

JAERI-M  
88-218

改良型パルス運転及び照射済燃料実験のための  
NSRR原子炉施設の変更に係る安全評価

1988年11月

稲邊 輝雄・寺門 義文・丹沢 貞光  
片桐 浩・小林 秀雄

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, 1988

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 日立高速印刷株式会社

改良型パルス運転及び照射済燃料実験のための  
NSRR原子炉施設の変更に係る安全評価

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

稲邊 輝雄・寺門 義文・丹沢 貞光

片桐 浩<sup>+</sup>・小林 秀雄<sup>+</sup>

(1988年10月3日受理)

NSRRは、主として反応度事故時の燃料挙動を実験的に研究するためのパルス炉であり、これまで、300kWまでの定出力運転及びほぼ零出力の初期状態から急峻なパルス状出力を発生する単一パルス運転を行ってきたが、今後はさらに、改良型パルス運転として、10MWまでの過渡出力を発生する台形パルス運転及び10MWまでの過渡出力と急峻なパルス状出力の組合せを発生する合成パルス運転を行う計画である。また、実験用試料として、これまでは未照射燃料を用いてきたが、今後はさらに、照射済燃料をも用いる計画である。これらの新たな計画に備え、計測制御系統施設及び実験設備の改造を中心とするNSRR原子炉施設の変更のための基本設計が進められてきたが、基本設計の妥当性を確認するためには、原子炉施設に異常な状態をもたらす事象を想定し、安全性を評価する必要がある。この安全評価に当っては、最新の安全評価に関連した指針等を参考とし、想定すべき異常事象を、発生する可能性の大きさを考慮して、運転時の異常な過渡変化及び事故に分類し、それぞれに対する判断基準を新たに設定した。また、今後の運転方法及び計測制御系統施設の特徴を考慮し、台形パルス運転及び合成パルス運転に係る異常事象を検討し、最も厳しい事象を選定して解析を行った。さらに、従来の運転に係る異常事象についても、全て見直しを行い、必要に応じて解析条件の合理化を図り、再評価を行った。また、実験条件の変更を考慮し、最新の気象データ等を用いて、事故、重大事故及び仮想事故による周辺公衆への影響の解析を行った。その結果、変更後においてもNSRR原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化、事故、重大事故及び仮想事故を想定しても安全上問題はなく、設計の基本方針は妥当であり、また、立地条件も適正であることを確認した。

Safety Evaluation of the NSRR Facility  
Relevant to the Modification for Improved Pulse  
Operation and Preirradiated Fuel Experiments

Teruo INABE, Yoshibumi TERAKADO  
Sadamitsu TANZAWA, Hiroshi KATAGIRI<sup>+</sup>  
and Hideo KOBAYASHI<sup>+</sup>

Department of Fuel Safety Research  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 3, 1988)

The Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) is a pulse reactor for the inpile experiments to study the fuel behavior under reactivity initiated accident conditions. The present operation modes of the NSRR consist of the steady state operation up to 300 kW and the natural pulse operation in which a sharp pulsed power is generated from substantially zero power level. In addition to these, two new modes of shaped pulse operation and combined pulse operation will be conducted in the near future as the improved pulse operations. A transient power up to 10 MW will be generated in the shaped pulse operation, and a combination of a transient power up to 10 MW and a sharp pulsed power will be generated in the combined pulse operation. Furthermore, preirradiated fuel rods will be employed in the future experiments whereas the present experiments are confined to the test specimens of unirradiated fuel rods. To provide for these programs, the fundamental design works relevant to the modification of the reactor facility including the reactor instrumentation and control systems and experimental provision were developed. The reactor safety

---

+ Department of Health Physics

evaluation is prerequisite for confirming the propriety of the fundamental design of the reactor facility from the safety point of view. The safety evaluation was therefore conducted postulating such events that would bring about abnormal conditions in the reactor facility.

In the safety evaluation, the abnormal events to be postulated were categorized into anticipated transients and accidents depending on the probability of occurrence and the criteria against them were newly determined on reference to the latest guidelines relevant to safety evaluation. The possible abnormal events pertaining to the new operation modes of the shaped pulse and the combined pulse were carefully examined taking the characteristics of those operation methods and the new instrumentation and control systems into consideration, and the most severe events were searched and analyzed. The possible abnormal events pertaining to the previous operation modes were also reviewed, and reevaluated with the necessary reasonable modification of the analysis conditions. Besides, the radiation influence to the general public resulting from the accidents, the major accident and the hypothetical accident was evaluated taking the change of the experimental conditions into account and utilizing the latest meteorological and other related data.

As a result of the safety evaluation, it has been confirmed as to the NSRR facility after modification that the anticipated transients, the postulated accidents, the major accident and the hypothetical accident do not result respectively in any serious safety problem and that the fundamental design principles and the reactor siting are adequate and acceptable.

Keywords: NSRR, Safety Evaluation, Natural Pulse, Shaped Pulse, Combined Pulse, Preirradiated Test Fuel, Anticipated Transient, Accident, Major Accident, Hypothetical Accident

## 目 次

1. 序 .....	1
2. NSRR原子炉施設の現状と変更の概要 .....	2
2.1 概要 .....	2
2.2 原子炉施設の配置及び原子炉本体 .....	4
2.2.1 原子炉施設の配置 .....	4
2.2.2 原子炉本体 .....	5
2.3 原子炉の運転方式 .....	6
2.4 炉心の熱的制限値及び核的制限値 .....	8
2.4.1 炉心の熱的制限値及び熱出力 .....	8
2.4.2 炉心の核的制限値 .....	9
2.5 計測制御系統施設 .....	10
2.5.1 原子炉計装設備 .....	11
2.5.2 原子炉制御設備 .....	12
2.5.3 安全保護回路 .....	14
2.6 主要な実験設備 .....	15
2.6.1 実験物 .....	15
2.6.2 その他の実験設備 .....	16
3. NSRR原子炉施設の安全評価に当たっての基本的な考え方 .....	34
3.1 概要 .....	34
3.2 安全評価に関する基本方針 .....	35
3.3 安全評価における想定事象 .....	35
3.3.1 運転時の異常な過渡変化及び事故に関する想定事象 .....	35
3.3.2 重大事故及び仮想事故に関する想定事象 .....	39
3.4 安全評価における判断基準 .....	39
3.4.1 運転時の異常な過渡変化及び事故に対する判断基準 .....	39
3.4.2 重大事故及び仮想事故に対する判断基準 .....	41
3.5 想定事故時の被曝線量評価に使用する気象条件 .....	41
3.6 従来の安全評価との変更点 .....	42
4. 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析 .....	55
4.1 概要 .....	55
4.2 解析の方法 .....	55
4.3 運転時の異常な過渡変化の解析 .....	56
4.3.1 起動時における制御棒の異常な引抜き .....	56
4.3.2 定出力運転中の制御棒の異常な引抜き .....	57

4.3.3	単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着	58
4.3.4	台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き	59
4.3.5	合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き	61
4.3.6	商用電源喪失	62
4.3.7	運転時の異常な過渡変化に対する評価	63
4.4	事故の解析	63
4.4.1	定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故	63
4.4.2	トランジェント棒フォロア浸水事故	64
4.4.3	カプセルシール部等破損事故	65
4.4.4	実験孔破損事故	67
4.4.5	事故に対する評価	68
5.	重大事故及び仮想事故の解析	84
5.1	概要	84
5.2	解析の方法	84
5.3	重大事故の解析	89
5.4	仮想事故の解析	90
5.5	重大事故及び仮想事故に対する評価	92
6.	結論	103
	謝辞	103
	参考文献	104
付録A	台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜きに関する 補足解析	105
付録B	合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜きに関する 補足解析	107
付録C	合成パルス運転時におけるトランジェント棒フォロア 浸水事故の解析	111
付録D	想定事故時の核分裂生成物大気中放出量及び原子炉建家内 浮遊核分裂生成物線源強度の評価式の導出	115
付録E	照射済試験燃料の取扱い中の誤操作等に起因する破損の 影響の検討	121

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Description of the Present Status and the Modification of the NSRR Facility .....	2
2.1 Outline .....	2
2.2 Reactor Facility Arrangement and Reactor Major Components .....	4
2.2.1 Reactor Facility Arrangement .....	4
2.2.2 Reactor Major Components .....	5
2.3 Reactor Operation Methods .....	6
2.4 Thermal and Nuclear Limitations of the Core .....	8
2.4.1 Core Thermal Limitations and Thermal Powers .....	8
2.4.2 Core Nuclear Limitations .....	9
2.5 Reactor Instrumentation and Control Systems .....	10
2.5.1 Reactor Instrumentation System .....	11
2.5.2 Reactor Control System .....	12
2.5.3 Safety Protection Circuits .....	14
2.6 Major Experimental Provision .....	15
2.6.1 Experiment Capsules .....	15
2.6.2 Other Experimental Provision .....	16
3. Basic Consideration in the Safety Evaluation of the NSRR Facility ...	34
3.1 Outline .....	34
3.2 Fundamental Principles for the Safety Evaluation .....	35
3.3 Postulated Events in the Safety Evaluation .....	35
3.3.1 Postulated Events as Anticipated Transients and Accidents ....	35
3.3.2 Postulated Events as Major Accident and Hypothetical Accident .....	39
3.4 Criteria for the Safety Evaluation .....	39
3.4.1 Criteria concerning Anticipated Transients and Accidents .....	39
3.4.2 Criteria concerning Major Accident and Hypothetical Accident .....	41
3.5 Meteorological Conditions for Radiation Exposure Evaluation concerning Postulated Accidents .....	41
3.6 Differences from the Previous Safety Evaluation .....	42
4. Analyses of Anticipated Transients and Accidents .....	55
4.1 Outline .....	55



4.2	Analysis Methods .....	55
4.3	Analyses of Anticipated Transients .....	56
4.3.1	Abnormal Control Rods Withdrawal during Startup .....	56
4.3.2	Abnormal Control Rods Withdrawal during Steady State Operation .....	57
4.3.3	Transient Rods Stuck Out during Natural Pulse Operation .....	58
4.3.4	Abnormal Control Rods Withdrawal during Shaped Pulse Operation .....	59
4.3.5	Abnormal Control Rods Withdrawal during Combined Pulse Operation .....	61
4.3.6	Loss of Commercial Electric Power Supply .....	62
4.3.7	Evaluation on Anticipated Transients .....	63
4.4	Analyses of Accidents .....	63
4.4.1	Transient Rod Ejection Accident during Steady State Operation .....	63
4.4.2	Transient Rod Follower Waterlogging Accident .....	64
4.4.3	Capsule Seal Failure Accident .....	65
4.4.4	Experiment Tube Failure Accident .....	67
4.4.5	Evaluation on Accidents .....	68
5.	Analyses of Major Accident and Hypothetical Accident .....	84
5.1	Outline .....	84
5.2	Analysis Methods .....	84
5.3	Analysis of Major Accident .....	89
5.4	Analysis of Hypothetical Accident .....	90
5.5	Evaluation on Major Accident and Hypothetical Accident .....	92
6.	Conclusions .....	103
	Acknowledgements .....	103
	References .....	104
Appendix A	Supplementary Analysis of the Abnormal Control Rods Withdrawal during Shaped Pulse Operation .....	105
Appendix B	Supplementary Analysis of the Abnormal Control Rods Withdrawal during Combined Pulse Operation .....	107
Appendix C	Analysis of the Transient Rod Follower Waterlogging Accident during Combined Pulse Operation .....	111
Appendix D	Derivation of the Evaluation Equations concerning the Amount of Fission Products Released into Atmosphere and the Source Intensity of Fission Products Suspended in the Reactor Building during Postulated Accidents .....	115

Appendix E Evaluation of the Influence of Inadvertent Failure of  
Preirradiated Test Fuel Rods Resulting from  
 Mishandling ..... 121

## 1. 序

日本原子力研究所のNSRR（原子炉安全性研究炉）は、主として反応度事故時の燃料挙動を解明する炉内実験のために建設されたパルス炉であり、昭和48年に設置の許可を得、昭和50年に完成した後、現在まで実験に供されてきている。NSRRのこれまでの運転は、①300 kWまでの定出力運転、及び②1 kW以下の低出力を初期状態として反応度事故を模擬した瞬間最高出力23,000MWまでの急峻なパルス状出力を発生する運転（これを「単一パルス運転」とよぶ）を行うものであった。今後は、さらに、実験条件の範囲を拡張し、より緩やかな過渡出力変化を模擬したり、高出力状態からの反応度事故を模擬することができるようにするために、③10 MWまでの範囲での任意の形状の過渡出力の発生を行う運転（これを「台形パルス運転」とよぶ）、及び④10 MWまでの高出力の発生と反応度事故を模擬した急峻なパルス状出力の発生の組み合わせを行う運転（これを「合成パルス運転」とよぶ）を、改良型パルス運転として実施する計画である。また、これまでのNSRR実験においては、未照射燃料（未照射酸化ウラン燃料、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料）を試料として、その破損挙動の研究を行ってきたが、今後は、さらに、燃焼の進んだ照射済燃料（照射済酸化ウラン燃料）をも試料とした実験を行う計画である。

パルス運転の改良のためには、原子炉の計測制御系統施設の主要部を変更する必要がある、また、照射済燃料を試料とする実験のためには、実験設備の一部を改良する必要がある、これまでに、これら原子炉施設の変更のための基本設計が行われてきた。<sup>1)</sup> 一方、基本設計の妥当性を確認するためには、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象を想定し、原子炉施設の安全性を評価すること、すなわち、安全評価を行うことが必要である。

この安全評価に当っては、昭和53年原子力委員会決定の「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>2)</sup>、昭和57年原子力安全委員会決定の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」<sup>3)</sup>等を参考とするとともに、昭和58年日本原子力研究所通達の「日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について」<sup>4)</sup>に基づいて行った。これらの指針等はNSRRの設置後に定められたものであり、また、今回のNSRRの改造が原子炉の運転方法及び計測制御系統施設の重要な変更を含むものであることを勘案して、変更を行う部分のみならず変更を要しない部分をも対象とし、全ての運転形態及び実験範囲を考慮して、総合的に原子炉施設全般としての安全性の評価を行った。なお、この安全評価の結果は、NSRR原子炉施設変更のための国の安全審査において、妥当なものであると認められるに至っている。

以下には、NSRR原子炉施設の現状と変更の概要、安全評価に当てる基本的な考え方、並びに、安全評価における解析方法及び解析結果について述べる。また、付録には、今後の改良型パルス運転に関して想定すべき異常事象の考え方、照射済燃料の取扱い中の破損の影響等についての検討結果を示す。

## 2. NSRR原子炉施設の現状と変更の概要

### 2.1 概 要

今後のNSRRの運転として、従来の定出力運転及び単一パルス運転に加え、新たに台形パルス運転及び合成パルス運転を行うとともに、実験の対象とする燃料（試験燃料）として、従来の未照射燃料に加え、新たに照射済燃料を用いるためには、原子炉施設に対して種々の変更を加える必要がある。これらの変更は、原子炉施設の安全性を考慮し、以下の基本的な考えに基づいて行われる。

#### (1) 炉心の構成条件

NSRRの大きな負の反応度フィードバック特性によるパルス炉としての固有の安全性を従来通り確保するために、炉心を構成する燃料要素及び制御棒並びに炉心の冷却条件には変更を加えない。

#### (2) 原子炉の運転モード

NSRRの運転は、従来、定出力運転モード及び単一パルス運転モードの2種類に区分して実施してきたが、今後はさらに、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードを追加し、4種類の運転モードに区分して実施する。各運転モードには、それぞれ適切な制御棒駆動条件、核計装、インターロック条件、スクラム条件等を適用させる。

#### (3) 炉心の主要な熱的制限値及び熱出力

a) NSRRの主要な熱的制限値としては、炉心燃料要素の破損限界温度に対して余裕をもって定めた従来の燃料最高温度の制限値（定出力運転時800℃、パルス運転時1,000℃）を、今後も踏襲し、パルス運転時の燃料最高温度として定めた制限値を、従来の単一パルス運転に加え、今後の台形パルス運転及び合成パルス運転に対しても適用する。

b) 原子炉の熱出力として、従来の定出力運転時及び単一パルス運転時の値には変更を加えないが、新たに台形パルス運転時及び合成パルス運転時の値を追加する。上記の熱的制限値、並びに第3章に示す運転時の異常な過渡変化及び事故に対する判断基準を考慮して、台形パルス運転における原子炉出力の計画値は、最大10MWとする。合成パルス運転における急峻なパルス状出力発生時の瞬間最高出力は、従来の単一パルス運転の場合と同様に、23,000MWに制限する。また、合成パルス運転における急峻なパルス状出力発生時を除く原子炉出力の計画値は、台形パルス運転の場合と同様に、10MWとする。台形パルス運転及び合成パルス運転のいずれの場合にも、積分出力の最大値は、従来の単一パルス運転に対する最大値を上回らない110MW・sに制限する。

#### (4) 炉心の主要な核的制限値

前項(1)に示した通り、従来の炉心の構成条件には変更がないので、炉心の核的制限値のうち、最大過剰反応度及び停止余裕には、変更を加えない。

パルス運転時の最大挿入反応度（制御棒の一種であるトランジェント棒の急速引抜きによる

正の最大挿入反応度)については、従来の単一パルス運転時の値に変更はないが、新たに合成パルス運転時の値を追加する。合成パルス運転においては、トランジェント棒の引抜きによる急峻なパルス状出力の発生に加えて、他の制御棒(調整棒)の駆動による10 MWまでの高出力の発生があるため、この効果を考慮して、トランジェント棒引抜きによる最大挿入反応度を、単一パルス運転の場合の最大値よりも低い値に制限する。

また、実験物の負の最大反応度値の制限値については、今後の照射済燃料用実験物の構造の複雑化を考慮し、この値を増大する。

#### (5) 計測制御系統施設

- a) 計測制御系統施設は、その主要部を変更し、新たな台形パルス運転及び合成パルス運転を実施するための機能を備えるとともに、定出力運転及び単一パルス運転を従来通りに実施するための機能を維持し、総合的に原子炉の安全性と安定な運転を確保するものとして構成する。
- b) 従来の核計装は、定出力運転時の300 kWまでの出力及び単一パルス運転時の約10 MWから30,000 MWまでの出力を計測することを主眼として構成されており、今後の台形パルス運転及び合成パルス運転において重要となる300 kWから10 MWの範囲の出力が精度良く計測できない。このため、全ての運転範囲の出力を適切に計測しうるように、核計装の計測範囲の拡張及び応答性の改善を図るとともに、系統数を追加する。
- c) 出力調整用の制御棒(調整棒)の駆動速度を、定出力運転モードにおいては従来と同一の値とするが、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいては、10 MWまでの高出力を安定して発生できるように反応度制御能力を高めるため、より大きな値とする。
- d) 台形パルス運転及び合成パルス運転においては、短時間に複雑な制御棒操作を適確に行うことが要求されるので、運転員の誤操作を防止するため、両運転モードにおいては、予め定める運転計画データに基づく自動制御運転を行う。このため、台形パルス運転及び合成パルス運転に必要な自動制御系(パルス自動運転制御系)を、新たに設ける。
- e) 運転上の誤操作や誤動作を防止するためのインターロックを、新たな台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードに対して適切に設けるとともに、従来の定出力運転モード及び単一パルス運転モードに対して設けているインターロックの整合性を図る。
- f) 台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいて、インターロックによって自動制御運転が阻止された場合、あるいは、予め定める運転計画データに基づき計画的に原子炉停止を目的として制御棒を挿入する場合、ないしは、運転員の判断によって自動制御運転を中止する場合に、一部の制御棒(安全棒)を除く全ての制御棒を自動的に炉心に挿入し速やかに未臨界とするための設備(制御棒自動挿入回路)を、新たに設ける。
- g) 新たな台形パルス運転及び合成パルス運転を含む全ての運転モードにおいて、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に異常状態を検知した信号により、全制御棒を自動的に落下させて安全に原子炉を停止させる原子炉停止回路を、安全保護回路の一部として適切に設ける。

さらに、合成パルス運転に関しては、従来の単一パルス運転では行われなかった高出力

状態からのトランジェント棒の引抜きを行う運転方法に鑑み、異常状態を検知した信号によってトランジェント棒の引抜きを阻止するための設備（原子炉保護用インターロック回路）を、安全保護回路の一部として新たに設ける。

#### (6) 主要な実験設備

a) 実験物として、従来の未照射酸化ウラン燃料及び未照射プルトニウムウラン混合酸化燃料を試験燃料として収納する照射カプセルに加え、照射済酸化ウラン燃料を試験燃料として収納する照射カプセルを、新たに設ける。NSRRにおいては、照射済酸化ウラン燃料を密封線源として取り扱うこととし、実験後の非密封照射済燃料取り扱い施設（ホットラボ）への燃料搬出等を考慮し、照射済酸化ウラン燃料用の照射カプセルは、二重の気密性を有する構造とする。

また、実験上、試験燃料内核分裂生成物の蓄積を目的とする予備照射の必要性等を考慮し、照射カプセル内の試験燃料に与える最大総発熱の制限値を、従来よりも大きな値に変更する。

b) 照射済酸化ウラン燃料を十分な遮蔽条件下で取り扱うための設備を整備する。このため、密封状態の照射済酸化ウラン燃料に計装取り付け等の作業を行う遮蔽構造設備（セミホットセル）を、新たに設置する。この設備の新設に伴い、これに隣接する既設の遮蔽構造設備（セミホットケープ）の構造上の一部変更を行うとともに、既設の液体廃棄設備及び気体廃棄設備に関連システムを接続するための変更を行う。

また、照射済酸化ウラン燃料用照射カプセルを既設の炉内照射孔（実験孔）に移送するための遮蔽容器等（カプセル装荷装置）を、新たに設ける。

#### (7) その他の設備

その他の設備については、安全設計上の変更を加えず、従来の安全確保の機能を維持する。

以上の変更点の概要を、第2.1表に整理して示す。

以下の各節では、変更点を含めた今後のNSRR原子炉施設の概要を、安全性に係る事項を中心に述べる。

## 2.2 原子炉施設の配置及び原子炉本体

### 2.2.1 原子炉施設の配置

NSRR原子炉施設の敷地は、日本原子力研究所東海研究所の大平洋岸に接し、JPDRと日本原子力発電株式会社東海発電所敷地境界との中間に位置する。原子炉施設の全体配置は、第2.1図に示すとおりであり、原子炉建家は敷地のほぼ中央に位置し、原子炉建家より約30m離れて制御室建家が、また、敷地内南端には排気筒が位置している。その他、機械棟、燃料棟、実験棟等の付属建家が、原子炉建家の周囲に配置されている。

原子炉建家は、鉄筋コンクリート造りの円形建家であり、第2.2図に示すように、内部には原子炉本体が設置されている。

これら原子炉施設の配置には、変更を加えず、現状通りとする。

## 2.2.2 原子炉本体

原子炉本体は、米国GA (General Atomic)社によって開発された熱中性子パルス炉TRIGA-ACPRに改良を加えたもので、第2.3図に示すように、水深約9mを有するスイミング・プール型の原子炉である。炉心はプール底部に位置しており、炉心の燃料要素の冷却はプール水の自然循環によって行う。この炉心の中央部を、内径約22cmの中空実験孔が垂直に貫通している。実験に当っては、試験燃料を収納した照射カプセルを、実験孔に挿入し、パルス出力による照射に供する。

炉心燃料要素は、直径約3.6cm、有効長約38cmの濃縮ウラン-水素化ジルコニウム(12w/oU-88w/oZrH:U-235濃縮度約20%,H/Zr原子数比約1.60)を燃料体とし、その上下に長さ約8.7cmの黒鉛反射体を配し、これらを被覆材で覆ったものである。被覆材は、厚さ約0.5mmのステンレス鋼管であり、被覆材・燃料体間には、約0.5mmの間隙を設けることによって、被覆材の温度を低く抑えバーンアウトを防ぐとともに、燃料体の温度を長く保持し負の反応度効果を高める構造となっている。

U-ZrH燃料体は、炉心に大きな正の反応度を添加しても、速やかに原子炉出力の上昇を抑える大きな即発性の負の反応度温度係数を有する。これは、燃料体中の減速材(ZrH)の温度上昇が原子炉出力の上昇と同時に起こって、中性子のスペクトル硬化が即発的に生じ、熱中性子の利用率が著しく減少する効果を主たる原因とし、さらにU-238のドップラ効果も加わるためである。

燃料要素は、第2.4図に示すように、六角形の実験孔の周囲に稠密に配置され、外径約63cmの炉心を構成する。

また、炉心内には、安全棒2本、調整棒6本及びトランジェント棒3本の、合計11本の制御棒が配されており、各制御棒は、原子炉プール上面に設置した制御棒駆動機構によって駆動される。このうち、安全棒は、スクラムを含む原子炉停止を目的として使用され、調整棒は、出力調整及び反応度補償を目的として使用される。安全棒及び調整棒の構造は同一であり、長さ約38cmのB<sub>4</sub>C中性子吸収体の下部に、同一長のU-ZrH燃料フォロア(燃料要素の燃料体と同一)を配し、これをステンレス鋼製被覆材で覆った構造となっている。安全棒及び調整棒の駆動は、電動モータによって行われる。

トランジェント棒には、高速トランジェント棒(2本)及び調節用トランジェント棒(1本)の2種類があり、パルス運転における急速な正の反応度添加を行う目的で使用される。高速トランジェント棒は、長さ約76cmのB<sub>4</sub>C中性子吸収体の下部に空気フォロア(上下を封じた空気筒)を配し、これをアルミニウム合金製被覆材で覆った構造となっている。高速トランジェント棒の駆動は、圧縮空気によって行われる。調節用トランジェント棒は、長さ約38cmのB<sub>4</sub>C中性子吸収体の下部に空気フォロアを配し、これをアルミニウム合金製被覆材で覆った構造となっている。調節用トランジェント棒の駆動は、電動モータあるいは圧縮空気のいずれかによって行われる。電動モータによる駆動は、トランジェント棒を圧縮空気によって引抜く際の反応度添加量を調節する目的で使用される。

上記炉心の高い固有の安全性を今後も維持するため、炉心を構成する燃料要素及び制御棒並

びに炉心の冷却条件には変更を加えず、現状通りとする。

### 2.3 原子炉の運転方式

NSRRの運転の種類は、従来と同様に定出力運転とパルス運転に大別されるが、パルス運転に関しては、新たに2つの運転モードが追加され、以下に示す合計4つの運転モードの区分のもとに、運転が行われる。

定出力運転	定出力運転モード
パルス運転	$\left\{ \begin{array}{l} \text{単一パルス運転モード} \\ \text{台形パルス運転モード} \\ \text{合成パルス運転モード} \end{array} \right.$

このうち、定出力運転モード及び単一パルス運転モードにおける運転方式には変更がなく、従来と同一のものであるが、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおける運転方式が、改良型パルス運転として、今後新たに追加されるものである。定出力運転は、運転時間に制限がなく、次節に示すように、燃料最高温度800℃を炉心の熱的制限値として、300kWまでの出力を連続して発生することができる。パルス運転は、上記の3つの運転モードのいずれの場合にも、300kWを超える過渡出力の発生を目的として行われるものであり、燃料最高温度1,000℃を炉心の熱的制限値として、積分出力(出力の時間積分値)を限定して運転が行われる。

原子炉の起動及び停止は、定出力運転モードにおいて行われる。パルス運転を行う場合には、運転モードを、定出力運転モードから、上記の3つのパルス運転モードのいずれかに切替える。また、パルス運転の後には、運転モードを定出力運転モードに切替える。

以下に、各運転モードにおける原子炉の運転方式の概要を示す。また、第2.5図には、各運転モードにおける原子炉出力特性の代表例を示す。なお、各運転モードにおける制御棒操作手順等のより詳細については、文献1を参照されたい。

#### (1) 定出力運転モード

定出力運転モードにおいては、原子炉の起動、パルス運転に備えての制御棒位置調整、300kWまでの原子炉出力の上昇、一定保持、下降、原子炉停止等のための運転が行われる。起動時にあつては、トランジェント棒及び安全棒を上限まで引抜いた後、調整棒の引抜き操作によって臨界点を確認する。その後の原子炉出力の調整は、調整棒の操作によって行われる。調整棒の操作は、手動による1本毎の単独駆動及び6本同時のバンク駆動が可能である。また、必要に応じ、定出力自動運転制御系を用いて、出力一定保持のための調整棒バンク駆動を自動的に行うこともできる。本モードにおける調整棒の駆動による反応度変化率は、 $0.0131 \Delta k / \text{min}$ 以下に制限される。この制限値を守るため、本モードにおける調整棒の駆動速度は、単独駆動時約  $1.4 \text{ mm} / \text{s}$ 、バンク駆動時約  $0.72 \text{ mm} / \text{s}$  とされる。

本モードの後に単一パルス運転モード又は合成パルス運転モードへ移行する場合には、予め本モードにおいて、臨界点確認後トランジェント棒を必要量炉内に挿入し、再び調整棒の操作によって臨界点を確認する。



## (2) 単一パルス運転モード

単一パルス運転モードにおいては、定出力運転モードで定めた挿入状態のトランジェント棒を、圧縮空気によって上限位置まで急速引抜きする運転が行われる。なお、上限位置まで引抜かれたトランジェント棒は、タイマーにより予め定められた時間（10秒以下）が経過した後、全数炉心に再挿入される。

