、き裂配管貫通時の開口面積が $Dt/4$ ( $D$ :配管直径、 $t$ :配管肉厚)以下と両端破断想定の場合に比べて非常に小さいことを明らかにした。この結果は、JMT R安全評価において配管破損口面積 $Dt/4$ を採用するに際しての技術的裏付けの一つである。なお、配管破損口面積 $Dt/4$ は、低濃縮化の安全審査中に決定された「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成3年7月)」(以下「評価指針」と略す)において、安全評価上想定すべき破損規模の一つとして規定された。

表2.1.1 試験研究炉の炉出力と必要とされる安全機能

試験研究炉分類	原子炉の特徴	原子炉の停止機能	炉心の冷却機能	放射性物質の放出低減機能
低出力炉 (500kW未満)	通常自然対流条件で運転される	十分に高い信頼度で確保される必要がある	十分に高い信頼度で原炉の停止が確保されれば冷却機能を設ける必要はない	核分裂生成物のインベントリが少ないため、必要性は小さい
中出力炉 (500kW～10MW未満)	出力に応じ自然対流又は強制循環（低流速）条件で運転される	十分に高い信頼度で確保される必要がある	事故時においては適切な期間炉心の冠水維持が必要である	原子炉施設ごとに必要性について判断する必要がある
高出力炉 (10MW～50MW)	強制循環条件で運転される	十分に高い信頼度で確保される必要がある	異常時に冷却水流量を確保するための補助ポンプ等が必要である 事故時においては適切な期間炉心の冠水維持が必要である	核分裂生成物のインベントリが大きいため、設ける必要がある

表2.1.2 JMTR原子炉施設の構成

施設	設備・系統	主要機器	
原子炉本体	炉心（燃料要素、制御棒等は炉心にも含まれるが、各々以下の設備に分類）	ベリリウム棒	
		反射体要素	
		ガンマ線遮へい板	
		グリッド板	
	燃料	内部タンク	
		標準燃料要素	
		燃料フォロー	
	圧力容器	圧力容器	
	炉プール	炉プール	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備		燃料取扱具
			ラック台車
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵施設	燃料管理室
		使用済燃料貯蔵施設	新燃料貯蔵ラック
			カナル
			SFCプール
		使用済燃料ラック	
原子炉冷却系統施設	一次冷却系統	主循環系統	主循環ポンプ、熱交換器、イオン交換塔、配管
		精製系統	充填ポンプ、脱気タンク、イオン交換塔、配管
	二次冷却系統		冷却塔、循環ポンプ、配管
	非常用冷却系統		非常用電源駆動主循環ポンプ
			緊急ポンプ
			補助ポンプ
			サイフォンブレイク弁
			炉プール連通弁
		漏えい水再循環設備	
UCL系統		冷却塔、高架水槽	
プールカナル循環系統		熱交換器、循環ポンプ、イオン交換塔、配管	
計測制御系統施設	核計装		起動系、対数出力系、線型出力
	プロセス計装		
	安全保護回路		
	制御設備		制御棒及び駆動機構 非常用炉停止装置
放射線廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設		通常排気設備
			照射実験用排気設備
			非常用排気設備
			排気筒
	液体廃棄物廃棄施設		第1～4排水系統
		タンクヤード	
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備		エリアモニタ、水モニタ等
	屋外管理用の主要な設備		排気モニタ、排水モニタ
原子炉格納施設		原子炉建家	
		換気設備	
電源設備	非常用電源設備		ディーゼル発電機
			蓄電池
照射実験設備			キャプセル照射装置
			水力ラビット照射装置
			ループ照射装置

表2.1.3 PS機能の重要度分類に対する適合性

分類	定義	機能	JMTR機器等の分類例
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	水冷却型試験研究用原子炉施設においては、該当なし	
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	過剰な反応度の印加・防止	該当なし
		炉心の形成	燃料要素 炉心支持構造物
		炉心の冷却	圧力容器 一次冷却系統（主循環系）
		照射ループ設備の冷却材バウンダリ、保護機能及び試料冷却	照射設備の一部
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	炉心の冷却	二次冷却系統
		冷却材の循環	一次冷却系統（主循環系） 〔主循環ポンプ〕
		放射性物質の貯蔵	核燃料貯蔵設備
		プラント計測・制御	制御設備 主要なプロセス計装
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	冷却材へのFP放散防止	燃料被覆材



表2.1.4 MS機能の重要度分類に対する適合性

分類	定義	機能		JMTR機器等の分類例
MS-1	1)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持		制御棒 制御棒駆動機構（スクラム機構）
	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生（停止系）		安全保護回路（スクラム系統）
MS-2	1)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	停止後の炉心冷却		非常用冷却設備
		炉心の冠水維持		サイフォンブレイク弁 炉プール連通弁 冠水維持バウンダリ
		放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減		原子炉建家 非常用排気設備 排気筒
		照射ループ設備	保護機能	安全弁
	特に重要な計測		圧力計、温度計	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び停止系への作動信号発生（工安施設）		安全保護回路 （燃料破損検出系統、 配管破損検出系統）
事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの		屋内放射線モニタ		
3)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上重要な関連機器		非常用電源設備	
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉圧力上昇緩和		逃し弁
	2)異常状態への対応上重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの		炉心液面計 通信連絡設備 消火設備等
		制御室外安全停止		制御室外原子炉停止装置

### 3. 原子炉の停止機能

試験研究炉の場合には、安全確保のために必要な原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めあるいは放出低減のそれぞれの機能の重要性が炉の熱出力により異なるが、JMTRのような高出力炉の場合はこれらの三つの機能を全て十分に備えることが必要である。以下では、この三つの機能の観点からJMTR原子炉施設の安全設計について順次記した。これらの安全機能は通常運転時及び異常状態において確保されるべきものであるが、通常運転時における安全機能は一般に異常状態における安全機能にほとんど包含されるため、以下では異常状態における安全機能を中心に記した。

本章では、このうちの原子炉の停止機能について記す。試験研究炉は、原子炉の圧力及び温度が低く、また内蔵する核分裂生成物も軽水炉よりはるかに少ないため、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めに関する安全機能は重要度分類でもクラス2（重要度分類は高出力炉〔10MW以上50MW以下〕の場合の分類である。以下同様）である。一方、原子炉の緊急停止に係わる機能はクラス1に分類されており、設計指針において最も基本的かつ重要な安全機能として停止機能が位置付けられている。

JMTRの異常状態における停止は、原子炉の異常を検出し安全保護回路から発信されるスクラム信号により制御棒が挿入されることにより行われる。また、液体ポイズンを圧力差により一次冷却系統に注入する方式の非常用炉停止装置も設けられており、万一複数の制御棒が落下不能になった場合に制御棒のバックアップとしての機能を有する。これらの原子炉の停止に係わる設備は計測制御系統に分類されている。

#### 3.1 安全保護回路

##### 3.1.1 安全保護回路の概要

安全保護回路は、原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合に原子炉スクラム等の安全動作を開始させるための設備であり、検出器から動作装置の入力端子までの部分をいう。設計指針における安全保護系統に対応するものであり、JMTRでは計測制御系統の中に安全保護回路として分類されている。

安全保護回路は、原子炉の異常の程度に応じて、第3.2節で後述するようにアラーム、制御棒引き抜き停止（原子炉起動時）、セットバック、制御棒挿入及びスクラムの5段階の安全動作並びに配管破損、燃料破損時に崩壊熱除去、冠水維持及び核分裂生成物の放出低減化を行うために必要な安全動作を開始させるように設計されている。この他、原子炉起動時の安全を確保するためにいくつかの項目について起動インターロックが設けられており、起動条件が満足されない場合には制御棒の電磁石が励磁されず、従って、制御棒の引き抜きができないようになっている。安全保護回路の概要について図3.1.1に示す。また安全保護回路の構成について図3.1.2に示す。

JMTRの中性子束はPWRに比べて約1桁高いため、定格出力運転に入り $^{135}\text{Xe}$ が飽和した後にスクラムすると、スクラム後のXeのビルドアップが大きく再起動は困難である。低濃縮燃料炉心で定格出力運転を行い、Xe飽和後に原子炉を停止した場合のXe及びSmの吸収反応度の計算値<sup>5)</sup>を図3.1.3に示す。

スクラム時の過剰反応度（コールドクリーン換算）を12%と仮定すると、同図から炉停止後約2時間～30時間は再起動不能である。

ノイズ、誤信号、誤操作等により原子炉がスクラムした場合、原因を除去し安全を確認した後に原子炉の運転を再開することが可能であるが、上記のようにスクラム後2時間以内に再起動できない場合にはXeのビルドアップにより約30時間待たなければ再起動できない。このような種類のスクラムは原因が除去されれば原子炉の安全性に何ら影響するものではないため、照射試験等を円滑に遂行する観点からできるだけ回避することが望ましい。このため、一過性のノイズ等に起因する異常であって出力降下により異常な状態が収束するような場合には、セットバックあるいは制御棒挿入により一時的に出力を下げて異常状態を収束させる設計となっている。セットバック及び制御棒挿入は原子炉が正常な範囲に復帰した時点で解除されるため、その後原子炉を定常運転に復帰させることが容易である。特に、セットバックによる安全動作の場合には、異常の原因が除去されれば、自動制御運転にて定格出力運転に復帰することが可能である。

なお、アラーム、セットバック及び制御棒挿入のそれぞれの項目に対する設定値は、通常運転時の各パラメータ範囲とスクラム設定値の間で任意に定められたものであり、原子炉の安全保護という本来の機能を満足すると同時に通常運転を妨げることのないように経験的に決められたものである。また、セットバック及び制御棒挿入を設けていることは、不必要なスクラムにより炉内構造物や照射実験装置に急激な温度変化が加わることを回避するのに役立つ。なお、制御棒挿入はJRR-2及びJRR-3にも設けられている。

燃料破損及び配管破損に対しては、安全保護回路は原子炉スクラムの他、核分裂生成物の放出低減化及び炉心の崩壊熱除去のために必要な安全動作を開始させるように設計されており、これらについて次節に記す。

### 3.1.2 燃料破損の検出

万一燃料破損が発生した場合には、環境への核分裂生成物の放出を可能な限り低減するため、破損を検知し、原子炉スクラムに加えて一次冷却系統の隔離等、核分裂生成物閉じ込めのために必要な安全動作を開始させるための燃料破損信号が発信される。燃料破損信号により環境への放射性物質の放出を低減するための安全動作が開始されるが、これらの詳細については第5.6節に記す。

試験研究炉では反応度付加や冷却能力の低下による大規模な燃料破損は考えられず、評価指針では原子炉運転中に燃料破損に至る事故としては過去の事例を参考にして板状燃料に対し炉心流路閉塞事故を想定することとしている。流路閉塞は局所的であり炉心の核的及び熱的パラメータは安全保護回路が作動するほどには変化しないため、JMTRでは一次冷却系統内の核分裂生成物による遅発中性子及び $\gamma$ 線を監視することにより同事故に対応する方法を採用している。燃料破損検出器は図3.1.4に示すように一次冷却系統の精製系統に合計3台設けられており、2-out-of-3システムにより燃料破損の検出を行う設計となっている。3台の破損検出器のうち脱気タンク入口に設けられた2台はBF<sub>3</sub>カウンタであり、一次冷却水中の核分裂生成物からの遅発中性子を検出する。また、もう1台は脱気ラインに設けられたNaIシンチレーションカウンタであり、脱気ガス中の核分

裂生成物からのガンマ線を検出する。破損検出器の種類等について表3.1.1に示す。本系統のスクラム設定値はバックグラウンドの約20倍の計数率に設定しており、これに相当する燃料破損規模は $^{235}\text{U}$ 相当で約7mgである。従って、非常に小規模の燃料破損でも検出が可能と考えられる。JRR-2でもJMTRとほぼ同様のBF<sub>3</sub>カウンタ及びNaIシンチレーションカウンタが設置されており、実際に被覆材の孔食により燃料の小規模破損による核分裂生成物の放出を2度経験しているが、いずれの場合もそれらの検出器により破損が検出されている。このときの破損規模はそれぞれ $^{235}\text{U}$ 相当で4.5mg及び2.2mgと推定されている<sup>6)</sup>。

### 3.1.3 配管破損の検出

何らかの理由により一次冷却系統の圧力低下が生じた場合には、12 kg/cm<sup>2</sup>Gにおいて安全保護回路の「原子炉入口圧力低」信号により原子炉はスクラムするが、さらに圧力が低下する場合には配管破損等による一次冷却水流出事故の可能性が高いため、必要な安全動作を開始すべく圧力5 kg/cm<sup>2</sup>Gにおいて「原子炉入口圧力低低」信号が発信する。計測制御用とは別に安全保護回路用の原子炉入口圧力計が3台設けられており、2-out-of-3システムを構成している。本信号の発信によりサイフォンブレイク弁のロック解除及び漏えい水再循環設備の系統確立等の安全動作が開始されるが、これらの詳細については第4.4節に後述する。

配管破損以外に本安全動作が作動するケースとして安全評価で想定している事象に「一次冷却系統の異常な減圧」がある。同事象では一次冷却水の流出は生じないが、圧力サージタンクの窒素ガス排出弁の誤動作により一次冷却系統の減圧が起こることを想定している。従って、「原子炉入口圧力低低」信号が発信し、一次冷却水流出事故の場合と同様の安全動作を開始又は開始する体制になるが、安全上特に問題はない。

なお、「商用電源喪失」事象の場合には、充填ポンプの停止により一次冷却系統の圧力は約8.5kg/cm<sup>2</sup>Gまで急激に低下すると推定されるが、商用電源の喪失と同時に主循環系統の隔離が行われ、その後の圧力低下は非常に緩やかとなる<sup>7)</sup>。従って、原子炉は「原子炉入口圧力低」信号によりスクラムするが、そこで事象はほぼ収束し「原子炉入口圧力低低」信号の発信までには至らない。「商用電源喪失」事象の解析における圧力低下の速度は、実際の商用電源喪失時の運転データともほぼ一致することが確認されている。

### 3.1.4 スクラム遅れ時間

安全保護回路の最も重要な機能は、各運転パラメータが予め決められた設定値を超えた場合に決められた時間内にスクラム等の必要な安全動作を開始させるための信号を発信することである。これらの設定値及び作動時間の妥当性は、安全評価において確認されている。従って、これらの設定レベル及び作動時間が設計どおりであること定期的に確認し、かつ、維持することが重要である。

異常状態が発生し運転パラメータが安全保護回路のスクラム設定値を超えた時点から、異常を検出してスクラム開始のための信号を発生し制御棒の落下が開始する時点までの時間、即ちスクラム遅れ時間は、安全保護回路の系統によって異なる。これらのスクラム遅れ時間について以下に記すとともに図3.1.5に示す。同図に示すように、各系統のスクラ

ム遅れ時間の差は異常発生から検出までの時間、即ち検出遅れ時間の差によるものであり、それ以降のステップの時間は各系統とも同じである。

#### (1) 核的異常

核的な異常に対しては、反応度付加事象への対応から可能な限り速やかに原子炉をスクラムすることが必要である。中性子検出器（C I C）の検出遅れ時間が数 $\mu$ s程度であり、また電子回路の時定数は約1～2ms程度であることから、中性子束の上昇及びペリオド短の核的な異常に対してはスクラム信号を発生するまでの時間は約3msと考えられ、この信号を受けて制御棒落下が開始するまでの時間40msを加え、安全評価で使用されるスクラム遅れ時間を50msとしている。核的異常に対するスクラム遅れ時間は次項のプロセス異常の場合に比べ短いため、ファーストスクラムと称している。

#### (2) プロセス異常

圧力等のプロセス関係の異常に対しては、検出遅れ時間は核的異常の場合に比較して長い。想定される異常の拡大も核的異常ほど急速ではないため原子炉の安全上は問題ない。安全保護回路用の原子炉入口圧力計では、測定器の応答特性に基づき通常運転圧力約14.7 kg/cm<sup>2</sup>Gからスクラム設定値 12kg/cm<sup>2</sup>Gまでの瞬時の圧力変化に対する検出遅れ時間は約50msと推定される。また、「主循環ポンプ商用電源異常」の系統に使用している不足電圧検出器では検出遅れ時間は約100ms程度である。

安全保護回路からの信号を受けて制御棒落下が開始するまでの時間40msを上記の検出遅れ時間に加えると、スクラム遅れ時間としては約100～150ms程度と考えられるが、安全評価ではこれに安全余裕を見込んで、「主循環ポンプ商用電源異常」については200ms、その他のプロセス異常については400msとしている。

J M T Rでは、核的異常及びプロセス異常検出のための検出器はほとんど計測制御用の検出器と共用しているが、前述のとおり原子炉入口圧力計については中濃縮化時に安全保護回路専用の圧力計が3台増設された。なお、プロセス計装用の圧力計は運転上の都合からダンピング調整を行い安全保護回路用のものより応答を鈍くしてある。

#### (3) 燃料破損

管路閉塞等による燃料破損の場合には、一次冷却水中に流出した核分裂生成物を燃料破損検出器により検出し、原子炉はスクラムする。燃料破損検出器は、測定場所のバックグラウンド等の理由から精製系統に設けられている。各検出器の検出遅れ時間を表3.1.1に示す。同表に示す検出遅れ時間は、配管の長さ及び配管内の一次冷却水の流速から計算したものである。燃料破損信号の発信には2-out-of-3システムを採用しているため、最終的に破損信号を発信するまでの実際の検出遅れ時間は95秒と推定される。なお、安全評価ではこれに安全動作の作動時間を加え余裕を見込んで5分後に主循環系統隔離等の安全動作が完了するとしている。

### 3.1.5 設計上の考慮

安全保護回路については、設計指針において、その本来有すべき原子炉を停止するための機能の信頼性に関する考慮から、多重性、独立性、フェイルセーフ及び計測制御系統との分離が設計上要求されている。

#### (1) 多重性

安全保護回路のうち核的異常、即ちペリオド及び中性子束の異常に関する系統については、図 3.1.2 に示すようにそれぞれ 3 チャンネル設けられており、多重性を有した設計となっている。

また、プロセス異常に関する系統のうち、原子炉入口圧力異常及び燃料破損については、それぞれ 3 チャンネル設けられており多重性を有している。また、核的異常及びプロセス異常のうちの上述の系統は 2-out-of-3 システムを採用しており、高い信頼性が確保されている。低濃縮化に伴い追加される主循環ポンプ商用電源異常に係わる系統についても、多重性を有した設計を採用している。

その他の系統は多重性を有していないが、例えば炉心の流量低下に対しては炉心の出入口圧力差低下、熱出力大については炉心出入口温度差大が相関関係を有している等、同一の異常を検出できる系統が二つ以上あり、従って多様性を有している。また、これらの系統については(3)に後述するようにフェイルセーフの設計がされている。

## (2) 独立性

多重性を有する系統では、一つのチャンネルに検出器の故障、断線等の異常が生じても他のチャンネルに同種の異常が発生しないように、検出器から論理回路入口までが互いに別系統で構成されている。また多様性を有する系統でも、検出器から論理回路入口までそれぞれ別系統で構成されているので、他の系統に異常が生じても安全機能が阻害されるような影響は受けない。

従って、多重性あるいは多様性を有する各系統間で、例えば一つのチャンネルの検出器の故障、信号ケーブルの損傷等が生じても共通モード故障が起きないように設計されている。

## (3) フェイルセーフ

安全保護回路は上述のように多重性あるいは多様性及び独立性を有しているため、各系統の有する安全機能が喪失することは考えられないが、電力等の喪失又は何らかの原因により論理回路が遮断される等により万一安全保護回路の機能を喪失するような状態に至った場合には、スクラム等の安全動作を開始させるか又はそのままの状態に留まることにより、最終的に原子炉が安全な状態に落ち着くような設計となっている。

## (4) 安全保護回路と計測制御のための系統との分離

配管破損信号の系統では計測制御用の圧力計とは別に圧力計が設けられており、また、燃料破損信号の系統は安全保護回路専用である。その他の系統では、検出器からスクラム信号発信回路の入力部までの部分を計装のための系統と共用しているが、安全保護回路と計測制御のための系統の分岐箇所には絶縁回路を使用し、計装系で回路の短絡、開放等の故障が生じても安全保護回路の各系統側に影響を与えないような設計となっている。

### 3.1.6 低濃縮化に伴う安全保護回路の整備

低濃縮化に伴い、以下の理由により「主循環ポンプ商用電源異常」系統を安全保護回路のスクラム項目として新設した。

原子炉施設の安全評価における「一次冷却水流出事故」事象の解析では、解析条件の一つとして商用電源喪失について考慮することが評価指針により示されている。このため、低濃縮炉心の安全評価において、商用電源喪失のタイミングに関し解析上最も厳しいシナ

リオを作るためにパラメータ計算<sup>7)</sup>を行った。その結果を図3.1.6に示す。(a)は商用電源喪失を想定しない場合であり、(b)は配管破損発生と同時に商用電源喪失を想定した場合である。(a)及び(b)いずれの場合にも、配管破損に伴い一次冷却系統の圧力が低下し0.09秒後に $12\text{kg/cm}^2\text{G}$ に達するため「原子炉入口圧力低」信号により原子炉は事故発生から0.49秒後にスクラム開始する。(a)では商用電源喪失を仮定しないので、商用電源駆動の主循環ポンプ2台は配管破損発生後も運転を継続し、一次冷却系統の圧力がさらに低下し $5\text{kg/cm}^2\text{G}$ になる0.37秒後に「原子炉入口圧力低低」信号により停止する。主循環ポンプトリップのタイミングが0.37秒後と比較的遅いので最小DNBRは許容限界値である1.5を下回らない。一方、商用電源喪失を事故シーケンスに取り込んだ場合には、(b)に示した配管破損と同時に商用電源喪失を想定するケースが最も厳しいと推定される。この場合には配管破損と同時に主循環ポンプがトリップするにも係わらず原子炉のスクラム開始は(a)と同様に0.49秒後であることから、結果がかなり厳しくなる。従って、安全に崩壊熱を除去するためには、原子炉をより早期にスクラムすることが必要である。このため、商用電源喪失による電圧低下を直接検出し原子炉のスクラムを開始させる「主循環ポンプ商用電源異常」系統を安全保護回路に新設し、解析結果に基づき検出遅れ時間を200ms以内とすることとした。

## 3.2 制御棒及び制御棒駆動機構

### 3.2.1 制御棒及び制御棒駆動機構の概要

制御棒の配置を図3.2.1に示す。制御装置は制御棒及びその駆動機構から構成される。制御棒は最大7本まで装荷可能であり当初は7本使用していたが、運転実績等から制御棒5本で十分な制御能力及び停止余裕が得られることが確認されたため、昭和51年に炉心格子位置F-6及びL-10の安全棒2本を撤去した。従って、図3.2.1に示すように、現在は制御棒として3本の粗調整棒(SH-1, 2, 3)及び2本の微調整安全棒(SR-1, 2)を使用している。制御棒に使用している中性子吸収体はハフニウムであり外側約63mm角、肉厚は5mm、長さは800mmである。制御棒の形状はETRやMTRと同様であり、フラックストラップ型あるいはボックス型と呼ばれるものである。この型の制御棒では、熱中性子吸収体が表面にあり中央は水で満たされているために高速中性子をトラップして熱化してこれを吸収すること及び制御棒下部に燃料フォロワが連結されており制御棒が炉外に引き抜かれると中性子吸収体の部分は燃料フォロワとしての燃料と置きかわることから、1本当たりの等価反応度が大きいのが特徴である。

制御棒駆動機構は図3.2.2に示すように圧力容器の下蓋を貫通して取り付けられており、駆動機構により制御棒を上方に駆動することにより制御棒が炉心から引き抜かれる。本駆動装置では、軸封部の水漏れの問題を回避するために軸封部のない完全密封型の設計が採用されている。このため、制御棒は駆動機構下端部に取り付けられた密封型リラクタン্সモータにより駆動され、制御棒の位置は同図に示すように駆動機構のキャンの外側を制御棒と共に移動する作動トランスにより間接的に検出される。何らかの原因で万一外部コイルが制御棒の動きに追従しきれなくなると制御棒の正確な位置が把握できなくなることから、制御棒と作動トランスとの位置の差が10mm以上になった場合には原子炉をスクラムす

るように設計されている。

原子炉の起動では、まずSR-1及びSR-2を600mmまで引き抜いた後、SH-1及び3を同時に引き抜きながら臨界をとる。炉出力500kW以降はSR-1あるいはSR-2のどちらか1本を微調整棒として選択し、この微調整棒を用いて自動制御により定格出力まで出力上昇を行う。運転に伴う燃料のバーンアップ補償は主としてSH-2で行われる。

制御棒による原子炉スクラムは図3.2.2に示すようにリンクラッチ機構により行われる。安全保護回路からのスクラム信号により外部コイルの電流が切れ、ロッドが下方に移動することにより制御棒を支えていたリンクラッチの形状が変わる。これにより制御棒と駆動機構との連結が外れ、制御棒は落下する。JRR-2、JRR-3及びJRR-4ではいずれも電磁石で直接または間接的に制御棒を保持しており、この接合を切ることにより制御棒が落下する機構が採用されており、リンクラッチ機構はJMTR特有の方法である。

スクラム信号により、制御棒は自重及び下向流に伴う水流力により落下する。落下加速度は一次冷却水定格流量時において平均1G以上（落下時間約400ms以下）であり、実際の測定では落下時間は約300ms程度である。安全評価ではこれに適切な安全余裕を考慮して制御棒落下時間を400msとしている。制御棒は、第3.1節に記したように安全保護回路からの信号を受けて、スクラムの他、セットバック、制御棒挿入及び制御棒引き抜き停止（原子炉起動時）の安全動作を行う。これらの安全動作について表3.2.1に示す。