本モードにおいては、調整棒の駆動は阻止される。また、安全棒が上限位置になれば、トランジェント棒の引抜きは阻止される。

本モードにおけるトランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は、 $0.0343 \Delta k$ 以下に制限される。

本モードの運転の後には、運転モードを定出力運転モードに切替える。

## (3) 台形パルス運転モード

台形パルス運転モードにおいては、新たに設けるパルス自動運転制御系を用いて、調整棒のバンク駆動により出力10 MWまでの運転が自動的に行われる。本モードにおける調整棒の駆動による反応度変化率は、 $0.023 \Delta k/s$ 以下に制限される。この制限値を守るため、本モードにおける調整棒の駆動速度は、 $7.5 \text{ mm/s}$ 以下（可変速）の値とされる。

調整棒のバンク駆動については、予め時間に対する調整棒の引抜き・挿入量を定めるかあるいは原子炉出力の時間変化を定めた運転計画データに基づいて、パルス自動運転制御系により自動的に行われる。

本モードにおいては、安全棒及びトランジェント棒が上限位置になれば調整棒の引抜きは阻止される。

本モードにおける運転の後には、運転モードを定出力運転モードに切替える。なお、必要に応じて、定出力運転モードへの切替え前に、トランジェント棒及び調整棒の全数が自動挿入される。

## (4) 合成パルス運転モード

合成パルス運転モードにおいては、新たに設けるパルス自動運転制御系を用いて、調整棒のバンク駆動による出力10 MWまでの運転とトランジェント棒の急速引抜きによる運転が自動的に行われる。なお、本モードにおいては、トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は $0.0292 \Delta k$ 以下に制限される。また、調整棒の駆動による反応度変化率は、台形パルス運転モードの場合と同様に $0.023 \Delta k/s$ 以下に制限され、調整棒の駆動速度は $7.5 \text{ mm/s}$ 以下（可変速）の値とされる。

調整棒のバンク駆動については、台形パルス運転モードの場合と同様に、あらかじめ時間に対する調整棒の引抜き・挿入量を定めるかあるいは原子炉出力の時間変化を定め、また、トランジェント棒の急速引抜きについては、あらかじめ引抜き時刻を定めた運転計画データに基づいて、パルス自動運転制御系により自動的に行われる。

本モードにおける運転には、調整棒の駆動後トランジェント棒を急速引抜きする高出力パルス・パターンと、トランジェント棒の急速引抜き後調整棒を駆動するパルス－高出力・パターンがある。

① 高出力パルス・パターンにおいては、まず調整棒を引抜き10 MWまでの出力に上昇

させ、所定の原子炉出力を保持した後、定出力運転モードで定めた挿入状態のトランジェント棒を上限位置まで圧縮空気により引抜き運転が行われる。

② パルス・高出力・パターンにおいては、定出力運転モードで定めた挿入状態のトランジェント棒を上限位置まで圧縮空気により引抜き、一定時間経過して、発生したパルス出力が10 MW以下の出力まで降下した後、調整棒の駆動による運転が行われる。

本モードにおいては、安全棒が上限位置になれば、調整棒及びトランジェント棒の引抜きは阻止される。

本モードにおける運転の後には、運転モードを定出力運転モードに切替える。なお、必要に応じて、定出力運転モードへの切替え前に、トランジェント棒及び調整棒の全数が自動挿入される。

## 2.4 炉心の熱的制限値及び核的制限値

### 2.4.1 炉心の熱的制限値及び熱出力

#### (1) 炉心の熱的制限値

NSRRの炉心の熱的制限値として、従来と同様に、通常運転時のU-ZrH燃料最高温度の制限値を、以下の通りに定める。

燃料最高温度	定出力運転時	800℃
	パルス運転時	1,000℃

なお、パルス運転時の燃料最高温度の制限値は、従来単一パルス運転に対して適用してきた値であるが、今後は、単一パルス運転に加え、台形パルス運転及び合成パルス運転に対しても適用する。以上の熱的制限値は、燃料要素の破損する限界に対して十分余裕を見込んで設定したものである。

NSRRの燃料要素は、U-ZrHをSUS304で被覆したものであり、燃料が高温になるに従って、U-ZrHから解離した水素によって燃料要素内圧が高まり、被覆管の応力が増大する。被覆管の降伏応力及び引張強さに対応する燃料要素内圧をもたらすU-ZrHの最高温度は、それぞれ1,260℃及び1,330℃である。<sup>1)</sup>

これより、被覆管の引張強さに対応する内圧をもたらす燃料最高温度1,330℃を、被覆管の破裂条件として新たに定めた。なお、従来から被覆管の降伏応力に対応する内圧をもたらす燃料最高温度1,260℃に対して、さらに安全余裕を見込んだ燃料最高温度1,150℃を、燃料破損限界温度と定めており、この考えは今後も踏襲する。(第3章に示す安全評価に際しては、被覆管の破裂条件として新たに定めた燃料最高温度1,330℃を、「事故」に対する判断基準として用い、また、燃料破損限界温度として定めた燃料最高温度1,150℃を、「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準として用いることとする。)

通常運転時の熱的制限値としては、燃料破損限界温度の1,150℃に対してさらに安全側に設定し、従来から、燃料最高温度を、パルス運転時において1,000℃、定出力運転時において800℃と定めている。

#### (2) 熱出力

原子炉の熱出力は、通常運転時において上記の熱的制限値を超えず、また、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」を想定しても、第3章に示すように、それぞれ、燃料要素の破損を防止すること及び炉心の著しい損傷を防止することが可能な条件（具体的には、上記の燃料最高温度1,150℃及び1,330℃をそれぞれ超えないこと）に制限する必要がある。これらの条件を満たすために、各運転モードにおける熱出力を、以下の通りとする。

定出力運転時 300 kW

パルス運転時

単一パルス運転時

積分出力（トランジェント棒再挿入開始時まで） 最大 130 MW・s

熱出力 23,000 MW

台形パルス運転時

積分出力  $\left\{ \begin{array}{l} \text{原子炉停止のためのトランジェント棒} \\ \text{又は調整棒の再挿入開始時まで、あるいは} \\ \text{定出力運転モードへの切替えまで} \end{array} \right\}$  最大 110 MW・s

熱出力 10 MW

合成パルス運転時

積分出力  $\left\{ \begin{array}{l} \text{原子炉停止のためのトランジェント棒} \\ \text{又は調整棒の再挿入開始時まで、あるいは} \\ \text{定出力運転モードへの切替えまで} \end{array} \right\}$  最大 110 MW・s

熱出力 23,000 MW

（調整棒による運転時 10 MW）

このうち、定出力運転時及び単一パルス運転時の値には変更はなく、従来と同一である。台形パルス運転時及び合成パルス運転時の値は、今回新たに設定した値であり、いずれの場合にも、調整棒の駆動によって発生する原子炉出力の計画値は、最大10 MWとする。また、合成パルス運転時のトランジェント棒引抜きによって発生する瞬間最大出力は、従来の単一パルス運転の場合と同様に、23,000 MWに制限する。台形パルス運転及び合成パルス運転のいずれの場合にも、積分出力の最大値は、110 MW・sに制限する。

なお、NSRRは、主として短時間のパルス運転を行うことを目的とした原子炉であり、その燃焼度は極めて小さい。\*)

#### 2.4.2 炉心の核的制限値

炉心の核的制限値としては、最大過剰反応度、停止余裕、パルス運転時のトランジェント棒による最大挿入反応度及び実験物による最大の負の反応度の値を、それぞれ以下のように定める。

\*) NSRRの年間運転量は、過大に想定しても、最高6.9 MWd/yrである。この値は、130 MW・s相当のパルス運転を年間1,095回（1日平均3回）及び300 kWの定出力運転を年間416時間（1週平均8時間）行った場合の合計に相当する値であり、実際の運転量はこれを大幅に下回る。

## (1) 最大過剰反応度及び停止余裕

炉心の最大過剰反応度及び停止余裕（最大反応度値を有する制御棒1本引抜時の値）を、従来と同様に、それぞれ $0.073 \Delta k$ 及び $0.01 \Delta k$ 以上とする。炉心を構成する燃料要素及び制御棒には変更を加えないため、これらの制限値は、今後も満足される。

## (2) トランジェント棒による最大挿入反応度

パルス運転時のトランジェント棒引抜きによる最大挿入反応度を、従来は単一パルス運転に対して定め、この値を $0.0343 \Delta k$ としてきた。単一パルス運転に対しては、今後もこの値に変更はないが、今回追加となる合成パルス運転に対しては、トランジェント棒引抜きによる最大挿入反応度を新たに定め、この値を $0.0292 \Delta k$ とする。

合成パルス運転時には、単一パルス運転の場合と異なって、調整棒の駆動による10 MWまでの出力の発生がトランジェント棒の引抜きによる出力の発生に加わるので、ほぼ同一の最大積分出力（ $110 \text{ MW} \cdot \text{s}$ ）の範囲内で運転を行うためには、トランジェント棒による最大挿入反応度として、単一パルス運転時の値よりも低い値に制限する必要がある、このため上記の値を設定した。

## (3) 実験物による最大の負の反応度

実験物による最大の負の反応度については、従来 $0.0256 \Delta k$ を制限値としていた。今後は、第2.6節に示すように、照射済燃料実験用の実験物がより複雑な構造となり負の反応度値が増大すること等を考慮して、この値を $0.0365 \Delta k$ に変更する。

実験物の最大の負の反応度を変更することによる炉心への影響としては、炉心内出力ピーキング係数の相違が考えられる。しかし、核計算の結果、実験物の負の反応度値が増大するほど出力ピーキング係数は減少する傾向にあり、実験物の負の反応度値を $0.0365 \Delta k$ に増大しても、出力ピーキング係数は、従来値を上回ることはない。<sup>1)</sup>

なお、実験物を実験孔に挿入するに当っては、実験物の上部及び下部を、それぞれ十分な強度を有する抑え機構によって実験孔内に固定し、かつ、固定状態に異常状態があった場合には制御室において警報を発するので、運転中に実験物が実験孔から逸出し炉心に核的外乱を及ぼす恐れはない。

## 2.5 計測制御系統施設

NSRRの計測制御系統施設は、原子炉計装設備、原子炉制御設備、安全保護回路等よりなる。今後の計測制御系統施設は、新たな台形パルス運転及び合成パルス運転を実施するために、従来の計測制御系統施設の主要部を変更し、種々の機能の追加、拡張を行うとともに、定出力運転及び単一パルス運転を従来と同様に実施するための機能を維持し、総合的に原子炉の安全性と安定な運転を確保するものとして構成される。第2.2表には、今後の計測制御系統施設の構成と従来からの主要な変更点を整理して示す。以下には、今後の計測制御系統施設の各設備について、安全確保の機能を中心として、その概要を示す。なお、各設備のより詳細な基本設計の内容については、文献1を参照されたい。

### 2.5.1 原子炉計装設備

原子炉計装設備は、原子炉の運転制御及び安全保護に必要な情報を得るための設備であり、従来と同様に、核計装、燃料計装、プロセス計装等によって構成される。

このうち、核計装については、新たな台形パルス運転及び合成パルス運転における原子炉出力の計測を可能とし、かつ、従来の定出力運転及び単一パルス運転における原子炉出力測定精度の向上を図るため、系統数の追加を含めほぼ全面的に変更される。

燃料計装については、燃料温度等の計測方法に変更はないが、インターロック条件の追加に伴い、計測信号のインターロックに利用する種類が追加される。

プロセス計装については、プール水温系を今後安全保護系の一部とするため、多重性確保の観点から、系統数が追加される。その他のプロセス計装等については、変更はなく、従来と同様である。

#### (1) 核計装

核計装は、原子炉出力に関する情報を得るためのものであり、従来は、定出力運転用3種類（系統数4個）及びパルス運転用1種類（系統数2個）で構成されていたが、今後は、台形パルス運転及び合成パルス運転の追加に伴い、パルス運転用に2種類（系統数各1個）が追加され、合計6種類（系統数8個）で構成される。また、一部の系統については、原子炉出力をより適切に計測するため検出器の種類が変更され、計測範囲の拡張が行われる。

変更後の核計装の構成は、以下に示すとおりである。また、第2.3表には、各系統の指示範囲、使用目的及び従来からの変更点を整理して示す。

#### 定出力運転用

A 対数定出力系	核分裂電離箱	1個
B 線形定出力系	核分裂電離箱	1個

#### 定出力運転、パルス運転両用

C 安全出力系	$\gamma$ 線補償型電離箱	2個
---------	------------------	----

#### パルス運転用

D パルス出力系	小型核分裂電離箱	2個
E 対数高出力系	核分裂電離箱	1個
F 線形高出力系	$\gamma$ 線補償型電離箱	1個

このうち、安全出力系及びパルス出力系からは、所定の原子炉出力以上及び所定の積分出力以上（パルス運転時のみ）に対してスクラム用信号が発生される。さらに、安全出力系からは、合成パルス運転時に、後述する「推定積分出力」による安全保護のための信号が発生される。また、対数定出力系からは、定出力運転時に、所定の炉周期以下に対してもスクラム用信号が発生される。

その他、対数定出力系、線形定出力系、対数高出力系及び線形高出力系の各系からは、所定の原子炉出力以上に対して、制御棒引抜き阻止あるいは運転モード切替え阻止のためのインターロック用信号が発生される。

#### (2) 燃料計装

燃料計装は、燃料要素内の温度、圧力に関する情報を得るためのものであり、従来と同様に、燃料温度系（系統数2個）及び燃料圧力系（必要に応じ設け、系統数1個）から構成される。

このうち、燃料温度系からは、従来と同様に、所定の燃料温度以上に対してスクラム用信号が発生される。また、新たに、後述する合成パルス運転時の「推定燃料温度」による安全保護のための信号が発生される。さらに、所定の燃料温度以上に対して運転モード切替え阻止のためのインターロック用信号が、新たに発生される。

### (3) プロセス計装等

プロセス計装は、原子炉プール水に関する情報を得るためのものであり、従来と同様に、プール水位系、プール水温系等から構成される。

プール水位系（系統数2個）からは、従来と同様に、所定のプール水位以下に対してスクラム用信号が発生される。

プール水温系は、従来系統数が1個であり、スクラム用の系統としては用いられていなかったが、今後は、系統数が2個に増設され、所定のプール水温以上に対してスクラム用信号が発生される。

その他、プール水のPH、電導度等を計測する系統及びプール水の放射能を連続モニタし燃料要素の破損を検出する破損燃料検出系が、従来と同様に設けられる。

## 2.5.2 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、実験物の有無、燃料温度変化等によって生じることが予想される反応度変化を調整し所要の出力を達成するために制御棒の挿入量を制御するとともに、運転上の誤操作又は異常が拡大するのを防止するための設備であり、制御棒、制御棒駆動設備、出力制御設備、制御用インターロック回路、制御棒自動挿入回路及び警報回路により構成される。

このうち、制御棒については、第2.2.2項に示したように従来と同一のものが用いられる。その他の設備については、台形パルス運転及び合成パルス運転の追加に伴う変更が行われる。

### (1) 制御棒駆動設備

制御棒駆動設備は、従来と同様に、安全棒、調整棒、調節用トランジェント棒及び高速トランジェント棒の各制御棒の機能に応じた独立の駆動機構と、各制御棒駆動機構を原子炉プール水面上部に固定する支持梁から構成される。

このうち、調整棒駆動機構については、定出力運転モードにおける駆動速度に変更はなく従来と同一（単独駆動時約1.4 mm/s、バンク駆動時約0.72 mm/s）であるが、新たに追加される台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいては高速駆動が必要となるため、これらのモードにおける駆動速度（バンク駆動）は最大75 mm/sとされる。

その他の制御棒の駆動機構に変更はなく、従来と同様である。第2.4表には、各制御棒の駆動方法と駆動速度を整理して示す。

### (2) 出力制御設備

出力制御設備は、定出力自動運転制御系及びパルス自動運転制御系により構成される。

定出力自動運転制御系は、従来と同様に、定出力運転モードにおいて原子炉出力を一定に制御するためのものである。

パルス自動運転制御系は、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいて原子炉出力を制御するために、以下の機能を有するものとして、今回新たに設けられる設備である。

- a) 台形パルス運転及び合成パルス運転においては、あらかじめ時間に対する調整棒の引抜き・挿入量又は原子炉出力の時間変化あるいはこれらの組合せを定めた運転計画に従い、調整棒の駆動を行わせる。
- b) 合成パルス運転においては、さらにトランジェント棒の引抜き開始時間を定めた運転計画に従い、トランジェント棒の急速引抜きを行わせる。

なお、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいて、調整棒位置の目標値と実際の調整棒位置との偏差あるいは原子炉出力の目標値と実際の原子炉出力との偏差が設定値を超えた場合には、インターロックにより、調整棒の引抜きは阻止される。また、合成パルス運転モードにおいて、トランジェント棒引抜き前の積分出力及び燃料温度が異常に高い場合あるいはトランジェント棒の引抜き開始が規定時間以上遅れた場合には、第2.5.3節に示す安全保護回路により、トランジェント棒の引抜きは阻止される。これらによって、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおける調整棒あるいはトランジェント棒の引抜きが阻止された場合には、後述する制御棒自動挿入回路により、調整棒及びトランジェント棒の全数が炉心に自動挿入される。

### (3) 制御用インターロック回路

制御用インターロック回路は、運転上の誤操作を防止したり異常が拡大するのを防止するために、各運転モードにおける制御棒の引抜き及び運転モードの移行に係る条件を定めるものであり、制御棒の引抜きあるいは運転モードの移行に必要な条件が満足されない場合には、これらを阻止する機能を有するものである。

このうち、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおけるインターロックは、新たに全て追加されるものである。また、運転モードの移行に係るインターロックは、運転モードの追加に伴い、各モードにおける運転を適切に開始するための条件として、新たに追加されるものである。

第2.5表には、運転モードの移行に必要な条件として定められたインターロックを、また、第2.6表～第2.7表には、各運転モードにおける制御棒の引抜きに必要な条件として定められたインターロックを、それぞれ示す。

### (4) 制御棒自動挿入回路

制御棒自動挿入回路は、今回新たに設けられる設備であり、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいて、

- a) 運転計画に基づき原子炉停止を目的とした場合
- b) 制御用インターロック回路によって制御棒の引抜きが阻止された場合
- c) 運転員の判断によって運転を中止する場合

に、調整棒及びトランジェント棒の全数を自動的に炉心に挿入するための設備である。

制御棒自動挿入回路の作動により、調整棒は駆動モータによって75 mm/s以下の速度で下限まで挿入され、また、トランジェント棒は圧縮空気の急排出によって自由落下される。

なお、安全棒は、運転モードを定出力運転モードに切替えた後、運転員の手動操作によって、あるいはスクラム時に、原子炉停止のために挿入される。

#### (5) 警報回路

警報回路は、原子炉の運転に係る諸変数が異常値になった場合に、運転員の注意を促すため、ブザー及び表示灯によって警報を発する回路である。

今後の台形パルス運転及び合成パルス運転の追加に伴い、これらの運転モードにおける警報回路の作動条件は、全て新たに設けられる。

第 2.8 表には、各運転モードにおける警報回路の作動条件を示す。

### 2.5.3 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、異常状態を検知した原子炉計装設備等からの信号により、制御棒を自動的に落下させて安全に原子炉を停止するための原子炉停止回路、並びに合成パルス運転時に異常状態を検知した信号によりトランジェント棒の引抜きを阻止するための原子炉保護用インターロック回路から構成される。

原子炉停止回路については、台形パルス運転及び合成パルス運転の追加に伴い、これらの運転モードにおけるスクラム条件が新たに設けられる。また、原子炉保護用インターロック回路は、合成パルス運転時の安全性を配慮し、今回新たに設けられるものである。

#### (1) 原子炉停止回路

原子炉停止回路は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、スクラムにより原子炉を速やかに停止しその安全を確保するための回路である。

スクラムは、すべての制御棒を炉心内に急速に挿入することによって原子炉を停止させるもので、安全棒、調整棒にあつては懸架電磁石電流の遮断により、トランジェント棒にあつては圧縮空気の急排出によって行われる。スクラム設定点に達した後制御棒が落下を開始するまでの遅れ時間は、0.2 秒以内である。安全棒、調整棒にあつてはトリップ信号が発せられてから全挿入までの時間は、1 秒以内である。スクラム時には、ブザー及び表示灯によってスクラムの発生が確認される。

第 2.9 表には、各運転モードにおけるスクラム条件を示す。

このうち、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおけるスクラム条件は、新たに全て追加されるものである。また、全運転モードに対して、「プール水温度高」によるスクラム条件が、新たに追加される。

#### (2) 原子炉保護用インターロック回路

原子炉保護用インターロック回路は、今回追加される設備であり、合成パルス運転中の異常時にトランジェント棒の引抜きを阻止するために設けられる。

合成パルス運転モードにおいては、調整棒の駆動による運転を行うことに加え、トランジェント棒の引抜きによる運転が行われる。調整棒の駆動による運転については、台形パルス運転の場合と同様に、原子炉停止回路により原子炉の安全性が確保される。一方、調整棒による運転中に積分出力及び燃料温度が計画した値を超えた状態からトランジェント棒が引抜かれた場合には、燃料要素に苛酷な条件をもたらす可能性がある。このため、合成パルス運転時に、計



画外の状態からのトランジェント棒の引抜きを阻止し、原子炉の安全性を確保するために、原子炉保護用インターロック回路が新たに設けられる。

原子炉保護用インターロック回路は、合成パルス運転モードにおいて、以下の条件によりトランジェント棒引抜きを阻止するものである。（第2.9表参照）

- a) トランジェント棒引抜きタイミング遅れ大：トランジェント棒の引抜き開始が規定時間以上遅れた場合。
- b) 推定積分出力高：トランジェント棒引抜き前の積分出力の測定値とトランジェント棒引抜き後の積分出力増分の予測値との合計（「推定積分出力」）が設定値を超えた場合。
- c) 推定燃料温度高：トランジェント棒引抜き前の燃料温度の測定値とトランジェント棒引抜き後の燃料温度増分の予測値との合計（「推定燃料温度」）が設定値を超えた場合。

原子炉保護用インターロック回路によるトランジェント棒の引抜きの阻止は、トランジェント棒用駆動機構からの圧縮空気の急排出によって行われる。圧縮空気が急排出されると、トランジェント棒は自重によって炉心に落下される。

なお、原子炉保護用インターロック回路の作動によりトランジェント棒の引抜きが阻止された場合には、制御用インターロック回路で述べたように、パルス自動運転制御系による合成パルス運転は阻止され、制御棒自動挿入回路の作動によって、直ちに調整棒の全数も炉心に挿入される。

## 2.6 主要な実験設備

NSRRにおける主要な実験設備としては、第2.2.2項に示した実験孔のほか、実験物、セミホットケーブル、セミホットセル、カプセル装荷装置、サブパイル室、中性子ラジオグラフィ設備等がある。

このうち、実験物については、新たに照射済酸化ウラン燃料を試験燃料として用いるための照射カプセルの種類が追加される。セミホットセル及びカプセル装荷装置は、照射済酸化ウラン燃料を十分な遮蔽条件下で取り扱うために、新たに設置されるものである。また、セミホットセルの新設に伴い、これに隣接する既設のセミホットケーブルの構造の一部変更が行われる。その他の実験設備については、変更がない。

以下には、これら各設備の概要を示す。

### 2.6.1 実験物

実験物は、実験孔において照射するための試験燃料と冷却材（軽水）を収納する照射カプセルである。従来、試験燃料としては、未照射酸化ウラン燃料及び未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料が用いられてきたが、今後はさらに、照射済酸化ウラン燃料も用いられる。

このため、実験物として、従来の未照射酸化ウラン燃料及び未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料用の照射カプセルに加え、新たに照射済酸化ウラン燃料用の照射カプセルが追加される。いずれのカプセルも、実験時に試験燃料の破損に伴って発生する衝撃力に耐えるとともに、気密性を確保する構造とされる。

今後の照射済酸化ウラン燃料用の照射カプセルは、試験燃料と大気圧条件の冷却材を収納する耐圧性及び気密性を有する容器（内部カプセル）を、さらに気密性を有する容器（外部容器）に収納した、二重構造の容器とされる。第2.6図には、照射済酸化ウラン燃料用の照射カプセルの概要を示す。

なお、従来の未照射酸化ウラン燃料用の照射カプセルは、試験燃料と大気圧ないし高压条件の冷却材を収納する一重構造の耐圧密封容器である。また、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料用の照射カプセルは、今後の照射済酸化ウラン燃料用カプセルの場合と同様に、二重構造の容器（内部カプセル及び外部容器）となっている。

これらの照射カプセルは、NSRR炉心中央部の実験孔に挿入後、従来と同様に、下部及び上部が、それぞれグリップ装置及びホールドダウン機構とよぶ固定装置によって固定され、実験中の移動が防止される。なお、実験物の固定状態は、電気的信号によって確認されるとともに、固定状態に異常が生じた場合には、制御室において警報が発せられる。

実験時に照射カプセル内の試験燃料に与える最大総発熱量の制限値は、従来 $3.1 \times 10^5$  calであったが、今後は、試験燃料内の核分裂生成物の蓄積を目的とする予備照射等の必要性のため、この値が $3.1 \times 10^6$  calに変更される。

なお、NSRRにおいて、照射済酸化ウラン燃料は密封線源として取り扱われ、実験後、二重構造の照射カプセルのうちの内部カプセルは、燃料を収納した密封状態のまま、他の施設（ホットラボ）へ搬出される。

## 2.6.2 その他の実験設備

今後、試験燃料として照射済酸化ウラン燃料を取り扱うために、十分な遮蔽性能を有するセミホットセル及びカプセル装荷装置が、原子炉建家内に新たに設置される。

セミホットセルは、原子炉建家内に既設のセミホットケープに隣接して設けられ、試験燃料への計装取り付け等の作業のために用いられる。なお、既設のセミホットケープにおいては、試験燃料を照射カプセルに組み込むための作業等が行われる。既設セミホットケープのセミホットセルに隣接する壁面には、両者間の試験燃料の移動を容易にするために、直径約50cmの移送孔が新たに設けられる。新設のセミホットセルと既設の液体廃棄設備及び気体廃棄設備は、追加系統によって接続される。

カプセル装荷装置は、照射済酸化ウラン燃料を収納した照射カプセルを、セミホットケープ及び実験孔の間で移動するための遮蔽容器及びその付属の台座である。遮蔽容器本体の移動は、原子炉建家内既設の天井クレーンを用いて行われる。

その他の原子炉建家内実験設備としては、原子炉プール底直下の水密性構造を有するサブパイル室、原子炉プールに隣接の遮蔽構造を有する中性子ラジオグラフィ設備等があるが、これらについては変更がなく、現状通りとされる。

第 2.1 (I)表 NSRR 原子炉施設の主要な変更点の概要

項目	変更前	変更後	変更理由
原子炉の運転の種類と運転モード	定出力運転 - 定出力運転モード ハルス運転 - 単一ハルス運転モード	定出力運転 - 定出力運転モード ハルス運転 { 単一ハルス運転モード * ) 台形ハルス運転モード * ) 合成ハルス運転モード * )	* ) NSRR 実験における事故条件模擬範囲拡張のため、運転モードを追加。
原子炉の熱出力	定出力運転時 熱出力 300 kW 単一ハルス運転時 積分出力 最大 130 MW・s 熱出力 23,000 MW	定出力運転時 熱出力 300 kW 単一ハルス運転時 積分出力 最大 130 MW・s 熱出力 23,000 MW 台形ハルス運転時 積分出力 最大 110 MW・s * ) 熱出力 10 MW * ) 合成ハルス運転時 積分出力 最大 110 MW・s * ) 熱出力 23,000 MW * ) (調整棒による運転時 10MW * )	* ) 台形ハルス及び合成ハルス運転モードの追加に伴い、これらのモードにおける熱出力を追加。
炉心の主要な核的制限値	最大過剰反応度 0.073 Δk 停止余裕 0.01 Δk以上 トランジェント棒による最大挿入反応度 0.0343 Δk 単一ハルス運転時 0.0256 Δk 実験物による最大負反応度 0.0256 Δk	最大過剰反応度 0.073 Δk 停止余裕 0.01 Δk以上 トランジェント棒による最大挿入反応度 0.0343 Δk 単一ハルス運転時 0.0292 Δk * ) 合成ハルス運転 0.0365 Δk * ) 実験物による最大負反応度 0.0365 Δk * )	* ) 合成ハルス運転モードの追加に伴い、このモードにおけるトランジェント棒による最大挿入反応度を追加。 * * ) 照射済燃料実験用実験物の構造が複雑となり負の反応度面値が増大するために、値を変更。
原子炉計装設備	核計装	定出力運転用核計装 3種類 (系統数 4個) ハルス運転用核計装 1種類 (系統数 2個)	* ) 台形ハルス及び合成ハルス運転時の安全保護用核計装として、定出力運転用核計装 1種類 (2系統) の検出範囲を拡張し、これらのハルス運転にも併用。 * * ) 台形ハルス及び合成ハルス運転時の出力監視・制御用に核計装 2種類 (2系統) 追加。
	原子炉計装	定出力運転用核計装 2種類 (系統数 2個) 定出力運転・ハルス運転両用核計装 1種類 (系統数 2個) * ) ハルス運転用核計装 3種類 (系統数 4個) * * )	* ) プール水温系を安全保護系の一部とするため、多重性確保のために系統数追加。
計測制御系統施設	プール水温系 系統数 1個	プール水温系 系統数 2個 * )	