制御棒は、図3.2.3に示すように密封型リラクタン্সモータで駆動され、モータの駆動速度は低周波電源発生装置(LFGR)の周波数により制御される。制御棒の駆動速度は、原子炉運転中に予想される反応度変化を調整すると共に、万一制御棒自体の異常な引き抜き等が起きても炉の安全性を損なうような過大な反応度付加に至らないように設定されている。SH棒の駆動速度は200mm/minあるいは40mm/minの2種類に駆動回路で設定されており、LFGRからそれぞれの駆動速度に相当する周波数がリラクタン্সモータに送られる。SR棒は、原子炉の自動制御に使用されるため、自動制御に使用されるストローク範囲では0～2000mm/minの範囲で駆動速度を連続的に変えられるように設計されている。このため、出力の偏差に応じた信号がサーボモータを経てLFGRに送られ、LFGRから駆動速度に相当する電源周波数がリラクタン্সモータに送られる。SR棒についても、サーボアンプの出力にリミッタがかかっており、2000mm/minを超えて駆動することがないように設計されている。以上から、制御棒が設計された以上の速度で引き抜かれることは考えられないが、万一そうした異常が発生した場合には「制御棒駆動異常」により原子炉がスクラムするように設計されている。

### 3.2.2 設計上の考慮

#### (1) 通常運転時の反応度制御能力

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において想定される最も大きな反応度変化は、定格出力運転中における水カラビット等の照射設備内での照射試料の移動によるものである。このような事象の発生に対しても燃料の許容設計限界を超えないようようにするため、定格出力運転中に挿入及び取り出しを行う照射試料については付加反応度が0.1% $\Delta k/k/s$ 以下となるように照射試料を設計している。実際には、水カラビットの照射試料の等価



反応度はほとんどが約0.01%以下であり、付加反応度の制限値に対して十分に小さい。

#### (2) 制御棒の飛び出し又は落下の防止及び最大反応度添加率の制限

炉心から制御棒を逸出させるような力が発生することは考えられないが、万一制御棒の案内管あるいは駆動機構等が破損して制御棒を圧力容器下方へ押しやるような力が働いたとしても制御棒下部（連結部）はその形状から圧力容器下蓋の貫通孔を通過できないため、制御棒が炉心から逸出することは不可能である。さらに、万一制御棒の異常な引き抜きが起きても反応度事故に至らないようにするため、制御棒の引き抜きによる最大反応度添加率が  $0.5\% \Delta k/k/s$  以下となるように駆動速度を制限した設計としている。

#### (3) 独立性

スクラム機構が単純であること、スクラム回路がそれぞれ独立していること、設計及び試験・検査により高い信頼性が確保されていること、及び次項(4)に示すように制御棒の数も原子炉停止に必要な数に比して十分に余裕があることから、設計指針に基づき制御棒は二つの独立した系統と同等とみなすことが出来る。また、設計指針に依れば、制御棒と非常用制御設備の組合せは原子炉停止のための二つの独立した系統と見なすことができ、JMTTRには液体ポイズン型非常用炉停止装置が設けられている。なお、JMTTRの安全評価上は液体ポイズン型非常用炉停止装置の機能を期待していない。

#### (4) 停止余裕及び停止能力

表 3.2.2<sup>9)</sup>に示すように、過剰反応度の最大制限値  $15\% \Delta k/k$  に対し全制御棒価値は約  $25\% \Delta k/k$ 、停止余裕はコールドクリーン状態において全制御棒挿入時で約  $-16\% \Delta k/k$  ( $k_{eff}$  約0.863)、ワンロードスタック時においても  $-4.3\% \Delta k/k$  ( $k_{eff}$  約0.959) (いずれも低濃縮燃料平衡炉心の計算値)であり、十分な停止余裕が確保されている。また、通常運転時、想定される運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても、過剰反応度及び照射試料反応度に対する制限等とあいまって、制御棒は原子炉を停止し、かつ、停止後の臨界未満を維持するのに十分な能力を有するように設計されている。なお、JMTTRでは運転サイクル毎に炉心に装荷される照射試料が変わるため、各運転サイクル毎に炉心の核計算を行うと共に特性測定を行い、制御棒が十分な停止余裕を有すること等を確認している。

#### (5) 停止及び制御への共用

5本の制御棒のうちSR-1あるいはSR-2のどちらか1本は原子炉出力の自動制御に使用され、SH-2は毒物の生成や燃料の燃焼に伴う反応度のゆるやかな変化を調整するために使用される。残りの3本は最上限若しくはその付近まで引き抜かれ安全棒として使用される。これらの制御棒は原子炉の停止時には全て炉心に全挿入される。自動制御に使用される制御棒に万一駆動機構の機械的あるいは電氣的故障等が発生しても、スクラムは外部コイルの電流を切ることにより確実に行われるため制御棒の停止機能を損なうことはない。また、万一スクラム回路関係の故障が生じた場合には、フェイルセーフの設計により原子炉は直ちにスクラムする。

### 3.3 非常用炉停止装置

#### 3.3.1 非常用炉停止装置の概要

本装置は、複数の制御棒が落下不能になるような事態が発生した場合に作動することを目的として設けられたものである。制御棒の設計においては、設計指針でも反応度値の最も大きい制御棒1本が挿入不可になる場合までしか言及していない。従って、上記の想定は安全設計上は要求されておらず、また、安全評価上も本装置の機能を期待してはいないが、機能的には制御棒のバックアップとして位置付けられるものである。

複数の制御棒が落下不能になった場合は、他の制御棒により一時的に原子炉を停止することはできるが、炉停止後のXeの消滅に伴い反応度が増加するため炉を臨界未満に維持することが困難になる場合もあり得る。このため、非常用炉停止装置として五ほう酸ソーダ（約8%水溶液）を貯留した液体ポイズン型非常用炉停止装置が備えられており、10分以内に約5% $\Delta k/k$ の反応度に相当する五ほう酸ソーダ液を一次冷却系配管の原子炉入口部に注入できるように設計されている。Xeの消滅による反応度の増加は早くとも炉停止後24時間後以降であるため、本装置は十分な時間的余裕を以て設計されている。

本装置の概要について図3.3.1に示す。ポイズンタンク内は窒素ガスにより常時約25kg/cm<sup>2</sup>Gに加圧されており、ポイズン注入時にはポイズンタンク出口の空気作動弁を運転員のスイッチ操作で開とする。5% $\Delta k/k$ の反応度を与えるに十分な量（約2.5m<sup>3</sup>）のポイズン溶液が注入されると自動的にこの空気作動弁が閉となり注入が停止し、主循環系に窒素ガスが混入するのを防止する。

#### 3.3.2 設計上の考慮

図3.3.1に示すように通常時の漏えい防止及び作動時の単一故障対策として、空気作動弁が2個直列に配置されたラインが2系統並列に設けられており、かつ、各系統の弁はそれぞれ独立の専用窒素源により作動する設計となっている。また、高度の信頼性を確保、かつ、維持するため、定期検査において機能維持の確認を行うとともに、ポイズンタンクの圧力、液面及び弁駆動用のガス圧力には警報が設けられ、原子炉運転中は常に監視されている。

表3.1.1 燃料破損検出器の種類

検出器	検出器の種類	対象核種	検出遅れ時間
一次冷却水モニタ(1)	B F <sub>3</sub> カウンタ	<sup>87</sup> Br, <sup>88</sup> Br, <sup>137</sup> I	95 秒
一次冷却水モニタ(2)	B F <sub>3</sub> カウンタ	〃	〃
脱気ガスモニタ	Na I シンチレーションカウンタ	希ガス	77 秒

表3.2.1 制御棒による安全動作

安全動作	内容
制御棒引抜停止	制御棒引き抜き時に、原子炉出力の上昇速度が早くなりすぎること を防止するためのものである。原子炉ペリオドが小さくなると (20秒以下)、制御棒引抜停止信号が発信し引抜き中の制御棒 は停止する。原因が解除すれば、再び引き抜くことができる。また、 万一制御棒案内管が持ち上がるような異常が発生した場合にも、 本信号が発信し制御棒の引抜は停止する。
セットバック	セットバックは原子炉の自動制御運転中のみ有効である。セッ トバック信号により、一定ペリオド(-30秒)で出力が自動的に 低下し、原因が解除されるまで継続する。自動制御運転が解除さ れたとき又は手動運転のときは、セットバック信号に対して以下 に示す制御棒挿入の動作が行われる。
制御棒挿入	制御棒挿入信号が発信すると、自動制御が解除され制御棒は1 本ずつ制御棒駆動用電動機により挿入される。挿入順序はSH- 2、SH-1、SH-3、SR-1、SR-2であり、挿入速度 はSH棒が40mm/min、SR棒が200mm/minである。制御棒挿入 動作はその原因がなくなるまで継続する。
スクラム	スクラム信号が発信すると全ての制御棒が自重及び水流力によ り落下し全挿入される。ファーストスクラムとスロースクラムの 2種類があり、ファーストスクラムは核的異常に、スロースクラ ムは核的以外の異常に対して用いられる。ファーストスクラムは 該当する安全保護回路の系統の検出遅れ時間がスロースクラムよ り短い。制御棒の落下時間は両スクラムとも同じである。

表3.2.2 低濃縮炉心及び中濃縮炉心の停止余裕等<sup>B)</sup>

項 目		低濃縮炉心	中濃縮炉心
過剰反応度 ( $\% \Delta k/k$ )		9.6	11.3
停 止 余 裕	全制御棒挿入時 ( $k_{eff}$ ) ( $\% \Delta k/k$ )	約 0.862 -16.0	約 0.828 -20.8
	ワンロードスタック時 ( $k_{eff}$ ) ( $\% \Delta k/k$ )	約 0.959 -4.3	約 0.955 -4.7
制 御 棒 価 値	全制御棒価値 ( $\% \Delta k/k$ )	25.6	32.1
	制御棒最大価値 ( $\% \Delta k/k$ )	11.7	16.1

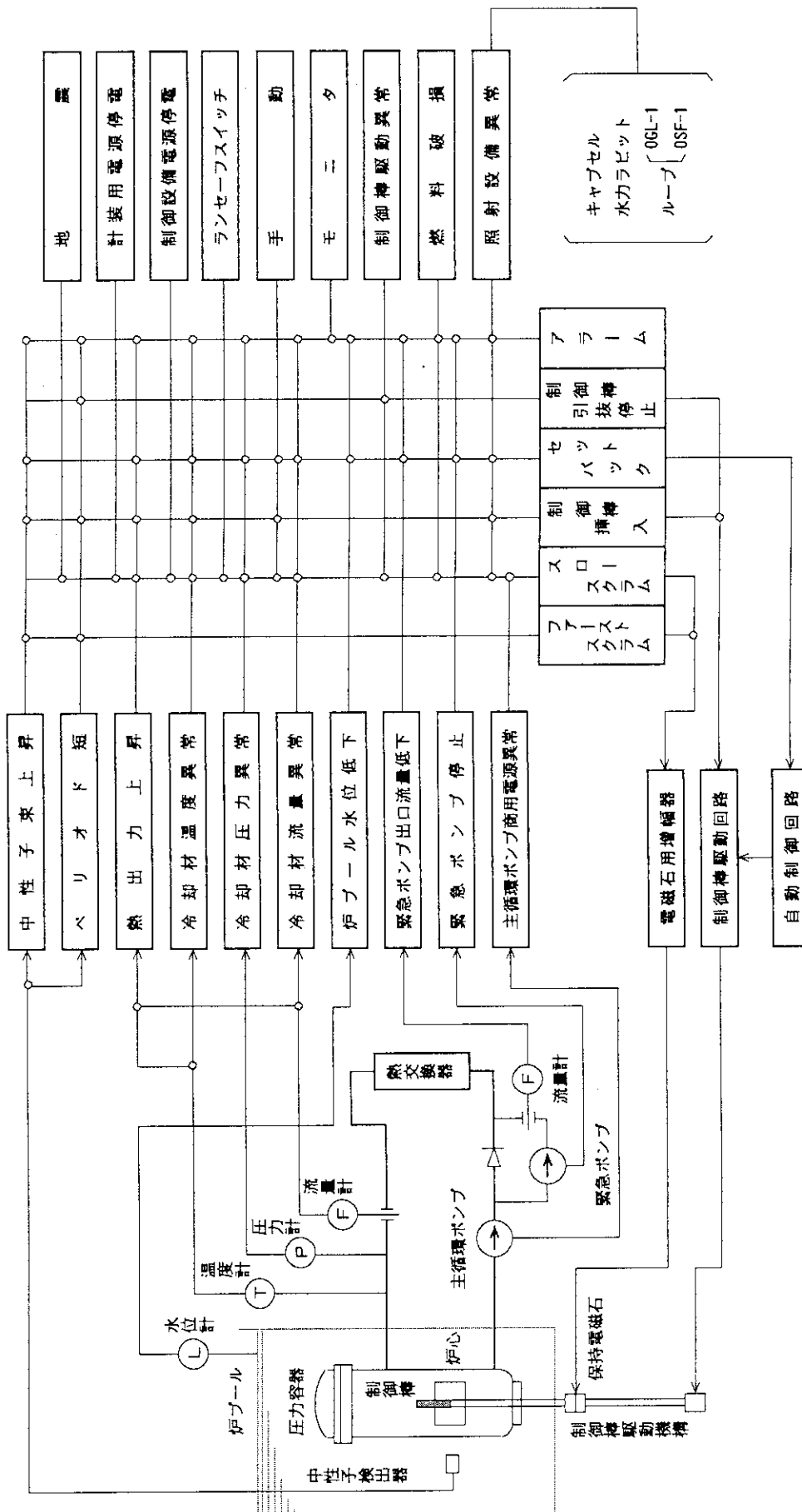


図3.1.1 安全保護回路の概要図

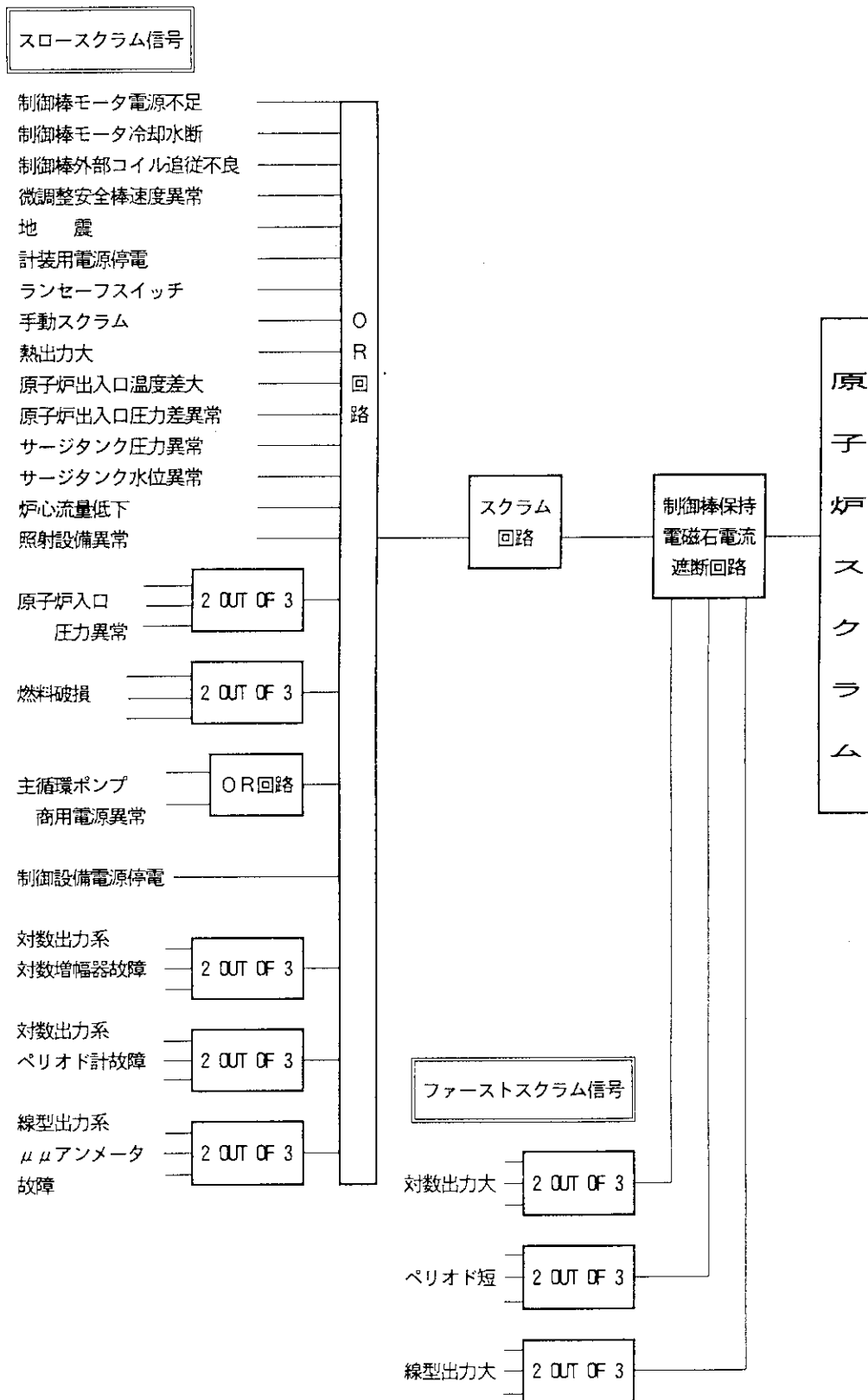


図3.1.2 安全保護回路の構成

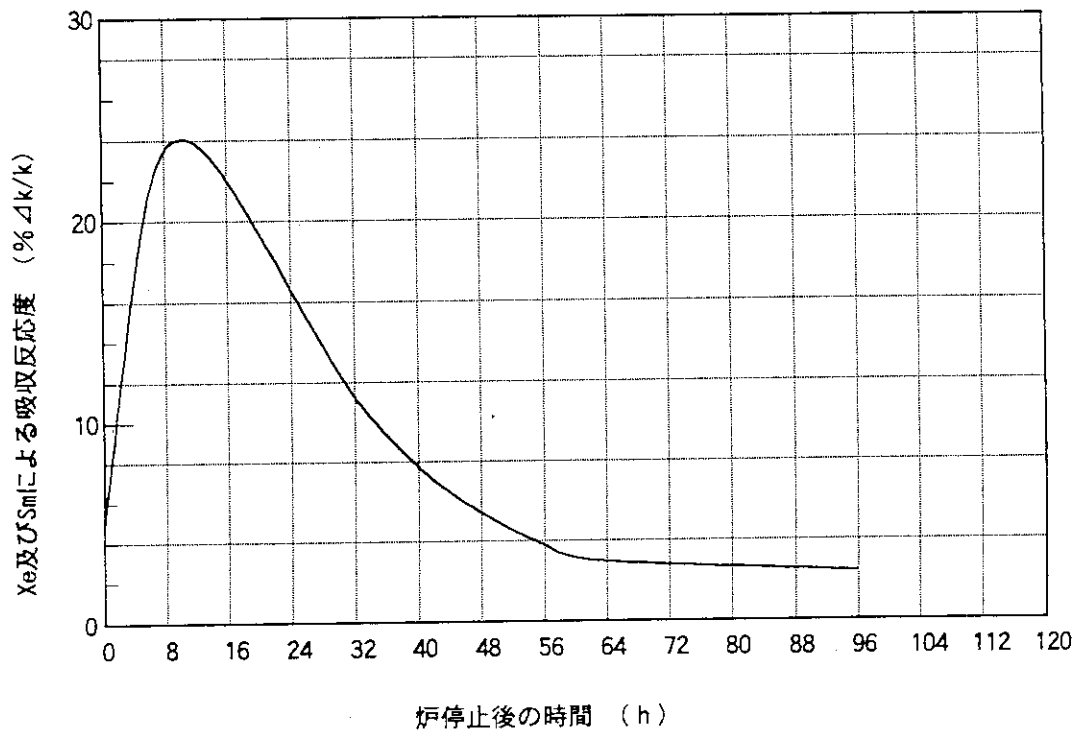


図3.1.3 原子炉停止後のXe及びSmの呼吸反応度<sup>5)</sup>

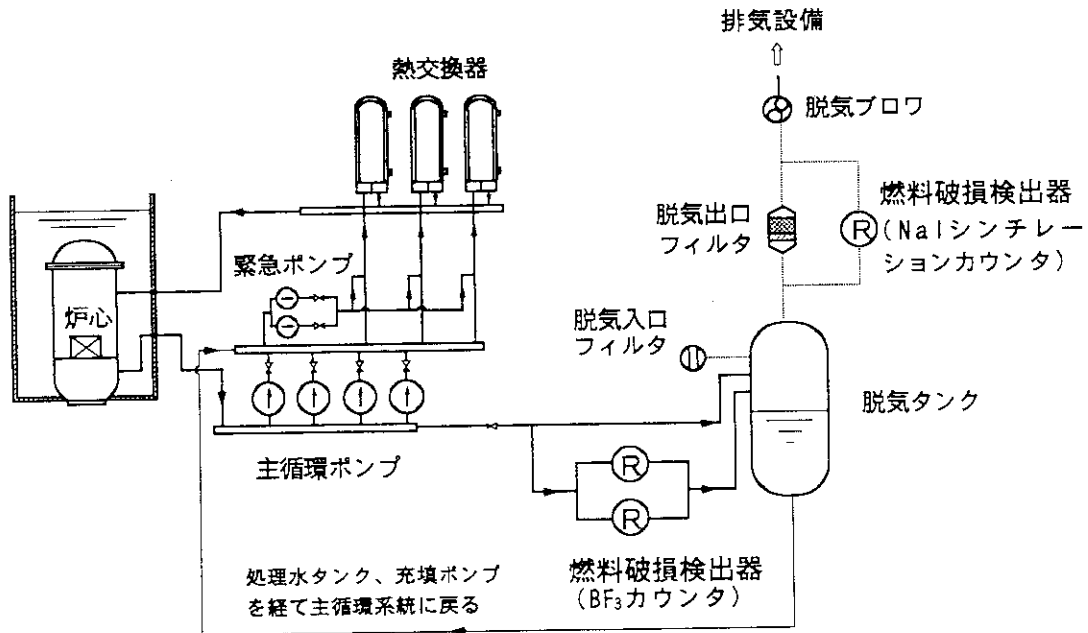


図3.1.4 燃料破損検出器の配置

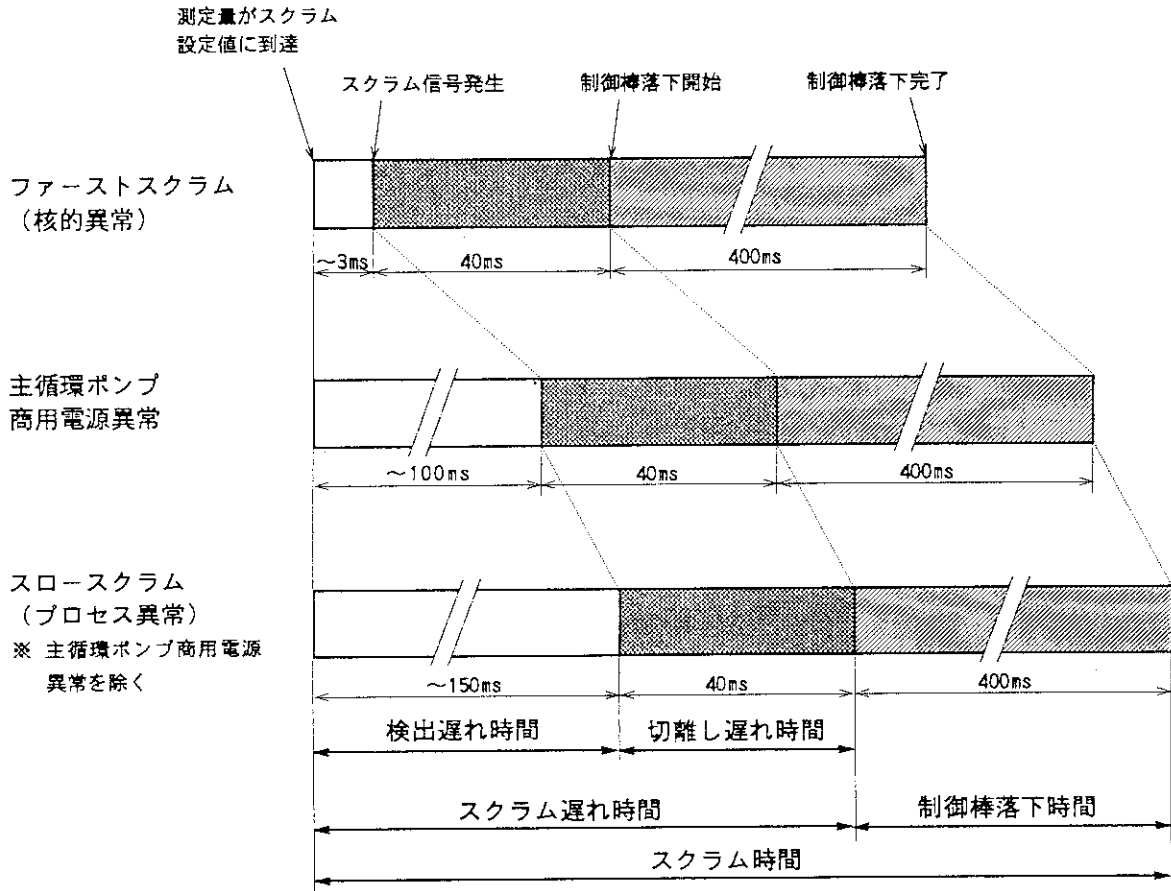
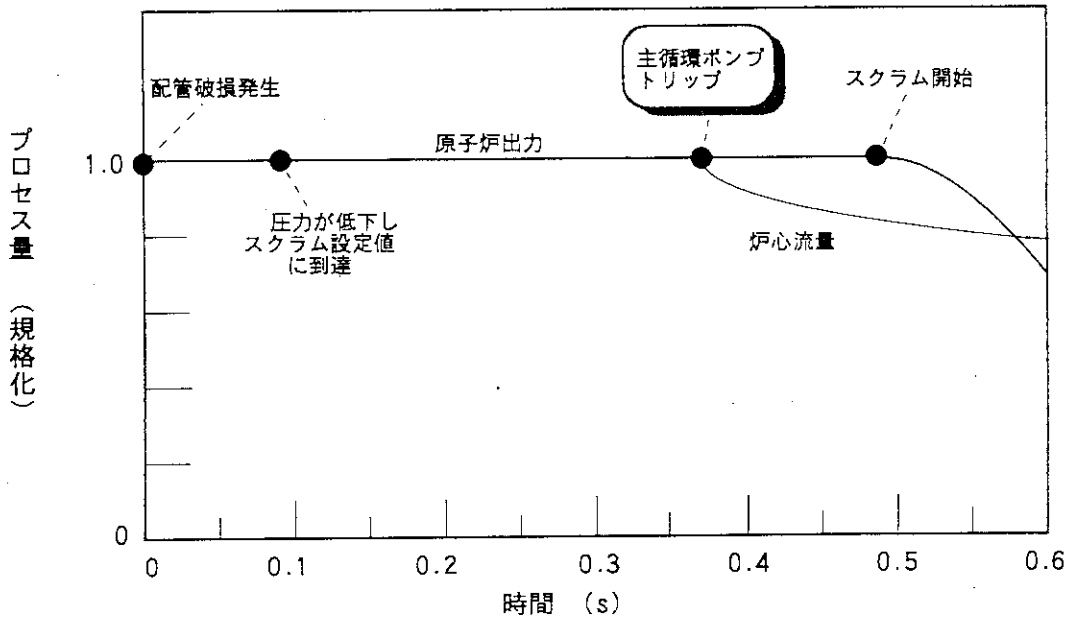
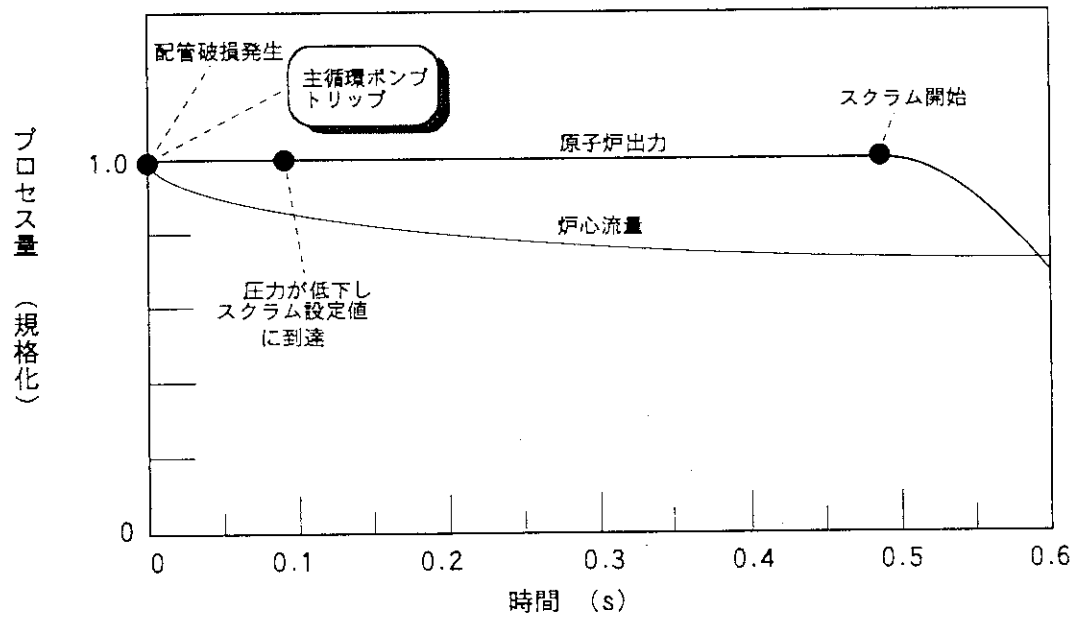


図3.1.5 安全保護回路のスクラム遅れ時間帯





(a) 圧力低下による主循環ポンプトリップ(0.37秒後)の場合



(b) 商用電源喪失による主循環ポンプトリップ(0秒後)の場合

図3.1.6 「一次冷却水流出事故」解析における商用電源喪失の想定

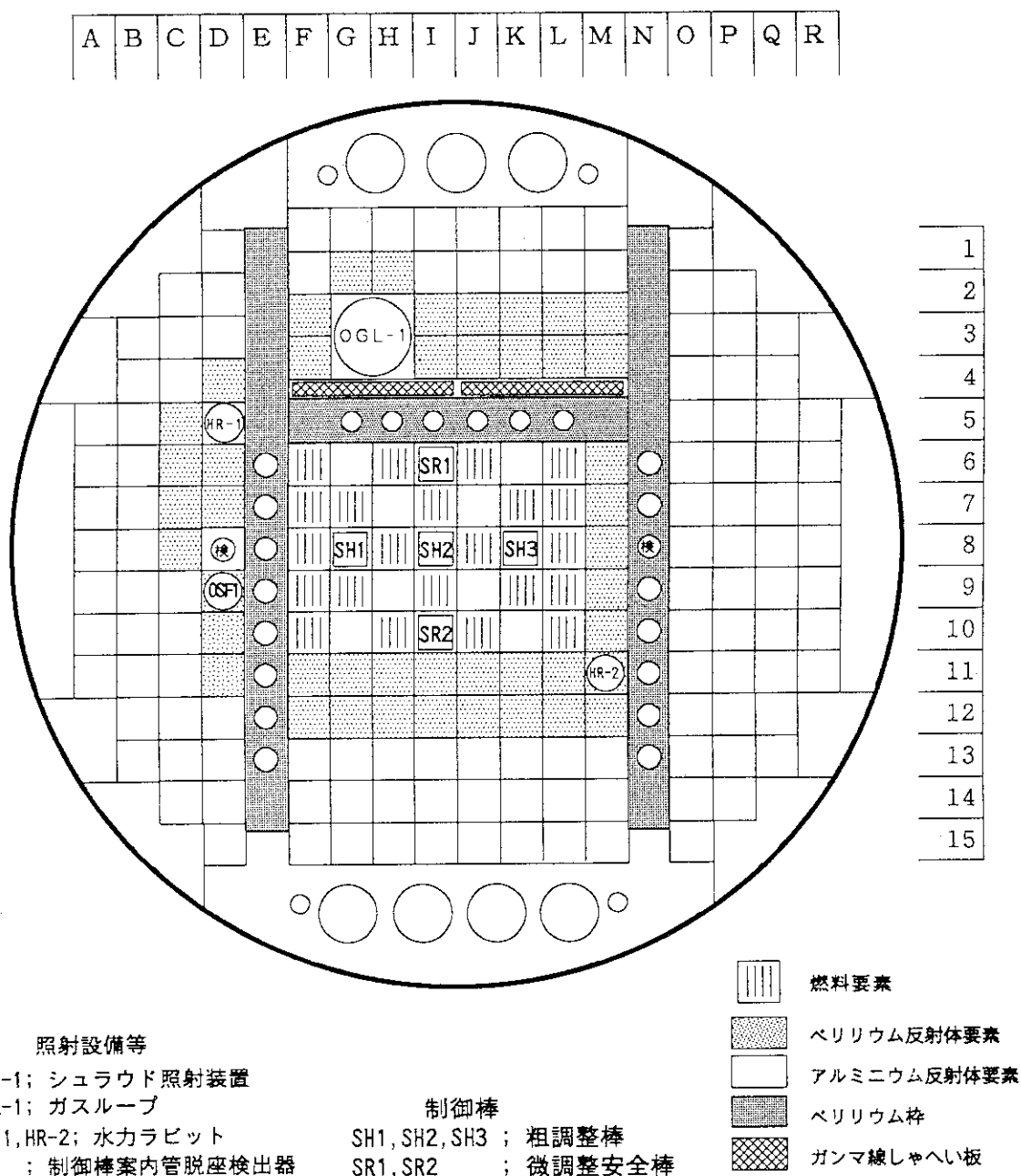


図3.2.1 制御棒の配置

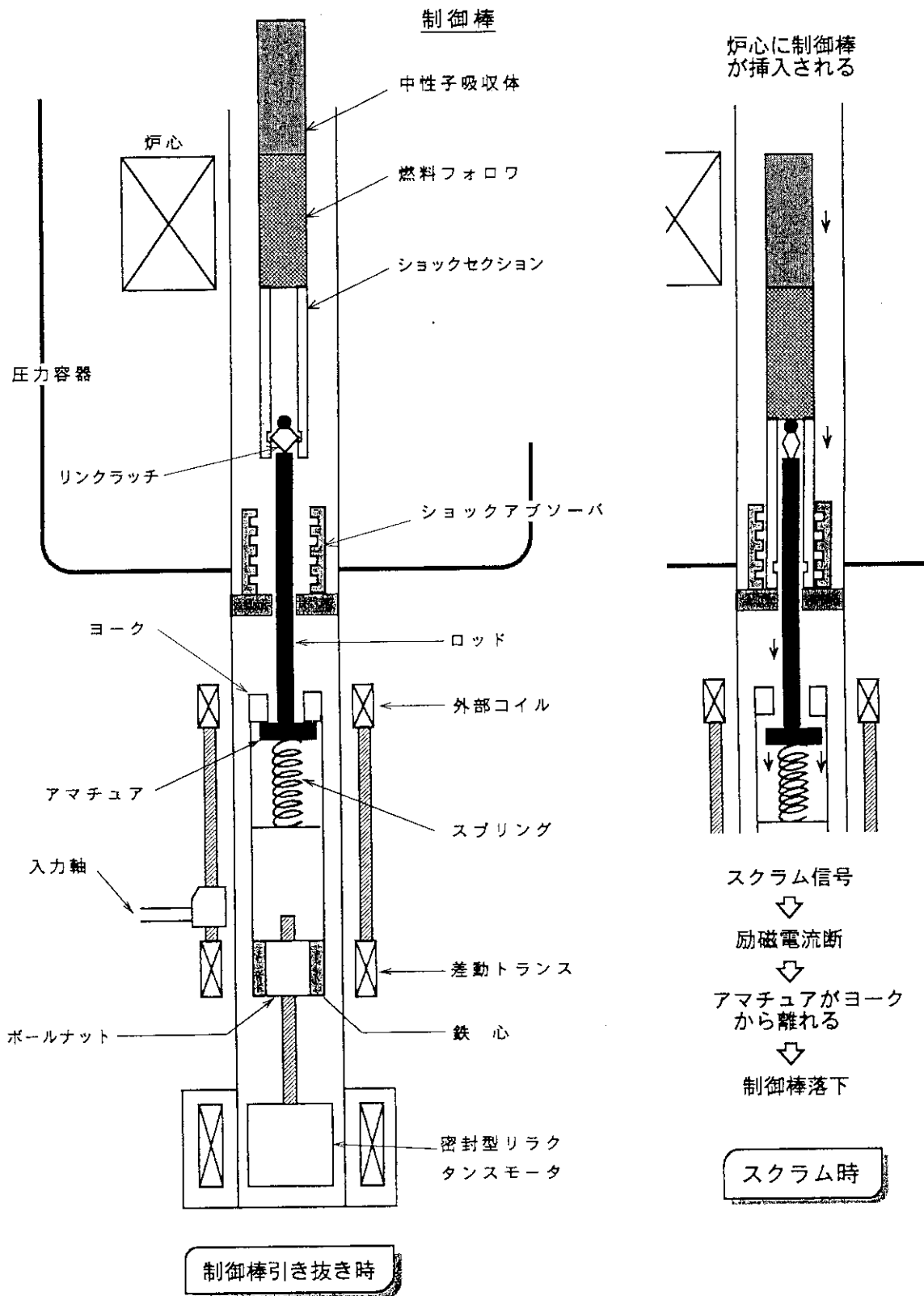


図3.2.2 制御棒スクラムの機構

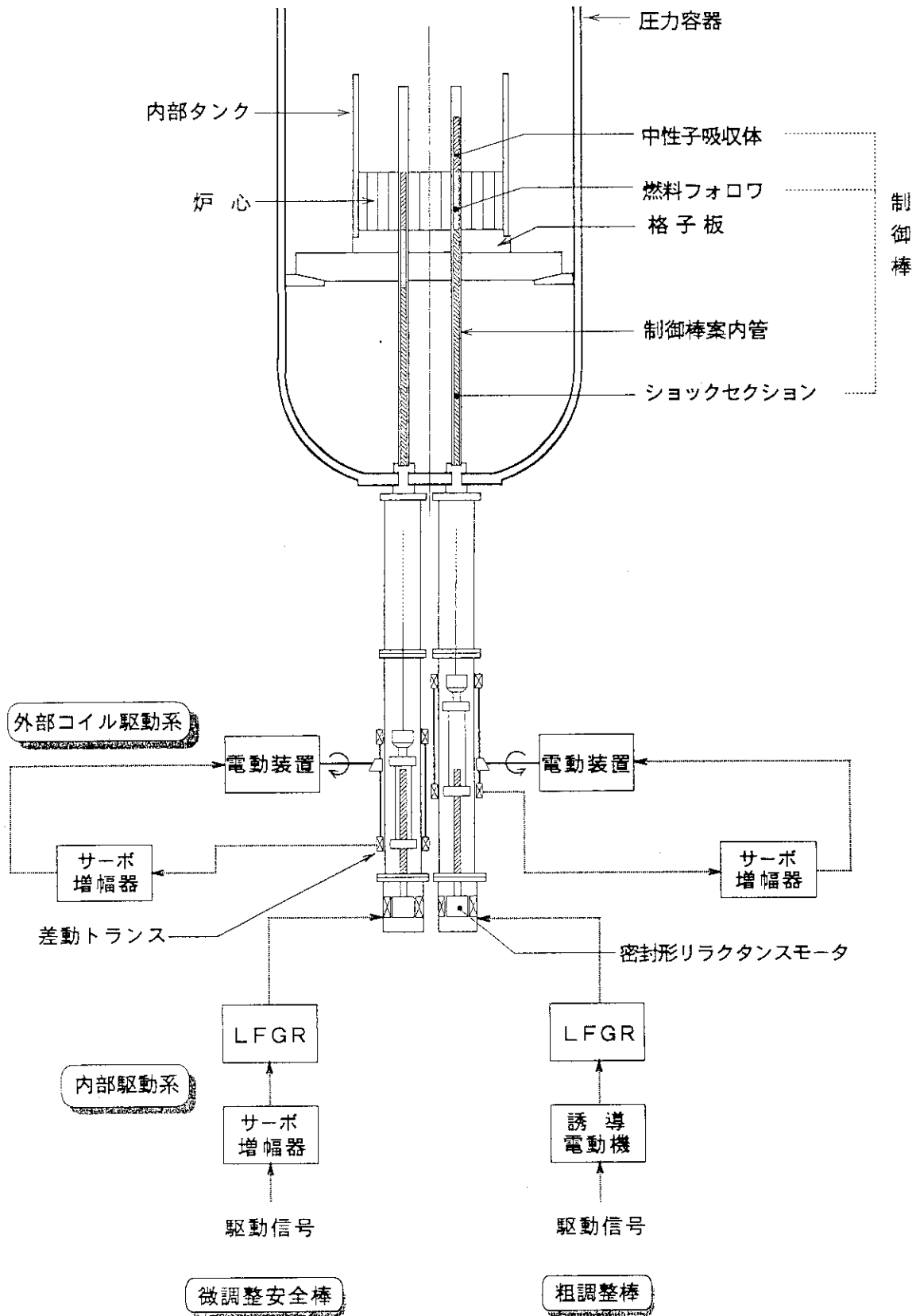


図3.2.3 制御棒駆動機構の概要

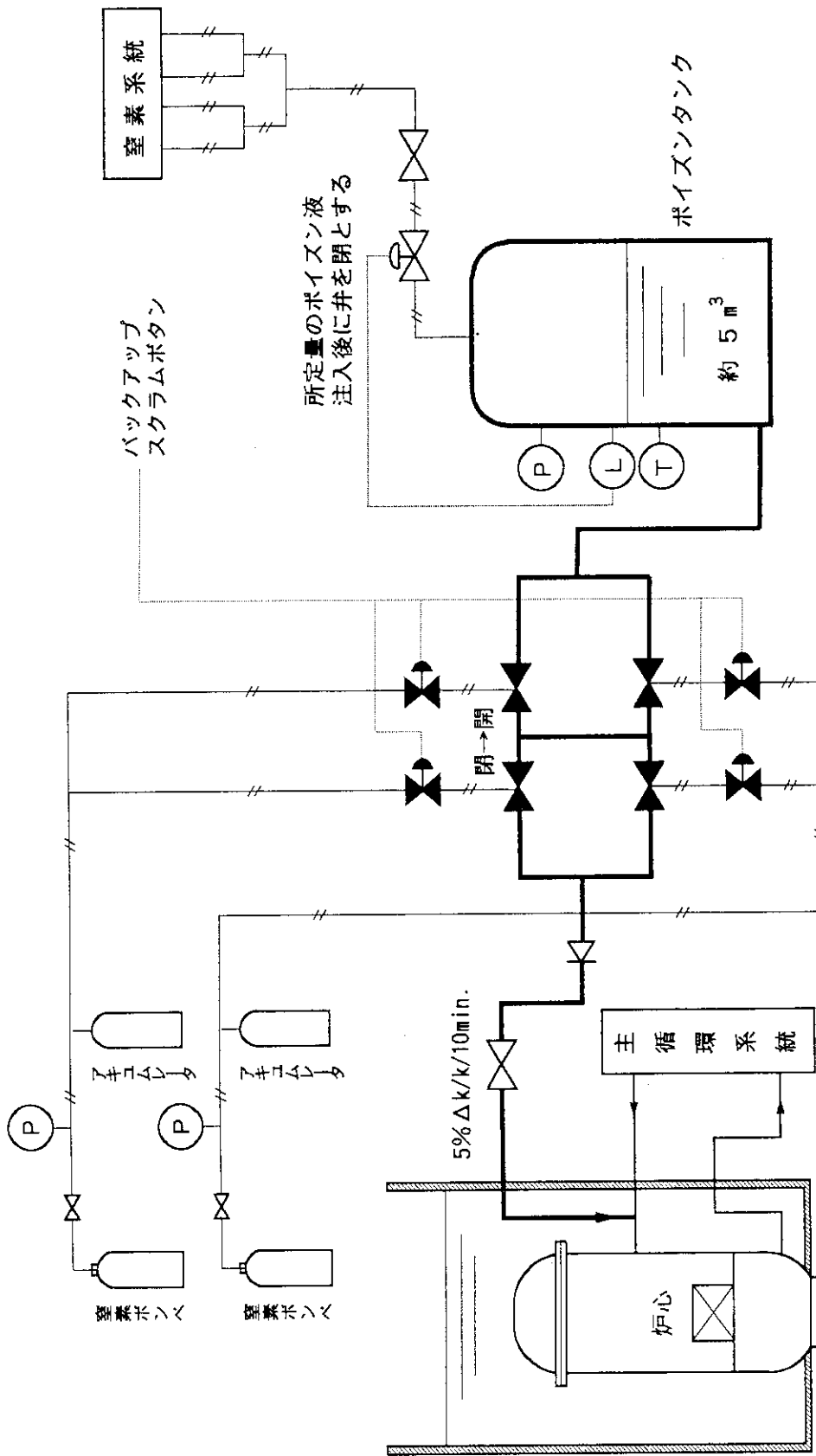


図3.3.1 液体ポイズン型非常用炉停止装置の概要

## 4. 炉心の冷却機能

JMTRの原子炉冷却系統施設は一次冷却系統、二次冷却系統、非常用冷却系統、UCL冷却系統及びプールカナル冷却系統から構成される。一次冷却系統を含めた原子炉冷却系統の概要を図4.1.1に示す。これらのうち、通常運転時に炉心で発生した熱のほとんどは一次冷却系統により除去され、熱交換器を介して二次冷却系統に伝えられ、最終的に冷却塔を経て大気中に放出される。また、異常時における炉心冷却は、非常用冷却系統により行われる。異常時、即ち想定される運転時の異常な過渡変化時及び事故時には原子炉はスクラムし、炉心冷却のため崩壊熱の除去が非常用冷却系統により行われる。JMTRは高出力炉であることから、異常時における原子炉停止後の崩壊熱を安全に除去するためには、冠水を維持し、かつ、一定時間炉心の強制冷却を維持することが必要である。

以下では、炉心冷却の観点から主要な安全機能を有するこれら一次冷却系統、二次冷却系統及び非常用冷却系統について記した。また、異常時のうち炉心冷却の面から最も注目すべき一次冷却水流出事故に関し、崩壊熱除去の方法等について整理した。同事故の安全評価において想定すべき一次冷却系統配管の破損規模は非常用冷却系統の設計上の基礎となるため、これについても記した。

### 4.1 一次冷却系統

#### 4.1.1 一次冷却系統の概要

一次冷却系統は原子炉内で発生した熱を除去し熱交換器を介して二次冷却系統に伝達するための系統であり、以下に示すように主循環系統と精製系統から構成される。

##### (1) 主循環系統

主循環系統は炉心の熱除去のために一次冷却水を炉心と熱交換器との間で循環するためのもので、主循環ポンプ、緊急ポンプ、熱交換器、圧力サージタンクその他から構成される。原子炉の通常運転時には、主循環ポンプ3台が運転され、うち2台は商用電源、1台は非常用電源で駆動される。また、緊急ポンプ1台も非常用電源で常時運転される。非常用電源駆動の主循環ポンプ及び緊急ポンプは4.3節に後述するように非常用冷却系統の機器であり異常状態における炉心の冷却をおこなうためのものであるが、起動失敗を避けるために常時運転する方式を採用している。従って、原子炉の通常運転時にもこれらのポンプは運転され一次冷却系統機器として炉心の冷却の一部を担う。このため、これらのポンプは、通常運転時に稼働している場合は一次冷却系統機器、異常時に稼働する場合は非常用冷却系統機器として位置付けられる。

原子炉の通常運転時には、炉心内における冷却水の沸騰を抑えるために一次冷却系統は約 $14.7\text{kg/cm}^2\text{G}$ （原子炉入口）に加圧され、冷却水流量は約 $6000\text{m}^3/\text{h}$ （燃料板間流速約 $10\text{m/s}$ ）に維持される。主循環ポンプのトリップ等による一次冷却水流量の低下に対しては、 $5200\text{m}^3/\text{h}$ 以下で原子炉がスクラムするように設計されている。

熱交換器は、シェルアンドチューブ型で並列に3基設けられている。一次冷却水が流入する伝熱管はステンレス鋼製であり、二次冷却水が接液する胴側は経済性から普通鋼製である。このため、胴側の腐食を防止する目的で二次冷却水に防食剤を注入している。また、

藻の発生を防止するため、間欠的に塩素ガスを注入している。伝熱管については、J M T R設計当時他の試験研究炉においてカルマン渦の発生による伝熱管の振動が既に報告されていたため、設計時にバッフル板による伝熱管支持間隔の適性化等を行うと共に、実際に有害な振動がないことが試験により確認されている。

また、圧力サージタンクが設けられており、窒素ガス圧力により常にタンク内水位をほぼ一定に制御し気相を確保することにより圧力サージを吸収するとともに、一次冷却システムの体積変化に対応する設計となっている。圧力サージタンクには、主循環システムの過圧による破壊を防止するため安全弁等が設けられている。

## (2) 精製系統

精製系統は、一次冷却水の脱気及び水質維持を行う他、主循環システムの昇圧及び主循環システムのサージタンクとあいまって主循環システムの圧力を制御するためのものである。本系統では、主循環システムの主循環ポンプ入口ヘッダから一次冷却水を分流し、脱気タンクで常圧脱気(約-200mmAq)した後、フィルタ及びイオン交換塔により不純物除去及びpH調整を行って主循環システムの熱交換器入口ヘッダに戻す。脱気タンクは、炉内で放射線分解により発生したガスを常圧脱気し、主循環システム内において気相部が発生するのを防止している。また、脱気タンクへの純水の補給及び排水を行い水位を一定に維持することにより、一次冷却水の保有水量を一定に制御している。一次冷却水の水質は、燃料被覆材の腐食防止の観点から、pH5.5～7.0、電気電導度 $2\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下に維持されている。また、ステンレス鋼の腐食防止のため、塩素イオン濃度も10～20ppb程度に維持されている。

一次冷却システムの昇圧及び圧力制御は、図4.1.2に示すように、原子炉入口圧力調整弁により主循環システムから精製システムに取り出す量を自動的に調節することにより行う。充填ポンプ出口流量調節弁を自動的に調節することにより精製システムから主循環システムへの戻し量は常に一定に維持される。

## 4.1.2 設計上の考慮

### (1) 適切な冷却能力

J M T Rの熱設計は、以下の方針に沿って行われている。

- ・通常運転時において、炉心内での冷却水の沸騰を抑えるため燃料板表面最高温度は200℃以下であること。
- ・運転時の異常な過渡変化時において、最小DNBRは1.5以上であること。
- ・運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は400℃を超えないこと。

通常運転時の一次冷却水の原子炉入口温度は二次冷却システムの冷却塔ファン(4台)の運転台数の増減により行われ、普通約35～45℃に調整される。この範囲での一次冷却水温度の緩やかな変化に伴う炉心の反応度変化については制御棒により調整される。万一、異常が発生し一次冷却水温度(原子炉入口)が49℃以上になった場合には、アラームを発するように設計されている。

定格出力運転時のホットチャンネルにおける温度分布についてCOOLODコード<sup>9)</sup>により計算した結果を図4.1.3<sup>7)</sup>に示す。燃料板表面温度は最高186℃である。定格出力運転条件における沸騰開始温度はBurgles-Rohsenowの相関式により約200℃と推定される。同相関式については実験データとの比較が行われ、J M T Rの運転条件を含む実験データ

が全て〔(予測値) - 1℃〕より大きいことが確認されている<sup>10)</sup>。従って、一次冷却系統は炉心内での沸騰の発生を防止するための十分な冷却能力を有している。原子炉の通常停止後は、崩壊熱を安全に除去するため、崩壊熱が十分に低下するまで数時間一次冷却系統の運転を継続すると共に、強制対流から自然対流への移行の際における冷却水流れ方向の逆転時のDNBを防止するために、一次冷却系統を加圧したまま主循環ポンプ、緊急ポンプを順次停止し、自然対流冷却に移行した後に一次冷却系統の降圧を行っている。