第 2.1 (2)表 N S R R R 原子炉施設の主要な変更点の概要

項目	変更前	変更後	変更理由
原子炉制御設備	<p>制御棒駆動設備</p> <p>調整棒の駆動速度 定出力運転時 約 1.4mm/s 1 本操作時 約 0.72mm/s バンク操作時</p> <p>調整棒の反応度変化率 定出力運転時 0.0131Δk/min以下 1 本操作時 0.0131Δk/min以下 バンク操作時</p>	<p>調整棒の駆動速度 定出力運転時 約 1.4mm/s 1 本操作時 約 0.72mm/s バンク操作時 台形バルス及び合成バルス運転時 75mm/s以下 *</p> <p>調整棒の反応度変化率 定出力運転時 0.0131Δk/min以下 1 本操作時 0.0131Δk/min以下 バンク操作時 台形バルス及び合成バルス運転時 0.023Δk/s以下 *</p>	<p>* ) 台形バルス及び合成バルス運転モードの追加に伴い、これらの運転時の調整棒の駆動速度及び反応度変化率を追加。</p>
出力制御設備	<p>定出力自動運転制御系</p>	<p>定出力自動運転制御系 *</p>	<p>* ) 台形バルス及び合成バルス運転時の複雑な制御棒操作を、自動制御によって確実かつ計画的に遂行するために、バルス自動運転制御系を新設。</p>
制御用インターロック回路	<p>定出力運転用制御棒引抜インターロック 単一バルス運転用制御棒引抜インターロック 合成バルス運転用制御棒引抜インターロック 運転モード選択インターロック *</p>	<p>定出力運転用制御棒引抜インターロック 単一バルス運転用制御棒引抜インターロック *</p> <p>合成バルス運転用制御棒引抜インターロック *</p> <p>運転モード選択インターロック *</p>	<p>* ) 台形バルス及び合成バルス運転モードの追加に伴い、これらの運転における制御棒引抜きのためのインターロック及び運転モード切替えのためのインターロックを追加。</p>
警報回路	<p>定出力運転用警報条件 単一バルス運転用警報条件</p>	<p>定出力運転用警報条件 単一バルス運転用警報条件 *</p> <p>台形バルス運転用警報条件 *</p> <p>合成バルス運転用警報条件 *</p>	<p>* ) 台形バルス及び合成バルス運転モードの追加に伴い、これらの運転における警報条件を追加。</p>
その他	<p>制御棒自動挿入回路</p>	<p>制御棒自動挿入回路 *</p>	<p>* ) 台形バルス及び合成バルス運転時の異常拡大防止及び計画的原子炉停止のために、制御棒自動挿入回路を新設。</p>

計測制御系統施設

第 2.1 (3) 表 NSRR 原子炉施設の主要な変更点の概要

項目		変更前	変更後	変更理由
計測制御系統施設	安全保護回路	定出力運転用スクラム条件 単一ハルス運転用スクラム条件	定出力運転用スクラム条件 単一ハルス運転用スクラム条件 台形ハルス運転用スクラム条件 合成ハルス運転用スクラム条件 *	* 台形ハルス及び合成ハルス運転モードの追加に伴い、これらの運転におけるスクラム条件を追加。
	原子炉停止回路	—	原子炉保護用インターロック回路 *	* 合成ハルス運転に係る異常時の安全確保のために、原子炉保護用インターロック回路を新設。
実験物	試験燃料	未照射酸化ウラン燃料 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料	未照射酸化ウラン燃料 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料 照射済酸化ウラン燃料 *	* NSRR 実験において、燃料破損率の燃焼度依存性を解明するため、試験燃料として照射済酸化ウラン燃料を追加。
	照射カプセル	大気圧水カプセル 未照射酸化ウラン燃料実験用 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用 高圧水カプセル 未照射酸化ウラン燃料実験用 流動水カプセル 未照射酸化ウラン燃料実験用	大気圧水カプセル 未照射酸化ウラン燃料実験用 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用 照射済酸化ウラン燃料実験用 *	* 照射済酸化ウラン燃料を収納しハルス照射実験に供するためのカプセル（大気圧水カプセル）を追加。
原子炉建家内実験設備	試験燃料の総発熱量	3.1×10 <sup>5</sup> cal以下	3.1×10 <sup>6</sup> cal以下 *	* 試験燃料内核分裂生成物の蓄積を目的とする予備照射等を行うため総発熱量の値を増加。
	原子炉建家内実験設備	実験孔 サブバイル室 中性子ラジオグラフィ設備 セミホットケープ その他	実験孔 サブバイル室 中性子ラジオグラフィ設備 セミホットケープ セミホットセル * カプセル装置 * その他	* 照射済酸化ウラン燃料を適切な遮蔽条件のもとで取扱うために、セミホットセル、カプセル装置を新設。

第 2.2 表 NSRR の今後の計測制御系統施設の構成と従来からの主要な変更点

区分	構成 (変更後)	従来からの主な変更点	主な変更理由	
原子炉 計 設	対数定出力系	絶縁増幅器の導入	安全保護用及び制御用の信号分離のため	
	線形定出力系	検出器の種類変更, 計測範囲拡張	定出力運転時の中性子源レベル出力測定精度向上のため	
	核 計 装	安全出力系	検出器の種類変更, 計測範囲拡張	台形パルス・合成パルス運転時の 15 MW までの出力測定 (安全保護用) のため
		パルス出力系	検出器の種類変更, 計測範囲拡張	単一パルス・合成パルス運転時の急峻なパルス状出力測定精度向上のため
	燃料計装	対数高出力系	新設	台形パルス・合成パルス運転時の 15 MW までの出力測定 (監視用) のため
		線形高出力系	新設	台形パルス・合成パルス運転時の 15 MW までの出力測定 (制御用) のため
		燃料温度系	インタローック用取出信号追加	合成パルス運転時の原子炉保護用インタローック信号を得るため
		燃料圧力系	—	—
	プロセ ス 計 装 等	プール水位系	絶縁増幅器の導入	安全保護用及び制御用の信号分離のため
		プール水温系	系統数追加	安全保護系としての多重性の確保のため
その他		—	—	
原子炉 制 御 設 備	安全棒, 調整棒, トランジェント棒	—	—	
	安全棒駆動機構	—	—	
	調整棒駆動機構	駆動速度変更	台形パルス・合成パルス運転時の反応度制御能力を高めるため	
	トランジェント棒駆動機構	—	—	
	駆動機構支持梁	—	—	
	定出力自動運転制御系	—	—	
	出力制 御 設 備	パルス自動運転制御系	新設	台形パルス・合成パルス運転時の複雑な制御棒操作の確実な計画的遂行のため
		制御用インタローック回路	インタローック条件追加	台形パルス・合成パルス運転に係る誤操作及び異常の拡大の防止のため
	制御棒自動挿入回路	新設	台形パルス・合成パルス運転に係る異常の拡大防止及び計画的停止のため	
	警報回路	警報条件追加	台形パルス・合成パルス運転に係る異常状態の警報のため	
原子炉停止回路	スクラム条件追加	台形パルス・合成パルス運転に係る異常時, 事故時の安全確保のため		
安全保 護回路	原子炉保護用インタローック回路	新設	合成パルス運転に係る異常時の安全確保のため	

— : 基本設計上の変更なし。

第 2.3 表 核計装の種類と使用目的

系 統 名	個 数	検出器の種類	使用運転モード	指示範囲	安全保護用信号		原 子 炉 制 御 用 信 号				備 考	
					アラーム信号	原子炉保護用信号	警報信号	制御用インターロック信号	指示	記録		その他
A 対数定出力系	1	核分裂電離箱 (FC)	定出力運転	0.03 mW ~ 450 kW	ペリオド短	—	ペリオド短	(1) 起動時計数率設定値以下で制御棒引き抜き阻止 (2) 1 kW 以上で各パルス運転モードへの切替阻止	○	○	—	検出器の種類及び指示範囲には変更なし
B 線形定出力系	1	核分裂電離箱 (FC)	定出力運転	0.03 mW ~ 330 kW	—	—	出力高	(1) 起動時計数率設定値以下で制御棒引き抜き阻止 (2) 各レンジの 105% 以上の出力で制御棒引き抜き阻止 (3) 1 kW 以上で各パルス運転モードへの切替阻止	—	○	—	検出器変更(変更前FC) 指示範囲拡張 〔変更前〕 100 mW ~ 330 kW
C 安全出力系	2	7 線補償型電離箱 (CIC)	定出力運転	3 kW ~ 330 kW	出力高	—	出力高	—	○	○	—	検出器変更(変更前FC) 指示範囲拡張
D パルス出力系	2	小型核分裂電離箱 (μFC)	単一パルス運転 合成パルス運転	50 kW ~ 15 MW	出力高 積分出力高	合成パルス運転時推定積分出力高による制御棒引き抜き阻止	出力高 積分出力高	—	○	○	—	〔変更前〕 3 kW ~ 330 kW
E 対数高出力系	1	核分裂電離箱 (FC)	単一パルス運転 合成パルス運転	3 MW ~ 30,000 MW	出力高 積分出力高	—	出力高 積分出力高	—	○	○	○ (積分出力のみ)	検出器変更(変更前7線電離箱) 指示範囲拡張 〔変更前〕 10 MW ~ 30,000 MW
F 線形高出力系	1	7 線補償型電離箱 (CIC)	単一パルス運転 合成パルス運転	3 W ~ 30 MW	—	—	—	300 kW 以上で定出力運転モードへの切替阻止	—	○	—	増 設
				5 kW ~ 15 MW	—	—	—	300 kW 以上で定出力運転モードへの切替阻止	—	○	—	パルス自動運転制御用信号 増 設

第 2.4 表 制御棒駆動機構の駆動方式と駆動速度

制御棒の種類	本数	駆動方式	駆動速度	駆動速度の変更の有無	
安全棒	2本	電動モータ駆動	約 1.4 mm/s	変更なし	
調整棒	6本	電動モータ駆動	単独駆動時	約 1.4 mm/s (定出力運転時)	変更なし
			バンク駆動時	約 0.72 mm/s (定出力運転時)	
			バンク駆動時	75 mm/s 以下 (台形パルス及び合成パルス運転時)	
トランジェント棒	1本	電動モータ駆動	約 1.4 mm/s	変更なし	
		圧縮空気駆動	約 90 ms <sup>*)</sup>	変更なし	
		圧縮空気駆動	約 50 ms <sup>*)</sup>	変更なし	

\*1) トランジェント棒の引抜きによりパルス反応度投入に要する時間



第 2.5 表 運転モード選択インタローック

運転モードの切替が許可される必要條件	移行前運転モード 選択運転モード			定出力運転モード			単一パルス運転モード	台形パルス運転モード	合成パルス運転モード
	単一パルス運転モード	台形パルス運転モード	合成パルス運転モード	単一パルス運転モード	台形パルス運転モード	合成パルス運転モード			
(イ) 移行前運転モードとして定出力運転モードにあること	○	◎	◎	○	◎	◎	—	—	—
(ロ) パルス運転のいずれかの運転モードが選択されていること	○	◎	◎	○	◎	◎	—	—	—
(ハ) 原子炉出力が 1 kW 以下であること	○	◎	◎	○	◎	◎	—	—	—
(ニ) 燃料温度が 100℃ 以下であること	○	◎	◎	○	◎	◎	—	—	—
(ホ) 移行前運転モードとしてパルス運転のいずれかの運転モードにあること	—	—	—	—	—	—	○	◎	◎
(ヘ) 定出力運転モードが選択されていること	—	—	—	—	—	—	○	◎	◎
(ト) 原子炉出力が 300 kW 以下であること	—	—	—	—	—	—	—	◎	◎
(チ) 燃料温度が 700℃ 以下であること	—	—	—	—	—	—	—	◎	◎

◎：今回追加項目

第 2.6 表 定出力運転モードにおける制御棒引抜きインタローロック

制御棒の種類及び 引抜き方法	トラジエント棒		安全棒		調整棒電動引抜		
	空気引抜	電動引抜	電動引抜	単独駆動	バンク駆動 (手動)	バンク駆動 (自動運転)	
	制御棒引抜きが許可される必要条件						
(イ) 定出力運転モードにあること	○	○	○	○	○	○	
(ロ) スクラム条件が解除されていること	○	○	○	○	○	○	
(ハ) 対数定出力系の出力が設定値以上であること	○	○	○	○	○	○	
(ニ) 線形定出力系の出力が設定値の範囲内であること	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
(ホ) 高速トラジエント棒が上限又は下限にあること	—	◎	◎	◎	◎	◎	
(ヘ) 安全棒 2 本が上限にあること	—	○	—	○	○	○	
(ト) 制御棒結合電磁石が結合されていること	—	○	○	○	○	○	
(チ) 安全棒 2 本が下限にあること	○	—	—	—	—	—	
(リ) 調整棒 6 本が下限にあること	○	—	—	—	—	—	
(ヌ) 制御棒が選択されていること	○	○	○	○	○ *1)	—	
(ル) 制御棒引抜きスイッチが ON であること	○ *2)	○	○	○	○	○ *2)	
(ヲ) 調整棒バンク引抜きタイマーがリセットされていること	—	—	—	—	○	—	
(ワ) 自動運転解除スイッチが OFF であること	—	—	—	—	—	○	
(カ) 原子炉出力誤差信号が設定値の範囲内であること	—	—	—	—	—	○	

\* 1) 調整棒バンク引抜き (手動) の場合には、バンク選択がなされていること。  
 \* 2) トラジエント棒空気引抜の場合には、トラジエント棒テストスイッチが ON であること。  
 定出力自動運転の場合には、自動運転スイッチが ON であること。

◎ : 今回追加項目

第 2.7 表 単一パルス運転モード、台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおける  
制御棒引き抜きインターロック

制御棒引き抜きが許可される必要条 件	運転モード		合成パルス運転モード	
	単一パルス運転モード トランジェント棒空気引抜 (手動)	台形パルス運転モード 調整棒バンク駆動 (自動運転)	調整棒バンク駆動 (自動運転)	トランジェント棒空気引抜 (自動運転)
(イ) 単一パルス運転モードにあること	○	—	—	—
(ロ) 台形パルス運転モードにあること	—	◎	—	—
(ハ) 合成パルス運転モードにあること	—	—	◎	◎
(ニ) スクラム条件が解除されていること	○	◎	◎	◎
(ホ) 原子炉保護用インターロック条件が解除されていること	—	—	◎	◎
(ヘ) 安全棒 2 本が上限にあること	◎	◎	◎	◎
(ト) トランジェント棒 3 本が上限にあること	—	◎	—	—
(チ) 高速トランジェント棒が上限又は下限にあること	◎	—	◎	◎
(リ) 制御棒結合電磁石が結合されていること	—	◎	◎	◎
(ス) トランジェント棒が選択されていること	○	—	◎	◎
(ル) トランジェント棒ステイッチが OFF であること	○	—	◎	◎
(ヲ) 単一パルス運転スイッチが ON であること	○	—	—	—
(ワ) パルス自動運転スイッチが ON であること	—	◎	◎	◎
(カ) 制御回路電源電圧に異常がないこと	—	◎	◎	◎
(ヨ) 制御棒駆動系に異常がないこと	—	◎	◎	◎
(タ) 制御棒自動挿入スイッチが OFF であること	—	◎	◎	◎
(レ) 原子炉出力誤差信号が設定値の範囲内であること * 1)	—	◎ * 1)	◎ * 1)	◎ * 1)
(ロ) 調整棒位置が設定値の範囲内であること	—	◎	◎	◎
(ツ) トランジェント棒引き抜き開始後一定時間を経過していること	—	—	◎	—

\* 1) 「原子炉出力誤差信号が設定値の範囲内であること」の条件は、出力変化の急激な部分については除く。

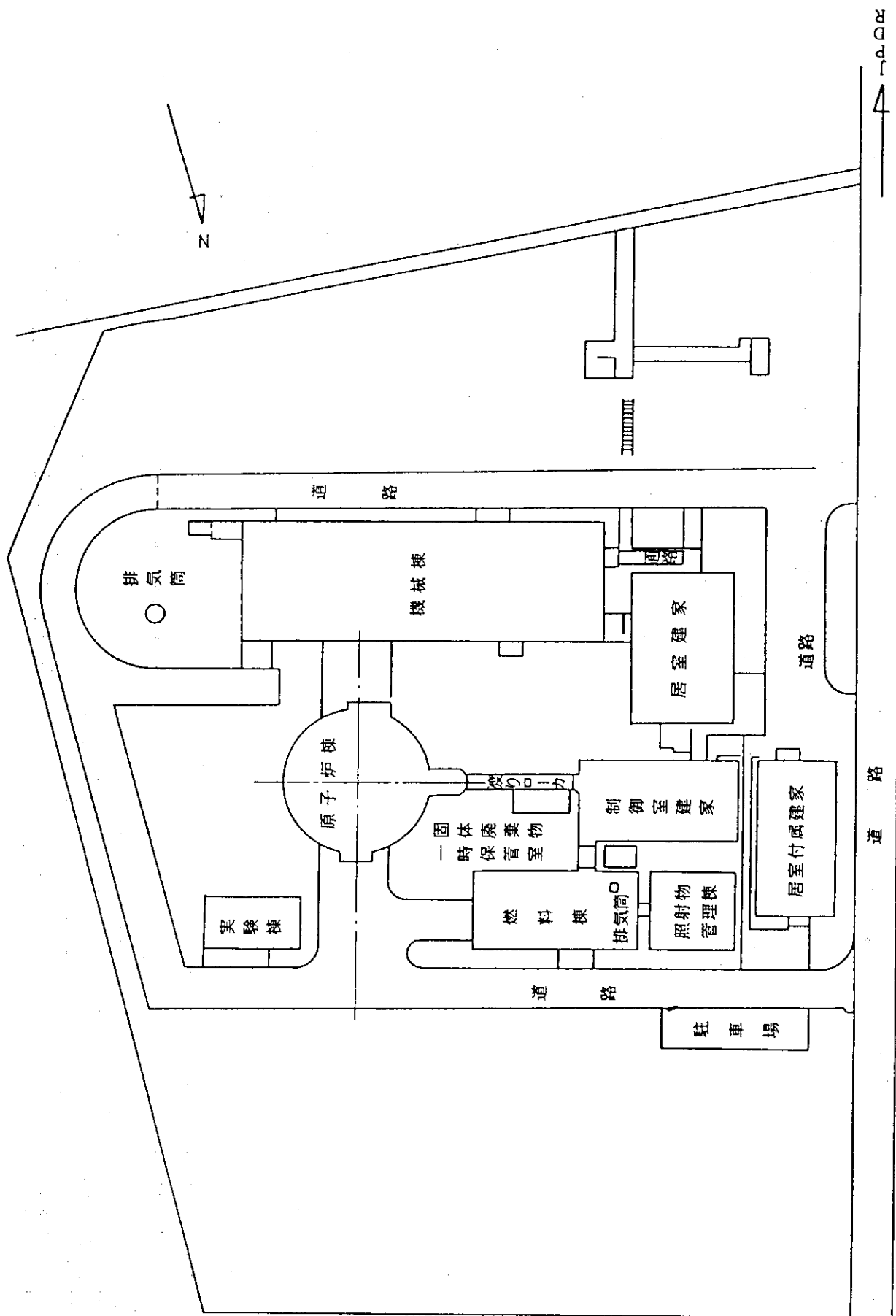
◎ : 今回追加項目

第 2.8 表 警 報 条 件

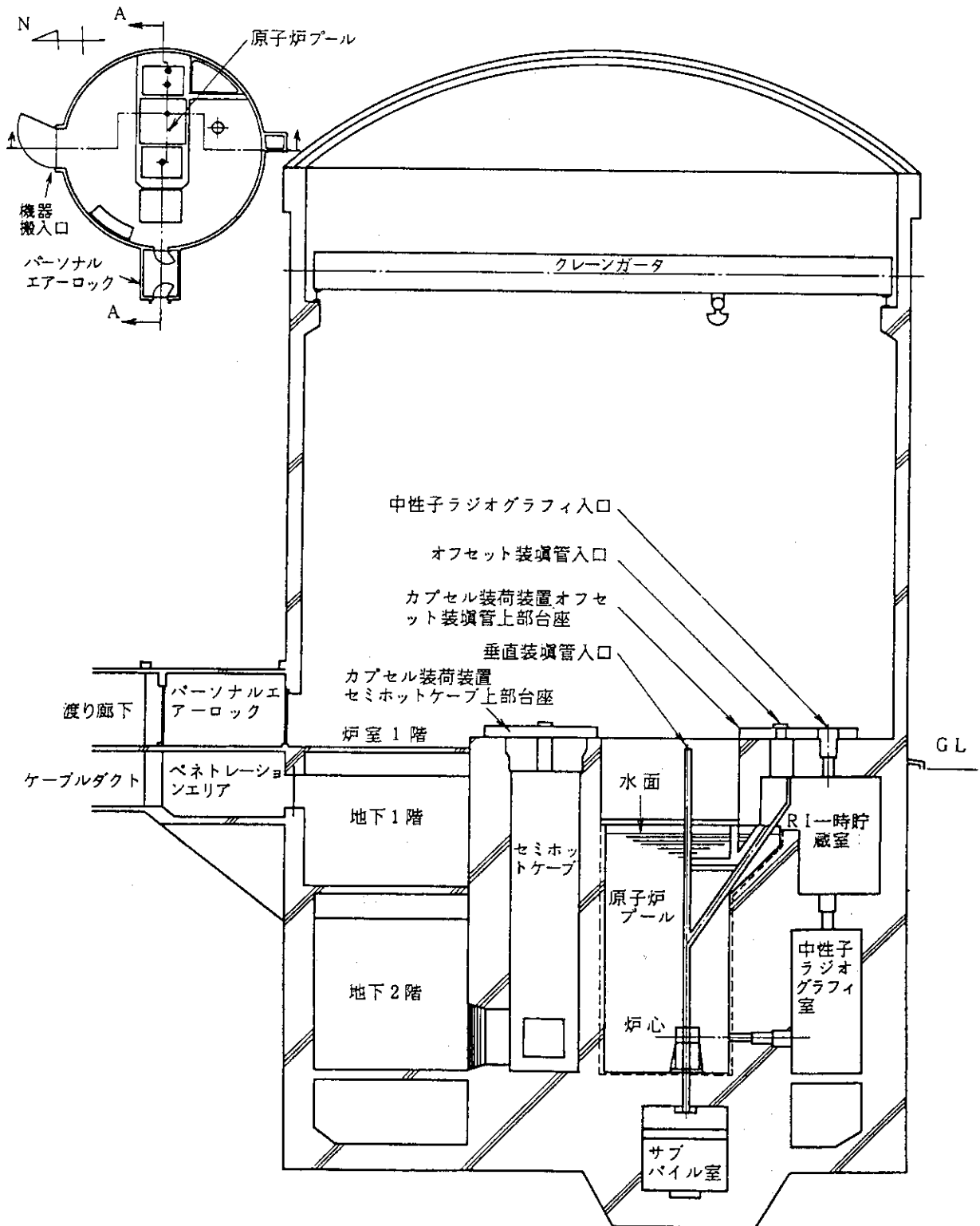
項目	運転モード	定出力運転モード	単一パルス運転モード	台形パルス運転モード	合成パルス運転モード	備考	変更の有無
ペリオド短		10 s	—	—	—		変更なし
線形定出力系出力高		各レンジ 105%	—	—	—	最高レンジについては 315 kW で警報	変更なし
安全出力系出力高		315 kW	—	各レンジ 105%	各レンジ 105%	台形パルス運転時及び合成パルス運転時の最高レンジについては 11 MW で警報。 合成パルス運転時は、トランジェント棒引抜き開始後規定時間はバイパス。	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
パルス出力系出力高		—	各レンジ 105%	—	各レンジ 105%	最高レンジについては 21,800 MW で警報	合成パルス運転モードについて追加
積分出力高		—	各レンジ 95%	105 MW・s	105 MW・s	単一パルス運転時の最高レンジについては 123 MW・s で警報。	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
燃料温度高		700°C	900°C	900°C	900°C	最高出力密度を有する燃料要素の計測点に対する値で計装燃料要素の挿入位置を考慮し、これに見合う値とする。	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
プールの水温度高		40°C	40°C	40°C	40°C		台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
プールの水液面低		-25 cm	-25 cm	-25 cm	-25 cm		台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
中性子検出器高圧電源電圧低		-5%	-5%	-5%	-5%		台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
実験物固定異常		○	○	○	○	実験物の無い時はバイパスされる。	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
定出力自動運転中誤差信号大		±5%	—	—	—		変更なし
定出力自動運転中調整棒下限		2 cm	—	—	—		変更なし
パルス自動運転中調整棒下限		—	—	2 cm	2 cm	制御棒自動挿入回路作動時はバイパスされる	追加
廃液タンク水位高		190 cm	190 cm	190 cm	190 cm		設備区分の変更による追加
排気スタトモニタ		$3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		設備区分の変更による追加
排気ガスモニタ		$3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		設備区分の変更による追加

第 2.9 表 スクラム条件及び原子炉保護用インターロック条件

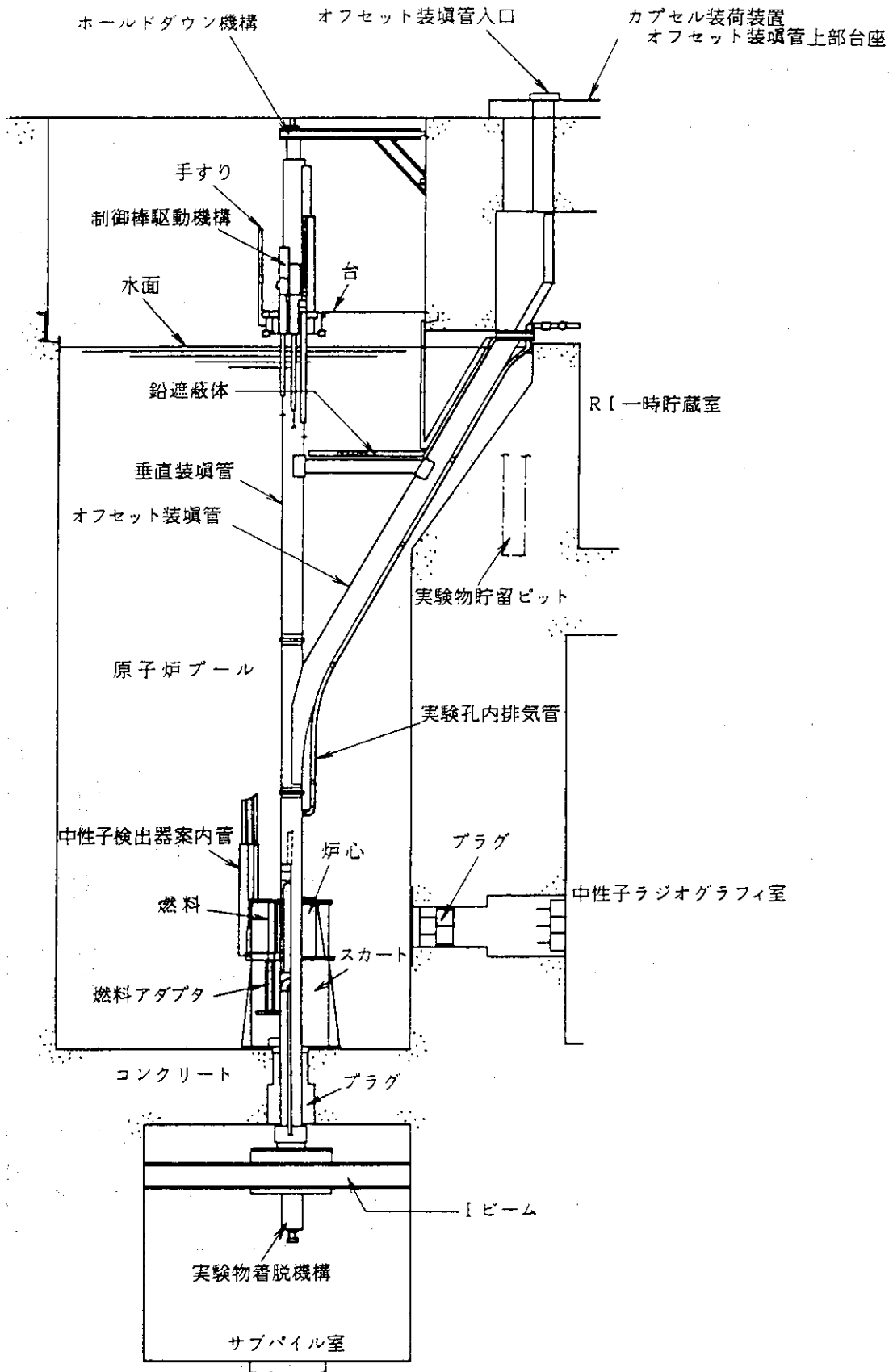
項目	運転モード	定出力運転モード	単一パルス運転モード	台形パルス運転モード	合成パルス運転モード	備	考	変更の有無
ベリオド短	—	5 s	—	—	—	—	—	変更なし
安全出力系出力高	—	330 kW	—	各レンジ 110 %	各レンジ 110 %	台形パルス運転時及び合成パルス運転時の最高レンジについては12.5MWでスクラム、合成パルス運転時は、ランジェント棒引抜き開始後規定時間はバイパス。	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
パルス出力系出力高	—	—	各レンジ 110 %	—	各レンジ 110 %	最高レンジについては23,000 MWでスクラム。	—	合成パルス運転モードについて追加
積分出力高	—	—	各レンジ 100 %	110 MW・s	110 MW・s	単一パルス運転時の最高レンジについては130 MW・sでスクラム。	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
燃料温度高	750°C	—	950°C	950°C	950°C	最高出力密度を有する燃料要素の計測点に対する値で計装燃料要素の挿入位置を考慮し、これに見合う値とする	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
プール水温度高	45°C	—	45°C	45°C	45°C	—	—	全運転モードについて追加
プール水液面低	-50 cm	—	-50 cm	-50 cm	-50 cm	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
水平地震動大	25 gal	—	25 gal	25 gal	25 gal	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
垂直地震動大	25 gal	—	25 gal	25 gal	25 gal	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
電源電圧低	-10 %	—	-10 %	-10 %	-10 %	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
中性子検出器高圧電源電圧低	-10 %	—	-10 %	-10 %	-10 %	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
安全スイッチ	○	—	○	○	○	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
クレーン炉心直上	○	—	○	○	○	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
サブバイル室扉開	○	—	○	○	○	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
手動スクラム	○	—	○	○	○	—	—	台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードについて追加
定出力自動運転中調整棒下限	0 cm	—	—	—	—	—	—	変更なし
パルス自動運転中調整棒下限	—	—	—	0 cm	0 cm	制御棒自動挿入回路作動時はバイパスされる。	—	追加
トランジェント棒引抜きタイム遅れ大	—	—	—	—	0.5 s	—	—	追加
推定積分出力高	—	—	—	—	105 MW・s	トランジェント棒引抜き開始後1sまでの積分出力の推定値	—	追加
推定燃料温度高	—	—	—	—	900°C	最高出力密度を有する燃料要素の計測点に対する値で計装燃料要素の挿入位置を考慮し、これに見合う値とする	—	追加