また、最小DNBRは定格出力運転時は約2.6、運転時の異常な過渡変化時において最も低い場合でも約1.9(「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」<sup>7)</sup>)であり、設計方針である1.5以上に対して十分な安全余裕を有している。最小DNBRの計算では、定格出力運転時についてはCOOLODコード<sup>9)</sup>、運転時の異常な過渡変化時についてはEUREKA-2<sup>11)</sup>又はTHYDE-P<sup>12)</sup>により解析し、DNB相関式については矩形流路に関する実験的研究から求められた相関式<sup>10)</sup>を使用した。この相関式を適用するに際しては、実験によりJMTRの熱水力条件への適用の妥当性を確認した<sup>13)</sup>。

燃料芯材温度についても、定格出力運転時は最高約209℃、運転時の異常な過渡変化時において最も高い場合でも約249℃(「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」<sup>7)</sup>)であり、設計上の制限値である400℃に対し十分低く設計されている。

## (2) 破損又は漏えい等の防止

一次冷却系統は、予想される圧力変動、熱応力及び地震力等を考慮し、これらに十分耐え得るように設計されている。原子炉の運転及び停止時の昇圧及び降圧による繰り返し応力についても、一次冷却系統の圧力及び温度が軽水炉に比較して格段に低く配管に発生する応力振幅が小さいため、疲労は問題にならない。さらに、配管の腐食による一次冷却水漏えいを防止するため、接液部には全てステンレス鋼を使用している。また、一次冷却系統の過圧防止のために逃し弁が設けられている。

異物の混入等による燃料の冷却水流路閉塞による燃料破損を防止するために、燃料交換及び照射キャプセル交換等の各炉心作業後に炉上から炉心の目視点検を行うとともに、定格出力運転前に一度一次冷却系統を運転してから再度炉心の目視点検を行っている。

## (3) 漏えい検出

配管破損等による一次冷却水の漏えいが生じた場合は、以下に示す方法により速やかに検出できるように設計されている。

### ① 漏えい検出器

主循環系機器室床面の7か所に銅板電極型の漏えい検出器が設けられている。これらの検出器のいずれかにより漏えいが検出されると、制御室にアラームを発すると共に、どの検出器で漏えいが検出されたかを表示するようになっている。原子炉運転中及び停止直後は線量が高いことから運転員は主循環系機器室内へ立ち入ることはできないが、上記の検出器からの情報及び制御室から遠隔操作可能なITVを用いて漏えい発生箇所の特特定を速やかに行うことが可能であり、弁の開閉やポンプの停止等の適切な措置を講じることができる。さらに、漏えい検出器により漏えいを効率良く検出するために、主循環系機器室内には堰が設けられている。

### ② 一次冷却水補給水量及び第1排水貯槽水位の監視

精製系統のサンプリングラインからの排水及びポンプ軸シールからのリークによる一次



冷却水の減少を補うため、通常運転時には脱気タンク経由で定常的に純水を一次冷却系統に補給している。この補給水量は監視用計算機システムでオンラインで監視されている。また、一次冷却系統からのドレン水は原子炉施設最下部の排水貯槽に達するが、排水貯槽の液面変化についても同計算機システムによりオンライン監視されている。

## 4.2 二次冷却系統

### (1) 二次冷却系統の概要

二次冷却系統は、原子炉内で発生した熱を熱交換器を介して一次冷却系統から受け、これを冷却塔から大気へ放散するためのものであり、循環ポンプ、補助ポンプ、冷却塔等から構成される。冷却塔は4セルに分割されており、個々のセルに1機ずつファンが設けられている。冷却塔に達した二次冷却水は冷却塔上部から雨滴状に落下し、落下中に空気と向流接触して熱を大気に放散する。冷却された水は冷却塔の下部を通してポンドに入る。ポンドに入った水は循環ポンプによって吸い上げられ、再び熱交換器に送られる。

### (2) 運転

通常運転時の二次冷却系統の定格流量は約3900m<sup>3</sup>/hであり、原子炉起動前に定格流量に設定される。流量が3700m<sup>3</sup>/h以下に低下した場合アラームが生じるように設計されている。冷却塔ファンは一次冷却水の原子炉入口温度の調整に使用され、原子炉の出力上昇に伴う一次冷却水の温度上昇を監視しながら、通常は一次冷却水の温度が約40℃付近に達するあたりから順次起動している。通常、原子炉出力10MWあたりからファンの運転を開始し、定格出力運転中は3～4台が運転されている。通常時の原子炉停止後の崩壊熱除去は、補助ポンプ1台と冷却塔により行われる。補助ポンプ及び冷却塔ファンのうちの1台は、異常時の崩壊熱除去のためにも運転されるため非常用冷却系統と兼用しており、非常用電源で駆動される。

### (3) 設計上の考慮

二次冷却系統の主要配管には経済的理由から普通鋼（タールエポキシライニング付）が使用されているが、配管の腐食を最小に抑えるために防食剤が注入されており、また藻の発生を防止するため間欠的に塩素ガスを注入している。

## 4.3 非常用冷却系統

### 4.3.1 概要

非常用冷却系統は、異常状態における炉心の冷却を行うためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレイク弁、炉プール連通弁、漏えい水再循環設備、配管等から構成されている。これらのうち、サイフォンブレイク弁及び漏えい水再循環設備は炉心の冠水維持のための設備であり、機能的には設計指針における工学的安全施設に該当するものである。非常用冷却系統について図4.3.1に示す。同図に示すように、非常用冷却系統のポンプ、大部分の配管及び弁は一次冷却系統、二次冷却系統等と兼用している。

JMTRの非常用冷却系統の特徴は、非常用電源駆動の主循環ポンプ及び緊急ポンプ各

々1台が原子炉運転中は常時稼働していることであり、これは安全上以下の利点を有する。まず、作動が要求される場合における起動失敗の問題を回避できる点である。さらに、この方式では、何らかの原因により一次冷却系統の主循環ポンプが停止し流量のコストダウンが生じた場合でも、既に非常用冷却系統が稼働しているため崩壊熱除去に必要な流量が常に確保されることである。特に、安全評価における「一次冷却水流出事故」事象においては、事故発生後に非常用冷却系統を起動した場合、非常用電源駆動の主循環ポンプの起動に若干の時間がかかるために一時的に必要な流量が確保できなくなるおそれがある。JMTRでは、非常用排気設備についても同様の考え方にに基づき常時稼働する方式を採用している。

JMTRは設計指針における高出力炉に分類され、異常時に崩壊熱を安全に除去するために、以下に記すように強制循環冷却及び冠水維持の双方が必要である。

#### (1) 強制循環冷却確保のための設備・機器

炉心の冷却水方向については、原子炉の熱的安全性の観点からは上昇流が有利であり、実際に軽水炉や多くの研究炉では上昇流が採用されている。しかし、JMTRは多種多様の照射設備が炉心に装荷あるいは炉心から取り出しされることから、利用性能を考慮し、炉心上部の構造をできるだけ簡単にして炉心へのアクセスを良くするために下向流としている。従って、強制循環冷却から自然対流冷却に移行する場合には流れ方向の逆転が生じるため、DNBが発生する可能性を回避する目的で原子炉停止から一定時間強制循環冷却を維持している。

想定される冷却能力低下に係わる異常状態のうち、「商用電源喪失」、「一次冷却系統の異常な減圧」及び「一次冷却水流出事故」事象の解析においては、原子炉スクラムとほぼ同時に商用電源駆動の一次冷却系統主循環ポンプ2台は停止する。崩壊熱除去は非常用電源駆動の主循環ポンプ及び緊急ポンプにより行われる。これにより、事故発生後も約2600m<sup>3</sup>/hの一次冷却水流量が確保される。この場合、主循環ポンプ入口圧力は解析によれば約1.7 kg/cm<sup>2</sup>absであるが、この時必要なNPSH（正味正吸込水頭）は約1.1kg/cm<sup>2</sup>absと推定されるため、キャビテーションにより運転に支障を及ぼすおそれはないと考えられる。「商用電源喪失」では約2600m<sup>3</sup>/hの一次冷却水流量が維持されるが、「一次冷却水流出事故」においては一次冷却水の圧力がさらに低下して「一次冷却水圧力低下」信号が発信するため、流出流量を低減させるように非常用電源駆動の主循環ポンプは同信号発生から5分後に自動停止され、その後は緊急ポンプ1台のみが運転される。従って、一次冷却水流量は約420m<sup>3</sup>/hに低下するが、既に崩壊熱も低下しており、十分安全に炉心冷却が行われる。

商用電源喪失時には二次冷却系統循環ポンプは停止するが、補助ポンプが自動起動し約1分後に定格流量約400m<sup>3</sup>/hが確保され、一次冷却系統の熱を冷却塔から安全に大気に放出する。万一、起動失敗が起こった場合には他の1台が自動的に起動する。

#### (2) 冠水維持

上記のように異常時にも一定期間強制循環冷却を維持する必要があるが、主循環ポンプ及び緊急ポンプを支障なく運転するためには、圧力容器内水位をほぼ満水に維持することが望ましい。従って、「一次冷却水流出事故」事象においては圧力容器内水位が低下しないように一次冷却系統に冷却水を補給することが必要である。このため、漏えい水再循環設

備及び炉プール連通弁が設けられている。破損口から漏えいした一次冷却水は、主循環系機器室の床の排水口からドレン配管を經由して原子炉の最下部に設けられた第1及び第2排水系貯槽に流入する。漏えい水再循環設備は、これらの貯槽に流入した漏えい水をポンプで汲み上げ、炉プールに戻すためのものである。炉プールに戻された漏えい水は炉プール連通弁を通して圧力容器内へ流入し、漏えい水の再循環経路が形成される。漏えい水再循環設備は、「炉プール水位低」または「排水貯槽水位高」信号によりポンプが起動し再循環を開始する。仮に本設備を使用せず他の系統から水を補給する場合には、長時間にわたり必要水位を維持するために少なくとも約1800m<sup>3</sup>程度の大量の水が必要となる。これを安定供給するための設備が必要であるのみならず、漏えいした大量の水により緊急ポンプ等が水没することを防止するために漏えい水を導く大きな貯留水槽等も必要であり、実際上極めて困難である。従って、漏えいした水を炉心に再循環する方法は最も適当である。なお、漏えい水再循環設備のバックアップとしては純水補給系統により約20m<sup>3</sup>/hの給水を行うことが可能である。

崩壊熱が十分低下した後は漏えい水再循環設備の運転を停止し、自然対流冷却へ移行することが可能である。同設備の停止により圧力容器内水位は低下するがサイフォンブレイク弁の作動により水位の低下は停止する。サイフォンブレイク弁は、桜井<sup>14)</sup>の検討により1983年の中濃縮燃料移行時にそれまでの口径25mmから口径125mmのものに交換されており、十分な能力を有している。JMT Rの冠水維持バウンダリを図4.3.2に示す。同図に示すように、冠水維持のバウンダリは圧力容器の冠水レベルから下の部分、制御棒駆動機構の圧力容器より下の部分及び原子炉出口配管の一部である。これらのバウンダリは、炉プール壁でバックアップされている他、炉下室も水密構造になっており、これらにもバックアップされている。

#### 4.3.2 設計上の考慮

非常用冷却系統は、前項に記したように崩壊熱除去及び冠水維持のための十分な機能を有している。また、非常用冷却系統の設備・機器は、単一故障を考慮して多重化されるとともに、全て非常用電源で駆動するように設計されており、商用電源喪失時にもその機能が維持される。

#### 4.3.3 低濃縮化に伴う施設整備

##### (1) 主循環ポンプの駆動電源等の変更

低濃縮炉心の安全評価において「一次冷却材流出事故」の解析を行ったが、解析条件として事故時に商用電源の有無を考慮することから、当初の解析では事故発生直後に商用電源駆動の主循環ポンプ3台は全て停止し、原子炉スクラム後の崩壊熱除去は緊急ポンプ（非常用電源駆動）1台のみにより行われるという条件で行った。一方、安全性の判断基準に係わる限界熱流束相関式については、実験結果をもとに見直しをした結果図4.3.3及び図4.3.4に示すようにSudoの式が最も良く実験データと合うことが確認されたため<sup>13)</sup>、この相関式を新たに採用した。その結果、緊急ポンプ1台のみの運転では、同事故時に除熱能力が不十分になるという解析結果が得られた。

以上から、非常用冷却系統の流量を増加する必要性が生じたが、緊急ポンプを大型のもの

と交換することは経済的及び技術的両面から非常に大規模な施設改造となるため、主循環ポンプのうちの1台を非常用電源で駆動するように変更し、事故発生後もこの非常用電源駆動の主循環ポンプ1台を緊急ポンプとあわせて運転継続することとした。この変更により、崩壊熱除去のための冷却水流量は約 420m<sup>3</sup>/hから約 2600m<sup>3</sup>/h に増加し、一次冷却水流出事故時の除熱能力は大幅に改善された。

## (2) 機器の位置付けの変更

サイフォンブレイク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は異常時における炉心冷却の機能を有するものであるが、機器の分類上、サイフォンブレイク弁、炉プール連通弁は一次冷却系統、漏えい水再循環設備の各機器は排水系統及びプール・カナル系統にそれぞれ位置付けられていた。低濃縮化に係わる安全性の検討から主循環ポンプの1台を非常用電源駆動として非常用冷却系統に加えるにあたり、これらの機器についても見直し、設計指針との整合性の観点から非常用冷却系統として位置付けることとした。

設計指針の安全機能の重要度分類によれば、非常用冷却系統はクラス2である。重要度分類では、各クラスに対し確立された設計、試験の技術並びに運転管理により、安全機能の観点からそれぞれ定められた基本的目標を達成することが要求されており、クラス2については「高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること」が要求されている。この目標を達成するための設計、試験及び運転管理に関する具体的基準については、各機器の構造及び使用条件等を考慮して十分適切と考えられる方法を採用することとされている。低濃縮化の安全審査においては、上述の各設備・機器等が以下に適合することを以て高度の信頼性が確保され、かつ、維持されているものと判断された。

① JIS B8243(1963)「火なし圧力容器の構造」、通商産業省告示第 501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（以下「通産省告示第 501号」と略す）、米国 ASME 規格等に基づいて設計されている。

② 機器の耐震性が確認されている。

③ 試験及び検査等により所要の性能を維持することが確認されている。

①は、より具体的には、機器の材料、耐圧設計及び検査が基準及び規格に従って行われていることである。サイフォンブレイク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は中濃縮化時にそれぞれ施設整備を行っており、その際通産省告示第 501号等に準拠して設計及び施工が行われている。また、主循環ポンプについても、JIS B8243(1963)「火なし圧力容器の構造」に基づき設計及び施工が行われている。②については、これまでの検討に加え、低濃縮化の安全審査の際に原子炉建家及び上記の各機器を含む一次冷却系統等について耐震上問題のないことが再確認されている。また、③については第6章に記したように定期検査及び各運転サイクル開始前に安全機能の確認を行っており、高度の信頼性が維持されている。

## 4.4 一次冷却水流出事故への設計対応

「一次冷却水流出事故」は、配管の破損により一次冷却水の減圧と流量低下が同時に、かつ、短時間に起こるため、炉心の除熱の観点からは最も厳しい事象である。従って、非常用冷却系統に関する安全設計の妥当性を確認する上で、「一次冷却水流出事故」への設計対応について整理しておくことは重要である。「一次冷却水流出事故」の解析の概要等について以下に示す。

### 4.4.1 想定される配管の破損

#### (1) 検討の経緯

安全設計上要求される非常用冷却系統の性能は、安全保護回路等の安全機能を有する系統との兼ね合いもあるが、安全評価における「一次冷却水流出事故」の解析に関し想定する配管破損の規模に非常に大きく左右される。従って、この配管破損規模は、一次冷却系統配管の材質、応力、使用環境等の条件、さらに配管の運転管理等を総合的に考慮した上で保守的かつ合理的に想定する必要がある、安全評価における重要な項目の一つである。

想定される配管破損の規模については、これまで燃料の濃縮度変更に伴う安全評価の中で逐次検討され、見直されてきた。JMTR安全評価における配管破損規模の想定の際緯を表4.4.1に示す。設置時は、表4.4.1に示すようにパッキングの破砕等の現実的な想定から100cm<sup>2</sup>の破損口が想定された。

その後、JRR-3の改造、JRR-2及びJMTRの中濃縮化に際し、所内において試験研究炉の安全評価について検討が行われ、配管破損については、研究炉は一般に冷却材の圧力及び温度が低いので配管に欠陥があってもそれを急速に伝播するだけのエネルギーがないため、配管の耐震設計及び供用期間中検査（ISI）等によりその健全性が確認できるならば大破断の想定はしなくても良い、との考え方が示された。この考え方に沿って、JRR-3<sup>15)</sup>及びJRR-2<sup>16)</sup>の安全評価では、ステンレス鋼配管については  $Dt/4$  ( $D$ : 配管直径、 $t$ : 配管肉厚)、アルミニウム配管については  $\pi t^2$  が破損面積として採用された。破損面積  $Dt/4$  は、配管破損に対する防護設計に関する米国NRCのNUREG-0800<sup>1)</sup>で中エネルギー系（温度約95℃以下、圧力約20kg/cm<sup>2</sup>G以下）の流体を内在する配管について想定するとされている破損面積に合致するものである。NRCでは、この破損面積は防護設計上十分保守的であるとしているが、その根拠については必ずしも明らかにしていない。このため、JRR-2及びJRR-3で破損面積  $Dt/4$  を採用するに際しては、それぞれ破壊力学的な検討が行われ、想定面積として保守的であることが確認された。一方、JMTRについては、圧力は低いものの加圧炉であり、配管設計の手法も発電炉とほぼ同種であること等から、中濃縮化に係わる安全評価では保守的観点から軽水炉に倣って配管の両端破断が想定された。

しかし、その後配管の破損に関しLBB（Leak Before Break；漏えい先行型破損、あるいは破断前漏えい）<sup>17)</sup>の成立が十分期待できることを示すさらに多くの知見が構築された。LBBは、配管に欠陥が存在しても延性材料では瞬時破断即ち不安定破壊は起こりにくく破断に先立ち十分に遅いリーク速度で漏えいが生じる、という考え方である。従って、この漏えいを速やかに検知することにより、配管の大破断を未然に防止することが可

能である。このような考え方にに基づき、原子力安全委員会により「配管の破損に伴う“内部発生飛来物に対する設計上の考慮”について」(1992)が策定され、発電炉の安全設計の一部にLBB概念が反映されている。JMTRのような加圧試験炉も含め試験研究炉では軽水炉に比較して一次冷却水の内蔵エネルギーはるかに小さいこと等から、現在国内の多くの試験研究炉でLBB概念が安全評価に導入されている。この結果、JMTRにおいても原子炉冷却材の流出に関して配管の大口径の瞬時破断は想定し難く、JMTRの低濃縮化に伴う安全評価においてはステンレス鋼配管の想定面積として $Dt/4$ を採用することとした。

## (2) $Dt/4$ 想定の根拠

上記のとおり、試験・研究炉では大規模な配管破断は起こり難いとの基本的な認識が示されたが、JMTRは国内の他の研究炉とは異なり加圧炉であるため、 $Dt/4$ の採用に際してはなお十分な技術的検討を行った。 $Dt/4$ が想定破損規模として妥当であるとする根拠は以下の項目に要約される。

- ① 軽水炉に比較して一次冷却水の圧力及び温度が低いことから、冷却水の内蔵エネルギーが小さいため、瞬時破断は発生し難い。
- ② 配管は延性材であるステンレス鋼製であり、また環境条件から配管の腐食は起こらないと考えられることからLBBが成立し、かつ、漏えいが生じた場合には速やかに検知することが可能である。
- ③ ISI等により配管の健全性が確認されている。
- ④ 破損面積 $Dt/4$ は、JMTR一次冷却系統配管に対し破壊力学的観点から十分保守的な想定である。

①は、仮に配管に貫通き裂が発生しても、き裂を急速に押し広げるだけの内蔵エネルギーがないため瞬時破断が起こらないとするものである。実際にJMTRの一次冷却系統の環境条件下で900A配管が瞬時破断を生じるためには、周方向の場合長さ約760mm、軸方向の場合長さ約1360mmという巨大な貫通き裂が発生する必要があるが、現実的には起こりえない。

②については、配管の材料及び応力が適切に考慮され、さらに配管の腐食疲労及び応力腐食割れ等の特異な損傷形態が起こらず、従って考えられ得る損傷形態は通常の疲労のみである等、損傷形態が疲労による安定破壊のみであるとするための種々の前提条件を満足することを確認した。腐食については、既存データの調査から、かなり鋭敏化された材料でも純水環境においては150℃以下では応力腐食割れが起こらないと考えられる。<sup>18)</sup> また、主循環系機器室に設置した漏えい検出器により万一漏えいが発生した場合には速やかに検出することが可能である。

上記①及び②は異常な欠陥等が存在しないことが前提であるから、運転管理面からの対応として③に示すようにISIによる健全性確認が重要である。JMTRでは定期検査により配管の健全性を確認しているが、さらに万全を期すため低濃縮化にあたり主循環系統配管の超音波探傷試験を実施し、欠陥のないことを確認した。また、原子炉の運転連続期間が軽水炉に比較して短いことから、配管の巡視・点検等も頻繁に行われている。

④に示す破損面積に関しては、JMTRの一次冷却系統配管に対し保守的な大きさの貫通き裂を想定し、開口面積を推定した。深さ $t/4$ 、長さ $3t$ の保守的な初期き裂を想定し、これが疲労により進展したと仮定すると、貫通き裂の長さは約160mmと考えられる。この

貫通き裂をもとに推定される開口面積は  $Dt/4$  とした場合の破損面積  $30\text{cm}^2$  に比べ十分に小さいことから、 $Dt/4$  は十分保守的、かつ合理的な想定である。なお、ここで開口面積を想定するためにき裂が疲労により進展して貫通すると仮定したが、実際には冷却水の温度等の使用環境を考慮するとき裂は殆ど進展しないと考えられる。

#### 4.4.2 「一次冷却水流出事故」における安全動作

安全評価における「一次冷却水流出事故」の事象の推移を図4.4.1に示す。また、同事故における安全動作について図4.4.2に示す。配管の破損箇所はパラメータ解析の結果最小DNBRが最も厳しくなる箇所として最大口径である900A配管の熱交換器出口ヘッダとした。

破損により一次冷却水が流出し、一次冷却水の圧力が低下して約0.5秒後に原子炉はスクラムする。解析条件として商用電源の喪失を仮定するため事故発生とほぼ同時に商用電源駆動の主循環ポンプ2台は停止するが、非常用電源駆動の主循環ポンプ1台及び緊急ポンプ1台が運転を継続することにより約 $2600\text{m}^3/\text{h}$ の炉心流量が確保され、事故発生後も強制循環冷却を維持する。これにより、事故発生直後の崩壊熱が未だ大きい時点においても十分安全に炉心冷却が行われる。崩壊熱は急速に低下するため、事故発生から約1分経過した後は緊急ポンプ1台のみの運転による炉心冷却が可能となるが、安全余裕を考慮し5分間は非常用電源駆動の主循環ポンプを運転継続する。5分後以降は、漏えい水量を低減するために非常用電源駆動の主循環ポンプは自動的に停止される。

一方、炉プール連通弁は、配管破損信号によりロック解除となり、圧力容器内と炉プールの差圧が $0.16\text{kg}/\text{cm}^2$ にまで低下すると、同弁を通して炉プール水が圧力容器内へ流入し始める。配管の破損箇所からの冷却水の流出が続くため炉プールの水位が次第に低下するが、炉プール水位が通常より2m低下した時点で（事故発生から約23分後）漏えい水再循環設備の排水ポンプが自動起動し、破損箇所から漏えいし排水系貯槽に流入した水を炉プールに戻す動作を開始する。再循環流量は流出水量とバランスするように設定されているため、炉プール水位の低下は停止する。事故発生から少なくとも13時間以上経過すると崩壊熱がさらに低下し、漏えい水再循環設備を停止し自然対流冷却に移行することが可能となる。従って、安全余裕を考慮し、20時間漏えい水再循環設備を運転し再循環を継続することにしている。漏えい水再循環設備の停止により圧力容器内水位は低下するが、再循環停止から1時間後に炉心上面約10cmまで水位が低下したところでサイフォンブレイク弁が作動し、その水位で冠水維持される。

なお、試験研究炉及び軽水炉における配管破損の想定及び安全動作等について表4.4.2に示す。

表 4.4.1 「一次冷却水流出事故」の解析内容の経緯

	設置時の安全評価	燃料中濃縮化に係わる安全評価	燃料低濃縮化に係わる安全評価
事故シナリオ 及び経過	原子炉入口配管で、パッキングの破碎、バルブヘッドの抜け出し等により、面積 100 cm <sup>2</sup> の破損が生じる。	最も低い位置の最大口径の配管、即ち主熱交換器出口ヘッダの900A配管が両端破断する。	主熱交換器出口ヘッダの900A配管に面積 D t / 4 (約30cm <sup>2</sup> ) の破損が生じる。
	漏洩により圧力容器内水面がある位置以下に下がるとサイフォンブレイク弁の働きにより冠水が維持される。	漏洩により圧力容器内水面がある位置以下に下がるとサイフォンブレイク弁の働きにより冠水が維持される。 その後、圧力容器内の水は蒸発によって一部失われるが、炉プールの水を炉心に注入して冠水レベルを維持する。炉プールには、純水補給系統あるいは漏洩水を炉プールに戻す回路により水を補給する。	事故発生後5分間は主循環ポンプ1台(非常用電源駆動)と緊急ポンプ1台により崩壊熱を除去する。その後は、主循環ポンプは停止し、緊急ポンプのみで崩壊熱を除去する。 漏えい水は排水系貯槽に達し、漏えい水再循環設備により炉プールに戻される。
	DNB相関式	Bernathの式	Kutateladze の式
最小DNBR	2.6	3.1	1.6
燃料芯材最高温度	なし	なし	210℃
漏洩水を炉プールに戻す回路の位置付け	なし	冠水の蒸発分を補給し、長期間冠水レベルを維持するために使用する。	緊急ポンプによる強制循環冷却を約20時間継続する必要があるため、炉プール水位の低下により、漏えい水の炉プールへの汲み上げを開始する。
備考		漏洩水を炉プールに戻す回路の整備	主循環ポンプ(1台)の非常用電源化



表 4.4.2 一次冷却水の流出及び喪失に関する事故の解析内容の比較

	JRR-2 <sup>10)</sup>	JRR-3 <sup>20)</sup>	KUR <sup>21)</sup>	JMTR	PWR (玄海3、4号機) <sup>22)</sup>
配管破損の防止対策	材料選定、起動前点検、定期検査、漏水検出器 (銅板電極)	材料選定、起動前点検、定期検査、漏水検出器 (銅板電極)	材料選定、漏えい検出 (チタニウム警報、ワットワット水位上昇、炉タンク水位低下)	材料選定、起動前点検、定期検査、漏水検出器 (銅板電極)	材料選定、水管理、過圧防止 (逃がし弁、安全弁)
破損の想定	(1) SUS304鋼配管 主重水ポンプ出口管(267φ, 9.3t)のDI/4(6.3 cm) 破損 (2) アルミニウム合金配管 炉心入口管(324φ, 10.3t)のπ1 <sup>2</sup> (3.4cm) 破損	SUS304 鋼配管 主ポンプ入口管(559φ, 9.5t)のDI/4(13cm)破損	主配管(350φ, 7t)の最下部のDI/4(6.1cm)破損	熱交換器出口ヘッダ(900φ, 13t)のDI/4(29.7cm)破損	大破損 低温側配管(700φ, 69t)の両端完全破損 小破損 低温側配管について口径8 ~ 12 inch でバラメータ計算
スクラム信号	重水レベル低下	一次冷却材流量低	原子炉タンク水位低 (-20cm)	原子炉入口圧力低 (12kg/cm <sup>2</sup> G)	圧力低等
事象の経過	破損発生 ↓ 「重水レベル低下」でスクラム重水ポンプ停止。 ↓ 非常用重水ポンプが停止。自然循環冷却回路の形成。 ↓ 「炉心重水水位低」で非常用重水タンクから重水を炉心に補給。 ↓ サンプリング再循環ポンプで漏えい水を汲み上げ再循環する。	破損発生 ↓ 「一次冷却材流量低」でスクラム。 ↓ 「炉心重水水位低」によりサイフォンプレーク井及び自然循環井が開放される。 ↓ サイフォンプレーク水位に到達し自然循環冷却に移行する。	破損発生 ↓ 「原子炉タンク水位低」によりスクラム。その後一次循環ポンプが停止する。 ↓ 炉心直下の水圧駆動弁及び逆止弁が閉まる。(タンク内での自然循環を開始する) ↓ サブパイルルームからの汲み上げを開始する。(バックアップとして高架水槽有り。)	破損発生 ↓ 「原子炉入口圧力低」の信号によりスクラム。商用電源駆動の主循環ポンプ2台は停止する。 ↓ その後さらに圧力が低下し「原子炉圧力低」が発信し、サイフォンプレーク井、炉プレーク井のロッキングが解除される。非常用の主循環ポンプはその後5分間運転継続する。 ↓ 事故発生の約23分後に漏えい水再循環設備が起動する。炉プレーク水位は連通弁上1.6mに維持される。 ↓ 20時間後に緊急ポンプ停止	破損発生 ↓ 上向き→下向流に逆転 ↓ 蓄圧注入系作動。 ↓ 炉心部が2相流になると圧力低下が緩やかになりRPVと格納容器の圧力が等しくなるとローダウン終了。 ↓ 高圧・低圧注入系により再冠水 ↓ (RPV圧力が格納容器圧力に低下する前に、ECCSにより注水が開始されるので、ローダウン過程に被覆管温度のピークが出る)
その他	最小DNBR 1.6 芯材最高温度 124 °C	最小DNBR 1.7 芯材最高温度 120 °C	最大2日間冠水を維持すれば良い。	最小DNBR 1.6 芯材最高温度 210 °C	被覆管最高温度 982°C Zr-水反応 0.3% 以下 被覆管最高温度 854°C Zr-水反応 0.3% 以下

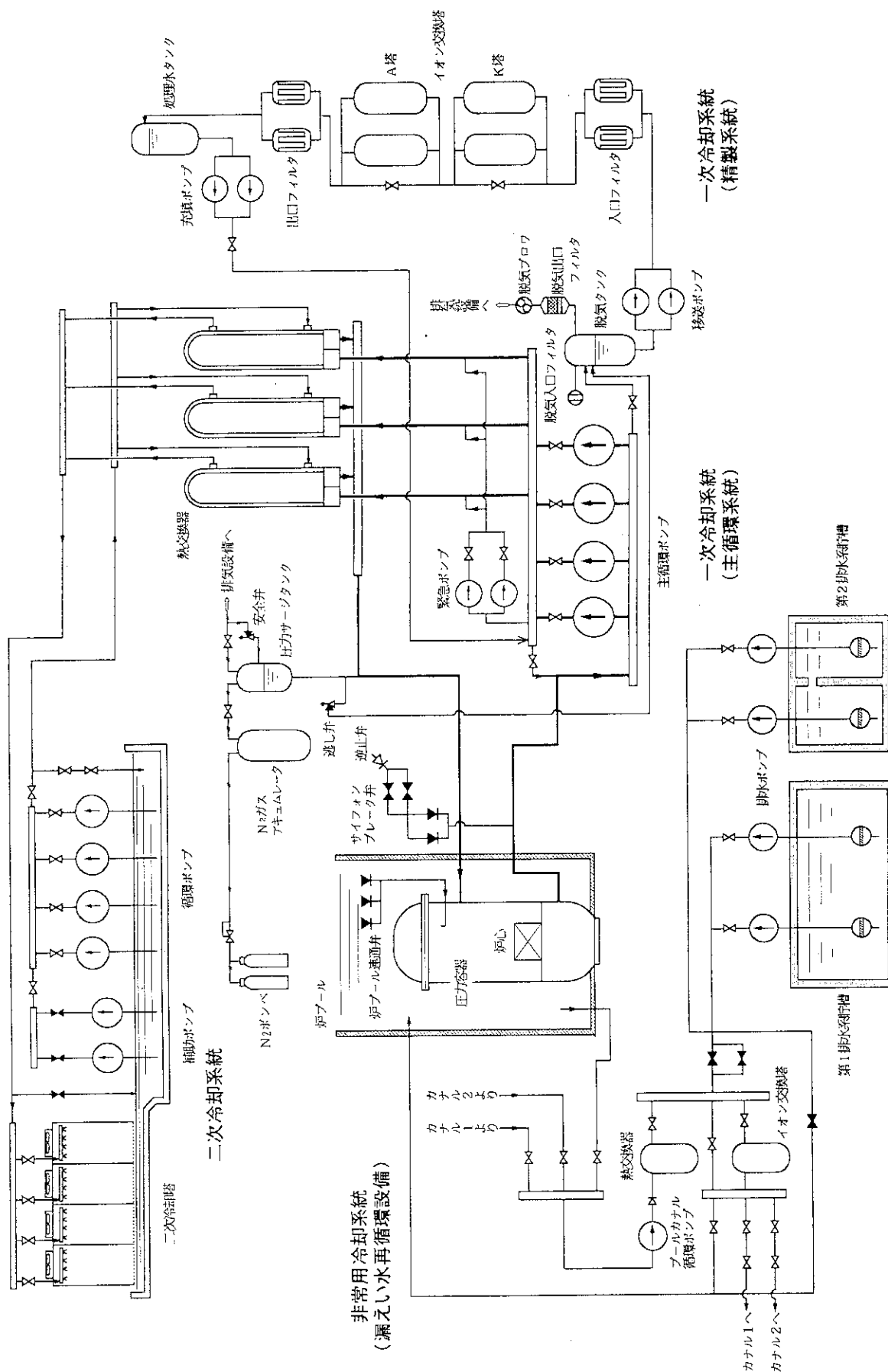


図 4.1.1 一次冷却系統、二次冷却系統及び非常用冷却系統の概要

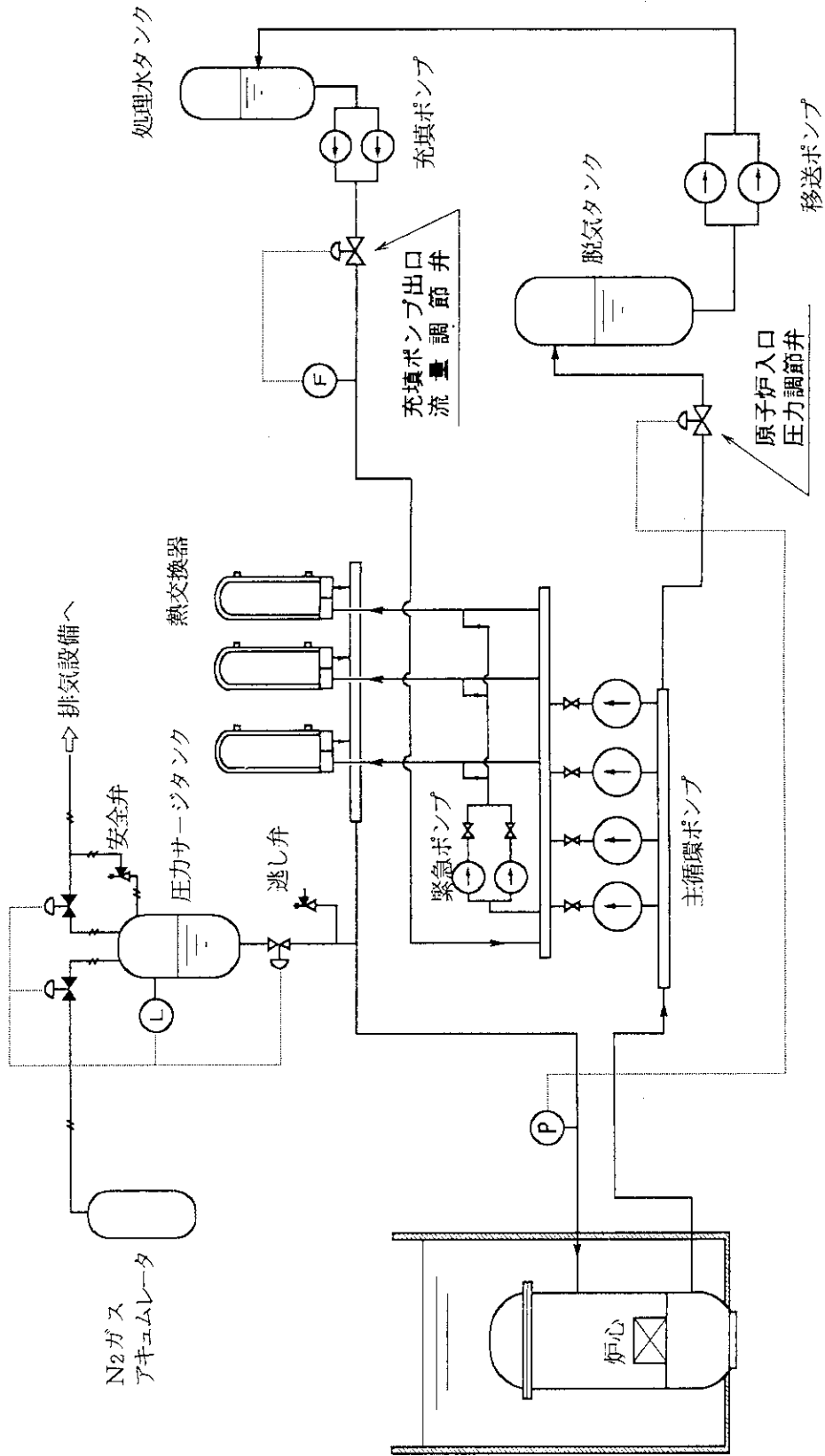


図 4.1.2 主循環系統の圧力制御

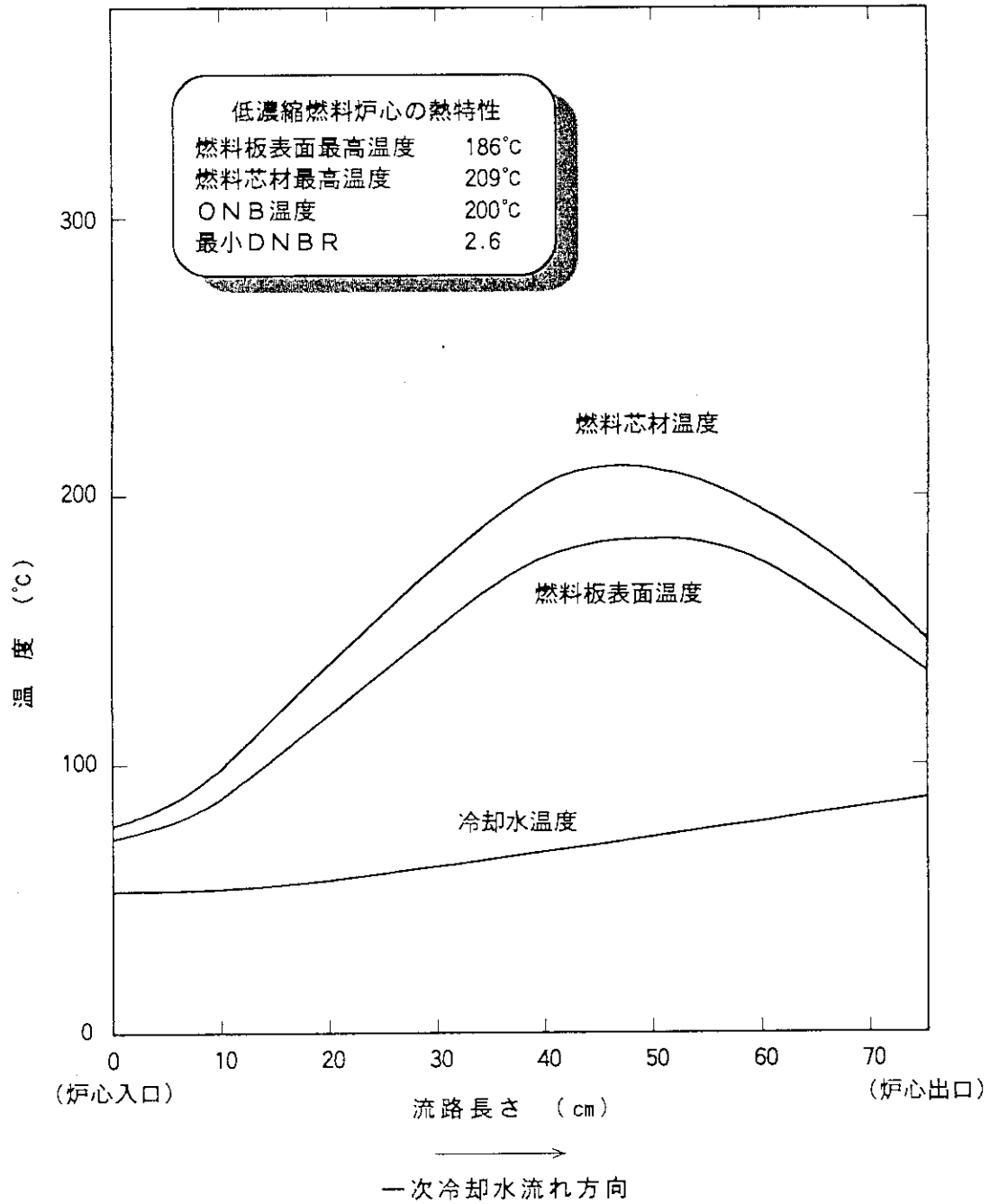


図4.1.3 定格出力運転時におけるホットチャンネルの温度分布  
(LEU炉心)