第2.1図 原子炉施設の全体配置

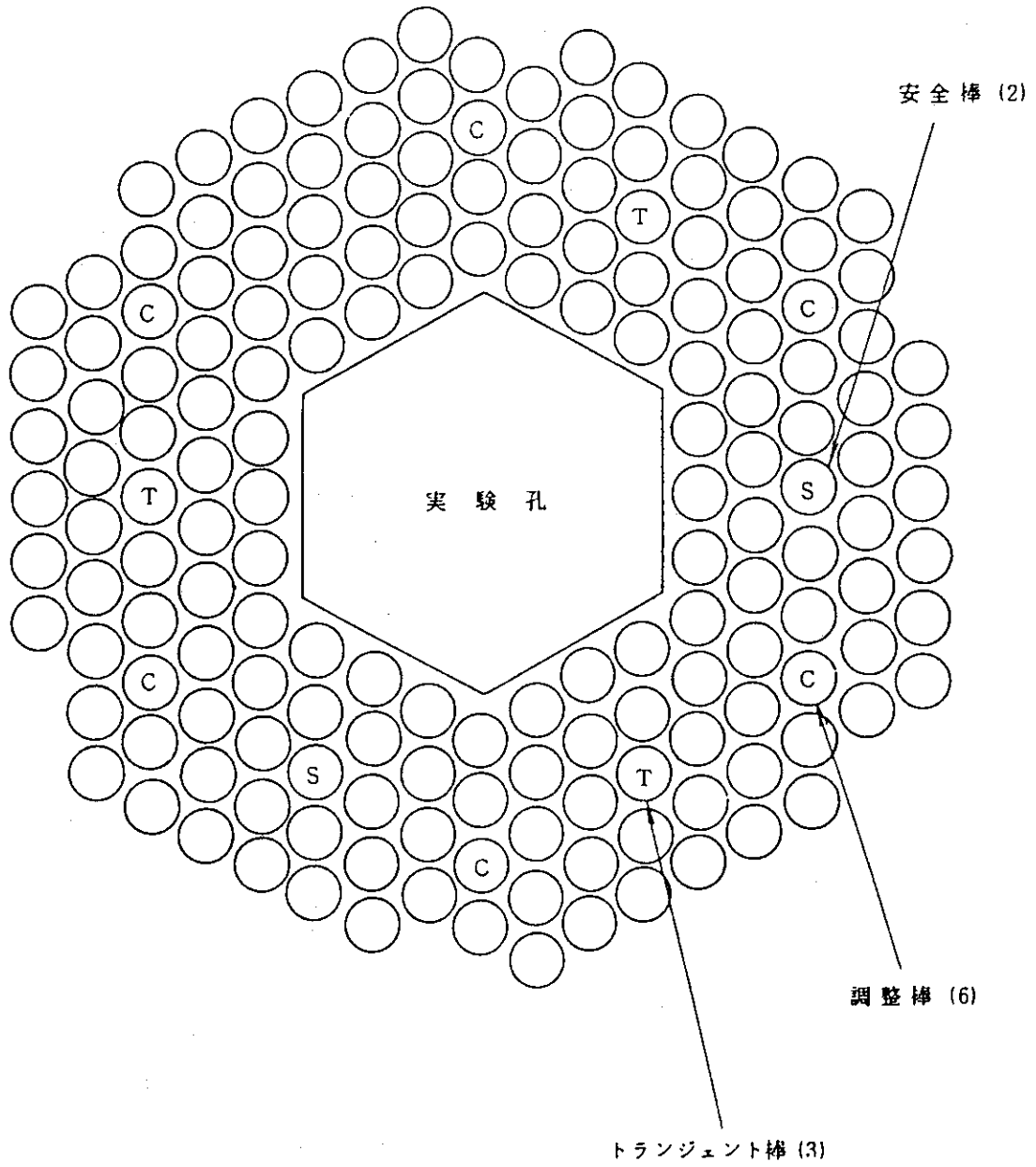


第 2.2 図 原子炉建家縦断面 (A-A)

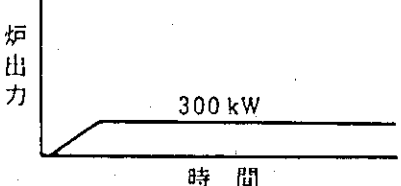
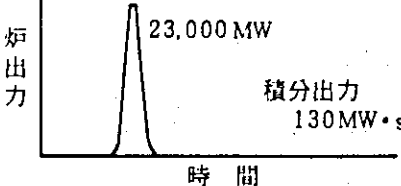
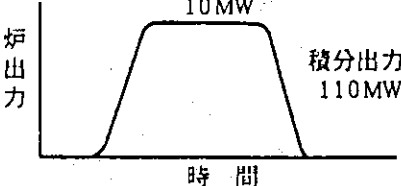
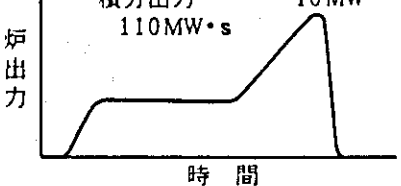
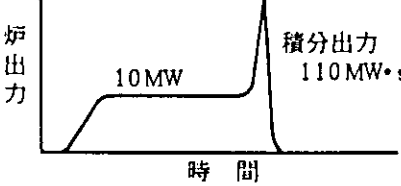
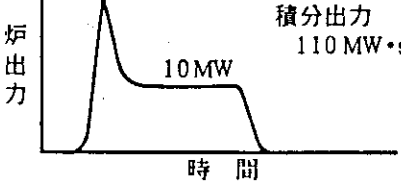


第 2.3 図 原 子 炉 本 体

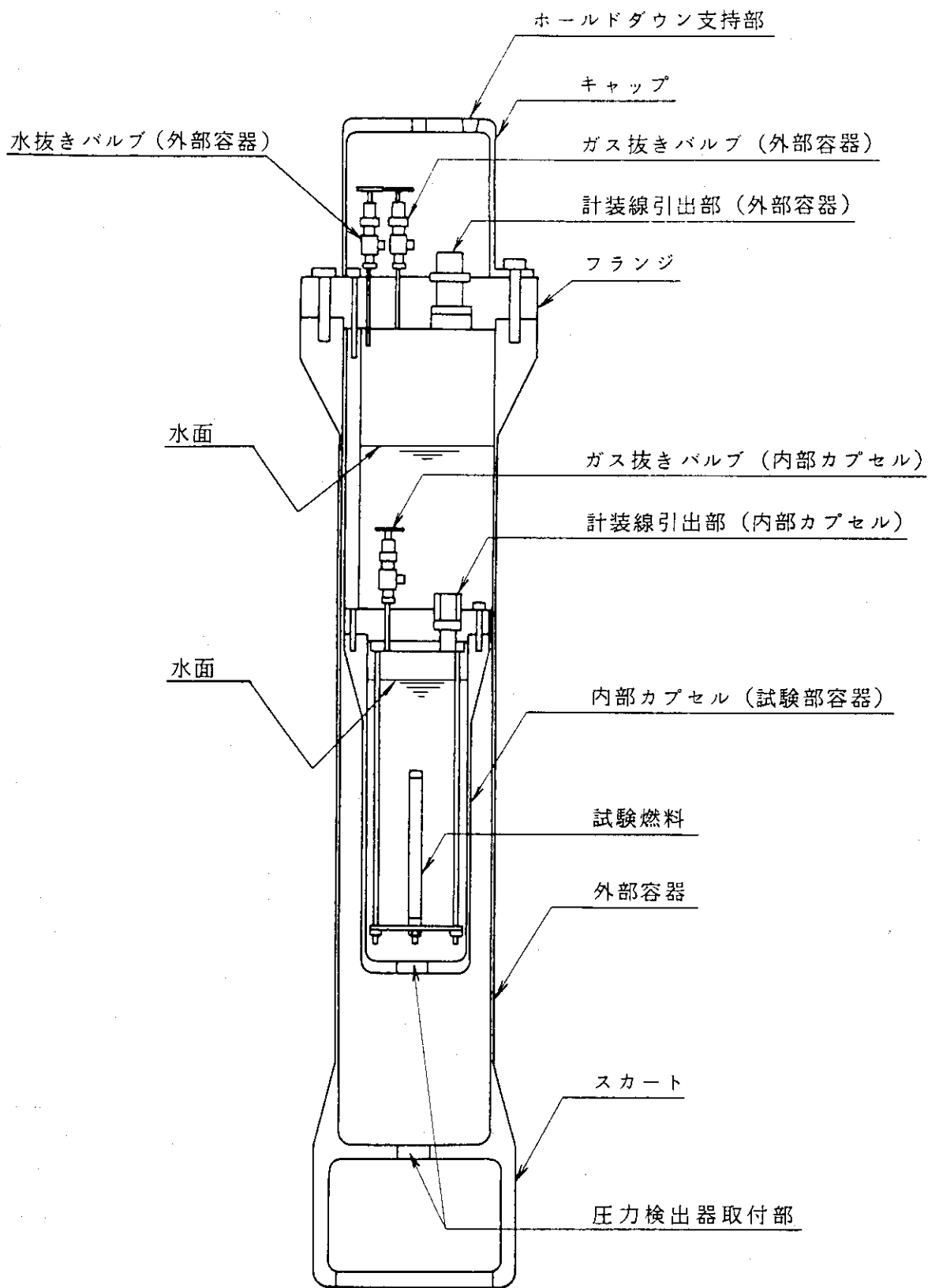




第 2.4 図 NSRR 炉心横断面図

運転の種類	運転モード	原子炉出力特性の代表例
定出力運転	定出力運転	 <p>炉出力</p> <p>300 kW</p> <p>時間</p>
パルス運転	単一パルス運転	 <p>炉出力</p> <p>23,000 MW</p> <p>積分出力 130 MW·s</p> <p>時間</p>
	台形パルス運転	 <p>炉出力</p> <p>10 MW</p> <p>積分出力 110 MW·s</p> <p>時間</p>
		 <p>炉出力</p> <p>積分出力 110 MW·s</p> <p>10 MW</p> <p>時間</p>
	合成パルス運転	 <p>炉出力</p> <p>23,000 MW</p> <p>10 MW</p> <p>積分出力 110 MW·s</p> <p>時間</p>
		 <p>炉出力</p> <p>23,000 MW</p> <p>10 MW</p> <p>積分出力 110 MW·s</p> <p>時間</p>

第 2.5 図 NSRR の運転の種類と運転モード及び炉出力特性の代表例



第 2.6 図 大気圧水カプセル概要  
 (照射済酸化ウラン燃料実験用)

### 3. NSRR原子炉施設の安全評価に当たっての基本的な考え方

#### 3.1 概 要

原子炉施設の設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適正さを確認するために、原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転でき、また、万一重大な事故が発生したとしても、放射性物質が当研究所の敷地外へ多量に放出されるのを防止できるとともに、周辺公衆の安全性が十分確保できることを評価すること、すなわち、安全評価を行うことが必要である。

NSRRは、昭和48年に、安全審査を経て設置の許可を受けた。その後、安全審査のための指針が一層整備され、昭和53年には原子力委員会により「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>2)</sup>（以下、「安全評価指針」とよぶ）が、また、昭和57年には原子力安全委員会により「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」<sup>3)</sup>（以下、「気象指針」とよぶ）が決定された。一方、日本原子力研究所においても、昭和58年に、通達として「日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について」<sup>4)</sup>（以下、「原研通達」とよぶ）が定められた。今回のNSRR原子炉施設の変更に係る安全評価に当たっては、これらNSRR設置後に策定された安全審査指針等との整合性を図る必要がある。

特に、「安全評価指針」においては、原子炉施設の設計の妥当性を確認するために想定する異常事象を、発生する可能性の大きさを考慮して、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に分類し、それぞれに対する判断基準にてらして、選定した事象の解析結果を評価することが求められており、「原研通達」においても、これと同様のことが求められている。一方、NSRR設置時の安全評価においては、設計の妥当性を確認するために想定する異常事象を、発生する可能性の大小にかかわらず全て各種事故として扱い、これを「反応度事故」及び「機械的事故」に分類して各事象の解析を行っており、想定事象の分類が基本的に異なっている。

このため、今回の安全評価に当たっては、「安全評価指針」を参考として、異常事象の発生する可能性の大きさを考慮し、従来の運転に係る想定事象の見直しを行い、必要に応じて事象の選定及び解析条件をより合理的なものとし、また、新たな運転方法に係る想定事象を選定し、総合的に全ての運転形態を考慮した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析を行う。

一方、原子炉施設の立地条件が適正であることを検討するためには、昭和39年に原子力委員会によって定められた「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」<sup>5)</sup>（以下、「立地審査指針」とよぶ）に基づいて、「重大事故」及び「仮想事故」の解析を行い結果を評価することが求められており、NSRR設置時の安全評価においても、この「立地審査指針」に基づいて「重大事故」及び「仮想事故」の評価を行ってきたが、その後定められた前記「気象指針」において、被曝線量評価のための解析方法に一層の合理化が図られた。このため、今回の安全評価においては、この「気象指針」を参考として、「重大事故」及び

「仮想事故」による被曝線量の解析を行う。このことは、前記の「事故」による被曝線量の解析についても、同様である。なお、被曝線量の解析に用いる放射性物質の放射線エネルギーについては、昭和50年に原子炉安全専門審査会内規として定められた「被曝計算に用いる放射線エネルギー等について」<sup>6)</sup>（以下、「放射線エネルギー内規」とよぶ）に示される値を用いる。

### 3.2 安全評価に関する基本方針

NSRR原子炉施設の変更に係る安全評価に当たっては、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するために、「安全評価指針」を参考とし、「原研通達」に基づいて、原子炉施設の通常運転の状態を超えた事象、すなわち「運転時の異常な過渡変化」について評価を行い、次いでこの運転時の異常な過渡変化を超える事象、すなわち「事故」について評価を行う。さらに、原子炉施設の立地条件の適否を判断する観点から、「立地審査指針」に従い、炉心燃料要素の破損を想定した「重大事故」及び重大事故よりもさらに多くの放射性物質の放出を想定した「仮想事故」について評価を行う。なお、想定した放射性物質の放出による被曝線量の解析に当たっては、「気象指針」等を参考とする。

### 3.3 安全評価における想定事象

#### 3.3.1 運転時の異常な過渡変化及び事故に関する想定事象

「運転時の異常な過渡変化」としては、原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障又は誤動作もしくは運転員の単一誤操作等によって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態、及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象として考える。「運転時の異常な過渡変化」に関する評価の対象とすべき事象としては、原子炉施設が制御されずに放置されると、燃料要素に過度の損傷をもたらす可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するという観点から選定する。

また、「事故」としては、上記の「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生する可能性は小さいが、万一発生した場合には原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象として考える。「事故」に関する評価の対象とすべき事象としては、原子炉施設からの放射線による当研究所敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するという観点から選定する。

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の代表的な事象としては、「安全評価指針」において、発電用軽水型原子炉施設に関し第3.1表中のⅠに示す事項が示されている。また、「原研通達」においては、研究炉一般に関し第3.1表中のⅡに示す事項が示されている。

NSRR原子炉施設に関しては、全ての運転モードについてこれらの発生原因、防止対策等

を検討し、その結果第 3.1 表中のⅢに示す事項を選定し、それぞれに対して、具体的には以下に示す事象を「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として想定することとした。

「運転時の異常な過渡変化」

- 1) 炉心内の反応度の異常な変化
  - a) 起動時における制御棒の異常な引抜き
  - b) 定出力運転中の制御棒の異常な引抜き
  - c) 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着
  - d) 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き
  - e) 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き
- 2) その他の異常な変化
  - a) 商用電源喪失

「事故」

- 1) 反応度事故
  - a) 定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故
  - b) トランジェント棒フォロア浸水事故
- 2) 実験装置等に起因する事故
  - a) カプセルシール部等破損事故
- 3) その他の事故
  - a) 実験孔破損事故

以上の事象は、NSRR原子炉施設の設備及び運転モードの各特徴を考慮し、結果が厳しくなるものとして選定したものである。これら各事象の具体的な選定理由を以下に示す。また、第 3.2 表には、NSRR原子炉施設の異常につながる事象を、設備及び運転モード毎に整理して示す。

(1) 「運転時の異常な過渡変化」の事象選定

1) 炉心内の反応度の異常な変化

a) 起動時における制御棒の異常な引抜き

本原子炉の起動は定出力運転モードにおいて行われる。定出力運転モードにおいては、インターロックによって、制御棒の引抜き手順が制限され、トランジェント棒の圧縮空気による引抜き及び安全棒の引抜きは、調整棒が下限まで挿入されている未臨界状態においてのみ可能である。従って、安全棒及びトランジェント棒の異常な引抜きは問題とならず、このため、起動時の反応度の異常な変化としては、調整棒の異常な連続引抜きを想定する。この場合、調整棒の引抜きによる反応度挿入割合としては、その最大値を仮定する。

b) 定出力運転中の制御棒の異常な引抜き

定出力運転モードにおける 300 kW での運転中についても、上記の場合と同様に、調整棒の異常な連続引抜きが起こることを想定する。この場合、調整棒の引抜きによる反応度挿入割合としては、その最大値を仮定する。

c) 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着

単一パルス運転モードにおいては、インターロックにより、トランジェント棒以外の制御

棒の引抜きを行うことができない。単一パルス運転時には、トランジェント棒は、圧縮空気によって上限まで引抜かれた後、タイマーによってあらかじめ定められた時間の後に下限まで再挿入される。このため、単一パルス運転時の反応度の異常な変化としては、トランジェント棒が引抜き後に再挿入されないことを想定する。この場合、トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度としては、その最大値を仮定する。

なお、トランジェント棒の圧縮空気による引抜きは、合成パルス運転時にも行われる。合成パルス運転時には、トランジェント棒が引抜かれた後、運転終了時点で制御棒自動挿入回路の作動によってトランジェント棒及び調整棒が下限まで挿入される場合を除いては、計画的なトランジェント棒の再挿入は行われず、運転中は上限位置に保持される。

また、台形パルス運転の場合には、運転の当初よりトランジェント棒は上限位置に保持され、運転終了時点で制御棒自動挿入回路の作動によってトランジェント棒及び調整棒が下限まで挿入される場合を除いては、計画的なトランジェント棒の再挿入は行われず、運転中は上限位置に保持される。

次に示す d) の「台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」及び e) の「合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」として選定した事象においては、計画的なトランジェント棒の再挿入がないことを条件とした解析を行うので、台形パルス運転時及び合成パルス運転時にトランジェント棒が再挿入されない場合の効果については、それぞれ、これらの選定事象に包絡される。

#### d) 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き

台形パルス運転モードにおいては、インターロックにより、調整棒以外の制御棒が全て上限位置になれば、調整棒の引抜きを行うことができない。このため、台形パルス運転時の反応度の異常な変化としては、調整棒の異常な連続引抜きを想定する。この場合、調整棒の引抜きによる反応度挿入割合としては、その最大値を仮定する。

#### e) 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き

合成パルス運転モードにおいては、インターロックにより、安全棒が上限位置になれば、調整棒あるいはトランジェント棒の引抜きを行うことができず、かつ、両者を同時に引抜くことはできない。

合成パルス運転時の調整棒の異常な引抜きについては、上記 d) の「台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」に包絡される。このため、合成パルス運転時の反応度の異常な変化としては、トランジェント棒の引抜きタイミングに異常が生じることを想定する。この場合、トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度としては、その最大値を仮定する。

### 2) その他の異常な変化

#### a) 商用電源喪失

本原子炉は、プール水の自然循環によって冷却されるため、原子炉冷却系の異常による過渡変化は想定しえない。このため、通常運転時の商用電源の喪失を、その他の異常な変化として想定する。

### (2) 「事故」の事象選定

#### 1) 反応度事故

## a) 定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故

定出力運転モードにおいては、調整棒がわずかでも引抜かれている場合には、インターロックにより、トランジェント棒の圧縮空気による引抜きが行えない。しかし、トランジェント棒駆動機構の一部が故障した場合には、駆動部が加圧されて、トランジェント棒が引抜かれる可能性がある。

このため、300kWでの運転中のトランジェント棒の逸出を、反応度事故として想定する。この場合、トランジェント棒の逸出による挿入反応度としては、その最大値を仮定する。

なお、トランジェント棒の引抜きに関する事故としては、インターロックによってトランジェント棒を挿入した状態での運転ができない台形パルス運転モードを除く他の運転モードについて、定出力運転モードの場合には本事象を、また、単一パルス運転モード及び合成パルス運転モードの場合には下記b)の「トランジェント棒フォロア浸水事故」を、最も厳しい事象としてそれぞれ想定する。

## b) トランジェント棒フォロア浸水事故

単一パルス運転モード及び合成パルス運転モードにおいては、通常の運転としてトランジェント棒の圧縮空気による引抜きを行うが、トランジェント棒の中性子吸収体下部にある空気フォロアが浸水している場合には、トランジェント棒の反応度値が増加する。

このため、空気フォロアに浸水した1本を含むトランジェント棒の引抜きによって、過度の反応度が挿入される事故を反応度事故として想定する。この場合、トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度としては、通常運転時の最大値にフォロア浸水による反応度値の増分を加えた値を仮定し、この値が大きい単一パルス運転時のトランジェント棒フォロア浸水事故を選定する。

通常の運転における、合成パルス運転時のトランジェント棒による挿入反応度は、単一パルス運転時の場合よりも小さな値に制限される。また、合成パルス運転時の積分出力の制限値についても、単一パルス運転時の場合よりも小さな値に制限される。これらのことを考慮して評価した合成パルス運転時のトランジェント棒フォロア浸水事故における燃料最高温度は、単一パルス運転時の同事故の場合を下回る結果となっており、合成パルス運転時のトランジェント棒フォロア浸水事故は、単一パルス運転時のトランジェント棒フォロア浸水事故に包絡される。

## 2) 実験装置等に起因する事故

## a) カプセルシール部等破損事故

実験装置等に起因する事故としては、全運転モードのいずれかにおける運転中に、一重の気密性を有する照射カプセルの気密性が損なわれ、内部の試験燃料に生成した核分裂生成物が瞬時に原子炉建家内に放出されることを想定する。この場合、核分裂生成物の生成量としては試験燃料総発熱量の最大値に相当する値を仮定する。

## 3) その他の事故

## a) 実験孔破損事故

その他の事故として、300kWでの定出力運転中に実験孔が破損し、プール水が実験孔下部のサブパイル室に流出する事故を想定する。



なお、パルス運転（単一パルス運転、台形パルス運転、合成パルス運転）の場合には、運転中に実験孔の破損が起こったとしても、プールの水位が低下する間に運転が終了するため、パルス運転時の実験孔破損事故は、定出力運転時の同事故に包絡される。

### 3.3.2 重大事故及び仮想事故に関する想定事象

「重大事故」及び「仮想事故」としては、「立地審査指針」に従い原子炉施設の立地条件の適否を評価する観点から想定する必要がある事象を対象として考える。

「安全評価指針」においては、「重大事故」として、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するために想定した各種の「事故」の解析結果を参考に、それらの中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある「事故」をとり上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとされており、また、「仮想事故」としては、「重大事故」としてとり上げられた「事故」について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定することとされている。

NSRR原子炉施設に関しては、前節に記した各種の「事故」について解析した結果、第4.4節に示すように、いずれの「事故」においても炉心の燃料要素の破損が生じることはない。また、試験燃料からの核分裂性物質の放出を想定した「カプセルシール部等破損事故」においては、その想定条件として、試験燃料に最大の総発熱量を与えた場合に生成する核分裂生成物が瞬時にカプセルから放出されることを仮定しており、これ以上の核分裂生成物の放出が起こることはない。従って、「事故」として想定した事象のいずれをとり上げても、放射性物質の放出の拡大の可能性のあるものはなく、各種の「事故」を進展させたものとしての「重大事故」及び「仮想事故」に該当する事象は想定しえない。

このため、NSRR原子炉施設の場合には、「重大事故」及び「仮想事故」の原因を各種の「事故」には求めず、各種の想定された「事故」とは独立に、何らかの原因によって炉心の燃料要素1本が破損することを想定して「重大事故」とし、また、「重大事故」についてより多くの放射性物質の放出量を仮想した事故として、炉心の燃料要素の全数が破損することを想定し「仮想事故」とする。このNSRR原子炉施設に関する「重大事故」及び「仮想事故」の考えは、「原研通達」における基本的な考え方に沿うものである。

なお、「仮想事故」に関しては、以上に示した炉心燃料要素全数の破損の想定に加えて、さらに、NSRR原子炉施設設置時の安全評価の場合と同様に、一重の気密性を有する照射カプセルの気密不全（上記の「カプセルシール部等破損事故」に相当）による放射性物質の放出を重ね合わせて想定する。

## 3.4 安全評価における判断基準

### 3.4.1 運転時の異常な過渡変化及び事故に対する判断基準

#### (1) 「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準

「運転時の異常な過渡変化」に関しては、想定した事象の発生に伴う過渡現象下において、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。このこと

を判断する基準を、以下の通りに設定する。

- ① 燃料温度は 1,150 °C 以下であること。

この判断基準は、炉心の燃料要素の損傷を防止するためのものであり、燃料要素内の水素の解離による内圧上昇によって被覆管 (SUS 304) に生じる応力が降伏応力に達する条件に相当する U-ZrH 燃料の温度に対し、余裕を見込んだ U-ZrH 燃料の温度 (1,150 °C) としたものである (第 2.4.1 項参照)。

なお、「安全評価指針」においては、「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準として、想定する事象に応じ、次の事項を考えることとしている。

(イ) 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること。

(ロ) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。

(ハ) 燃料ペレットの保有熱量は許容限界値を超えないこと。

(ニ) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。

このうち、(イ)については、NSRR の燃料要素が、ギャップを大きくとり、燃料 (U-ZrH) からの除熱を抑制するとともに、被覆管のバーンアウトを防止する構造となっていることから、問題とならない。

(ロ)については、燃料被覆管の機械的な破損を防止するために定めた上記の判断基準①が、これに対応している。

(ハ)については、燃料エンタルピと等価な燃料温度を用いている上記判断基準①が、これにも対応している。

(ニ)については、NSRR が圧力容器を持たないスイミングプール型の原子炉であるため、判断基準の対象とはならない。

- (2) 「事故」に対する判断基準

「事故」に関しては、想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心が著しく損傷する恐れがないこと及び放射線による当研究所敷地周辺への影響が大きくなるような放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当でなければならない。このことを判断する基準を、以下の通りに設定する。

- ① 燃料温度は 1,330 °C 以下であること。

- ② 周辺の公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。

判断基準の①は、炉心の燃料要素の破損によって生じる衝撃圧力等が、炉心構造物に作用することによる損傷を防止するためのものであり、燃料要素内の水素の解離による内圧上昇によって被覆管 (SUS 304) に生じる応力が引張強さに達する条件 (破裂条件) に相当する U-ZrH 燃料の温度 (1,330 °C) としたものである (第 2.4.1 項参照)。

なお、「安全評価指針」においては、「事故」に対する判断基準として、次の事項を考えることとしている。

(イ) 炉心は、大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(ロ) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。

(ハ) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、設計圧力の 1/0.9 倍以下であること。

(ニ) 周辺の公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。

このうち、(イ)については、燃料被覆管の破裂を防止することによって、被覆管破裂後の高温の燃料（U-ZrH）とプール水との接触による機械的エネルギーの発生の恐れを阻止し、炉心の大きな損傷を防止するために定めた上記の判断基準①が、これに対応している。なお、NSRRの炉心は、プール水の自然循環によって冷却されるため、事故によっても炉心の自然循環が阻害される恐れはなく、炉心の冷却性は問題とならない。