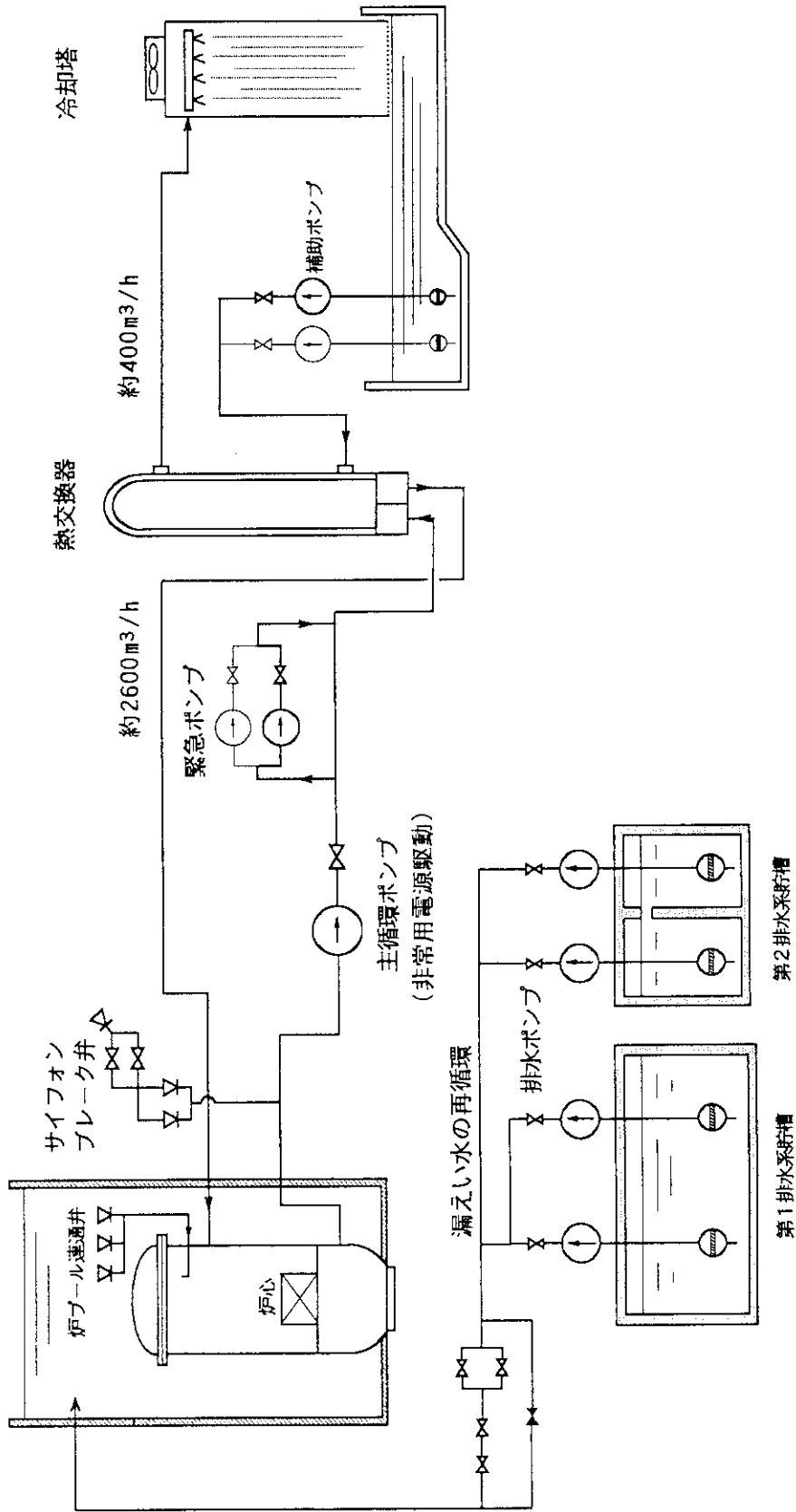


図4.3.1 非常用冷却系統の概要

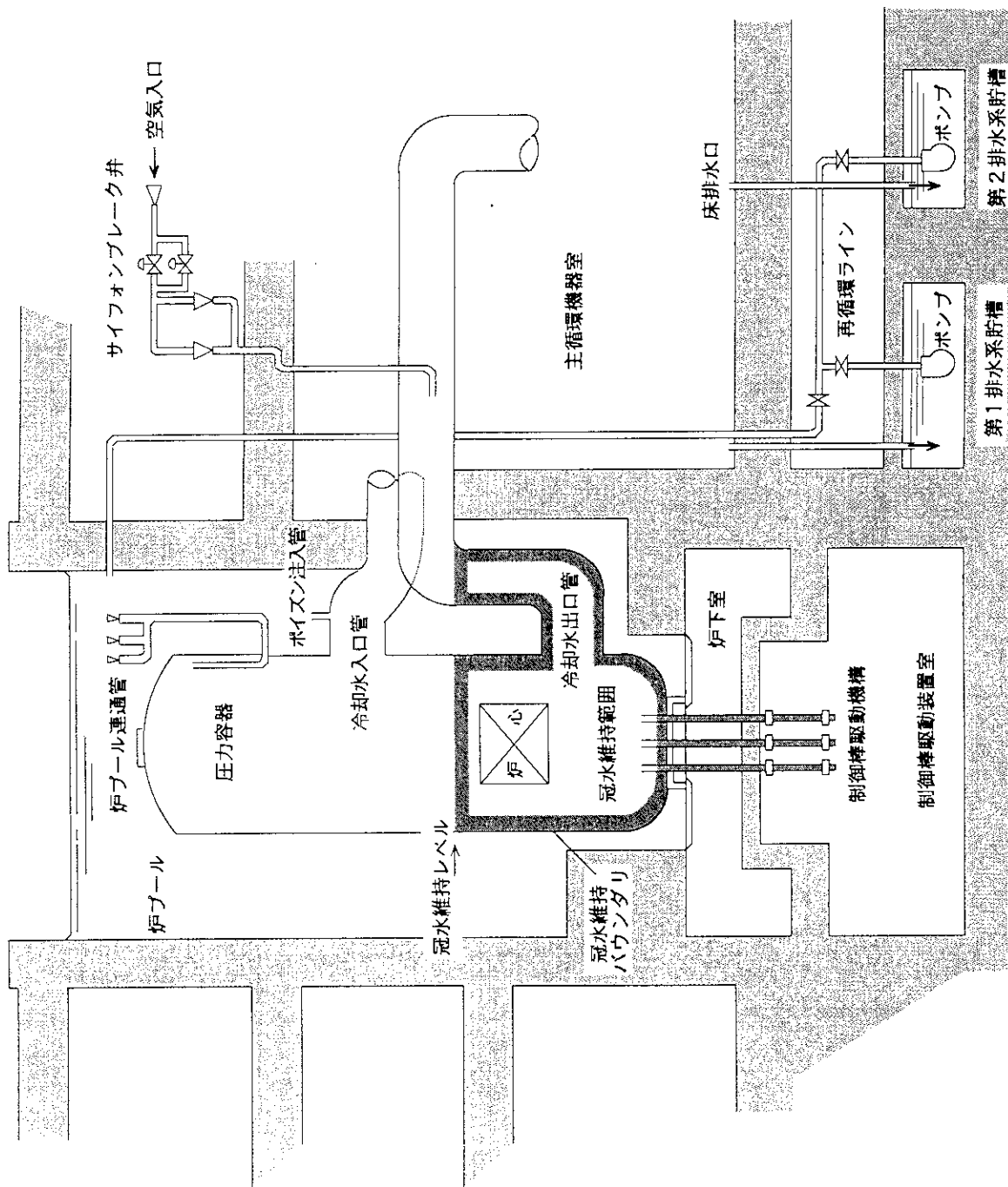


図4.3.2 冠水維持バウンダリ

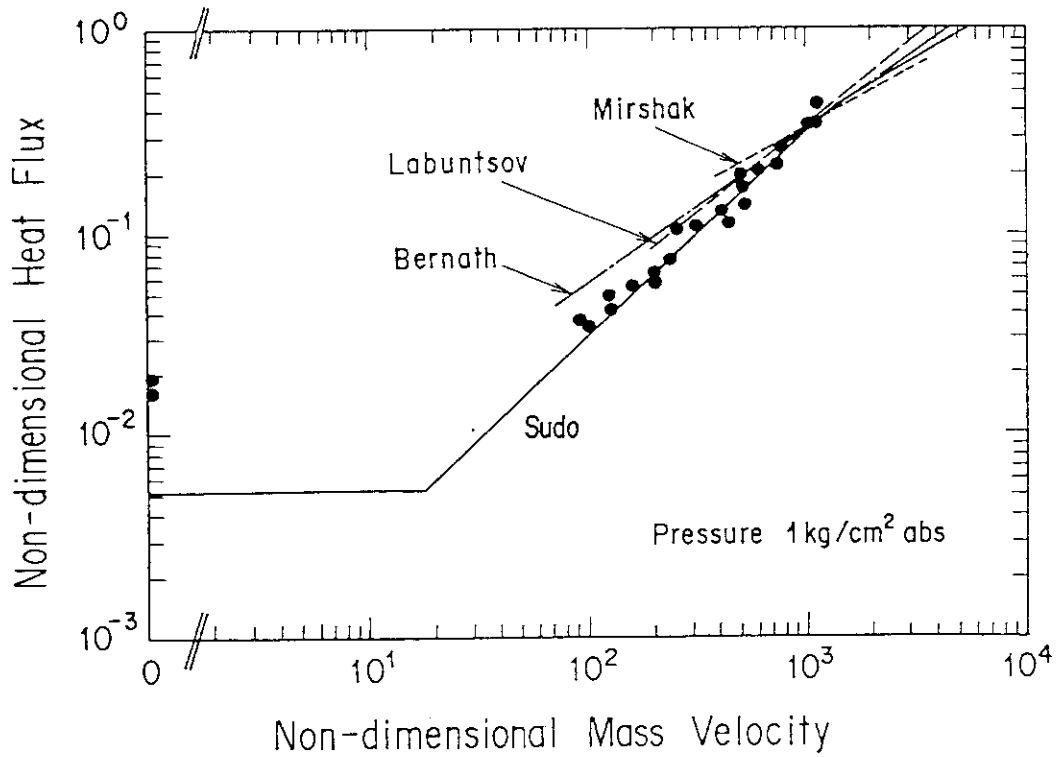


図4.3.3 限界熱流束相関式と実験データの比較<sup>13)</sup>

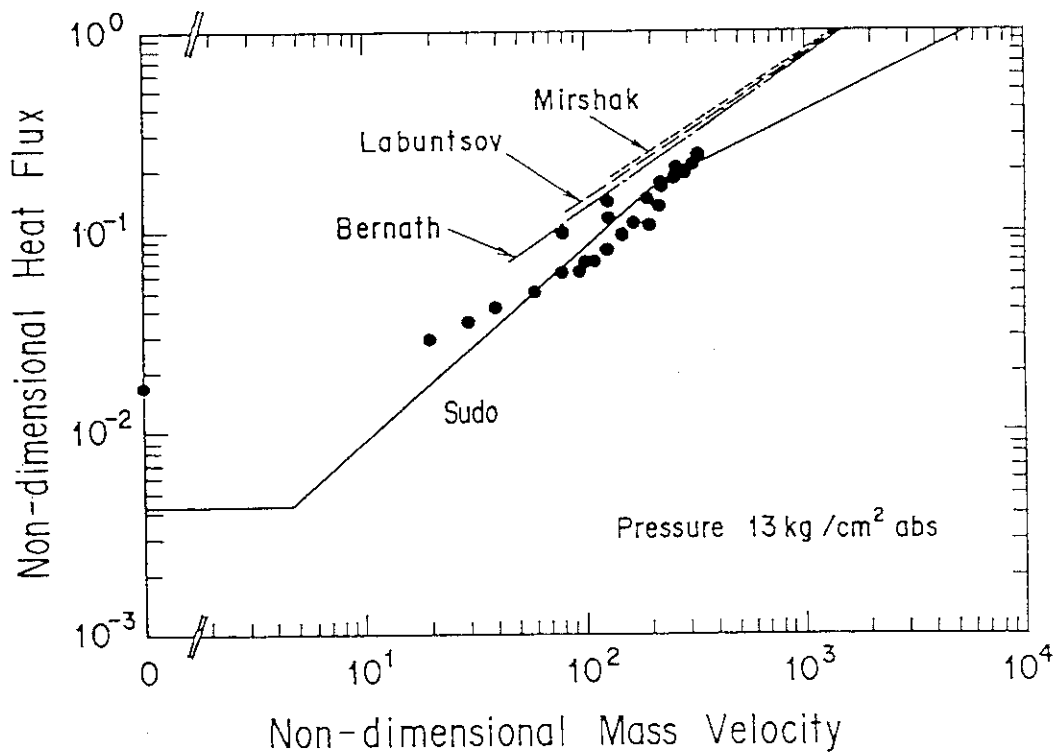


図4.3.4 限界熱流束相関式と実験データの比較<sup>13)</sup>

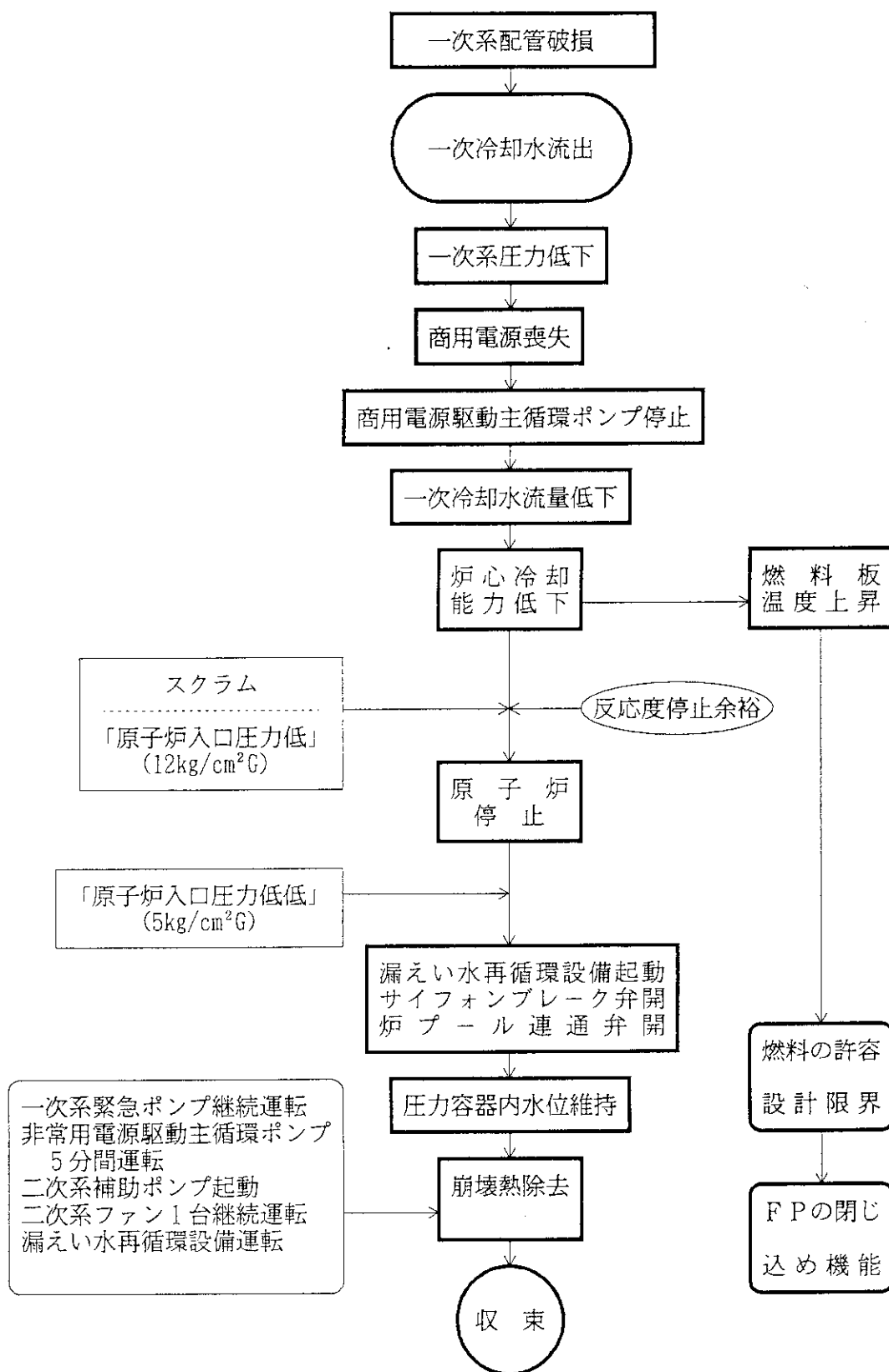


図4.4.1 「一次冷却水流出事故」事象の推移



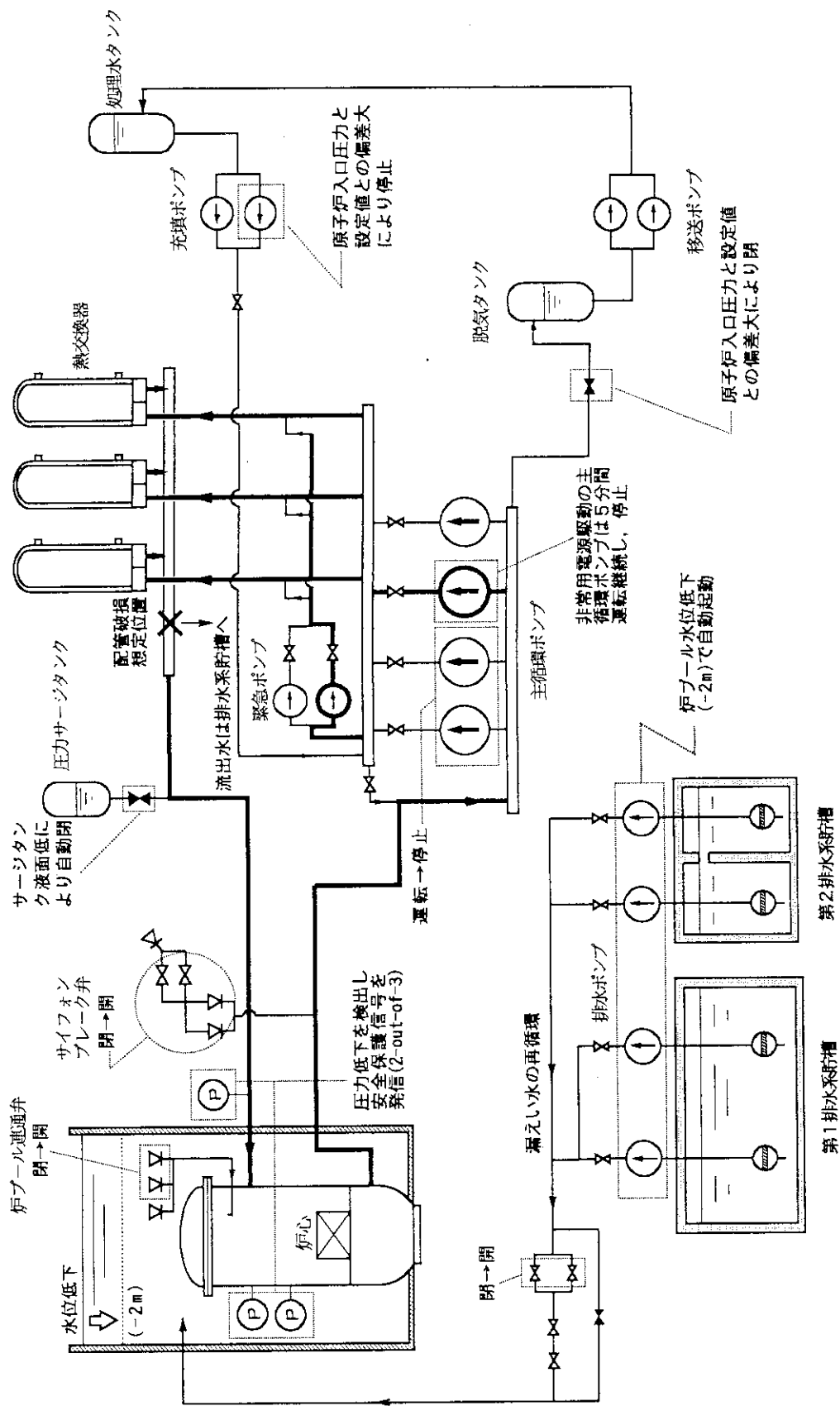


図 4.4.2 「一次冷却水流出事故」時の安全動作

## 5. 放射性物質の放出低減機能

原子炉の安全確保では燃料破損の防止が最も重要であり、このため異常状態においては原子炉の停止及び崩壊熱の除去を確実に行うことが要求される。しかし、多層防護の考え方に基づき、万一燃料の破損が生じた場合にも放射性物質の環境への放出を最小限に食い止めるための十分な放出低減機能を有することが必要である。JMTRでは、核分裂生成物の放出低減のために以下に示す多重の障壁が設けられている。

- ・ 燃料
- ・ 圧力容器及び一次冷却系統
- ・ 原子炉建家

通常運転時には燃料自体が燃料内で発生した核分裂生成物に対する障壁として機能している。従って、環境に放出される放射性物質は、一次冷却水中の空気及び計測孔の冷却に使用している空気の放射化によるアルゴンガス並びに照射設備から発生する核分裂生成物（希ガス及びよう素）であり、通常、非常用及び照射実験用排気設備により排気筒を経てこれらが環境へ放出される。通常運転時には、ALARA (As Low As Reasonably Achievable)<sup>2,3)</sup>の考え方にに基づき周辺監視区域外における実効線量当量の線量目標値を1年間につき $50 \mu\text{Sv}$ と定め、放射性物質の放出の低減化の努力を行っている。事故により燃料破損が生じた場合には、燃料から一次冷却水中に核分裂生成物が放出されるが、圧力容器及び一次冷却系統、原子炉建家が核分裂生成物の環境への放出に対する障壁となり、また非常用排気設備及び排気筒があいまって周辺公衆の放射線被ばくを可能な限り低減化するように設計されている。これらの設備の安全機能により、事故時においても実効線量当量が定められた値<sup>2,4)</sup>を超えないように放射性物質の放出低減化が行われる。

### 5.1 燃料

#### 5.1.1 燃料の概要

JMTRで使用される低濃縮燃料は、濃縮度約20%、ウラン密度 $4.8\text{g}/\text{cm}^3$ のシリサイド ( $\text{U}_3\text{Si}_2$ -Al分散型合金)燃料である。JMTRの性能(中性子束等)を損なわずに低濃縮化を行うためには少なくとも $3.8\text{g}/\text{cm}^3$ 以上のウラン密度が必要であり、シリサイド燃料が開発<sup>1)</sup>され使用できるようになったことからこれが可能となった。燃料芯材の製造上の理由から燃料粒子と芯材マトリクスとの体積比は1:1がほぼ限界とされており、従前の中濃縮アルミナイド燃料を使用した場合のウラン密度は最高でも $2.3\text{g}/\text{cm}^3$ であるが、シリサイド燃料では最大 $5\text{g}/\text{cm}^3$ 程度まで可能である。シリサイド燃料の構造及び寸法はこれまでの中濃縮アルミナイド燃料とほとんど同一である。JMTR運転開始以来の燃料の変遷について表5.1.1に示す。

シリサイド燃料の燃料芯材は $\text{U}_3\text{Si}_2$ 粒子粉末をアルミニウム粉末と混合しプレス成形したものである。被覆材はアルミニウム合金製であり、燃料板は、燃料芯材を額縁法により被覆材ではさんで圧延成型を行ったものである。標準燃料要素には、19枚の燃料板が側板の溝へロールスウェージ法により固定される。上部には取扱のための把手、下部には格子板に自立するためのアダプタが設けられている。シリサイド燃料要素の概要について図5.

1. 1 に示す。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の健全性を確保するため、表 5. 1. 2 に示す設計方針に基づいて燃料は設計されている。

燃料板はロールスウェージ法によりかしめ固定されるために長手方向の熱膨張等が拘束されず、また、燃料板の横方向の熱膨張についても拘束されないように工夫された構造である。従って、燃料板に発生する主要な応力は被覆材の内・外表面温度差による熱応力のみであるが、被覆材の熱伝導度が良く、0.38mm と非常に薄いため、この応力は表 5. 1. 2 に示すように通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において十分低い値である。燃料芯材と被覆材との熱膨張差により被覆材に応力が発生することが考えられるが、その値は約  $1.5\text{kg/mm}^2$  と推定され、また、上記の被覆材の熱応力を軽減する方向に作用するので問題とはならない。

### 5. 1. 2 核分裂生成物の保持機能

燃料は、核分裂生成物に対する第一の障壁である。分散型燃料では燃料粒子は延性に富むアルミニウム合金のマトリクスに包まれており、通常運転条件下では核分裂生成物は燃料粒子あるいは芯材の内部に保持される。燃料の照射挙動のうち安全設計上最も重要なものはスウェリング及びプリスタである。スウェリングは、燃料芯材中に主に Xe 及び Kr 等のガス状核分裂生成物が蓄積されることにより燃料が体積膨張する現象である。また、プリスタは燃料温度が上昇しガス状の核分裂生成物が芯材と被覆材の間に蓄積することにより両者の結合が悪くなり、被覆材表面に水泡状のふくれができる現象である。

このうち、核分裂生成物の保持機能に直接的に影響するのはプリスタであり、プリスタ発生温度以下では核分裂生成物の放出はほとんど起こらないが、この温度を超えると核分裂生成物の放出が起こることが知られている<sup>25)</sup>。シリサイド燃料のプリスタ発生温度の既存の実験データをアルミナイド燃料と比較して図 5. 1. 2 に示す。同図から、シリサイド燃料のプリスタ発生温度は従来のアルミナイド燃料と同様に核分裂密度にほとんど関係なくほぼ 500~550 °C であると考えられる。この温度を超えると核分裂生成物の放出が開始されるが、よう素についてはプリスタ発生温度を超えてもなお若干の保持能力を有する。燃料からの  $^{131}\text{I}$  及び  $^{133}\text{Xe}$  の放出率に関する実験データを図 5. 1. 3<sup>25)</sup> 及び図 5. 1. 4<sup>25)</sup> に示す。 $^{131}\text{I}$  については、600°C においても放出率が 20% 以下であることが示されている。燃料の核分裂生成物の保持機能を維持するために、燃料温度はプリスタ発生温度を超えないように設計することが重要である。

燃料最高温度は、通常運転時は 209°C、運転時の異常な過渡変化時においても最高 249 °C (「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」<sup>7)</sup>) である。安全設計上は実験データに余裕を考慮してプリスタ発生温度を 400°C としているが、上記の燃料最高温度はいずれもこのプリスタ発生温度に対し十分に低く、従って、燃料は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において核分裂生成物を保持するための十分な機能を有している。

## 5. 2 圧力容器及び一次冷却系統

圧力容器及び一次冷却系統は、万一燃料が破損した場合に第二の障壁として核分裂生成物の放出低減に寄与する。

### 5.2.1 一次冷却水の放出低減機能

核分裂の結果生成するよう素は化学形から有機よう素及び無機よう素に分けられ、このうちの約90%が無機よう素であり、残り約10%は有機よう素と考えられることが評価指針において示されている。このうち、有機よう素は100%一次冷却水中から気相へ移行するが、無機よう素は99%が一次冷却水中に留まるとされている。従って、結果的に燃料破損により燃料から放出された全よう素の約89%は一次冷却水中に保持される。

### 5.2.2 圧力容器及び一次冷却系統の放出低減機能

圧力容器及び一次冷却系統は、燃料破損時に一次冷却水中に放出された核分裂生成物が系外に放出されることを低減する機能を有している。障壁として機能するために系統の漏えいがないことが要求されるが、これは冷却機能の確保上からも重要である。従って、圧力容器及び一次冷却系統の配管等は耐食性を考慮して304ステンレス鋼が使用されているとともに、強度設計及び耐震設計が十分行われている。特に、圧力容器については、応力腐食割れに対して万全を期すため、溶接時のステンレス鋼の鋭敏化を防止する目的で低炭素含有の304ステンレス鋼を使用している。但し、一次冷却系統の環境下では通常の304ステンレス鋼でも応力腐食割れが生じないことは第4章に記したとおりである。

また、万一、熱交換器の伝熱管に破損等が生じた場合には圧力差により一次冷却水が二次冷却系統側へ漏えいする可能性があるため、熱交換器漏えい検知装置が設けられている。熱交換器漏えい検知装置は熱交換器と二次冷却系統冷却塔間の配管に設置されたシンチレーションカウンタであり、二次冷却水の放射能レベルが上昇すると警報を発する。

## 5.3 原子炉建家

原子炉建家は、直径約40m、高さは地上及び地下部とも約20mの円筒型鉄筋コンクリート製であり、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造である。万一燃料破損が生じ原子炉建家内に核分裂生成物が放出された場合にも、非常用排気設備等とあいまって原子炉建家内の負圧を維持し核分裂生成物が原子炉建家外に直接放出されることを防止する障壁としての機能を有している。一次冷却水流出事故等においても炉室内の圧力上昇は起こり得ないため圧力障壁としての機能は原子炉建家には要求されないが、将来の大型照射設備の設置等にも対応できるように原子炉建家は700mmAqの内圧及び70mAqの負圧にも耐えうるように設計されている。

### 5.3.1 通常運転時の負圧維持

原子炉建家にはトラック通路用のシャッタ等、いくつかの貫通口があり高気密の設計とすることは困難である。従って、炉室を密封構造とはせずに給気量及び排気量のバランスを保つことにより炉室内を負圧に保持する半気密構造とし、原子炉建家からの直接の漏えいを防止する設計としている。設計上の漏えい率は100%/day以下である。原子炉建家の換気について図5.3.1に示す。通常運転時には、給気設備、通常、照射実験用及び非常用の各排気設備が運転され、原子炉建家の給気量及び排気量のバランスにより、原子炉建

家内を約-7mmAqに維持している。

### 5.3.2 異常時の放射性物質の放出の低減

燃料破損のおそれがあるような異常時には給気設備、通常及び照射実験用排気設備は停止され、非常用排気設備のみの運転となる。炉室の負圧を通常時と同様に-7 mmAqに維持するため、給気側の弁は半開状態となる。原子炉建家内の換気回数は通常時より大幅に減少し、放射性物質の環境への放出量が低減される。また、環境へ放出する排気中のよう素の濃度を出来るだけ低く抑えるため、排気の系統を非常用排気設備に限定してチャコールフィルタを經由して排気筒から排気する。この設計方針は、鋼製格納容器を有するPWRにおいて、異常時にアニュラス部を負圧にし、格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を処理して管理しながら排気筒から放出する方法<sup>26)</sup>に良く類似している。但し、このPWRのシステムは事故発生後に起動するが、前述のようにJMTRでは作動要求時の起動失敗を避けるため非常用排気設備は常時運転されている。

原子炉建家内の負圧維持及び放出経路の限定は放射性物質の放出低減のために重要であるため、非常用排気設備の機器は多重性を有しており、また非常用電源により駆動される。

## 5.4 非常用排気設備（チャコールフィルタ）

非常用排気設備のフィルタはプレフィルタ、高性能エアフィルタ（2段）及びチャコールフィルタ（2段）から構成されている。無機及び有機よう素の双方を捕集するため、チャコールフィルタにはヨウ化カリウム等を添着した添着炭が使用されている。チャコールフィルタのよう素捕集効率は90%以上である。チャコール購入時及び現場据え付け後の検査によりこの性能を満足することを確認している。また、JMTRでは非常用排気設備を常時運転しているため、以下のような原因により有機よう素に対するチャコールフィルタの捕集効率の低下が考えられる。<sup>27)</sup>

- ・ 空気中の微量成分(SO<sub>2</sub>、NO<sub>2</sub>等)がフィルタに吸着し水蒸気と反応して生成される酸性物質が添着炭を毒する。
- ・ トルエン等の炭化水素類あるいは有機物がフィルタに吸着して添着炭を毒する。

このため、チャコールフィルタの捕集効率測定試験を行った結果<sup>28)</sup>に基づき非常用排気設備のチャコールフィルタを毎年交換し、よう素捕集効率を90%以上に維持している。

## 5.5 排気筒

排気筒は、80mの高さを利用して、放射性物質の放出による環境への影響を低減するためのものである。排気筒には、ガスモニタ及びダストモニタが設けられており、常に排気中の放射能の監視を行っている。万一異常を検出した場合には直ちに制御室に警報を発するようにになっている。

## 5.6 燃料破損への設計対応

原子炉運転中に燃料破損に至る事故として、安全評価において「炉心流路閉塞事故」により燃料板2枚が破損する場合を想定して解析を行い、設計の妥当性を確認している。この事象では燃料破損が生じ、以下の経路を通して環境に放射性物質が放出されることを想定している。「炉心流路閉塞事故」の事象の推移について図5.6.1に、また放出経路について図5.6.2に示す。

- ① 燃料 → 一次冷却水 → 脱気タンク → 照射実験用排気設備 → 排気筒
- ② 燃料 → 一次冷却水 → 計装用配管 → 原子炉建家 →  
→ 通常及び非常用排気設備 → 排気筒
- ③ 燃料 → 一次冷却水 → ポンプ等ドレン → 原子炉建家 →  
→ 通常及び非常用排気設備（5分後以降は非常用のみ） → 排気筒

核分裂生成物の放出を可能な限り低減するために、燃料破損検出時には一次冷却システムの隔離が行われる。この結果、上記①及び②の経路からの放出は事故発生後5分で止まる。隔離のための安全動作は、安全保護回路の燃料破損検出系（2-out-of-3）からの安全保護信号により自動的に行われる。さらに、原子炉建家内の負圧を維持しつつ排気量を減少させるため、通常及び照射実験用排気設備は停止され、非常用排気設備のみが継続して運転される。図5.6.2に示すように、各弁を閉じることにより主循環システムを精製システムから切離し隔離することにより上記①の経路は遮断され、この経路からの放出は停止する。上記②の計装用配管は一次冷却水の水質モニタリング用の配管であり流量は約1ℓ/min.であるが、これも燃料破損検出時には自動的に閉となり遮断される。従って、最終的には上記③の経路における非常用排気設備を経由しての放出以外は全て閉鎖される。これら全ての安全動作は燃料破損発生から約2分で完了すると考えられるが、安全評価では余裕を考慮して5分としている。③の経路からの漏えい率は運転データをもとに0.035m<sup>3</sup>/hと想定している。この経路からの放出は70日以上経過するとほとんど無視し得るが保守的に無限時間続くとして評価している。

被ばく評価の結果<sup>29)</sup>、燃料板2枚に内蔵する核分裂生成物約 $6 \times 10^{15}$ Bq(160,000Ci)のうち本事故事象により環境に放出される核分裂生成物の量は約 $4.4 \times 10^{13}$ Bq(1,200Ci)である。従って、放出低減化のための種々の安全機能により、核分裂生成物の環境への放出量は破損燃料板のインベントリの約0.8%に抑えられる。また、放出経路別にみると、①の経路からの希ガス及びよう素による外部被ばく及び②の経路の放出過程でのスカイシャインによる外部被ばくが一般公衆の被ばくにおいて支配的となっている。本事故事象における敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量は約0.015mSvであり、放射線被ばくのリスクに係わる安全性の判断基準である5mSv<sup>24)</sup>に対し十分に低く抑えられている。

表5.1.1 JMTR用燃料の変遷

	高濃縮燃料	中濃縮燃料	低濃縮燃料
燃料芯材	ウランアルミニウム合金 (U-Al)	ウランアルミニウム分散型合金 (UAl <sub>x</sub> -Al)	ウランシリコニアアルミニウム 分散型合金 (U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)
芯材中ウラン密度	約 0.7 g/cm <sup>3</sup>	約 1.6 g/cm <sup>3</sup>	約 4.8 g/cm <sup>3</sup>
<sup>235</sup> U濃縮度	約 93%	約 45%	約 20%
<sup>235</sup> U / 標準燃料要素	約 279 g	約 310 g	約 410 g
被覆材	アルミニウム (JIS A 1100 又は JIS A 1200)	アルミニウム合金 (DIN AIMEX, JIS A 6061)	アルミニウム合金 (JIS A 6061, AG3NE)
可燃性吸収体	—	—	カドミウムワイヤ
使用開始時期	1971	1986	1993

表5.1.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に対する燃料の設計

項目	設計方針	設計評価
ブリスト	燃料芯材最高温度がブリスト発生温度を超えない。	燃料芯材最高温度は 249°C であり、設計上ブリスト発生温度として 400°C に比べて十分低い。
スウェリング	最高燃焼度におけるスウェリングによる冷却水流路ギャップの減少を考慮する。	芯材の初期ボイドを 0 として保守的に計算しても燃料芯材のスウェリングは約 11% (0.06mm) であり流路ギャップ 0.51mm に比べ十分小さい。従って、燃料の健全性への影響は無視できる。
機械的強度 (熱応力)	被覆材の応力が耐力を超えない設計とする。被覆材の耐力については使用中の変化も考慮する。	被覆材に生じる応力は厚さ方向の温度差による熱応力であるが、その大きさは 4.4kg/cm <sup>2</sup> であり耐力 (5.3 kg/cm <sup>2</sup> ) 以下である。被覆材の耐力は使用により低下することはないので問題ない。
機械的強度 (水流力による不安定破壊)	燃料板は冷却水流速により塑性変形 (不安定破壊) しない。	燃料板の最大流速は 11m/s であり、不安定破壊に対する限界流速である約 15 m/s を下回っている。
耐蝕性	使用する材料は、使用期間を通じて十分な耐蝕性を有する。	被覆材に使用される材料は A6061、A63NE 又は相当品である。炉内で 2000 時間使用し使用後に 10 年間貯蔵した場合の腐食層厚さは最大でも 40μm と推定され、被覆材の最小厚さ 0.20mm と比較して十分小さい。
冶金学的安定性	燃料芯材に使用するウラン合金及び母材は、冶金学的に安定である。	燃料粒子であるウラン合金は 1570°C まで安定である。使用時の燃料芯材の最高温度は 249°C であるが、燃料粒子と母材の反応は 300°C 以下では極めて少ないことが確かめられている。
燃料要素の機械的強度	燃料要素は輸送、取扱い及び使用時に十分な強度を有し、かつ、機能を維持できる。	燃料板の側板へのかしめ強さは破壊荷重で 27kg/cm 以上であり、輸送、取扱及び使用時に十分な強度を有している。



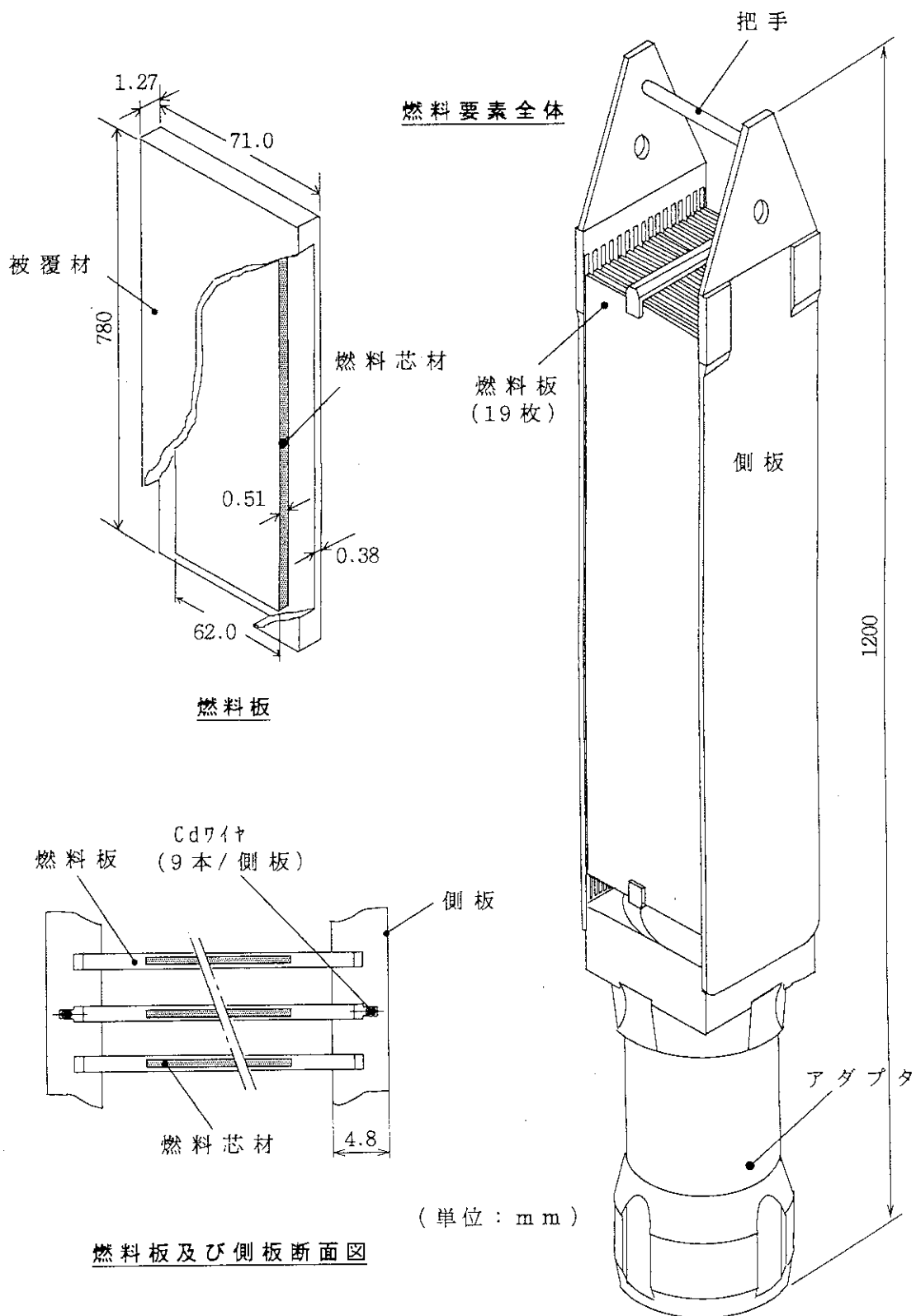


図5.1.1 標準燃料要素の概要

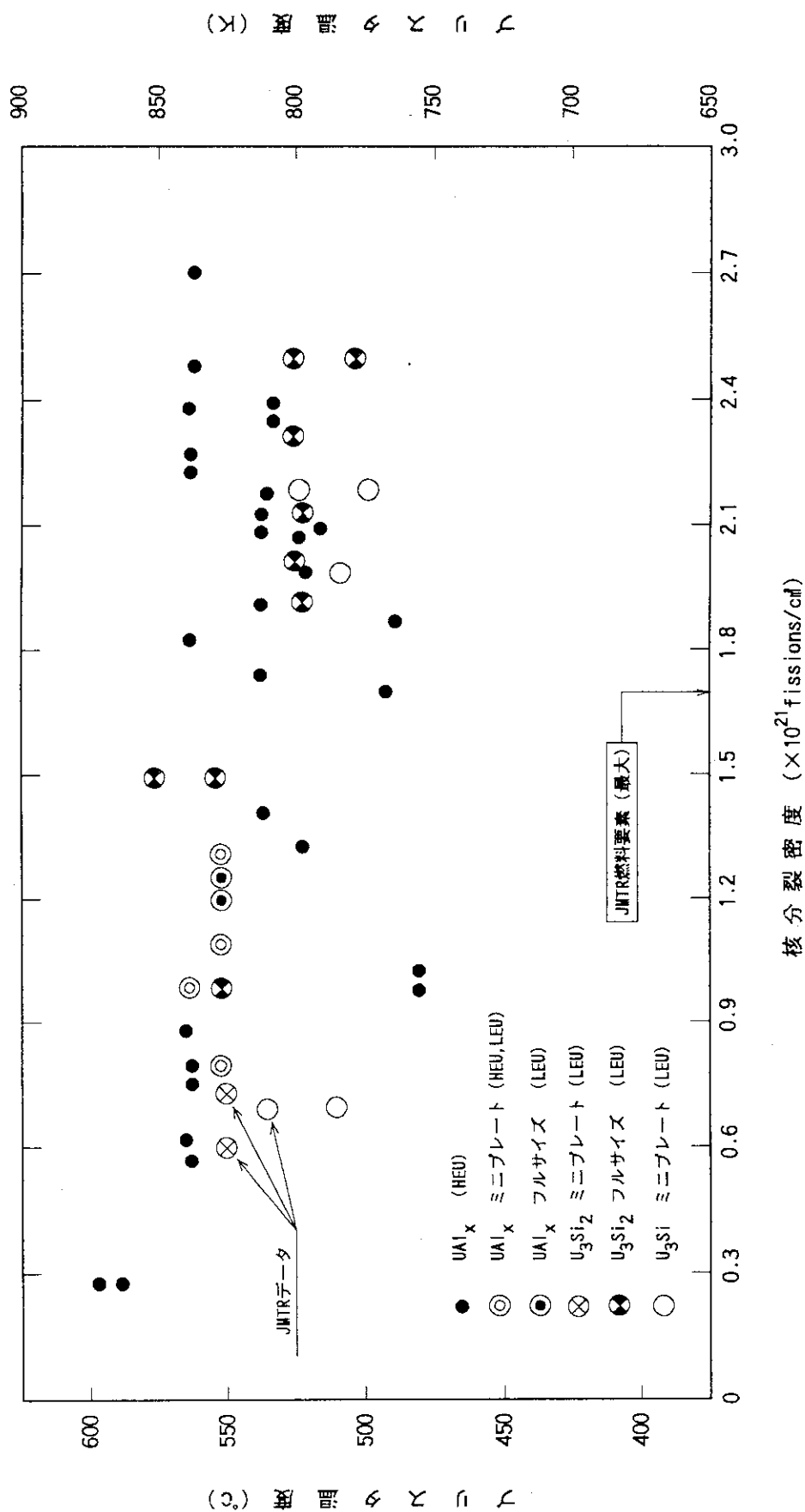


図5.1.2 板状分散型燃料のブリスタ発生温度<sup>30)</sup>

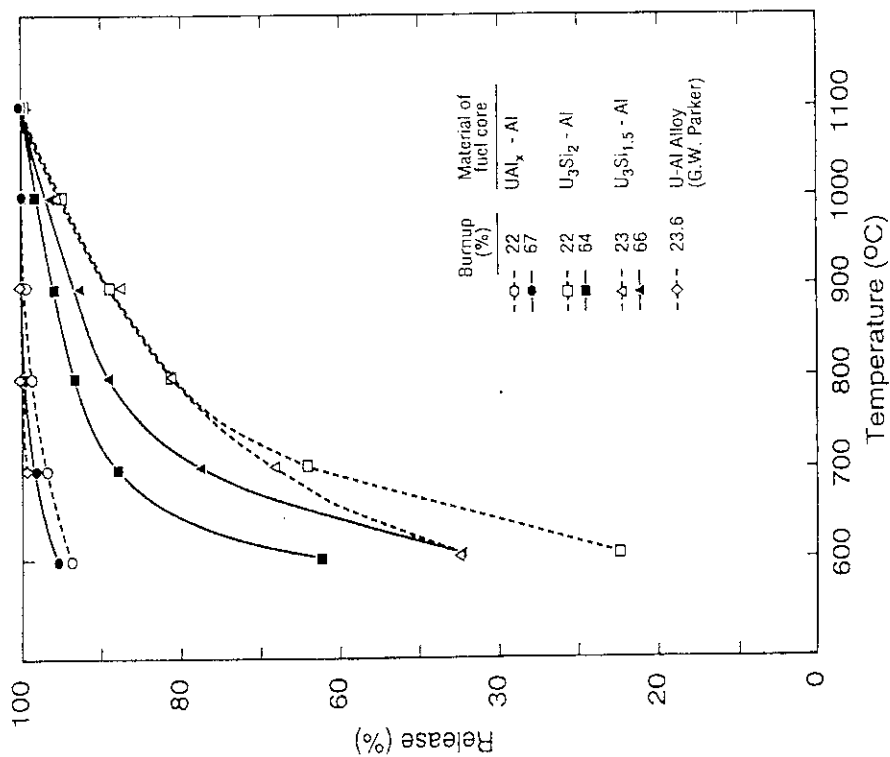


図5.1.4 燃料料からの核分裂生成物の放出率 ( $^{133}\text{Xe}$ )<sup>2.5)</sup>

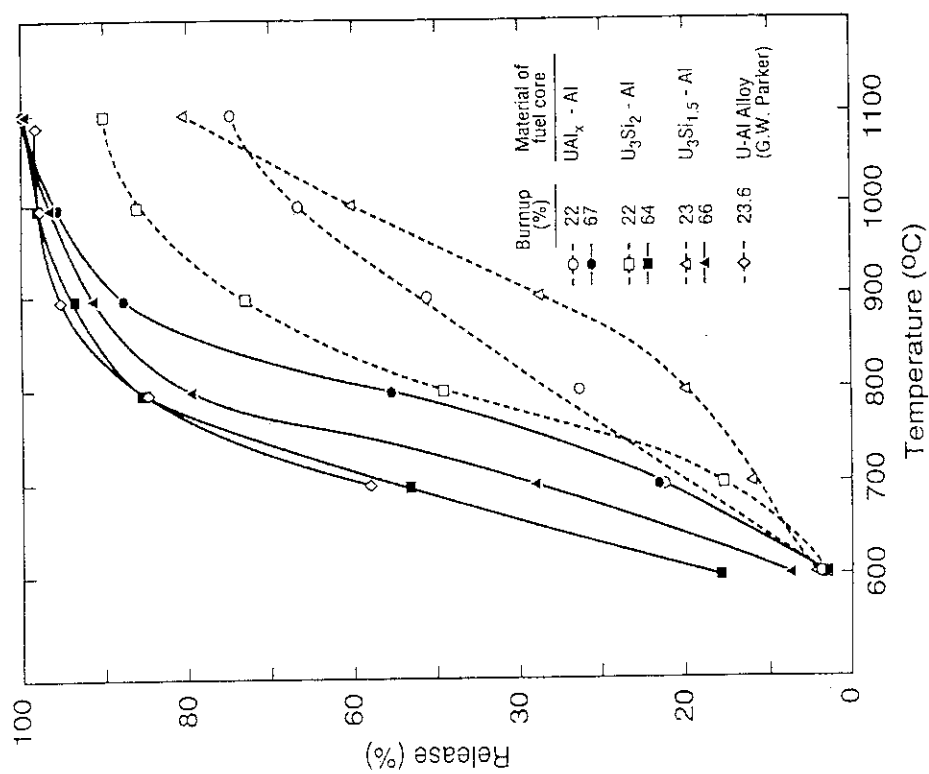


図5.1.3 燃料料からの核分裂生成物の放出率 ( $^{131}\text{I}$ )<sup>2.5)</sup>

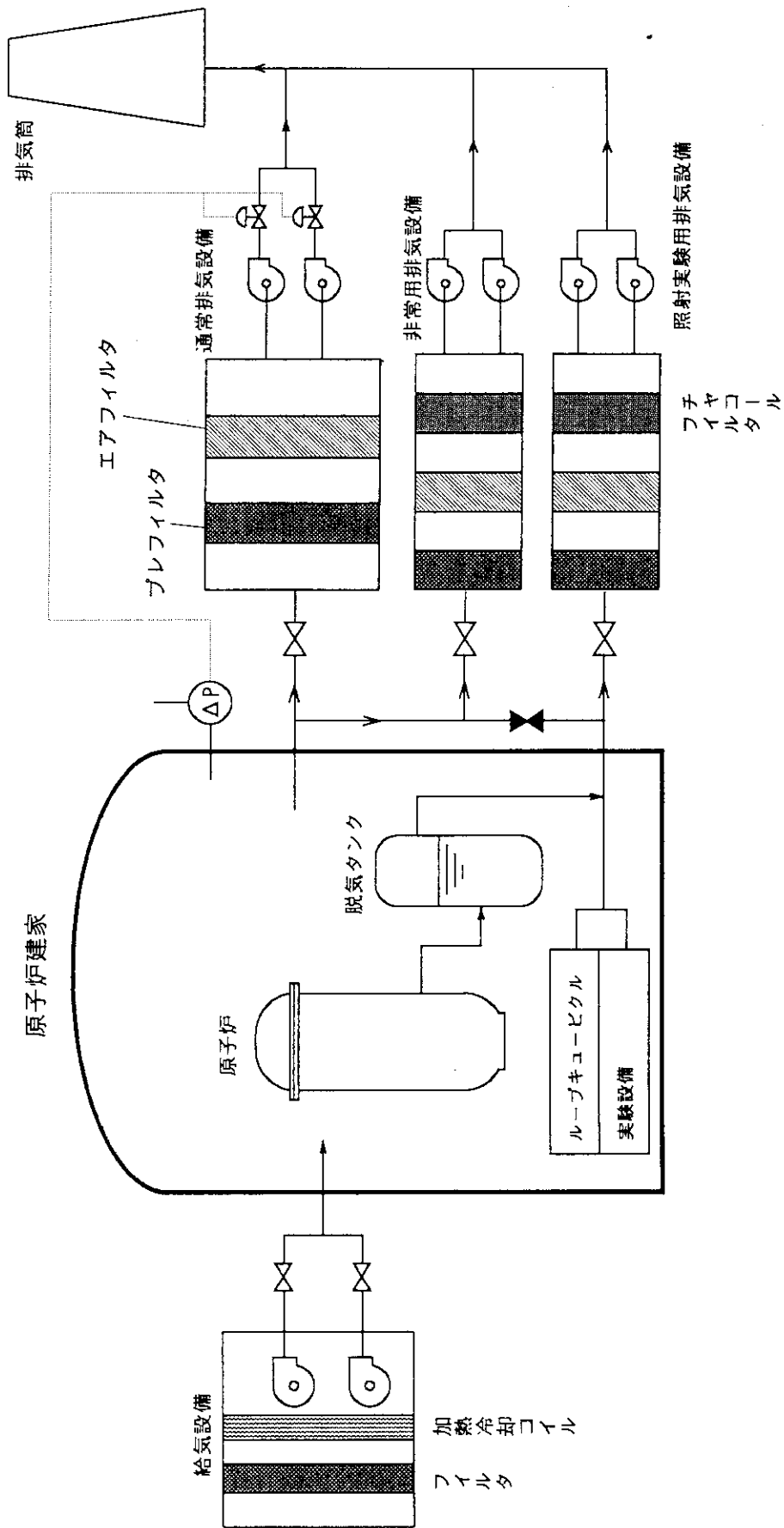


図5.3.1 原子炉建家の換気設備

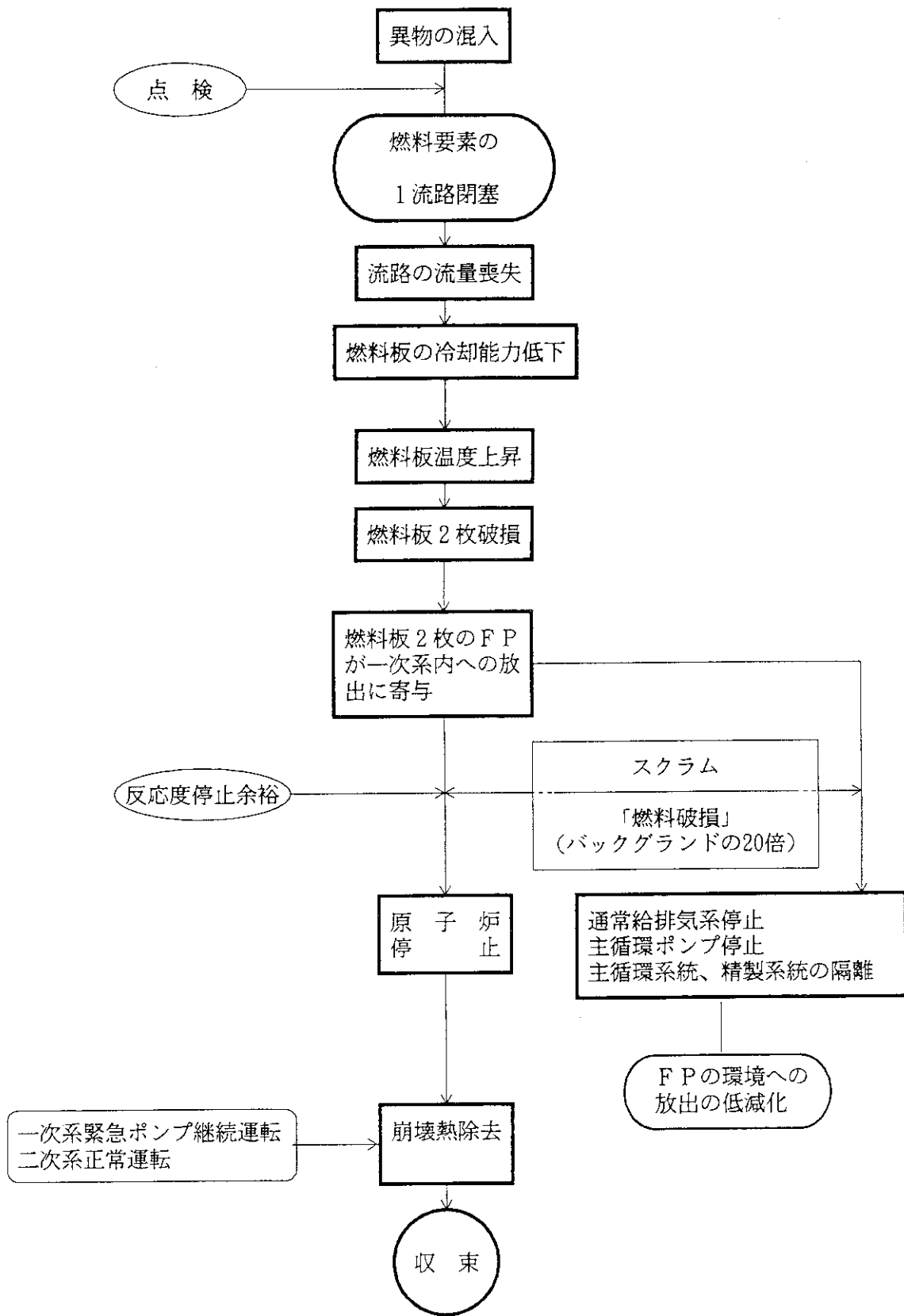


図5.6.1 「炉心流路閉塞事故」事象の推移

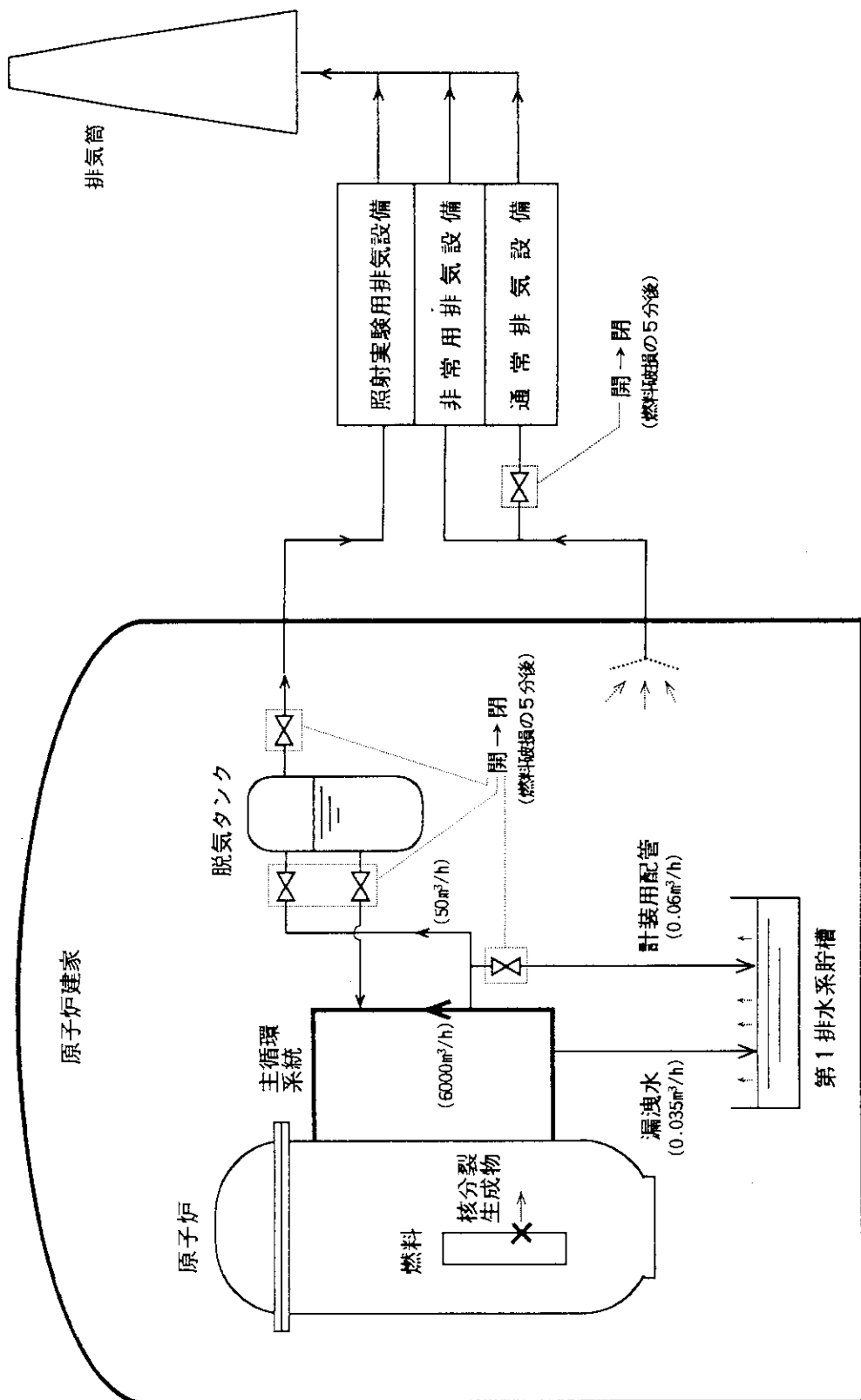


図 5. 6. 2 「炉心流路閉塞事故」時の核分裂生成物の放出経路

## 6. その他

### 6.1 耐震設計

JMTR原子炉施設建設時の耐震設計は、原子炉施設を原子炉圧力容器及び一次冷却系統等の重要機器、原子炉建家並びにこれら以外の一般機器の3種類に区分し、それぞれの区分に応じて建築基準法の設計震度(0.2G)に安全係数を加味した地震力を考慮して静的解析を行うとともに、原子炉建家との共振を避けるという方針に基づき行われた。