(ロ)及び(ハ)については、NSRRが圧力容器を持たないスイミングプール型の原子炉であるため、判断基準の対象とならない。

(ニ)については、上記の判断基準②が、これに対応している。

### 3.4.2 重大事故及び仮想事故に対する判断基準

「重大事故」及び「仮想事故」に関しては、これらを想定しても、公衆に及ぼす放射線の影響の見地から原子炉施設と周辺の公衆との離隔が適正に確保されたものでなければならない。このことを判断するための基準は、「立地審査指針」に基づき、以下の通りとする。

① 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。

ここにいう「ある距離の範囲」としては、「重大事故」の場合、もし、その距離だけ離れた地点に人がいつづけるならば、その人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲をとるものとする。

ここにいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いる。

甲状腺（小児）に対して	150 rem
全身に対して	25 rem

② 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。

ここにいう「ある距離の範囲」としては、「仮想事故」の場合、何らの措置を講じなければ、その範囲内にいる公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲をとるものとする。

ここにいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を考える。

甲状腺（成人）に対して	300 rem
全身に対して	25 rem

③ 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。

ここにいう「ある距離」としては、「仮想事故」の場合、全身被曝線量の積算値が、国民遺伝線量の見地から十分受け入れられる程度に小さい値になるような距離をとるものとする。

ここにいう「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、200万人・remを参考とする。

### 3.5 想定事故時の被曝線量評価に使用する気象条件

NSRR原子炉施設について想定する「事故」、「重大事故」及び「仮想事故」における放射性物質の大気中放出による周辺公衆の被曝線量の評価に当たっては、実際に観測した気象デー

タをもとに、出現頻度からみてそれより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態（気象条件）を推定する。拡散状態の推定は、当研究所敷地における5年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度（ $X/Q$ ）、相対線量（ $D/Q$ ）を求めることにより行う。被曝線量計算に用いる相対濃度（ $X/Q$ ）は、次のようにして求める。

- 1) 相対濃度は、毎時刻の気象資料と実効放出継続時間をもとに、方位別に当研究所敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- 2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を5年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
- 3) 被曝線量計算に用いる相対濃度は、上記2)で求めた相対濃度のうち陸側方位で最大の値を使用する。
- 4) 各種の「事故」、「重大事故」及び「仮想事故」時の大気拡散計算に使用する排気筒の有効高さは、排気筒放出を仮定する場合には排気筒の高さとし、吹き上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には0mとする。
- 5) 方位別 $X/Q$ の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

なお、放射性雲からの $r$ 線照射線量については $X/Q$ の代りに空間濃度分布と $r$ 線照射線量モデルを組み合わせた相対線量（ $D/Q$ ）を $X/Q$ と同様な方法で求めて使用する。

NSRR原子炉施設に係る「事故」、「重大事故」及び「仮想事故」について、地上放出の場合には建家等の影響を考慮して求め、排気筒放出の場合には建家等の影響は無いとして求めた方位別 $X/Q$ 及び $D/Q$ の値を第3.3表に示す。

### 3.6 従来の安全評価との変更点

NSRR原子炉施設の変更に係る今回の安全評価においては、最新の安全審査指針等を参考とし、従来の運転及び新たな運転を含む全ての運転形態にわたって総合的に原子炉施設の安全性確認のための再評価を行うものであり、前節までに示したように、NSRR設置時の安全評価とは種々異なる点を含んでいる。以下には、今回の安全評価における従来の安全評価との変更点を整理して示す。

#### (1) 想定事象の分類

- 1) 原子炉施設の設計の妥当性を確認するために想定する事象を、従来は「反応度事故」及び「機械的事故」に分類して評価したが、今回は「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に分類して評価する。
- 2) 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として分類した各事象を評価するための判断基準を、今回新たに設定する。

なお、従来は、第2.4.1項に示した燃料破損限界温度（燃料温度1,150℃）を基準として、燃料要素の破損の有無を評価してきた。この燃料要素の破損限界に対する考え方には変更がなく、このことを反映しつつ、新たに「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に

対する判断基準を今回明確に定めるものである。

(2) 想定事象の選定

- 1) 運転モードとして追加される台形パルス運転モード及び合成パルス運転モードに係る想定事象を、今回新たに選定する。
- 2) 従来運転に係わる想定事象の見直しを行い、必要に応じて事象の選定をより合理的なものとする。(第3.1表及び第3.2表参照)。

(3) 想定事象の解析条件

- 1) 解析に当って使用するモデル及びパラメータを評価の結果がきびしくなるように選定することを基本とすることは従来と同様であるが、評価目的の範囲内で合理的なものを用いることとし、従来解析条件の見直しを行い、必要に応じて解析条件をより合理的なものとする。
- 2) 試験燃料からの核分裂生成物の放出を仮定する事象については、試験燃料に与える最大総発熱量の値の変更に伴って、放出される核分裂生成物の量を変更する。
- 3) 放射性物質の放散を抑制するための機能を備えた設備の作動が要求される場合には、商用電源の喪失の効果を考慮する。具体的には、従来「重大事故」及び「仮想事故」の解析について商用電源の喪失を考慮したが、今回は「重大事故」及び「仮想事故」に加え「事故」の解析についても商用電源の喪失の効果を考慮する。
- 4) 放射性物質の放射線エネルギーの値を、「放射線エネルギー内規」に基づく値とする。
- 5) 放射性物質の大気中放出による周辺公衆への影響評価に当っては、「気象指針」を参考とし最近の気象データを用いて解析を行う。また、被曝線量の人口積算値を評価する場合には、最近の人口分布調査結果を用いる。
- 6) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による周辺公衆への影響評価を新たに行う。

今回の安全評価における解析条件の従来との変更点を、各選定事象毎に整理して、第3.4表に示す。

第 3.1 表 「安全評価指針」，研究炉一般及び NSRR における「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の代表的事象の分類

	I. 「安全評価指針」の事象	II. 研究炉一般の事象	III. NSRRの事象	「安全評価指針」との対応
<p>な 過 渡 時 の 変 化 異 常</p>	<p>1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 4) その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化</p>	<p>1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 2) 炉心の熱除去の異常な変化 3) 原子炉冷却材保有量の異常な変化 4) その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化</p>	<p>1) 炉心内の反応度の異常な変化 2) その他の異常な変化</p>	<p>2) 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び3) 「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を想定しない理由は、NSRRが圧力容器を持たないスイミングプール型の原子炉であり、炉心の冷却はプールの自然循環によって行われるためである。</p>
<p>事 故</p>	<p>1) 炉心冷却能力の低下 2) 冷却材喪失 3) 廃棄物処理設備の破損 4) 主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損 5) 燃料取扱いに伴う事故 6) 制御棒の抜け出し等による事故 7) その他必要と認められる事故</p>	<p>1) 炉心冷却能力の低下 2) 冷却材の喪失事故 3) 燃料の取扱い事故 4) 反応度事故 5) 実験装置等に起因する事故 6) その他必要と認められる各種事故</p>	<p>1) 反応度事故 2) 実験装置等に起因する事故 3) その他の事故</p>	<p>1) 「炉心冷却能力の低下」を想定しない理由は、炉心の冷却がプールの自然循環によって行われるためである。 2) 「冷却材喪失」に相当する事故として実験孔の破損を想定し、その他の事故として扱う。 3) 「廃棄物処理設備の破損」を想定しない理由は、通常運転時の放射性廃ガスの生成量が微量であるためである。 4) 「主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損」を想定しない理由は、これらの設備を保有していないためである。 5) 「燃料取扱いに伴う事故」を想定しない理由は、燃料要素の落下試験を実施して破損しないことを確認しているためである。</p>

第 3.2 (1)表 NSRR 原子炉施設の異常につながる事象の整理

設備	現象	想定される事象	主な対策	検討	選定事象
原子炉制御設備	炉心内の反応度の異常な変化 (異常過渡)	(1) 定出力運転モード 1) 制御系機器の誤操作又は誤動作による起動時の各種制御棒の異常引抜 イ) 安全棒 1 本の異常引抜 ロ) 調整棒 1 本の異常引抜 ハ) 調整棒 6 本の異常引抜 ニ) トランジェント棒 1 本の異常引抜	a) 起動時、安全棒及びトランジェント棒は、全調整棒が下限でなければ引抜けないインターロックとする。 b) 調整棒 1 本の駆動速度は約 1.4 mm/s, 6 本バンクの駆動速度は約 0.72 mm/s とする。 c) 調整棒の引抜による反応度変化率は 1 本引抜時及び 6 本バンク引抜時の最大制限値を同一とする。	○ 対策 a) により、安全棒又はトランジェント棒が異常に引抜けても、起動時には原子炉は臨界とならず、問題は無い。 ○ 対策 c) により、調整棒 1 本の異常引抜及び 6 本バンクの異常引抜は同等の効果となる。このため調整棒 1 本又は 6 本バンクの最大の反応度変化率による連続引抜を考える。 (起動時及び出力運転中)	○ 起動時の調整棒の連続引抜 (「起動時における制御棒の異常な引抜」：異常過渡) ○ 出力運転 (300 kW) 中の調整棒の連続引抜 (「定出力運転中の制御棒の異常な引抜」：異常過渡)
	制御棒の抜出等による事故 (事故)	2) 制御系機器の誤操作又は誤動作による出力運転中の各種制御棒の異常引抜 イ) 調整棒 1 本の異常引抜 ロ) 調整棒 6 本の異常引抜 ハ) トランジェント棒 1 本の異常引抜	d) 定出力運転モードでは、全安全棒下限及び全調整棒下限でなければ、トランジェント棒の急速引抜ができないインターロックとする。 e) 定出力運転時の出力 1 kW 以上、燃料温度 100 °C 以上の場合には、パルス運転モードに切替えてトランジェント棒の急速引抜を行うことができないうインターロックとする。	○ 定出力運転中、トランジェント棒に圧縮空気を供給する電磁弁の故障による事故を想定し、トランジェント棒 1 本の急速引抜を考える。	○ 出力運転 (300 kW) 中のトランジェント棒 1 本の逸出 (「定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故」：事故)

第 3.2 (2) 表 NSRR 原子炉施設の異常につながる事象の整理

設備	現象	想定される事象	主な対策	検討	選定事象
原子炉制御設備	炉心内の反応度の異常な変化 (異常過渡)	(2) 単一バルス運転モード 1) 制御系機器の故障によるバルス運転時トランジェント棒の上限位置固着 (炉心再挿入不能)	a) 単一バルス運転時には、トランジェント棒以外の制御棒の引抜はできないインターロックとする。 b) トランジェント棒には各々独立した駆動機構を設ける。 c) トランジェント棒引抜後は、タイマーによって10秒以内に全トランジェント棒を炉心に再挿入する。 d) トランジェント棒の空気フョロアは密封構造とする。 e) トランジェント棒の反応度面値は、予め定出力運転時に調整棒との比較により必ず確認する。	○ 対策 a) により、単一バルス運転中には、トランジェント棒を除く他の制御棒の引抜は行えない。 ○ トランジェント棒引抜後、タイマーの故障によりトランジェント棒全数が炉心に再挿入されない事象を考える。	○ トランジェント棒による最大反応度挿入後のトランジェント棒3本の上限位置固着 (「単一バルス運転時におけるトランジェント棒の固着」：異常過渡)
	制御棒の抜出等による事故 (事故)	2) トランジェント棒空気フョロアの浸水による異常な反応度の挿入		○ 対策 d) にもかかわらず、トランジェント棒の空気フョロアが破損して浸水し反応度師値が増加して、トランジェント棒引抜き時に過大な反応度挿入事象を考える。	○ 空気フョロアの浸水によるトランジェント棒引抜き時の過大な反応度挿入 (「トランジェント棒フョロア浸水事故」：事故)



第 3.2 (3)表 NSRR 原子炉施設の異常につながる事象の整理

設備	現象	想定される事象	主な対策	検討	選定事象
原子炉制御設備	<p>炉心内の反応度の異常な変化 (異常過渡)</p> <p>制御棒の抜出等による事故 (事故)</p>	<p>(3) 台形パルス運転モード</p> <p>1) 制御系機器の故障、誤動作による調整棒の異常引抜</p>	<p>a) 台形パルス運転モードでは、安全棒及びトランジェント棒が全て上限位置になければ、調整棒の引抜を行えないインターロックとする。</p> <p>b) 調整棒のバンク引抜速度は、75 mm/s 以下に制限する。</p> <p>c) 出力目標値あるいは調整棒位置目標値との偏差が設定値を超えた場合等には、調整棒の引抜が行えないインターロックとする。</p>	<p>○ 対策 a) により、台形パルス運転中には、調整棒を除く他の制御棒の引抜は行えない。</p> <p>○ 制御系機器の誤動作により、調整棒が連続的に最大の 75 mm/s で引抜かれる事象を考える。</p>	<p>○ 台形パルス出力状態からの調整棒 6 本の連続引抜 (「台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜」 : 異常過渡)</p>

第 3.2 (4)表 NSRR 原子炉施設の異常につながる事象の整理

設備	現象	想定される事象	主な対策	検討	選定事象
原子炉制御設備	炉心内の反応度の異常な変化 (異常過渡)	(4) 合成パルス運転モード 1) 制御系機器の故障、誤動作による調整棒の異常引抜	a) 合成パルス運転モードでは、安全棒が上限位置になければ、調整棒、トランジェント棒の引抜を行えないインターロックとする。 b) 調整棒のバンク引抜速度は、75 mm/s 以下に制限する。 c) 出力目標値あるいは調整棒位置目標との偏差が設定値を超えた場合には、調整棒の引抜が行えないインターロックとする。 d) トランジェント棒の引抜時において、推定積分出力及び推定燃料温度が設定値以下でなければトランジェント棒の引抜が行えないインターロックとする。 e) トランジェント棒の引抜開始が規定時間以上遅れる場合には、トランジェント棒の引抜が行えないインターロックとする。 f) トランジェント棒の空気フオリアは密閉構造とする。 g) トランジェント棒の反応度師値は、予め定出力運転時に調整棒との比較により必ず確認する。	o 対策 a) により、合成パルス運転中には、安全棒の引抜は行えない。 o 調整棒の異常引抜については、台形パルス運転モードにおける調整棒の異常引抜によって包絡される。	o 合成パルス運転時のトランジェント棒引抜タイムミングの遅れ (「合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜」：異常過渡)
	制御棒の抜出等による事故 (事故)	2) 制御系機器の故障、誤動作によるトランジェント棒の引抜遅れ	o トランジェント棒の異常引抜については、制御系機器の誤動作により予定よりも規定時間 (0.5秒) の範囲内で最大限に遅れて引抜かれる事象を考える。なお、解析上、引抜遅れの効果を含む積分出力は、推定積分出力の制限値 (105 MW·s) の範囲内の最大値を考える。	o 空気フオリアの浸水効果を含むトランジェント棒の反応度師値は、合成パルス運転の場合最大 0.0305 Δkで、単一パルス運転時の同事故の場合の値を下回り、結果的に単一パルス運転時の同事故に包絡される。	
	3) トランジェント空気フオリアの浸水による異常な反応度の挿入				

第 3.2 (5) 表 NSRR 原子炉施設の異常にながらるる事象の整理

設備	現象	想定される事象	主な対策	検討	選定事象
実験孔	炉心内の熱除去の異常な変化 (異常変化) 原子炉炉冷却材保有量の異常な変化 (異常過渡) 冷却材喪失 (事故)	1) 任意の運転モードにおける運転中の実験孔の破損による原子炉冷却材の漏洩	a) 実験孔は耐食性に優れた材料を用い十分な強度を有するように設計、製作する。 b) 実験孔下部には、水密性のサブパイプ室を設ける。	○ 定出力運転中に、何らかの原因によって実験孔が破損し、原子炉冷却材が実験孔内に流入する事象を想定する (想定事象としては、その他の事故として扱う)。 ○ 定出力運転モード以外の場合には、パルス運転中に実験孔の破損が起こったとしても、プールの水位が低下する間に運転が終了するため、パルス運転中の実験孔破損事故は、上記の事故に包絡される。	○ 定出力運転中の実験孔の破損による原子炉冷却材の漏洩 (「実験孔破損事故」 : 事故)
実験装置	実験装置等に起因する事故 (事故)	1) 任意の運転モードにおけるカプセルシール部不全等による試験燃料の核分裂生成物の大気中放出 2) パルス運転時の実験物逸出による異常な反応度の挿入	a) カプセルは十分な耐圧強度と密封性を有するように設計、製作する。 b) 未照射ブルトニウム-ウラン混合酸化物燃料、照射済酸化ウラン燃料は二重の気密性を有するカプセル (内カプセル、外部容器) に封入して実験に用いる。 c) 十分な強度を有するグリッピング装置によりカプセル下部を固定する。 d) 十分な強度を有するホルドダウン機構によりカプセル上部を固定する。 e) 運転中、カプセル上下の固定に異常が生ずれば警報を発する。	○ 一重カプセルのシール部の破損等により試験燃料の最大総発熱量に相当する F P が大気中に放出される事象を想定する。 ○ 二重の気密性を有するカプセルからの F P 漏洩は考えられない。 ○ 対策 c) 及び d) により、カプセルが炉心から逸出して異常な反応度が挿入されることは考えられない。	○ 一重カプセルのシール部等からの核分裂生成物の放出 (「カプセルシール部等破損事故」 : 事故)

第 3.2 (6)表 NSRR 原子炉施設の異常につながらる事象の整理

設備	現 象	想定される事象	主 な 対 策	検 討	選 定 事 象
電 源 設 備	その他の事象	1) 任意の運転モードにおける外部商用電源の喪失	a) 商用電源の喪失により、原子炉をスクラムさせる。 b) 非常用電源設備を保有し、商用電源の喪失に対処する。	○ 全ての運転モードにおいて、炉心はプールの自然循環によって冷却し、また、商用電源喪失時には原子炉はスクラムされるので、燃料温度の異常な上昇は生じない。	○ 商用電源の喪失 (「商用電源喪失」; 異常過渡)

第 3.3 表 事故時の方位別  $\chi/Q$  ( $h/m^3$ ),  $D/Q$  ( $\mu rem/MeV \cdot Ci$ ) の 97% 値  
(各種事故, 重大事故及び仮想事故時)

放出源: NSRR

$\chi/Q$ 又は $D/Q$		$\chi/Q$	$\chi/Q$	$D/Q$	$D/Q$	
実効放出継続時間		1 時間	1 時間	1 時間	1 時間	
放出高		0 m	50 m	0 m	50 m	
方位 陸側 海側 (敷地境界までの距離・m)	↑	S (1780)	$9.7 \times 10^{-9}$	$8.9 \times 10^{-10}$	3.8	1.7
		S S W (1150)	<u><math>4.5 \times 10^{-8}</math></u>	<u><math>6.0 \times 10^{-9}</math></u>	<u>8.2</u>	<u>2.6</u>
		S W (1040)	$2.2 \times 10^{-8}$	$4.7 \times 10^{-9}$	5.6	2.4
		W S W (860)	$1.6 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^{-9}$	4.2	1.7
		W (850)	$7.5 \times 10^{-10}$	$2.5 \times 10^{-10}$	$7.6 \times 10^{-1}$	$6.4 \times 10^{-1}$
		W N W (750)	—————	—————	$5.2 \times 10^{-1}$	$2.3 \times 10^{-1}$
		N W (770)	—————	—————	$4.4 \times 10^{-1}$	$2.5 \times 10^{-1}$
		N N W (1050)	—————	$1.2 \times 10^{-9}$	$7.0 \times 10^{-1}$	$8.6 \times 10^{-1}$
		N (1370)	$3.0 \times 10^{-9}$	$1.2 \times 10^{-9}$	1.4	$7.9 \times 10^{-1}$
		N N E (800)	$3.4 \times 10^{-9}$	—————	4.0	1.2
		N E (350)	$3.7 \times 10^{-8}$	$4.9 \times 10^{-12}$	7.1	1.8
		E N E (250)	$6.2 \times 10^{-8}$	$3.7 \times 10^{-34}$	$1.0 \times 10^1$	2.2
		E (220)	$4.0 \times 10^{-7}$	$4.3 \times 10^{-40}$	$3.7 \times 10^1$	2.7
		E S E (230)	$7.7 \times 10^{-7}$	$5.8 \times 10^{-15}$	$6.6 \times 10^1$	3.3
	S E (300)	$9.6 \times 10^{-7}$	$4.8 \times 10^{-12}$	$7.9 \times 10^1$	3.5	
	S S E (460)	$3.0 \times 10^{-7}$	$2.1 \times 10^{-10}$	$3.8 \times 10^1$	2.8	

気象データ: 5 年間 (1976年 1月~1980年12月) の測定データ

注記: 下線は被曝評価に用いる値を示す。

第 3.4 (1) 表 NSRR 原子炉施設安全評価のための解析上の変更点の概要

選定事象	従来の解析との変更の有無 (○: 変更あり、 -: 変更なし)	従来の解析との主要な変更点	変更理由	備考
起動時における制御棒の異常な引抜き	○	制御棒の引抜きによる反応度変化率の値の変更。	制御棒による反応度変化率を、従来は極めて保守的に設定し、申請値より過大な値を採用したが、今回は合理的な値として申請値の範囲内での保守的な値を採用。	「異常過渡」として評価。
定出力運転中の制御棒の異常な引抜き	○	制御棒の引抜きによる反応度変化率の値の変更。	制御棒による反応度変化率を、従来は極めて保守的に設定し、申請値より過大な値を採用したが、今回は合理的な値として申請値の範囲内での保守的な値を採用。	「異常過渡」として評価。
単一バルス運転時におけるトランジェント棒の固着	—	—	—	「異常過渡」として評価。
台形バルス運転時における制御棒の異常な引抜き	○ (追加事象)	今回新たな選定事象として追加し、解析。	原子炉の運転方式として、台形バルス運転を新たに追加するため。	「異常過渡」として評価。
合成バルス運転時における制御棒の異常な引抜き	○ (追加事象)	今回新たな選定事象として追加し、解析。	原子炉の運転方式として、合成バルス運転を新たに追加するため。	「異常過渡」として評価。
商用電源喪失	—	—	—	「異常過渡」として評価。
定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故	—	—	—	「事故」として評価。
トランジェント棒フォロア浸水事故	○ (補足解析)	合成バルス運転時のトランジェント棒フォロア浸水事故の解析を補足的に実施。	今回追加する合成バルス運転時におけるトランジェント棒フォロア浸水事故が、従来から想定されている単一バルス運転時の同事故に包絡される結果となることを確認するため。	「事故」として評価。

第 3.4 (2) 表 NSRR 原子炉施設安全評価のための解析上の変更点の概要

選定事象	従来の解析との変更の有無 (○: 変更あり、 -: 変更なし)	従来の解析との主要な変更点	変更理由	備考
カプセルシール部等 破損事故	○	1) 試験燃料からの F P 放出量の値の変更。 2) F P 放射線エネルギーの値の修正。 3) 原子炉建家排気設備の一定時間停止を考慮。 4) 原子炉建家換気率の値の変更。 5) 原子炉建家内での F P の放射線崩壊を考慮。 6) F P のスカイシヤインγ線及び直接γ線による被曝線量の評価の追加。 7) F P の大気中放出による被曝線量評価方法の変更。	1) 試験燃料の最大総発熱量の値の変更に伴い F P 放出量を変更。 2) 「放射線エネルギー」に基づき、F P 放射線エネルギーの値を修正。 3) 「安全評価指針」を参考とし、外部商用電源喪失の影響を考慮するため。(重大事故及び仮想事故については、従来は無限度とする) 4) 原子炉建家換気率を、従来は無限度とする過大な仮定を行ったが、今回は申請値の範囲で保守的に設定。 5) 上記 4) の理由により、今回は F P の原子炉建家内滞留を考慮するので、この間の崩壊による減衰効果を合理的に評価するため。 6) 原子炉建家内浮遊性 F P による放射線被曝の影響を評価するため。 7) 「気象指針」を参考とし、相対濃度及び相対線量に基づき被曝量評価を行うため。	「事故」として評価。
実験孔破損事故	—	—	—	「事故」として評価。

注) 「放射線エネルギー内規」: 原子炉安全専門審査会内規「被曝計算に用いる放射線エネルギー等について」  
 (昭和 50 年 11 月原子炉安全専門審査会)  
 「安全評価指針」: 原子力安全委員会安全審査指針「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」  
 (昭和 53 年 9 月原子力委員会決定)  
 「気象指針」: 原子力安全委員会安全審査指針「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」  
 (昭和 57 年 1 月原子力安全委員会決定)

第 3.4 (3) 表 NSRR 原子炉施設安全評価のための解析上の変更点の概要

選定事象	従来の解析との変更の有無 (○: 変更あり、 -: 変更なし)	従来の解析との主要な変更点	変更理由	備考
重大事故	○	1) F P 放射線エネルギーの値の修正。 2) 原子炉建家換気率の値の変更。 3) 原子炉建家内での F P の放射線崩壊を考慮。 4) F P のスカイラインによる被曝量及び直接 $\gamma$ 線による被曝量の評価の追加。 5) F P の大気中放出による被曝線量評価方法の変更。	1) 「放射線エネルギー内規」に基づき、F P 放射線エネルギーの値を修正。 2) 原子炉建家換気率を、従来は無限度とする過大な仮定を行ったが、今回は申請値の範囲内で保守的に設定。 3) F P の原子炉建家内滞留中の崩壊による減衰効果を合理的に評価するため。 4) 原子炉建家内浮遊性 F P による放射線被曝の影響を評価するため。 5) 「気象指針」を参考とし、相対濃度及び相対線量に基づき被曝線量評価を行うため。	
仮想事故	○	1) 試験燃料からの F P 放出量の値の変更。 2) F P 放射線エネルギーの値の修正。 3) 原子炉建家換気率の値の変更。 4) 原子炉建家内での F P の放射線崩壊を考慮。 5) F P のスカイラインによる被曝量及び直接 $\gamma$ 線による被曝量の評価の追加。 6) F P の大気中放出による被曝線量評価方法の変更。 7) 人口分布の修正。	1) 試験燃料の最大総発熱量の値の変更に伴い F P 放出量を変更。 2) 「放射線エネルギー内規」に基づき、F P 放射線エネルギーの値を修正。 3) 原子炉建家換気率を、従来は無限度とする過大な仮定を行ったが、今回は申請値の範囲内で保守的に設定。 4) F P の原子炉建家内滞留中の崩壊による減衰効果を合理的に評価するため。 5) 原子炉建家内浮遊性 F P による放射線被曝の影響を評価するため。 6) 「気象指針」を参考とし、相対濃度及び相対線量に基づき被曝線量評価を行うため。 7) 最近の国勢調査結果に基づき、全身被曝線量の人口積算値を評価するため。	



## 4. 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析

### 4.1 概 要

本章では、NSRR原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に対して、各事象の発生原因と防止対策を示し、次いでその事象の経過の解析を行い、第3.4.1項に示した判断基準にてらして、原子炉の安全性が確保されることを評価する。

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」としては、第3.3.1項に示した通り、以下の事象を評価する。

#### 「運転時の異常な過渡変化」

- 1) 炉心内の反応度の異常な変化
  - a) 起動時における制御棒の異常な引抜き
  - b) 定出力運転中の制御棒の異常な引抜き
  - c) 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着
  - d) 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き
  - e) 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き
- 2) その他の異常な変化
  - a) 商用電源喪失

#### 「事故」

- 1) 反応度事故
  - a) 定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故
  - b) トランジェント棒フォロア浸水事故
- 2) 実験装置等に起因する事故
  - a) カプセルシール部等破損事故
- 3) その他の事故
  - a) 実験孔破損事故

### 4.2 解析の方法

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の過渡現象解析には、動特性計算コードEXCURS<sup>7,8)</sup>をNSRR用に改修したEXCURS-NSRRを使用する。本コードは、原子炉に核的な外乱が加えられた場合の炉心の出力挙動、燃料温度、冷却材の熱水力挙動及びフィードバック反応度の時間変化を解析することができる。

解析に当っては、特記しない限り、以下の解析条件を用いる。

#### (1) 初期運転条件

原子炉出力は、運転モードによって異なるが、解析の目的に応じて、結果が厳しくなるよう

に初期値を考慮する。冷却材炉心入口温度の初期値は、余裕を見込んで40℃とする。

#### (2) 安全保護系及び原子炉停止系の特性

安全保護系により監視している本原子炉施設の状態量がスクラム設定値を超えた場合、原子炉のスクラム信号が発生し、制御棒は、自重により一斉に炉心に落下する。第4.1表に、解析に用いたスクラム設定値及びスクラム遅れ時間を示す。スクラム遅れ時間は、原子炉施設の状態量がスクラム設定値に達した時点から制御棒が落下を開始するまでの時間である。

スクラムによって、全制御棒は炉心下端まで落下するが、解析に当っては、最大の反応度価値を持つ制御棒1本が完全引抜き位置に固着し、落下しないものと仮定する。

解析に用いたスクラム反応度挿入曲線を第4.1図に示す。

#### (3) 反応度係数

解析で使用するフィードバック反応度係数としては、スペクトル硬化による効果及びドップラ効果による燃料温度係数のみを考え、冷却材温度係数及びボイド係数は無視する。また、燃料温度係数は、適切な安全余裕を見込んだ値を用いる。