その後、OGL-1(Oarai Gas Loop-1)の設置時の安全審査(昭和48年)では、上記のJMTRの耐震設計方針に基づくとともに、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601(1970)」に準じた耐震設計が行われ、耐震重要度クラス分類を行うとともに静的及び動的解析を実施して耐震健全性が評価された。この際、OGL-1の動的解析に使用する入力地震動(床応答スペクトル)を求めるため、JMTR建家の地震応答解析が実施された。

JMTR燃料の中濃縮化(昭和61年)に係わる安全評価においては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和56年)」(以下「耐震設計審査指針」と略す)に準じてJMTR原子炉施設の耐震健全性の再評価が実施された。この評価においては、基準地震動S<sub>1</sub>に相当する模擬地震波の作成、敷地地盤の振動特性の見直し、開放基盤の設定、建家-地盤の連成モデル化等を行って耐震設計審査指針に則した地震応答解析<sup>31)</sup>を実施している。解析の結果、いずれの機器等も原子炉建家の卓越振動数を大きく外れており剛領域にあるため静的地震力を上回る動的地震力の発生はないことが明らかにされ、既存の機器・設備等の耐震設計の妥当性が確認された。この時期以降に新設されたシュラウド照射装置(OSF-1)等の設備に対しては、同様にJMTRの耐震設計方針に基づくとともに、耐震設計審査指針に沿った動的解析の手法が設計に取り入れられるようになった。

JMTR燃料の低濃縮化(平成5年)に係わる安全審査においては、設計指針及び評価指針に基づいてJMTRの安全設計及び安全評価について全面的な見直しを行った。耐震設計に関しては、設計指針に基づき耐震設計審査指針に沿って主要設備の耐震健全性を再検討した。この再検討では、JMTRが隣接しているHTTRと同一の開放基盤面に設置されていることから、HTTR原子炉施設の耐震設計用に作成された基準地震動<sup>31)</sup>を採用した。これにより、大洗地区の基準地震動の統一化が図られた。また、敷地地盤の振動特性の再設定及び原子炉施設の耐震重要度分類<sup>32)</sup>等を行い、地震応答解析及び強度解析を実施して耐震上問題のないことを確認した。使用された基準地震動に対する模擬地震波を図6.1.1<sup>31)</sup>に示す。また、地震応答解析結果から得られた床応答スペクトル(原子炉建家1階)を図6.1.2に示す。

### 6.2 安全確保のための機能の確認

原子炉の安全確保のための機能について、要求される機能に十分に対応できるようにJMTRが設計されていることを前述したが、所定の機能が満足され、かつ、維持されていることを試験・検査等により常に確認することも不可欠である。特に、今後はJMTRにおいても経年劣化による施設の老朽化が進展することが予想されるため、老朽化を考慮し

て各設備・機器の運転・保守管理を計画的に行っているが、その重要性は今後さらに高まると考えられる。安全確保のための機能の確認は、巡視及び点検と定期検査により行っている。巡視及び点検は、1日1回以上行っている他、原子炉起動前及び停止後にも行っている。定期検査は毎年1回通常7月～10月に表6.2.1に示す項目について実施している。

## 6.2.1 原子炉の停止に係わる機能の確認

### (1) 安全保護回路

定期検査及び原子炉起動前点検において電気的入力により安全動作試験を行い、安全保護回路各系統の動作設定値を確認している。また、定期検査においては、安全動作に係わるポンプの起動及び停止等のための安全保護信号の検査、弁の開閉等の検査を行っている。検出遅れ時間については、検出器設置等の際に時定数の確認等を行っている。

### (2) 制御棒及び制御棒駆動機構

定期検査において、外観検査、作動検査、インターロック検査、スクラム検査及び駆動速度検査を行う他、定められた期間内に一度制御棒駆動機構の分解検査を実施している。制御棒駆動機構分解時には制御棒及び制御棒案内管の外観検査も併せて実施している。落下時間測定はスクラム検査時に行っている。また、原子炉起動前の点検においても、駆動試験及びスクラム検査を行っている。反応度制御効果については、定期検査において制御棒校正等を行う他、原子炉起動前の特性試験においても停止余裕及び反応度変化率等を測定し、これらの値が炉心の核設計方針を満足することを各運転サイクル炉心毎に確認している。

### (3) 非常用炉停止装置

五ほう酸ソーダを一次冷却系統に実際に注入するとその後の冷却水の入れ替えや系内の洗浄等が必要となり通常運転に支障をきたすため、定期検査においては、ポイズンタンク内の五ほう酸ソーダを排出し純水に入れ替えてから一次冷却系統への注入試験を行い、定められた量が規定時間内に炉心に注入されることを確認するとともに、調合したポイズン液を分析することにより所要の負の反応度を炉心に与えるために必要なほう酸濃度の基準値が満足されていることを確認している。また、原子炉起動前の点検において、ポイズン液の液面等の確認を行う他、ポイズンタンク内の圧力及び液面レベルは常に監視されている。

## 6.2.2 原子炉の冷却に係わる機能の確認

一次冷却系統、二次冷却系統及び非常用冷却系統等の原子炉冷却系統については、定期検査において、ポンプ類、配管類、熱交換器及びその他の塔槽類について外観検査を行う他、ポンプ類については作動検査を行い異音、異常な振動等がなく円滑に作動することを確認している。系統の加圧による漏えい検査を行う他、一次冷却系統配管については定められた検査周期に従って溶接部の非破壊検査を実施している。一次冷却系統の熱交換器については、定められた検査周期に従って開放点検を行い、有害な損傷及び腐食等のないことを目視により確認している。主循環ポンプについては、定められた期間内に一度分解点検を行い、異常のないことを確認している。また、逃し弁については作動検査を行い作動圧が基準値どおりであることを確認すると共に、定められた期間内に一度分解点検を実施



している。

原子炉起動前には、弁の点検、ポンプ類のターニング、潤滑油量等の確認及び塔槽類の液面の確認を行っている。また、炉心流路閉塞を防止するため、燃料要素交換及び照射キャプセル装荷終了後に一次冷却系統を一定時間運転し、その後再び炉心を観察して炉心上に異物等がないことを確認している。原子炉運転中は主に各系統の温度及び圧力等の状態、漏水の有無等について巡視、点検及び監視を行っている。

### 6.2.3 放射性物質の放出低減機能の確認

#### (1) 燃料被覆材

燃料被覆材については、製作時に、外観検査、厚さの検査等を行う他、プリスタ試験を行い所定の温度以下ではプリスタが発生しないことを確認している。また、炉心への装荷前に燃料要素の外観検査において再度被覆材の外観を観察し、傷等の異常がないことを確認している。

#### (2) 圧力容器及び一次冷却系統

上述のように定期検査において漏えい試験が行われ、冷却能力の確保とともに放射性物質の障壁として重要である圧力容器及び一次冷却系統に漏えいのないことを確認している。また計画的に圧力容器サーベランス試験片を炉内から取り出し、中性子照射による圧力容器の機械的性質の変化等を調べ異常のないことを確認している。

#### (3) 原子炉建家

定期検査において、外観検査及び原子炉建家内を負圧にして換気設備を停止し、建家内の圧力変化を調べることにより漏えい検査を実施し、所定の気密性が確保されていることを確認している。また、換気設備自動運転時に内部気圧検査を行い、原子炉建家内圧力が $-7\sim-10\text{mmAq}$ に維持されることを確認している。

#### (4) 換気設備

定期検査において、送風機、排風機の作動検査を実施している。チャコールフィルタについては、チャコール購入時の捕集効率検査及び定期検査における捕集効率検査（インプレーステスト）により捕集効率が基準値以上であることを確認している。送風機及び排風機については、定められた期間内に一度開放検査を行う他、原子炉起動前の点検において補助機の作動確認等も行っている。

表 6.2.1 安全確保のための機能の確認

機能	系統・設備	装置・機器	定期検査	運転前確認	
原子炉の停止	計測制御系統	安全保護回路	点検校正検査、作動検査	作動検査等	
		制御棒及び制御棒駆動装置	外観検査、インターロック検査、スクラム検査、反応度抑制効果検査、駆動速度検査、駆動機構分解検査	駆動試験、スクラム検査等	
炉心の冷却	原子炉冷却系統	非常用炉停止装置	ポイズンの濃度及び注入時間検査	圧力及びポイズン液面確認等	
		一次、及び非常用冷却系統	ポンプ	外観検査、作動検査、分解検査	漏えいの有無の確認等
			弁	外観検査、作動検査	漏えいの有無の確認等
			配管	外観検査、非破壊検査、漏えい検査	漏えい検査等
		二次冷却系統	ポンプ	作動検査	漏えいの有無の確認等
			弁	作動検査	漏えいの有無の確認等
配管	漏えい検査		漏えいの有無の確認等		
放射性物質の放出低減	燃料要素(被覆材) 圧力容器 原子炉格納施設	熱交換器(一次系)、サーキット	外観検査、漏えい検査	漏えいの有無の確認等	
		—	外観検査、FP漏えい検査(製作毎に使用前検査)	外観検査	
		—	漏えい検査	漏えい検査、異物点検等	
		原子炉建家	外観検査、漏えい検査、内部気圧検査	内部気圧確認	
その他	非常用電源設備	換気設備(気体廃棄物廃棄施設含む)	送風機及び排風機の作動検査、開放検査 フィルタの捕集効率検査	補助機作動確認等	
		ディーゼル発電機	外観検査、作動検査	警報動作の確認等	

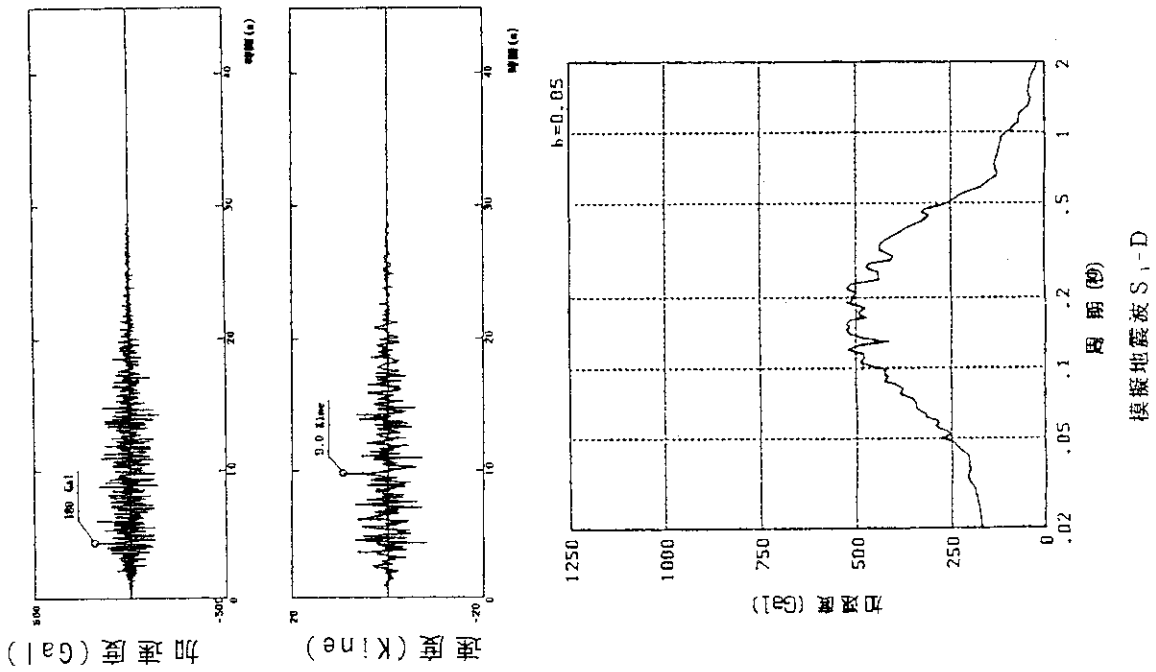
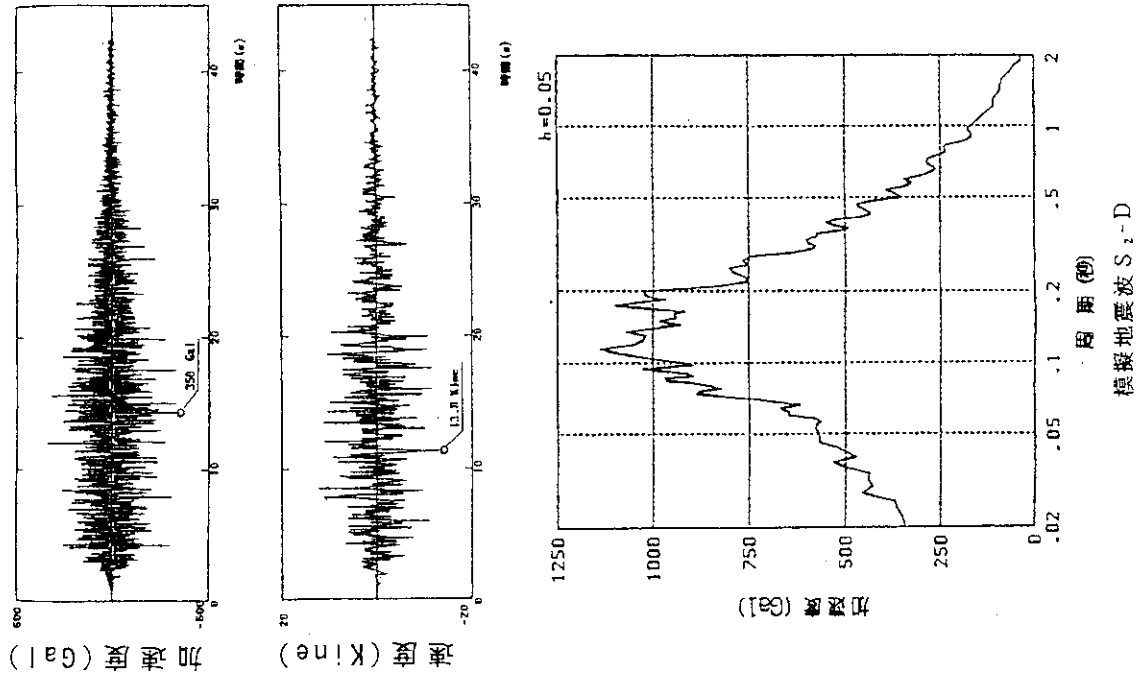
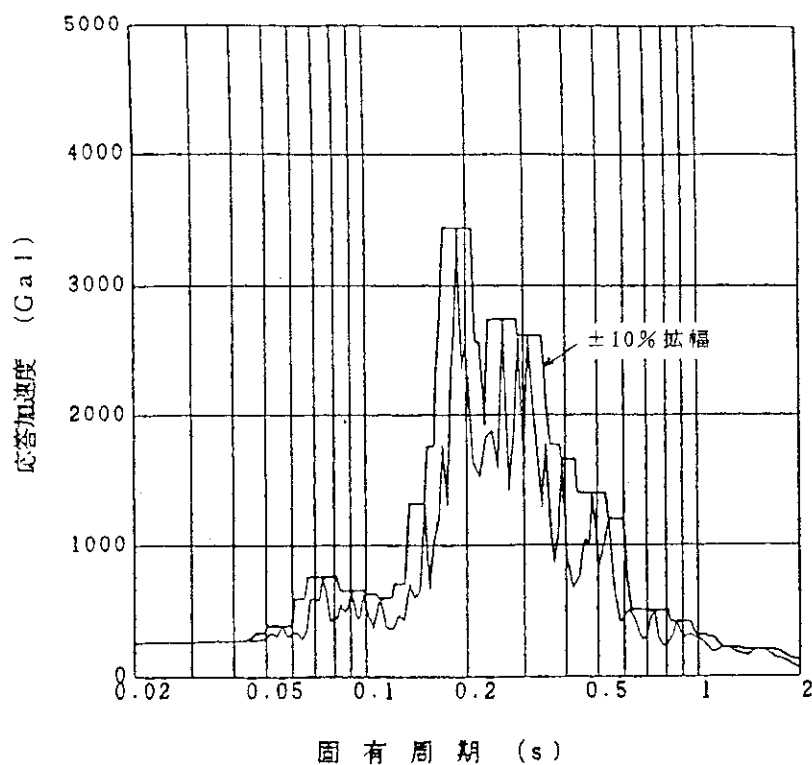
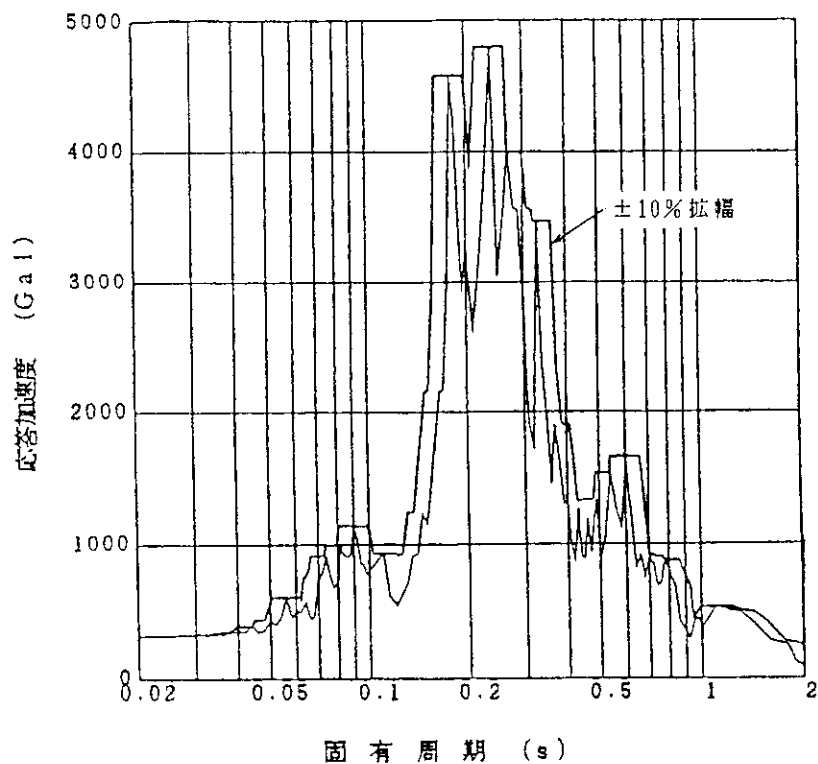


図6.1.1 模擬地震波<sup>3)</sup>



床応答スペクトル (減衰定数0.5%、基準地震動 S<sub>1</sub>)



床応答スペクトル (減衰定数0.5%、基準地震動 S<sub>2</sub>)

図6.1.2 原子炉建家1階 (TP 36.8m) 床応答スペクトル

## 7. あとがき

本報告は、JMTR燃料の低濃縮化に係わる安全審査においてJMTRの安全性について全面的な見直しを行った結果を中心に、原子炉の安全確保のための基本的な機能の観点からJMTRの安全設計についてまとめたものである。

JMTRの設計は昭和30年代の終盤から40年代にかけて行われたが、フェイルセーフの原則や確立された技術の採用等、原子炉の安全及び運転の信頼性を確保するという基本的な設計方針に基づいており、これらの設計方針は現行の設計指針においても最も重要かつ基本的な部分である。

低濃縮化に際しては、燃料を濃縮度約45%のアルミナイド燃料から濃縮度約20%のシリサイド燃料へ変更することが目的であったが、原子炉の安全設計及び安全評価も時代の経過とともに高度化した内容となっていることから、新たに策定された水冷却型試験研究炉を対象とした設計指針及び評価指針に沿って全面的に原子炉施設の安全性の見直しを行った。最新の知見を用いて詳細な安全評価を行った結果、安全保護回路、非常用冷却系統及び非常用電源を一部変更することとした。これらの変更により、事故時、特に一次冷却水流出事故時の安全性向上が図られた。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり資料提供等の御協力を戴きました材料試験炉部計画課永岡芳春氏、土田昇氏、石塚悦男氏、同部原子炉第1課の木幡幸一氏、佐藤政四氏、宮澤正孝氏、稲場幸夫氏、根本宣昭氏、明石一朝氏、同部原子炉第2課の松浦博士氏、小林俊一氏、熊原肇氏、岩城二三夫氏、静明宏氏に感謝致します。また、ご指導を戴いた材料試験炉部照射第1課長安藤弘栄氏、同部原子炉第1課長新保利定氏、同部原子炉第2課長梅田実氏にお礼申し上げます。

## 7. あとがき

本報告は、J M T R 燃料の低濃縮化に係わる安全審査において J M T R の安全性について全面的な見直しを行った結果を中心に、原子炉の安全確保のための基本的な機能の観点から J M T R の安全設計についてまとめたものである。

J M T R の設計は昭和30年代の終盤から40年代にかけて行われたが、フェイルセーフの原則や確立された技術の採用等、原子炉の安全及び運転の信頼性を確保するという基本的な設計方針に基づいており、これらの設計方針は現行の設計指針においても最も重要かつ基本的な部分である。

低濃縮化に際しては、燃料を濃縮度約45%のアルミナイド燃料から濃縮度約20%のシリサイド燃料へ変更することが目的であったが、原子炉の安全設計及び安全評価も時代の経過とともに高度化した内容となっていることから、新たに策定された水冷却型試験研究炉を対象とした設計指針及び評価指針に沿って全面的に原子炉施設の安全性の見直しを行った。最新の知見を用いて詳細な安全評価を行った結果、安全保護回路、非常用冷却系統及び非常用電源を一部変更することとした。これらの変更により、事故時、特に一次冷却水流出事故時の安全性向上が図られた。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり資料提供等の御協力を戴きました材料試験炉部計画課永岡芳春氏、土田昇氏、石塚悦男氏、同部原子炉第1課の木幡幸一氏、佐藤政四氏、宮澤正孝氏、稲場幸夫氏、根本宣昭氏、明石一朝氏、同部原子炉第2課の松浦博士氏、小林俊一氏、熊原肇氏、岩城二三夫氏、静明宏氏に感謝致します。また、ご指導を戴いた材料試験炉部照射第1課長安藤弘栄氏、同部原子炉第1課長新保利定氏、同部原子炉第2課長梅田実氏にお礼申し上げます。

## 参考文献

- 1) 佐藤一男：“原子力安全の論理”、日刊工業新聞社（1983）
- 2) “Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminide Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors”, NUREG-1313 (1988)
- 3) (社)軽金属協会：“アルミニウムハンドブック”（1985）
- 4) U. S. Nuclear Regulatory Commission：“Standard Review Plan - Plant Design against Postulated Piping Failures in Fluid System outside Containment” NUREG-0800 (1981)
- 5) 根本宣昭、私信
- 6) 鈴木義雄、他：“JRR-2における破損燃料要素のロケーション” JAERI-M-6862 (1977)
- 7) 石塚悦男、他：“JMTR低濃縮燃料炉心の安全解析(2)－冷却能力低下事象の解析－” JAERI-M 92-096 (1992)
- 8) 永岡芳春、他：“JMTR低濃縮燃料炉心の核特性” JAERI-M-92-098 (1992)
- 9) 渡辺 終吉：“板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コードCOOLOD” JAERI-M-84-162 (1984)
- 10) 数土幸夫、他：“JRR-3改造炉のための炉心熱伝達実験Ⅱ－垂直矩形流路における沸騰開始(ONB)条件およびDNB熱流束に関する実験的研究－” JAERI-M-85-126 (1985)
- 11) 大西信秋：“軽水炉の反応度投入事象解析コードEUREKA-2” JAERI-M-84-074 (1984)
- 12) Y. Asahi, et al.：“THYDE-W ; RCS(Reactor Coolant System) Analysis Code” JAERI-M-90-172 (1990)
- 13) 小森芳廣、他：“加圧条件下における板状燃料板のDNB熱流束に関する実験的研究” JAERI-M-92-097 (1992)
- 14) 桜井文雄：“JMTRにおけるLOCAの熱水力解析” JAERI-M-85-001 (1985)
- 15) 井川博雅、他：“RETRAN-02/RRコードによるJRR-3改造炉の安全解析(その2)(運転時の異常な過渡変化および事故の解析)” JAERI-M-84-218 (1984)
- 16) 佐藤猛、他：“JRR-2の配管破損の位置と規模の想定に関する材料工学的検討” JAERI-M-87-132 (1987)
- 17) 矢川元基：“破壊力学” 培風館 (1988)
- 18) 菊地英二、他：“繰り返しSSRT法による鋭敏化304ステンレス鋼のIGSCCに及ぼす環境因子の影響評価” 防食技術、Vol.32、NO.9、1983

- 19) 日本原子力研究所：“日本原子力研究所東海研究所 原子炉設置許可申請書（J R R - 2 原子炉施設の変更）”（1986）
- 20) 日本原子力研究所：“日本原子力研究所東海研究所 原子炉設置許可申請書（J R R - 3 原子炉施設の変更）”（1984）
- 21) 京都大学原子炉実験所：“京都大学原子炉実験所 原子炉設置許可申請書（研究用原子炉の変更）”
- 22) 九州電力株式会社：“玄海原子力発電所 原子炉設置許可申請書（3、4号炉増設）（1988）
- 23) 原子力安全委員会：“発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（平成元年）”原子力安全委員会安全審査指針集、大成出版社（1993）
- 24) 原子力安全委員会：“水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成3年）”原子力安全委員会安全審査指針集、大成出版社（1993）
- 25) Y. Futamura, et al. : Nuclear Safety, Vol. 33, No. 3（1992）
- 26) 原子力安全研究協会：“軽水炉発電所のあらまし（改訂版）”原子力安全研究協会（1992）
- 27) 池沢芳夫、他：空気清浄、10、(2)、71（1972）
- 28) 宮澤正孝、私信
- 29) 土田昇、他：“J M T R 低濃縮燃料炉心の安全解析(3) - 安全評価及び立地評価における事故時の線量評価 - ” JAERI-M-92-152（1992）
- 30) 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（J M T R 原子炉施設の変更）（1992）
- 31) 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）（1989）
- 32) 古田公人、私信