第4.2表に解析で使用する反応度係数の値を示す。

なお、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」時の原子炉の応答解析に当っては、運転モードを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。

放射性物質の放散を抑制するための機能を備えた設備の作動が要求される場合は、商用電源の喪失の有無を考慮に入れる。

放射性物質の大気中放出による周辺公衆の被曝線量の評価に当っては、第5.2節に示す「大気中に放出される核分裂生成物による被曝線量」の評価方法を用いて行う。(なお、参考として、原子炉建家内浮遊核分裂生成物による周辺公衆の被曝線量の評価も行う。評価に当っては、第5.2節に示す「原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量」の評価方法を用いて行う。)

### 4.3 運転時の異常な過渡変化の解析

#### 4.3.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

##### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

##### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、定出力運転モードにおいて原子炉を起動する際に、運転員の誤操作又は制御棒を駆動する回路の誤動作により、制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が挿入され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

##### 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保するために、以下のような対策を講じる。

a) 定出力運転時に、ランジェント棒の急速引抜きによっても原子炉が臨界とならないようにするため、安全棒及び調整棒の全数が下限位置になればランジェント棒の圧縮空気による引抜きを阻止するインターロックを設ける。

b) 安全棒の引抜きによっても原子炉が臨界とならないようにするため、安全棒2本が上限

位置になれば調整棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。

- c) 調整棒の1本ずつの引抜き速度は約  $1.4 \text{ mm/s}$  とし、調整棒のバンク操作時の引抜き速度は約  $0.72 \text{ mm/s}$  とし、いずれの場合にも最大挿入反応度割合を  $0.0131 \Delta k/\text{min}$  以下に制限する。
- d) 調整棒のバンク操作においては、1回の操作による反応度挿入量が安全棒2本の反応度抑制効果を上回らないようにインターロックを設ける。
- e) 原子炉出力の急上昇を防止するために、「ペリオド短」によるスクラムを設ける。また、「安全出力系出力高」によるスクラム及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

## (2) 過渡変化の解析

### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は中性子源レベルの  $3 \text{ mW}$  で臨界状態にあるものとする。
- b) 反応度挿入割合は、調整棒が最大引抜き速度で、連続的に引抜かれるものと仮定して、その値を  $0.00022 \Delta k/k/s$  とする。
- c) 出力ピーキング係数は、安全棒2本のみが引抜かれた状態を考慮して、2.66（軸方向1.25、半径方向1.60、セル1.33）とする。
- d) 原子炉は、「安全出力系出力高」による出力  $330 \text{ kW}$  又は「燃料温度高」による燃料温度  $750^\circ\text{C}$  でスクラムするものとする。

### 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第4.2図に示す。原子炉出力は、制御棒の連続的引抜きによって、約31.3秒後に  $330 \text{ kW}$  スクラム設定値に達し、その後スクラム遅れ時間により約  $740 \text{ kW}$  まで上昇した後下降し始める。この過渡解析における燃料最高温度は、約  $47^\circ\text{C}$  である。

## (3) 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

## 4.3.2 定出力運転中の制御棒の異常な引抜き

### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

#### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、定出力運転モードにおいて定格出力で運転している際に、運転員の誤操作又は制御棒を駆動する回路の誤動作により、制御棒の連続的引抜きが生じることにより炉心に過度の正の反応度が挿入され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

#### 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保するために、以下のような対策を講じる。

- a) 定出力運転時に、トランジェント棒の急速引抜きによっても原子炉が臨界とならないよ

うにするため、安全棒及び調整棒の全数が下限位置にならなければトランジェント棒の圧縮空気による引抜きを阻止するインターロックを設ける。

- b) 安全棒の引抜きによっても原子炉が臨界とならないようにするため、安全棒2本が上限位置になれば調整棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- c) 調整棒の1本ずつの引抜き速度は約1.4 mm/sとし、調整棒のバンク操作時の引抜き速度は約0.72 mm/sとし、いずれの場合にも最大挿入反応度割合を0.0131 $\Delta$ k/min以下に制限する。
- d) 調整棒のバンク操作においては、一回の操作による反応度挿入量が安全棒2本の反応度抑制効果を上回らないようにインターロックを設ける。
- e) 原子炉出力の急上昇を防止するために、「ペリオド短」によるスクラムを設ける。また、「安全出力系出力高」によるスクラム及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

## (2) 過渡変化の解析

### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の300 kWで臨界状態にあるものとする。
- b) 反応度挿入割合は、調整棒が最大引抜き速度で、連続的に引抜かれるものと仮定して、その値を0.00022 $\Delta$ k/k/sとする。
- c) 出力ピーキング係数は、トランジェント棒のみが挿入されている状態を考慮して、2.24 (軸方向1.25, 半径方向1.35, セル1.33)とする。
- d) 原子炉は、「安全出力系出力高」による出力330 kW又は「燃料温度高」による燃料温度750 $^{\circ}$ Cでスクラムするものとする。

### 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を第4.3図に示す。原子炉出力は、制御棒の連続的引抜きによって、約2.4秒後に330 kWのスクラム設定値に達し、その後スクラム遅れ時間により約333 kWに達した後下降し始める。この過渡解析における燃料最高温度は、約580 $^{\circ}$ Cである。

## (3) 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

### 4.3.3 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着

#### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

##### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、単一パルス運転モードにおいてトランジェント棒の急速引抜きを行った後、タイマーの故障あるいはトランジェント棒の固着により、トランジェント棒が炉心に再挿入されず、ランアウト出力が大きくなる場合を想定する。

##### 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保する

ために、以下のような対策を講じる。

- a) トランジェント棒の全数が上限位置で固着することがないように、トランジェント棒駆動機構には、各トランジェント棒毎に独立した空気シリンダ、空気溜、圧力調整器及び電磁バルブを設ける。
- b) 安全棒2本が上限位置になればトランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- c) 単一パルス運転時には調整棒の駆動が行えない設計とする。
- d) 積分出力の過度の増加を防止するために、「積分出力高」によるスクラムを設ける。また、「パルス出力系出力高」及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

## (2) 過渡変化の解析

### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は10Wの臨界状態にあるものとする。
- b) トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は、単一パルス運転時の最大値である0.0343  $\Delta k$  とし、トランジェント棒引抜き後の再挿入はないものとする。
- c) 出力ピーキング係数は、安全棒2本及びトランジェント棒3本が引抜かれた状態を考えて、2.23（軸方向1.25、半径方向1.34、セル1.33）とする。
- d) 原子炉は、「パルス出力系出力高」による出力23,000 MW、「積分出力高」による積分出力130 MW $\cdot$ s 又は「燃料温度高」による燃料温度950 $^{\circ}$ Cでスクラムするものとする。

### 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第4.4図に示す。原子炉出力は、通常の単一パルス運転時と同様に約90ms後に最大となり、その値は約19,800MWに達する。約0.35秒後には約10MWまで低下し、その後は、トランジェント棒の再挿入がない場合でも、徐々に低下する。10秒後にトランジェント棒を再挿入した場合と比較すると、15秒後の原子炉出力は約180kWに対して約490kW、積分出力は約123MW $\cdot$ sに対して約125MW $\cdot$ sとわずかに高い。この過渡解析における燃料最高温度は、約975 $^{\circ}$ Cである。

### (3) 結 論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

## 4.3.4 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き

### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

#### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、台形パルス運転モードにおいて10MWの出力を保持する運転を行っている際に、パルス自動運転制御系又は制御棒を駆動する回路の誤動作により、制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が挿入され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。(付録A参照)

## 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保するために、以下のような対策を講じる。

- a) 台形パルス運転時には、安全棒及びトランジェント棒の全数が上限位置になれば調整棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- b) 台形パルス運転時の調整棒6本のバンク引抜き速度は75 mm/s以下とし、最大挿入反応度割合を0.023  $\Delta k/s$ 以下に制限する。
- c) 原子炉出力の目標値と実際の原子炉出力との偏差あるいは調整棒位置の目標値と実際の調整棒位置との偏差が設定値を超えた場合には、調整棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- d) インターロックにより調整棒の引抜きが阻止された場合には、調整棒及びトランジェント棒の全数が自動挿入される設計とする。
- e) 原子炉出力の過度の上昇を防止するために、「安全出力系出力高」によるスクラムを設ける。また、「積分出力高」及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

## (2) 過渡変化の解析

## 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は台形パルス運転開始前の最大出力である1kWで臨界状態にあるものとする。
- b) 台形パルス運転において、原子炉出力は10 MW、積分出力は105 MW $\cdot$ sに到達しているものとする。
- c) 反応度挿入割合は、調整棒6本が最大速度で連続的に引抜かれるものと仮定して、その値を0.023  $\Delta k/k/s$ とする。
- d) 出力ピーキング係数は、安全棒2本及びトランジェント棒3本が引抜かれた状態を考え、2.23 (軸方向1.25, 半径方向1.34, セル1.33)とする。
- e) 原子炉は、「安全出力系出力高」による出力12.5 MW、「積分出力高」による積分出力110 MW $\cdot$ s又は「燃料温度高」による燃料温度950 $^{\circ}$ Cでスクラムするものとする。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第4.5図に示す。原子炉出力は、制御棒異常引抜き後約0.06秒で12.5 MWのスクラム設定値に達し、その後スクラム遅れ時間により約45 MWまで上昇した後下降し始める。この過渡解析における燃料最高温度は、約961 $^{\circ}$ Cである。

## (3) 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

#### 4.3.5 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き

##### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

###### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、合成パルス運転モードにおいて10MWの出力を保持した後トランジェント棒の急速引抜きを行う際に、パルス自動運転制御系又は制御棒を駆動する回路の誤動作により、トランジェント棒の引抜きのタイミングに遅れが生じることによって積分出力が予定よりも超過した後に炉心に正の反応度が挿入され、燃料温度が異常に上昇する場合を想定する。(付録B参照)

###### 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保するために、以下の対策を講じる。

- a) 合成パルス運転時には、安全棒2本が上限位置になれば調整棒あるいはトランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- b) トランジェント棒引抜き前の積分出力の測定値とトランジェント棒引抜き後の積分出力増分の予測値との合計(「推定積分出力」)が設定値を上回る場合には、トランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- c) トランジェント棒引抜き前の燃料温度の測定値とトランジェント棒引抜き後の燃料温度増分の予測値との合計(「推定燃料温度」)が設定値を上回る場合には、トランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- d) トランジェント棒引抜きの開始が規定時間以上遅れた場合には、トランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- e) 合成パルス運転時の調整棒6本のバンク引抜き速度は75mm/s以下とする。また、原子炉出力の目標値と実際の原子炉出力との偏差あるいは調整棒位置の目標値と実際の調整棒位置との偏差が設定値を超えた場合には、調整棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- f) インターロックによりトランジェント棒あるいは調整棒の引抜きが阻止された場合には、調整棒及びトランジェント棒の全数が自動挿入される設計とする。
- g) 原子炉出力の過度の上昇を防止するために、調整棒操作時には「安全出力系出力高」によるスクラムを、またトランジェント棒操作時には「パルス出力系出力高」によるスクラムを設ける。また、「積分出力高」及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

##### (2) 過渡変化の解析

###### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は合成パルス運転開始前の最大出力である1kWで臨界状態にあるものとする。
- b) 合成パルス運転として、トランジェント棒引抜き後1秒までの積分出力が運転計画上可能な最大値の100MW・sとなる条件を予定し、トランジェント棒による最大反応度挿入前に、原子炉出力は10MW、積分出力は15MW・sに到達しているものとする。

- c) トランジェント棒の引抜きが0.5秒遅れ、この間の積分出力 $5\text{MW}\cdot\text{s}$ が加わって、積分出力が $20\text{MW}\cdot\text{s}$ に到達した時点でトランジェント棒が引抜かれるものとする。
- d) トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は、 $0.0292 \Delta k$ とする。
- e) 出力ピーキング係数は、安全棒2本及びトランジェント棒3本が引抜かれた状態を考え、2.23（軸方向1.25，半径方向1.34，セル1.33）とする。
- f) 原子炉は、「安全出力系出力高」（調整棒操作時）による出力 $12.5\text{MW}$ ，「パルス出力系出力高」（トランジェント棒操作時）による出力 $23,000\text{MW}$ ，「積分出力高」による積分出力 $110\text{MW}\cdot\text{s}$ 又は「燃料温度高」による燃料温度 $950^\circ\text{C}$ でスクラムするものとする。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第4.6図に示す。積分出力は、トランジェント棒引抜き後約1.6秒で $110\text{MW}\cdot\text{s}$ のスクラム設定値に達する。スクラム遅れ時間を経た後、原子炉出力は急速に下降し、積分出力の増加は緩慢となる。この過渡解析における燃料最高温度は、約 $995^\circ\text{C}$ である。

## (3) 結 論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

## 4.3.6 商用電源喪失

### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

#### 1) 想定される過渡変化の原因

この過渡変化は、通常運転時に送電又は受電側の設備の故障等で、本原子炉施設に供給されている商用電源が喪失する場合を想定する。

#### 2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料要素の健全性を確保するために、以下の対策を講じる。

- a) 商用電源喪失時の原子炉の運転を防止するために、「電源電圧低」によるスクラムを設ける。
- b) 商用電源喪失時には、非常用電源設備により本原子炉施設内の主要な設備に給電する。

### (2) 過渡変化の評価

本原子炉では、プール水の自然循環により、原子炉で発生する熱を除去する。また、商用電源喪失が生ずると同時に、原子炉は、制御棒の自然落下によりスクラムされる。したがって、本原子炉施設において、万一商用電源が喪失しても、原子炉は安全に停止し、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

## (3) 結 論

この過渡変化においては、燃料温度は上昇することがなく、その制限値に到達することはない。従って、燃料要素の健全性が損なわれることはない。



#### 4.3.7 運転時の異常な過渡変化に対する評価

原子炉の運転において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障又は誤動作もしくは運転員の単一誤操作等によって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象として、「運転時の異常な過渡変化」を想定し、具体的には、炉心内の反応度の異常な変化として、「起動時における制御棒の異常な引抜き」、「定出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着」、「合形パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」、「合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」及びその他の異常な変化として、「商用電源喪失」を選定して、その経過の解析を行った。その結果、炉心の燃料温度が最も高くなるのは、「合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜き」の場合であって、その値は約 995℃である。従って、いずれの事象においても、炉心の燃料要素の損傷を防止するために定めた「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準（燃料温度は 1,150℃以下であることを満足しており、燃料要素の健全性が損なわれることはない。

#### 4.4 事故の解析

##### 4.4.1 定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故

###### (1) 事故の原因及び防止対策

###### 1) 想定される事故の原因

この事故は、定出力運転モードにおいて、それぞれ独立に加圧されたトランジェント棒駆動用の空気溜と空気シリンダの間の電磁バルブが故障し、加圧された空気がシリンダに送り込まれたり、あるいは、インターロックの故障及び運転員の誤操作が重なり、定格出力での運転中にトランジェント棒が逸出して炉心に過度の正の反応度が挿入され、原子炉出力が上昇する事故として想定する。

###### 2) 防止対策

この事故の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するために、以下のような対策を講じる。

- a) トランジェント棒駆動用の電磁バルブの材料選定、設計、製作、据付に当っては、諸基準、規格に適合させるようにし、かつ、品質管理を十分に行う。
- b) 定出力運転時には、安全棒及び調整棒の全数が下限位置になれば、圧縮空気によるトランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを設ける。
- c) 定出力運転時に原子炉出力が 1kW 以上の場合あるいは燃料温度が 100℃ 以上の場合には、パルス運転モードへの移行を阻止するインターロックを設ける。
- d) 出力急上昇を防止するために、「ペリオド短」によるスクラムを設ける。また、「安全出力系出力高」によるスクラム及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

###### (2) 事故の解析

###### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 300 kW で臨界状態にあるものとする。
- b) トランジェント棒の逸出によって挿入される反応度は、トランジェント棒 1 本の最大反応度値を考慮して、 $0.0168 \Delta k$  とする。
- c) 出力ピーキング係数は、2 本のトランジェント棒が挿入されている状態を考慮して、2.31 (軸方向 1.25, 半径方向 1.39, セル 1.33) とする。
- d) 原子炉は、「安全出力系出力高」による出力 330 kW 又は「燃料温度高」による燃料温度  $750^{\circ}\text{C}$  でスクラムするものとする。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を第 4.7 図に示す。原子炉出力は、トランジェント棒の逸出によって急速に上昇し、約 64 ms 後に最大となり、その値は約 3,240 MW に達する。その後は、反応度のフィードバック効果により原子炉出力は低下し、約 300 ms 後はスクラム効果も加わり、急激に低下する。この過渡解析における燃料最高温度は、約  $960^{\circ}\text{C}$  である。

## (3) 結 論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損われることもなく、従って周辺の公衆に対しても放射線被曝のリスクを与えることはない。

### 4.4.2 トランジェント棒フォロア浸水事故

#### (1) 事故の原因及び防止対策

##### 1) 想定される事故の原因

この事故は、トランジェント棒の被覆管及びその内部の空気筒の双方が破損して空気フォロア内部への浸水が起こり、トランジェント棒の反応度値が増加して、単一パルス運転モードにおけるトランジェント棒の急速引抜きの際に、炉心に過度の正の反応度が挿入される事故として想定する。

なお、合成パルス運転モードの場合には、トランジェント棒の最大挿入反応度  $0.0292 \Delta k$  に空気フォロアの浸水による反応度値の増分を加えた  $0.0305 \Delta k$  が合成パルス運転中に挿入されると仮定した事故の解析結果は、以下の解析結果を下回っており、本事象は合成パルス運転中のトランジェント棒フォロア浸水事故を包絡するものである。(付録 C 参照)

##### 2) 防止対策

この事故の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するために、以下の対策を講じる。

- a) トランジェント棒の空気フォロア部分は、上下を封じた空気筒を被覆管内部に収納した二重構造形式とし、浸水を防ぐ。
- b) トランジェント棒の被覆管及び空気筒には耐食性に優れたアルミニウムを用いる。また、プール水は精製系を通して不純物を取除き腐食を防止する。
- c) パルス運転時に引抜くトランジェント棒の反応度値は、あらかじめ定出力運転モードにおいて、調整棒位置との比較により必ず確認する。

d) 原子炉出力の過度の増加を防止するために、「パルス出力系出力高」及び「積分出力高」によるスクラムを設ける。また、「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

## (2) 事故の解析

### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 3本のトランジェント棒のうち、高速トランジェント棒1本の空気フォロアに水が入ったものとする。
- b) 原子炉の初期状態として、原子炉出力は10Wの臨界状態にあるものとする。
- c) トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は、単一パルス運転時の最大値である0.0343  $\Delta k$  に対して、高速トランジェント棒空気フォロアの浸水による反応度価値の増分を加えた0.0356  $\Delta k$  となるものとする。
- d) 出力ピーキング係数は、安全棒2本及びトランジェント棒3本が引抜かれた状態を考えて、2.23（軸方向1.25，半径方向1.34，セル1.33）とする。
- e) 原子炉は、「パルス出力系出力高」による出力23,000MW、「積分出力高」による積分出力130MW・s又は「燃料温度高」による燃料温度950℃でスクラムするものとする。

### 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第4.8図に示す。原子炉出力は、トランジェント棒の引抜きによって約89ms後に最大となり、その値は約21,400MWに達する。その後は反応度のフィードバック効果により、原子炉出力は急速に低下する。この過渡解析における燃料最高温度は、約1,008℃である。

## (3) 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については判断基準を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることもなく、従って周辺の公衆に対しても放射線被曝のリスクを与えることはない。

### 4.4.3 カプセルシール部等破損事故

#### (1) 事故の原因及び防止対策

##### 1) 想定される事故の原因

この事故は、未照射酸化ウラン燃料を試験燃料として用いた場合に、(a) 大気圧水カプセルのシール部の不完全又は破損が起り、あるいは、(b) 高圧水カプセルや流動水カプセルの安全弁が動作したり、配管、タンク、ポンプ等が何らかの原因で破損し、照射カプセル内の試験燃料中に生成された核分裂生成物が施設外に放出される事故として想定する。

なお、照射済酸化ウラン燃料及び未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料を試験燃料とした場合には、二重の気密性を有する照射カプセル（内部カプセル及び外部容器）に収納して用いるので、内部カプセル及び外部容器の双方が同時に気密性を失うことは考え難く、照射カプセルからの核分裂生成物の漏洩はないものとする。

##### 2) 防止対策

この事故の発生を防止し、さらに万一発生した場合にもその影響を低減するために、以下

の対策を講じる。

- a) 照射カプセルの本体，シール部，配管，タンク，ポンプ等の材料選定，設計，製作，検査及び据付に当っては，諸基準，規格に適合させるようにし，かつ，品質管理を十分に行う。
- b) 高圧水カプセル及び流動水カプセルには，それぞれ圧力抑制タンク及び膨張タンクを設け，燃料の破損時に発生する圧力を抑制する構造とし，系統の破損を防止する。
- c) 高圧水カプセル及び流動水カプセルは，万一配管が破断しても実験孔壁を損傷しないよう，配管の外側に保護筒を設ける構造とする。
- d) 万一核分裂生成物がカプセルから原子炉建家内に放出されても，すべて排気設備のフィルタを通し排気筒に導く。

## (2) 事故の解析

### 1) 解析条件

解析では，実際よりも十分厳しい結果を得るために，解析条件を以下のように仮定する。

- a) 照射カプセルのシール部の不完全又は破損が起った場合，もしくは高圧水カプセルや流動水カプセルの安全弁の動作，又は配管，タンク，ポンプ等が何らかの原因で破損した場合を想定し，照射カプセル内の核分裂生成物が原子炉建家内へ瞬時に放出されるものとする。
- b) 試験燃料中に生成される核分裂生成物の量は，最大総発熱量  $3.1 \times 10^6$  cal に相当するものとする。
- c) 原子炉建家内に放出される核分裂生成物の割合は，希ガスについては100%，よう素については50%とする。
- d) 原子炉建家内の沈着の効果は考えない。
- e) 核分裂生成物の建家からの放出については，万一の商用電源喪失との重なりを考え，最初の3分間は100%/dの割合で原子炉建家から地上放出され，その後は原子炉建家の排気設備により排気筒から放出されるものとする。
- f) 排気設備の原子炉建家換気率は，400%/h～500%/hであるが，大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には，原子炉建家換気率を500%/hとし，原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には，原子炉建家換気率を400%/hとする。
- g) 排気筒への排気設備のフィルタ捕集効率は，よう素については90%とし，希ガスについては0%とする。原子炉建家からの放出については，フィルタ設備は所有しないので，この効果はない。

### 3) 解析結果

試験燃料中に最大総発熱量によって生成されるよう素及び希ガスの量を，第4.3表に示す。この事故によって原子炉建家から地上放出される核分裂生成物及び排気筒から放出される核分裂生成物の量は，第4.4表に示すとおりとなる。

計算の結果，原子炉建家から地上放出された核分裂生成物及び排気筒から放出された核分裂生成物による当研究所敷地境界外における公衆の最大被曝線量のそれぞれの和は，

小児甲状腺被曝線量	約 3.8 mrem
r 線による外部全身被曝線量	約 1.4 mrem

となる。

また、原子炉建家内に浮遊している核分裂生成物によるスカイシャイン r 線及び直接 r 線による外部全身被曝線量は、

スカイシャイン線量	約 $9.0 \times 10^{-3}$ mrem
直接線量	約 $6.9 \times 10^{-2}$ mrem

となり、核分裂生成物からの r 線による外部全身被曝線量とスカイシャイン r 線及び直接 r 線による外部全身被曝線量の合計は約 1.5 mrem である。

### (3) 結 論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、核分裂生成物の大気中への放散量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えることはない。

#### 4.4.4 実験孔破損事故

##### (1) 事故の原因及び防止対策

###### 1) 想定される事故の原因

この事故は、炉心中央部の実験孔が、何らかの原因により破損して、プール水が実験孔内へ流れ込み、プール水が異常に減少する事故として想定する。

###### 2) 防止対策

この事故の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するために、以下の対策を講じる。

- 実験孔の材料選定、設計、製作、据付に当っては、諸基準、規格に適合させるようにし、かつ、品質管理を十分に行う。
- 実験孔には、耐食性に優れたステンレス鋼又はアルミニウムを用い、また、プール水は、精製系を通して不純物を取除き腐食を防止する。
- 実験孔内へのプール水の流入に対しては、実験孔の下部にサブパイル室を設け、同室を水密性とすると共に容積を限定し、水位の低下を最小限に抑える。
- 原子炉の運転中にサブパイル室の扉が開放されるのを防止するために、「サブパイル室扉開」によるスクラムを設ける。また、プール水が過度に減少した状態での原子炉の運転を防止するために、「プール水液面低」によるスクラムを設ける。

##### (2) 事故の解析

1) 解析では、プール水液面低下時に原子炉出力が維持され続ける定出力運転中を想定し、解析条件を以下のように仮定する。

- 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 300 kW で臨界状態にあるものとする。
- 出力ピーキング係数は、安全棒 2 本及びトランジェント棒 3 本が引抜かれた状態を考慮して、2.23 (軸方向 1.25, 半径方向 1.34, セル 1.33) とする。
- 原子炉は、「プール水液面低」による液位 -50 cm でスクラムするものとする。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を以下に示す。実験孔が破損した場合には、短時間にプール水が実験孔に流入する。実験孔へプール水が流入すると、反応度が低下し原子炉は未臨界となり、液位が-50 cmになると原子炉はスクラムする。

また、プール水は、実験孔を經由しサブパイル室に流入するが、サブパイル室は水密性で、その容積は約75 m<sup>3</sup>であるため、プール水の液面の低下は4.6 mに留められ、炉心が露出することはなく、原子炉の自然循環による冷却に必要なプール水量は確保される。その結果、燃料最高温度は、原子炉が未臨界になるまで定出力運転中の一定温度580℃を維持するが、未臨界になると下降する。

## (3) 結論

この事故においては、燃料温度は上昇することがなく、その制限値に到達することはない。従って、燃料要素の健全性が損なわれることはなく、周辺の公衆に対して放射線被曝のリスクを与えることもない。

### 4.4.5 事故に対する評価

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生する可能性は小さいが、万一発生した場合には原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある事象を対象として、「事故」を想定し、具体的には、反応度事故として、「定出力運転中におけるトランジェント棒逸出事故」、「トランジェント棒フォロア浸水事故」、また、実験装置等に起因する事故として、「カプセルシール部等破損事故」、及びその他の事故として、「実験孔破損事故」を選定して、その経過の解析を行った。その結果、炉心の燃料温度が最も高くなるのは、「トランジェント棒フォロア浸水事故」の場合であって、その値は約1,008℃である。従って、いずれの事象においても、炉心の燃料要素の破損によって生じる衝撃圧力等が炉心構造物に作用することによる損傷を防止するために定めた「事故」に対する判断基準（燃料温度は1,330℃以下であること）を満足しており、炉心が著しく損傷する恐れはなく、また、燃料要素の健全性が損なわれることもない。なお、試験燃料からの放射性物質の放出を仮定した「カプセルシール部等破損事故」においては、当研究所敷地境界外での公衆の最大被曝線量が、小児甲状腺被曝線量として約3.8mrem、 $\gamma$ 線全身被曝線量として約1.5mremであり、周辺の公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えることはない。

第 4.1 表 解析に使用する原子炉のスクラム設定値及びスクラム遅れ時間

運転モード	原子炉スクラム信号	解析に用いたスクラム設定値	スクラム遅れ時間 (s)
定出力 運転モード	安全出力系出力高	330 kW	0.2
	燃料温度高	750 ℃	1.9
単一パルス 運転モード	パルス出力系出力高	23,000 MW	0.2
	積分出力高	130 MW・s	0.2
	燃料温度高	950 ℃	1.9
台形パルス 運転モード	安全出力系出力高	12.5 MW	0.2
	積分出力高	110 MW・s	0.2
	燃料温度高	950 ℃	1.9
合成パルス 運転モード	注1) 安全出力系出力高	12.5 MW	0.2
	注2) パルス出力系出力高	23,000 MW	0.2
	積分出力高	110 MW・s	0.2
	燃料温度高	950 ℃	1.9
全運転モード	電源電圧低	—	—

注 1) 調整棒操作時

注 2) トランジェント棒操作時

第 4.2 表 解析に使用する反応度係数

項 目	反応度係数
燃料温度係数 (スペクトル硬化による効果及びドップラ効果)	$-7.9 \times 10^{-5} \Delta k/\text{℃}$ (23 ℃ ~ 310 ℃)
	$-9.0 \times 10^{-5} \Delta k/\text{℃}$ (310 ℃ ~ 700 ℃)
	$-6.4 \times 10^{-5} \Delta k/\text{℃}$ (700 ℃ ~ 1000 ℃)

第 4.3 (1)表 よう素の試験燃料内生成量

核種	半減期	生成量 (Ci)
I - 132	2.28 h	$9.66 \times 10^{-1}$
133	20.8 h	$5.07 \times 10^{-1}$
134	52.6 min	$4.20 \times 10$
135	6.61 h	8.77

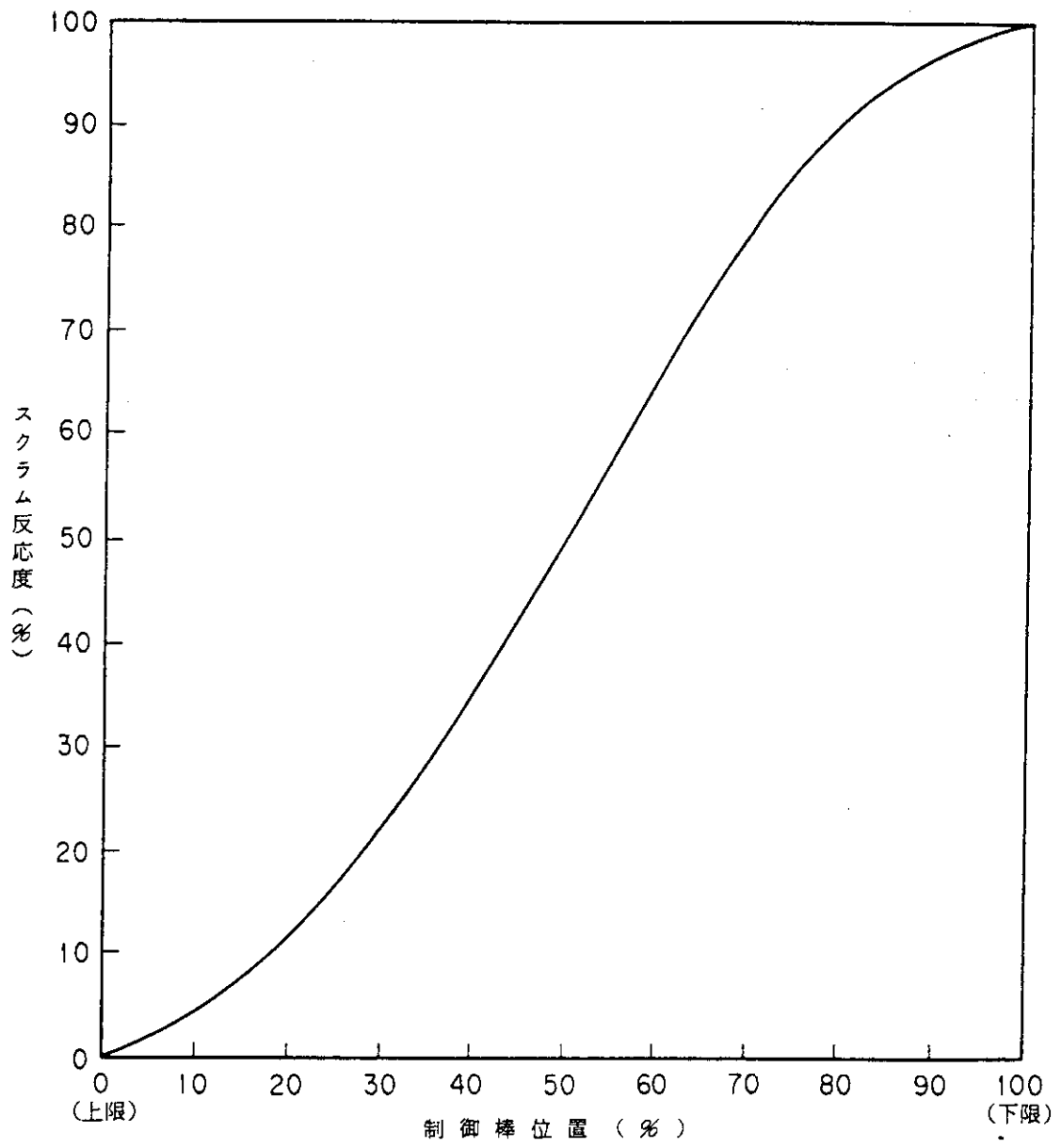
第 4.3 (2)表 希ガスの試験燃料内生成量

核種	半減期	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)	生成量 (Ci)
Kr- 87	76.3 min	0.793	3.68
88	2.80 h	1.950	6.77
89	3.18 min	2.067	$9.33 \times 10^2$
90	33.32 s	1.325	$7.57 \times 10^3$
Xe- 135	9.083 h	0.250	$5.02 \times 10^{-1}$
137	3.83 min	0.181	$6.76 \times 10^2$
138	14.17 min	1.183	$2.39 \times 10^2$
139	39.5 s	0.850	$6.43 \times 10^3$

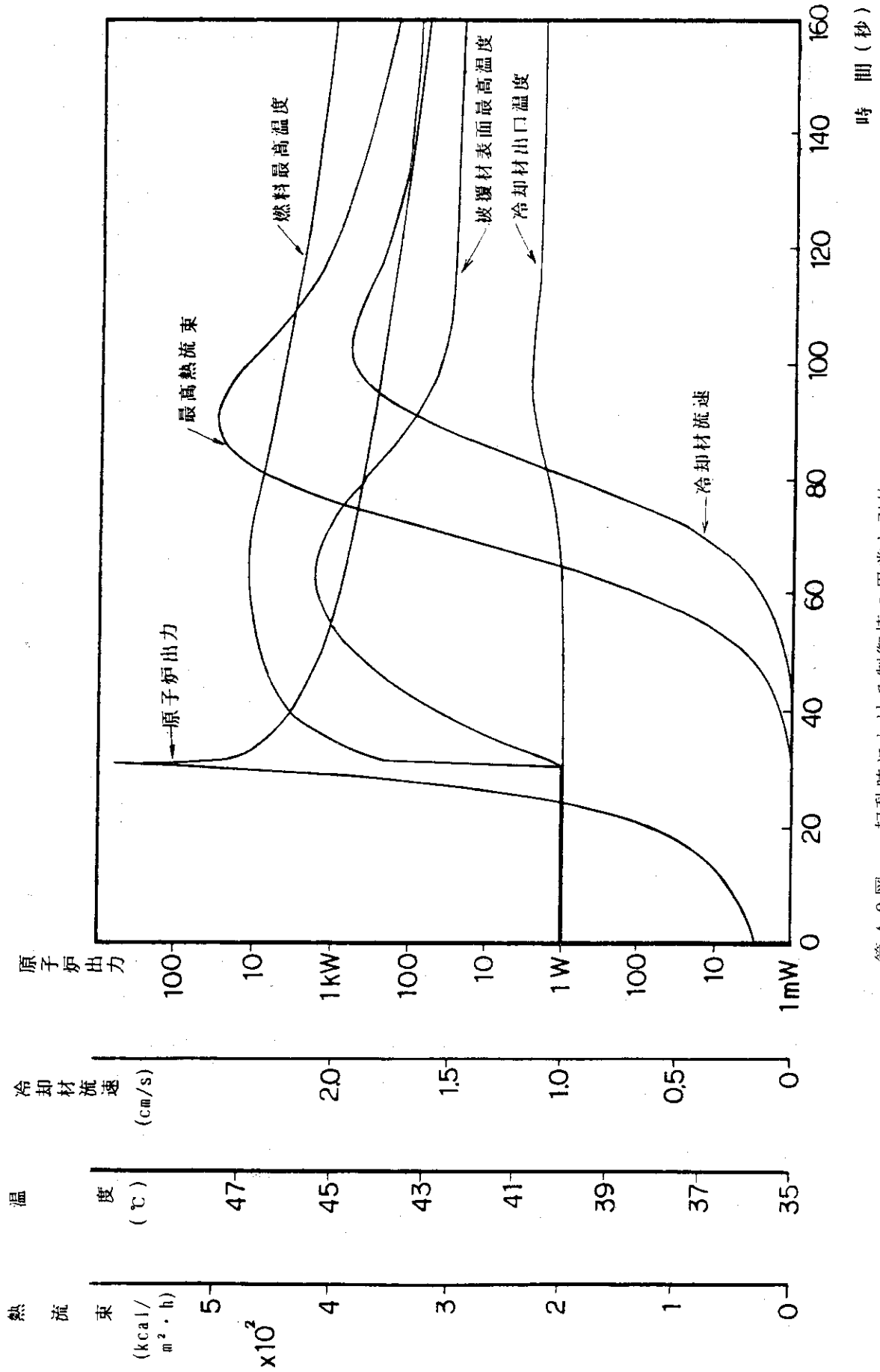


第 4.4 表 カプセルシール部等破損事故時核分裂生成物の大気中放出量

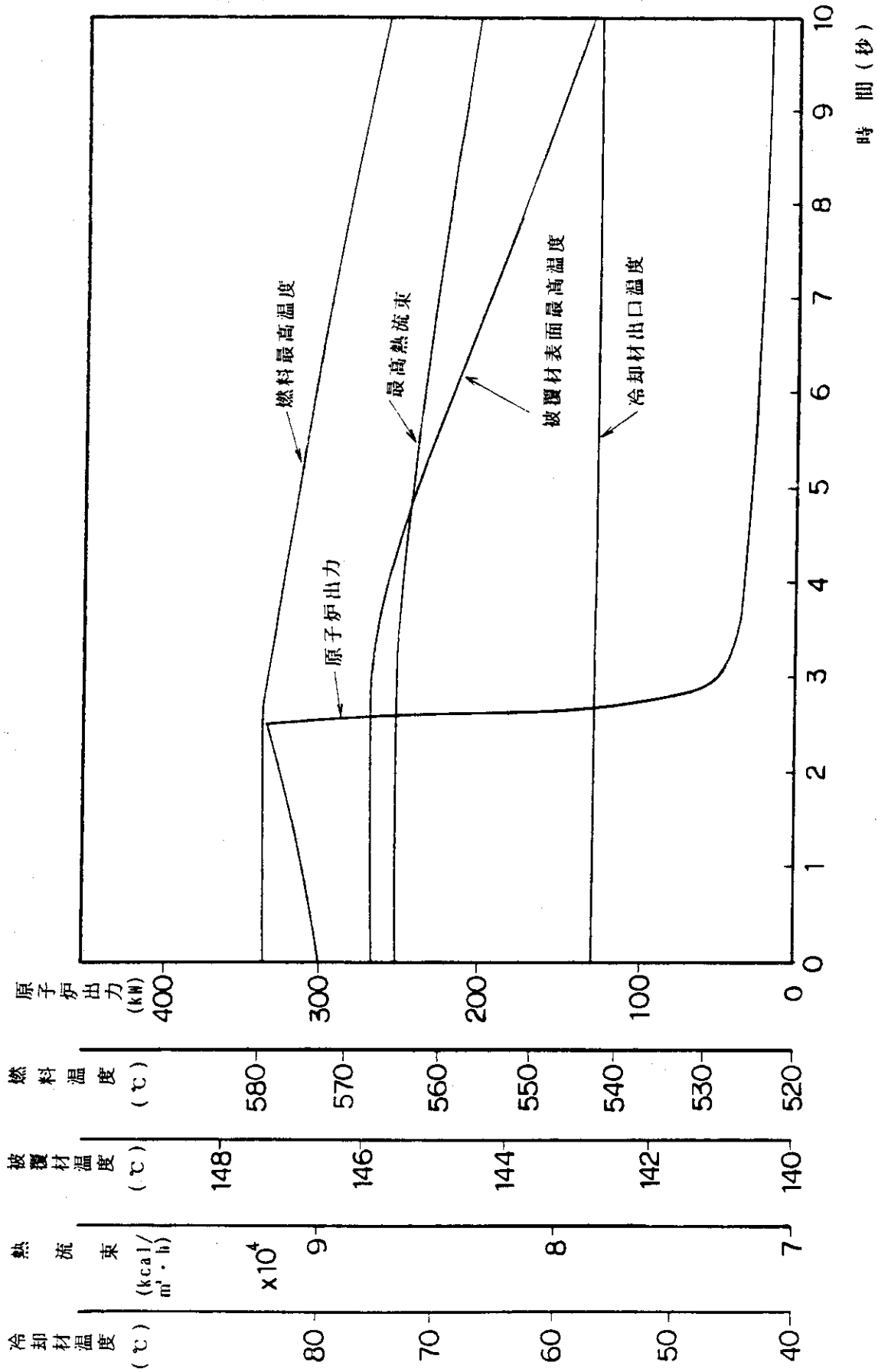
核 種	放 出 量	
	原子炉建家からの地上放出量	排気筒からの放出量
よう素 (I-131等価)	約 1.7 mCi	約 74 mCi
希ガス ( $\gamma$ 線)	約 12 MeV · Ci	約 500 MeV · Ci



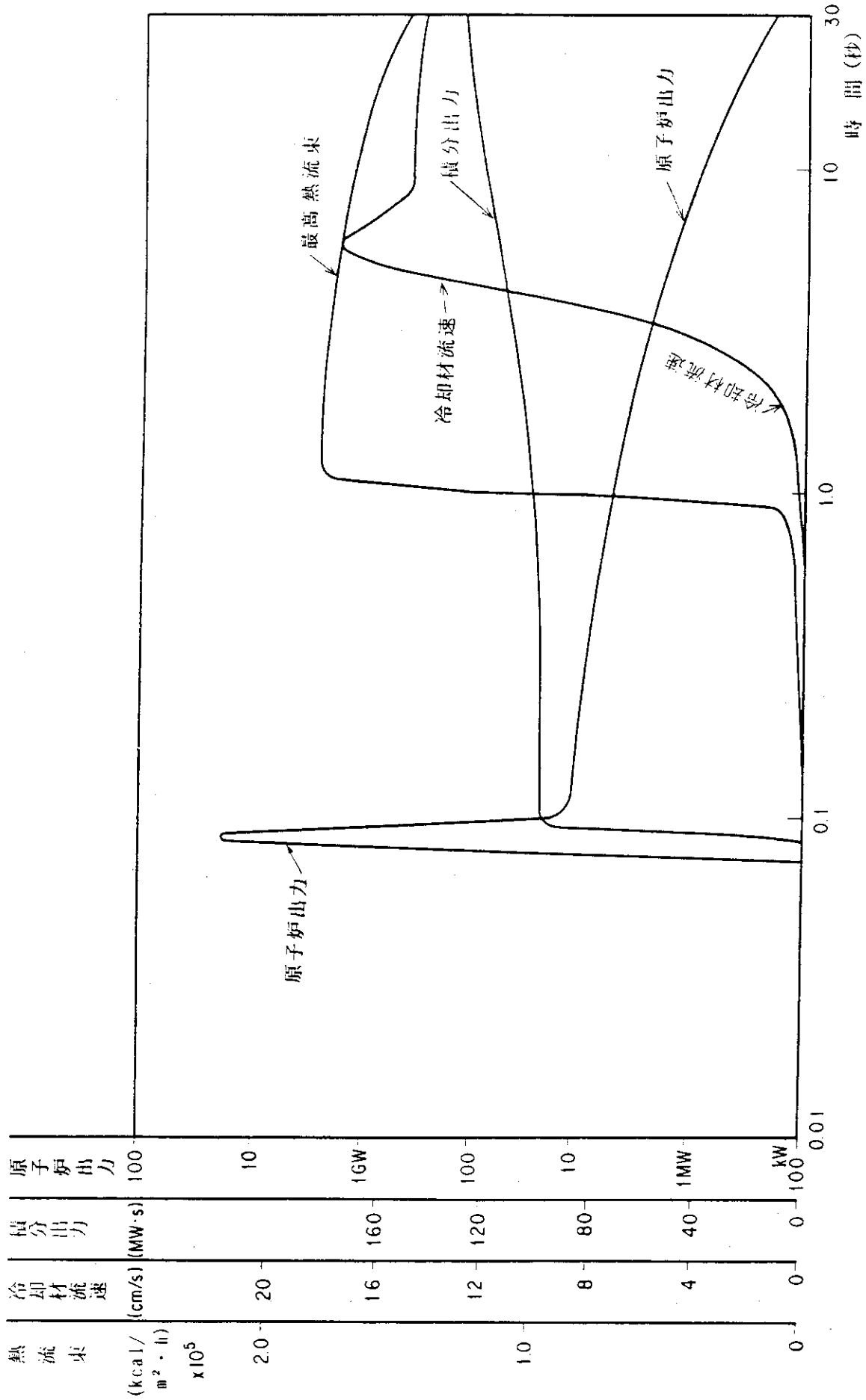
第 4.1 図 スクラム反応度挿入曲線



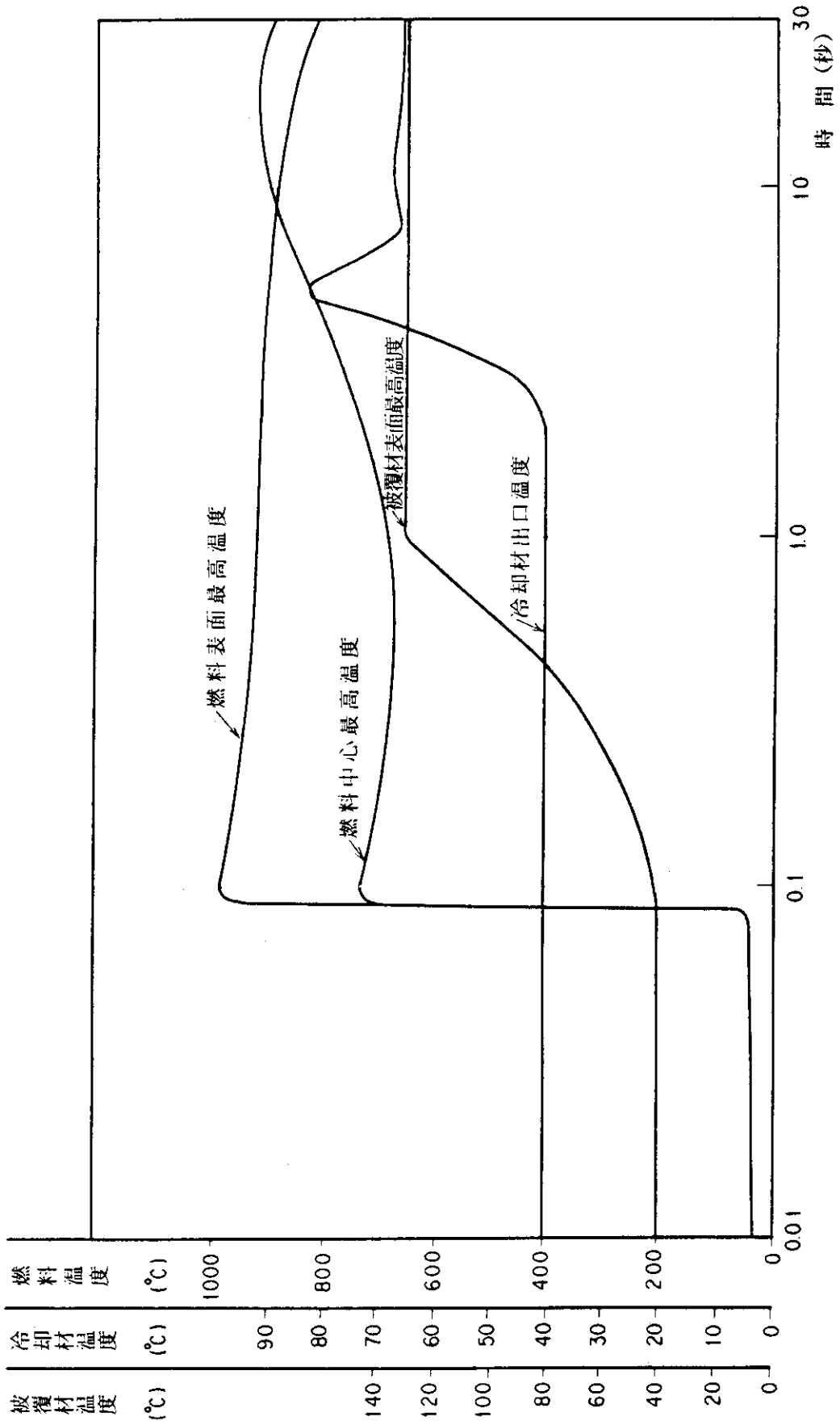
第 4.2 図 起動時における制御棒の異常な引抜



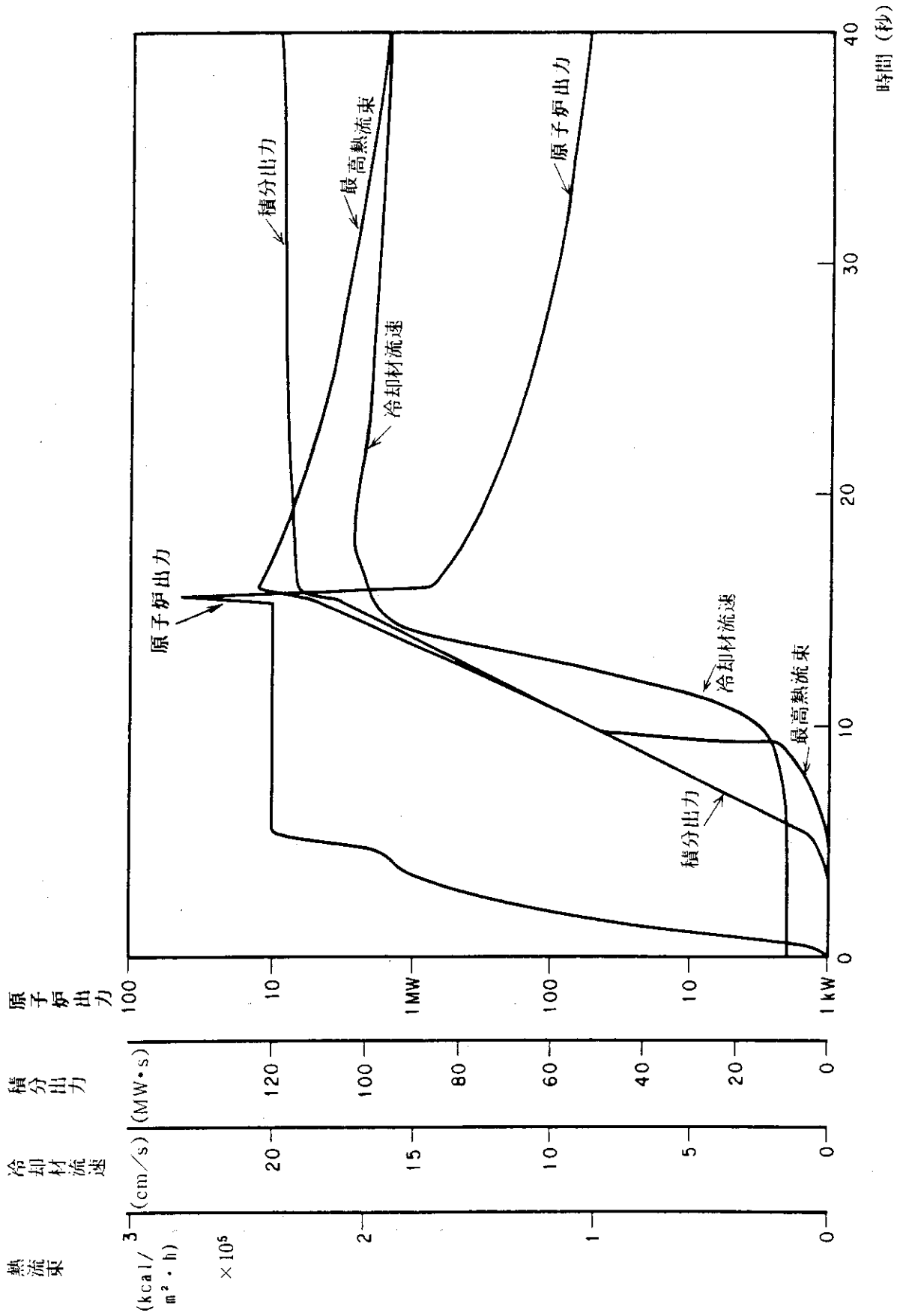
第 4.3 図 定出力運転中の制御棒の異常な引抜



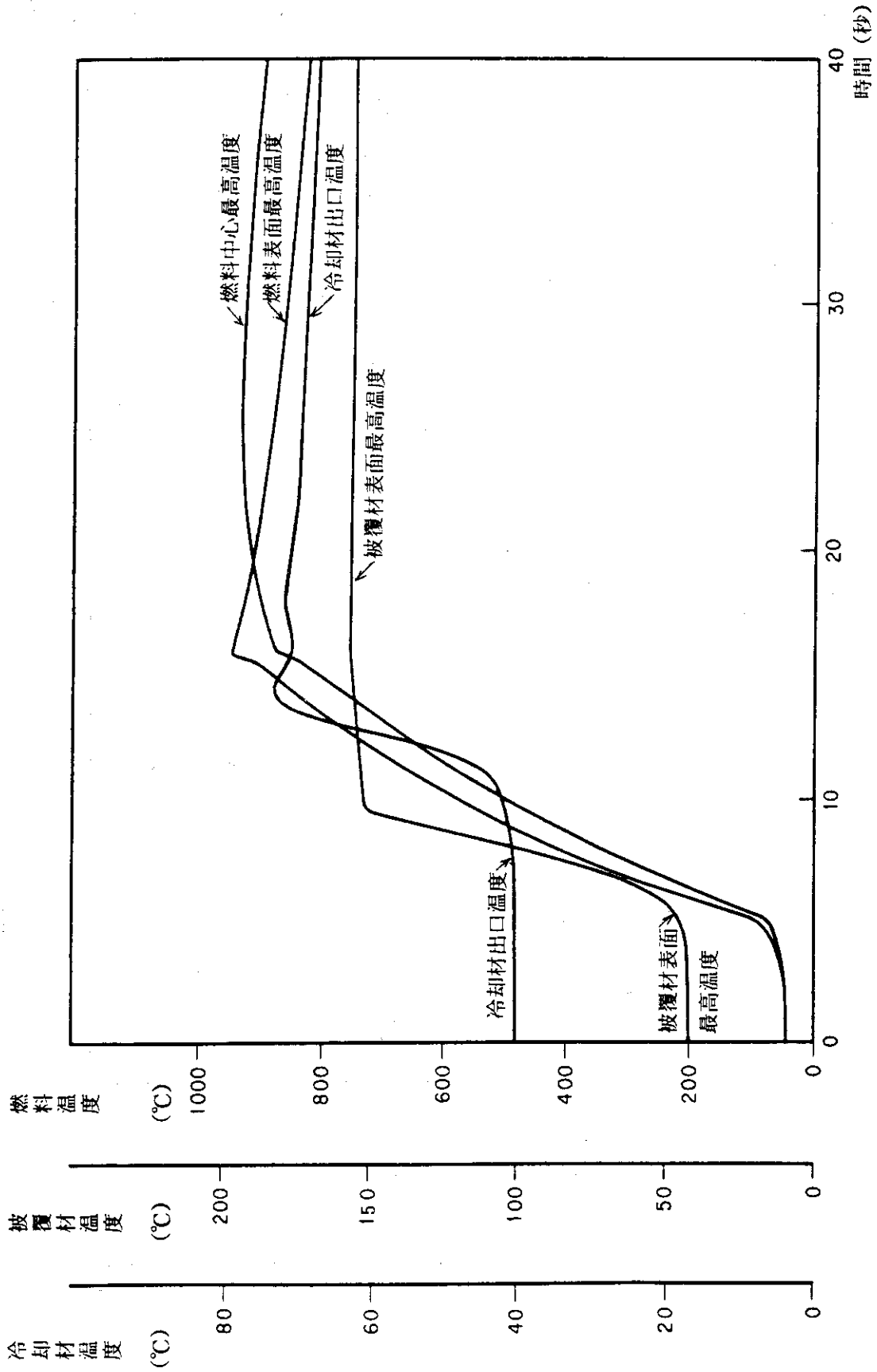
第4.4(1)図 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着



第 4.4 (2) 図 単一パルス運転時におけるトランジェント棒の固着

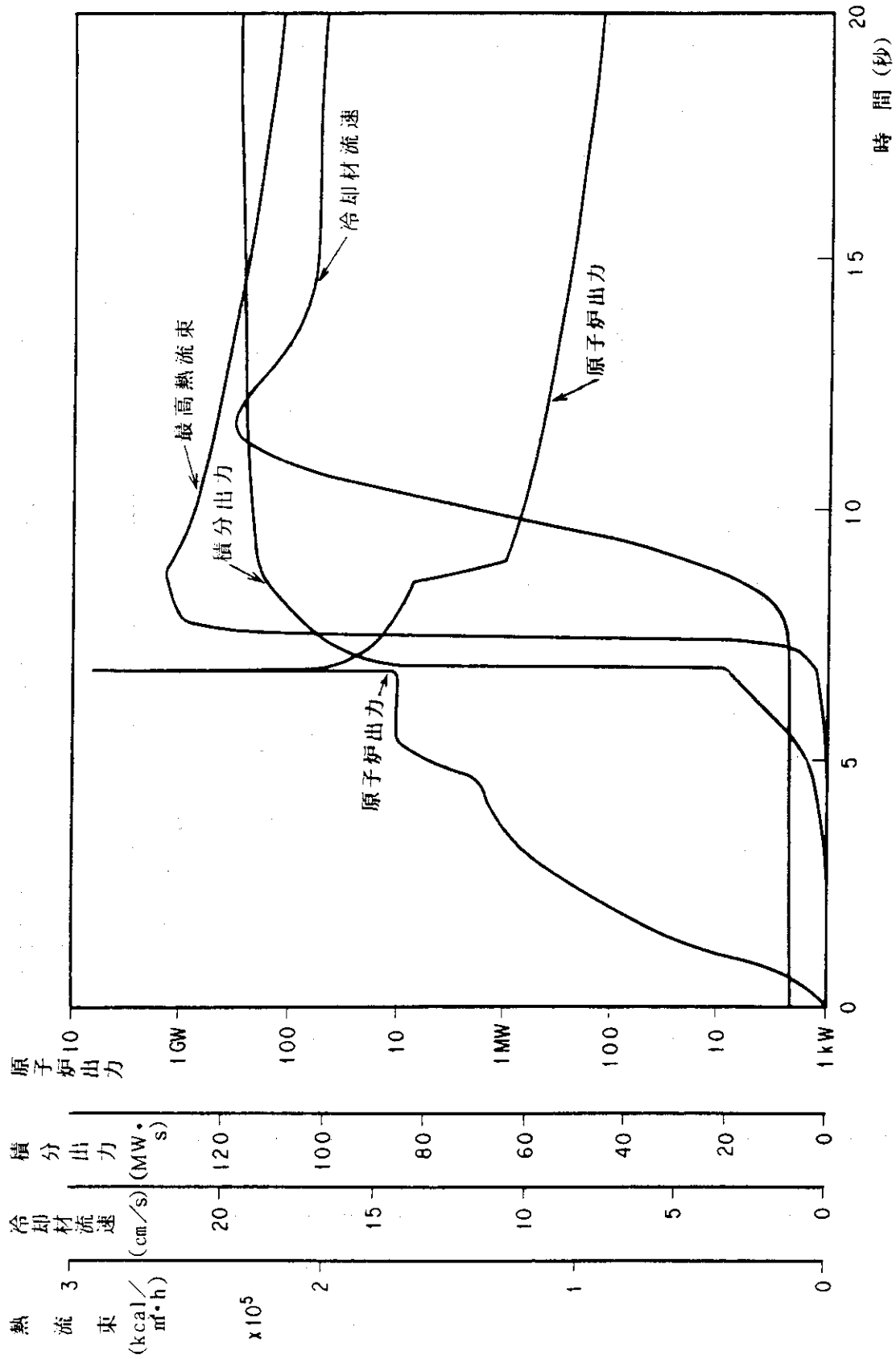


第 4.5 (1) 図 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜

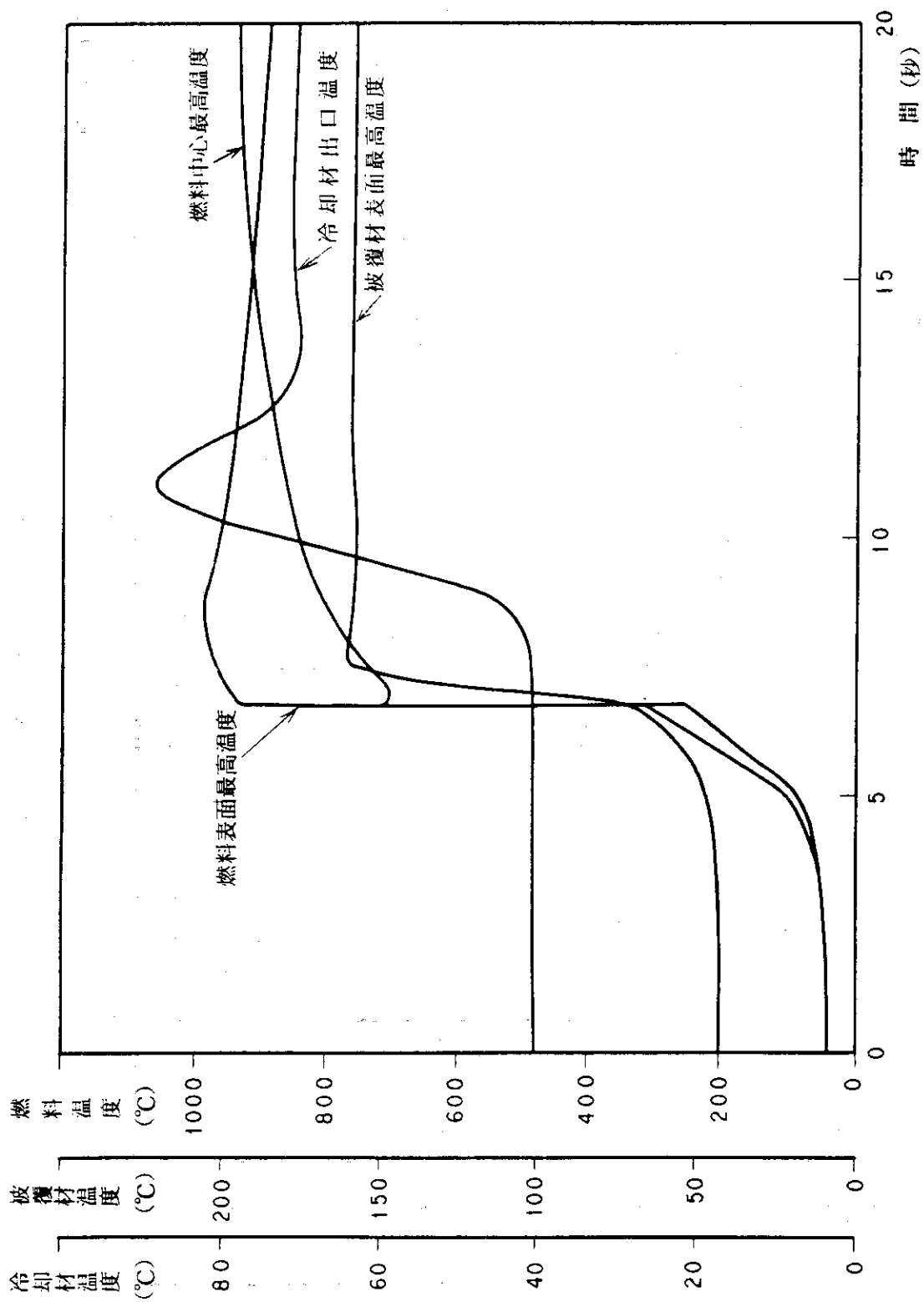


第 4.5 (2) 図 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜

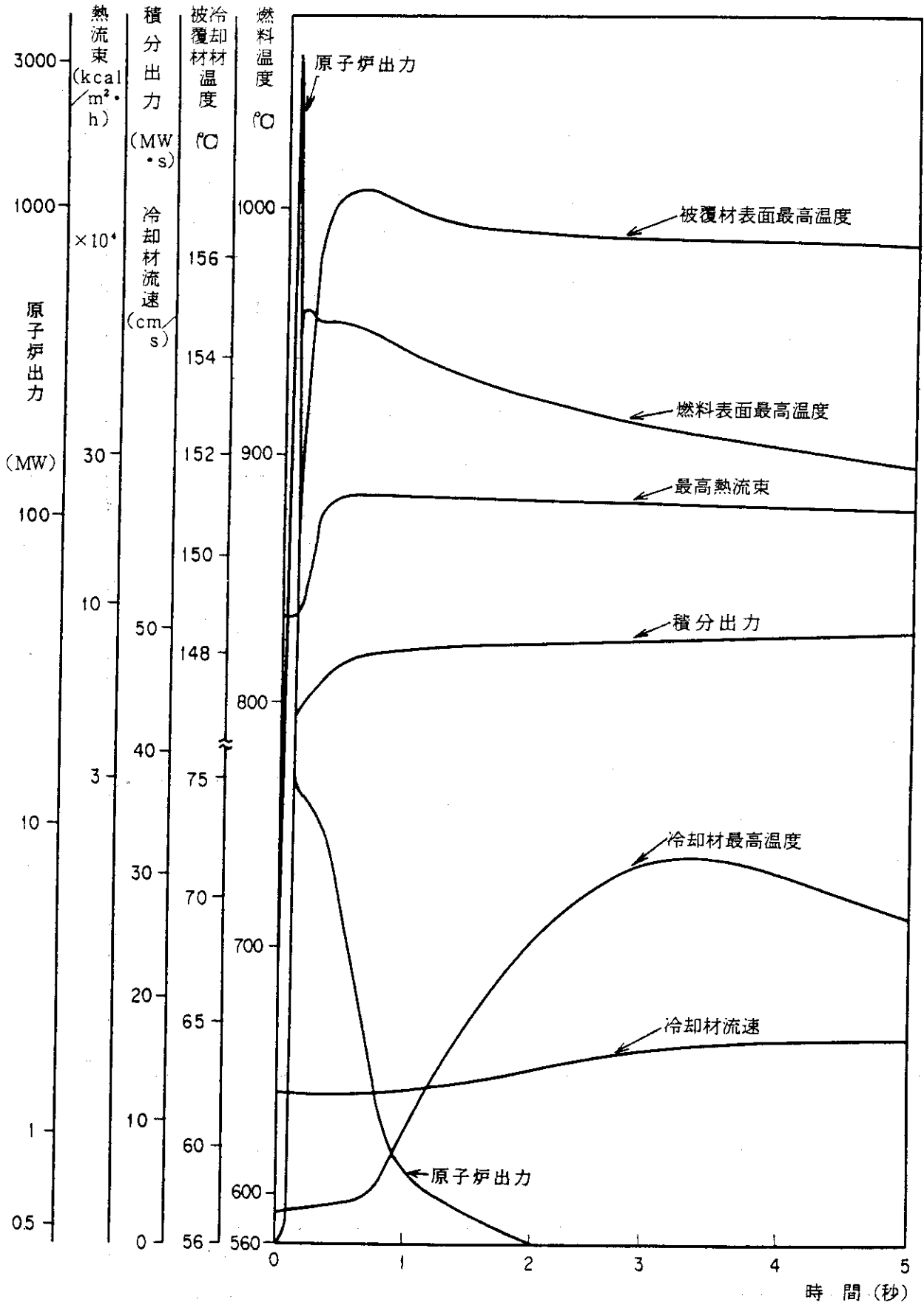




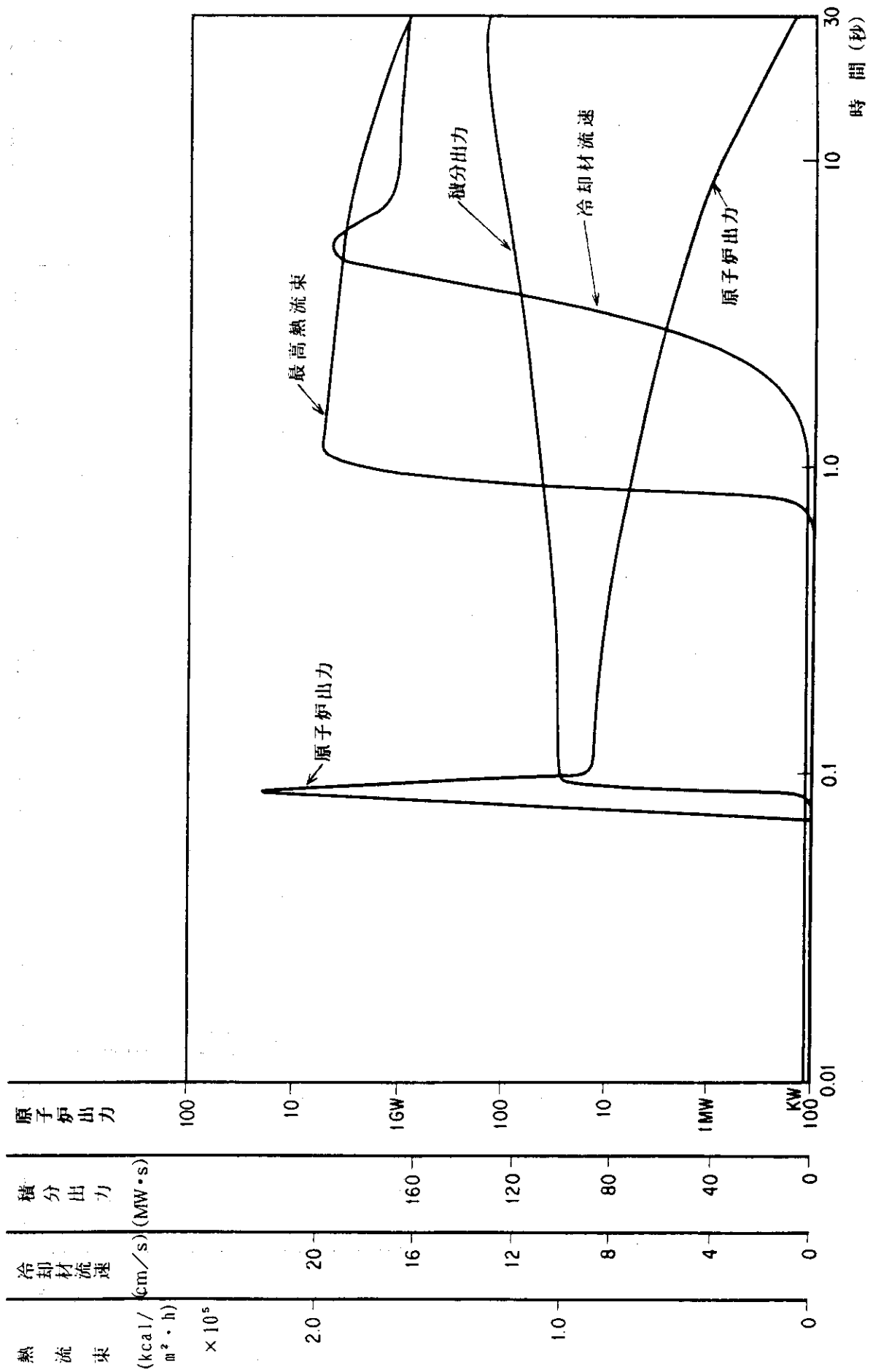
第 4.6 (1) 図 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜



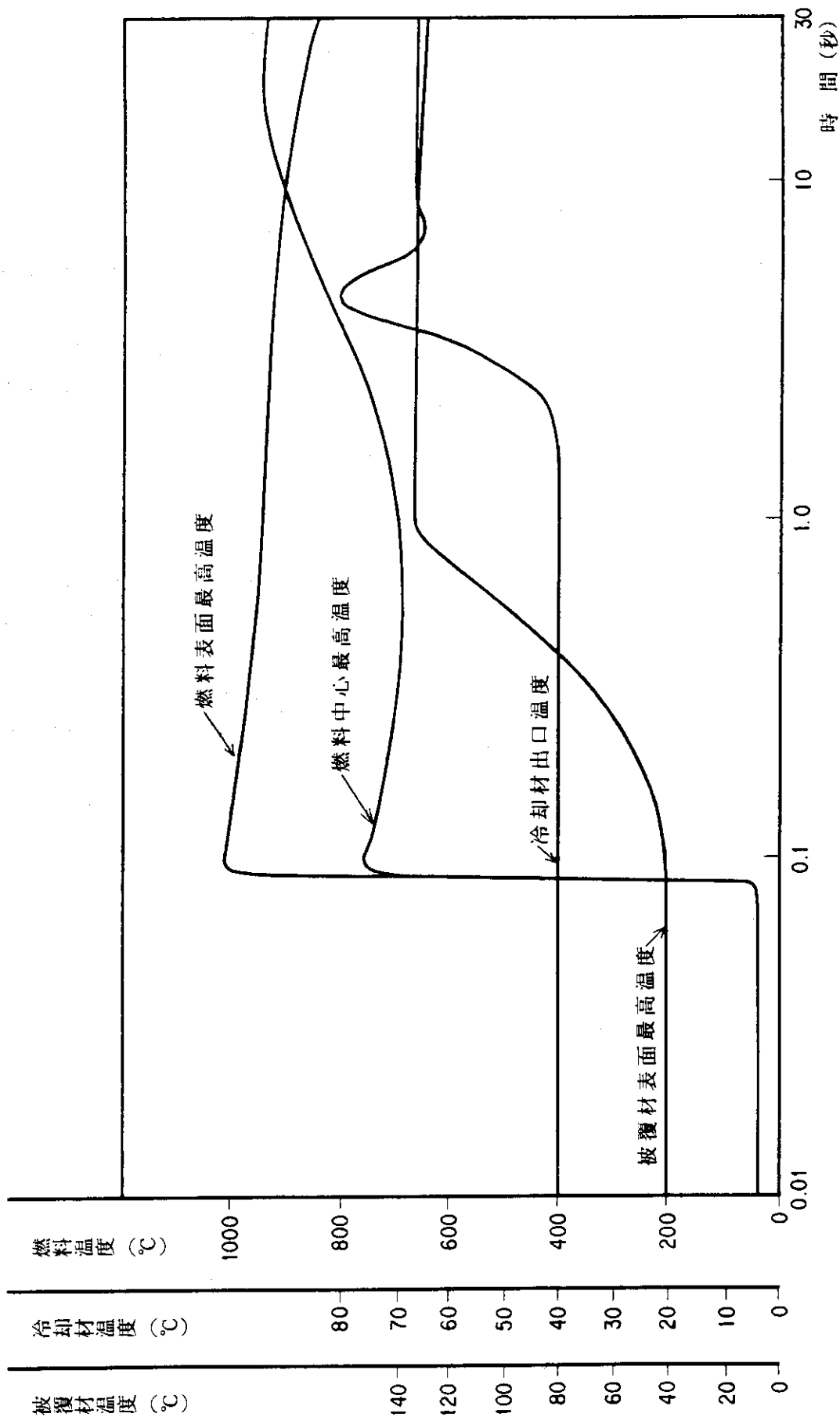
第4.6(2)図 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜



第 4.7 図 定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故



第4.8(1)図 トランジェント棒フォロア浸水事故



第 4.8 (2) 図 トランジェント棒フォロア浸水事故

## 5. 重大事故及び仮想事故の解析

### 5.1 概 要

NSRR原子炉施設は、これまでに示した通り種々の安全対策を講じており、各種の「事故」を想定した解析においても、炉心内の燃料要素は破損に至ることはなく、安全性は十分に確保し得る。

本章では、NSRR原子炉施設の安全防護設備と立地条件との関連において、炉心燃料要素の破損を仮定した「重大事故」及び「仮想事故」を想定して解析を行い、第3.4.2項に示した判断基準にてらして、原子炉施設と周辺公衆との離隔が適正に確保されていることを評価する。

### 5.2 解析の方法

「重大事故」及び「仮想事故」の解析においては、先ず核分裂生成物の放出量を評価し、次いで放出された核分裂生成物による当研究所敷地境界外での一般公衆の被曝線量を評価する。一般公衆の被曝線量は、以下の2種類について評価する。

- a) 原子炉建家から大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量、すなわちよう素吸入による甲状腺被曝線量及び希ガスの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量。(また、参考として希ガスの $\beta$ 線による皮膚被曝線量を計算する。)
- b) 原子炉建家内に浮遊している核分裂生成物からの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量、すなわち原子炉建家の屋根を透過した $\gamma$ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉建家の壁を透過した $\gamma$ 線による直接線量。

さらに、「仮想事故」に関しては、全身被曝線量の人口積算値についても評価する。以下に、これらの評価方法を示す。

#### (1) 核分裂生成物の炉内蓄積量

原子炉の運転によって事故発生時まで、炉心燃料要素中に蓄積される核分裂生成物の量は、次式により求める。

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N \ell_{ij} \cdot \lambda_j \cdot X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \cdot \sigma_k \cdot X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i) X_i \quad (5.1)$$

ここで

$X_i$  :  $i$ 核種の原子数

$\lambda_i$  :  $i$ 核種の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_i$  :  $i$ 核種の一価吸収断面積 ( $cm^{-1}$ )

$\ell_{ij}$  :  $j$ 核種の崩壊により $i$ 核種の生まれる割合

$f_{ik}$  :  $k$ 核種が中性子を吸収した時に $i$ 核種の生まれる割合

$\phi$  : エネルギー的に一群縮約の中性子束 ( $n/cm^2 \cdot s$ )

燃料要素内に蓄積されるよう素及び希ガスの同位元素のうち、核分裂収率が小さくエネルギーが小さいものは、評価の対象外とする。

NSRRの炉内核分裂生成物蓄積量を保守的に評価するため、事故発生直前まで300kW 1年間連続運転を行ったと仮定して求めたよう素及び希ガスの炉内蓄積量を、第5.1表に示す。

## (2) 核分裂生成物の大気中放出量

炉心内の燃料要素の破損によって燃料要素から放出される核分裂生成物は、原子炉プール水を経て原子炉建家内に放散される。原子炉建家内に放散された核分裂生成物は、原子炉建家の排気設備によってフィルタを通過した後排気筒から大気中に放出される。この場合、万一の商用電源の喪失との重なりを想定し、非常用電源設備による排気設備の動作が再開されるまでの一定時間は、核分裂生成物がフィルタを介さず原子炉建家からの漏洩によって大気中に放出され、その後は排気設備の動作によりフィルタを介して排気筒から大気中に放出されるものと仮定する。

破損した燃料要素からプール水中に放出された核分裂生成物のうち、原子炉建家内へ放出される量は、次式により求める。なお、核分裂生成物が原子炉建家内へ放出されるまでの崩壊による減衰は考えない。

$$Q_{Di} = K_D \cdot Q_{Oi} \quad (5.2)$$

ここで

$Q_{Di}$  : 原子炉建家内に放出されるよう素及び希ガスの量 (Ci)

$K_D$  : 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉建家内への放出に寄与する割合で、次式により求める。

$$\text{よう素} : K_D = F_f \cdot F_L \cdot F_g$$

$$\text{希ガス} : K_D = F_f \cdot F_L$$

$F_f$  : 燃料からプール水中への放出割合

$F_g$  : プール水中へ放出されたよう素の組成割合

$F_L$  : プール水中から空気中への移行割合

$Q_{Oi}$  : 破損した燃料中に蓄積されたよう素及び希ガスの量 (Ci)

添字  $i$  : 核種  $i$

原子炉建家内に放出された核分裂生成物のうち、最初の  $\tau$  秒間に原子炉建家からの漏洩によって地上放出される量、及びその後排気設備によって排気筒から放出される量は、それぞれ次式により求める。(付録D参照)

$$Q_{Gi} = F_P \cdot Q_{Di} \cdot \frac{L_1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}) \quad (5.3)$$

$$Q_{Si} = F_P \cdot Q_{Di} \cdot \frac{L_2}{\beta_{2i}} \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot \tau} \cdot (1 - E_f) \quad (5.4)$$

ここで

$Q_{Gi}$  : 原子炉建家から地上放出されるよう素及び希ガスの量 (Ci)

$Q_{Si}$  : 排気筒から放出されるよう素及び希ガスの量 (Ci)

$F_P$  : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合

$\beta_{1i}$  : 原子炉建家からの漏洩と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{1i} = L_1 + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L_1 = R_1 / V$$

$\beta_{2i}$  : 原子炉建家からの排気と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{2i} = L_2 + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L_2 = R_2 / V$$

$R_1$  : 原子炉建家の漏洩率 ( $m^3 \cdot s^{-1}$ )

$R_2$  : 原子炉建家の換気率 ( $m^3 \cdot s^{-1}$ )

$V$  : 原子炉建家の有効空間体積 ( $m^3$ )

$\lambda_i$  : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$\tau$  : 事故後、よう素及び希ガスが原子炉建家から漏洩率  $R_1$  で地上放出される時間(s)

$E_f$  : 排気設備フィルタの捕集効率

### (3) 大気中に放出される核分裂生成物による被曝線量

大気中に放出される核分裂生成物による甲状腺被曝線量及び全身被曝線量は、核分裂生成物の大気中放出量に第 3.5 節で示した相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) を乗ずることによって、以下のように求める。

#### 1) 甲状腺被曝線量

よう素吸入による甲状腺被曝線量は、次式により求める。

$$D_I = D_{50} \cdot f_c \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot R \quad (5.5)$$

ただし

$$D_{50} = \frac{K_1}{0.693m} \cdot f_a \cdot \epsilon_i \cdot T_{ei}$$

ここで、

$D_I$  : よう素吸入による甲状腺被曝線量 (rem)

$D_{50}$  : よう素 1Ci を吸入した場合の成人の甲状腺に対する預託線量当量 (rem/Ci)

$K_1$  : 換算係数 ( $= 2.13 \times 10^6 \frac{\text{dis}}{\text{Ci}} \cdot \frac{\text{g}}{\text{h}} \cdot \frac{\text{rem}}{\text{MeV}}$ )

$f_a$  : 吸入されたよう素が甲状腺に到達する割合 ( $= 0.23$ )

$\epsilon_i$  : よう素の 1崩壊当たりの甲状腺に対する有効エネルギー  
( $= 0.23 \text{ MeV/dis}$ )

$T_{ei}$  : よう素の甲状腺における有効半減期 ( $= 7.6 \times 24 \text{ h}$ )



$m$  : 成人の甲状腺の質量 ( = 20 g )  
 $R$  : 呼吸率 ( = 1.25 m<sup>3</sup>/h )  
 $Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 ( Ci )  
 $\chi/Q$  : 相対濃度 ( h/m<sup>3</sup> )

$f_e$  : 成人の甲状腺被曝線量から小児甲状腺被曝線量への換算係数 ( = 4 )

各よう素を 1 Ci 吸入した場合の成人甲状腺に対する預託線量当量 (  $D_{50}$  ) 及び <sup>131</sup>I が甲状腺に与える効果を 1 とした場合の各よう素の甲状腺への効果比率を、第 5.2 表に示す。

## 2) 希ガスからの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量

大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲からの  $\gamma$  線による地表面での全身被曝線量は、放射性雲の空間分布を考慮して、次式により求める。

$$D_r = Q_r \cdot (D/Q) \quad (5.6)$$

ここで、

$D_r$  :  $\gamma$  線による外部全身被曝線量 ( rem )  
 $Q_r$  : 希ガスの大気中への放出量 ( MeV·Ci )  
 $D/Q$  : 相対線量 ( rem/MeV·Ci )

$\beta$  線による皮膚被曝線量は、 $\beta$  線の空気中での飛程が非常に短いことを考慮して、サブマージョンモデルに基づいて計算する。

## (4) 原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量評価のための $\gamma$ 線源強度

炉心内燃料要素の破損によって原子炉建家内に放散された核分裂生成物からの  $\gamma$  線によるスカイシャイン線量及び直接線量を評価するに当たっては、事故直後から  $t$  秒間における原子炉建家内浮遊核分裂生成物の線源強度を、(2)式で与えられる原子炉建家内への放出核分裂生成物の量をもとに、次式により求める。(付録 D 参照)

$$\begin{aligned}
 S_E = 3.7 \times 10^{10} \cdot \sum_{i=a}^n Q_{Di} \cdot R_{Ei} \cdot \left[ \frac{1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}) \right. \\
 \left. + \frac{e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}}{\beta_{3i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{3i} \cdot (t - \tau)}) \right] \quad (5.7)
 \end{aligned}$$

ここで、

$S_E$  : 事故後  $t$  秒間の積算線源強度 ( Photons )  
 $Q_{Di}$  : 原子炉建家内に放出される  $i$  核種の量 ( Ci )  
 $R_{Ei}$  :  $i$  核種に対し、エネルギー  $E$  ( MeV ) の  $\gamma$  線を放出する割合 ( Photons/dis )  
 $\beta_{1i}$  : 原子炉建家からの漏洩と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{1i} = L_1 + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L_1 = R_1 / V$$

$\beta_{3i}$  : 原子炉建家からの排気と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{3i} = L_3 + \lambda_i \quad (\text{s}^{-1})$$

$$L_3 = R_3 / V$$

$R_1$  : 原子炉建家の漏洩率 ( $\text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ )

$R_3$  : 原子炉建家の換気率 ( $\text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ )

$V$  : 原子炉建家の有効空間体積 ( $\text{m}^3$ )

$\lambda_i$  : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 ( $\text{s}^{-1}$ )

$\tau$  : 事故後、よう素及び希ガスが原子炉建家から漏洩率  $R_1$  で地上放出される時間

(5) 原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量

前項(4)で求めた浮遊核分裂生成物が原子炉建家雰囲気内に一様に分布しているとし、 $\gamma$ 線によるスカイシャイン線量及び直接線量を計算する。

1) スカイシャイン線量

原子炉建家内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉建家内に充満した $\gamma$ 線線源を原子炉建家中央に置いた等方性点状線源からの第1回散乱束を計算し、それにビルドアップ係数を乗じて、評価点におけるスカイシャイン $\gamma$ 線による線量を求める。計算には、G-33コード<sup>9)</sup>を用いる。

2) 直接線量

原子炉建家内の浮遊核分裂生成物による $\gamma$ 線が原子炉建家壁を透過して評価点に至る直接 $\gamma$ 線による線量を、原子炉建家を円筒状線源とみなし、QADコード<sup>10)</sup>を用いて計算する。

(6) 全身被曝線量の人口積算値

人口密集地帯からの離隔のめやすを得るために、「仮想事故」時に放出される放射性雲中の希ガスと、よう素からの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量及びよう素の吸入による内部全身被曝線量の人口積算値を、以下の方法により評価する。

1)  $\gamma$ 線による外部全身被曝線量の計算は、近距離についてはプルームからの照射モデルで計算するが、遠距離については、放射性雲が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンからの照射モデルを用いて計算する。

2) 放出高さは50 m、大気中での拡散条件は、縦の拡がりは英国気象局大気安定度F型、横の拡がり角は $30^\circ$ とし、対象地点が遠方に及ぶため、平均風速は1.5 m/sと仮定して計算する。

3) 対象とする方位及び範囲は、敷地からみて全身被曝線量の人口積算値が最大となるような(ほぼ南西) $30^\circ$ 扇形とし、敷地から距離10 kmまでは1 km間隔、10 km~100 km間隔に区分し、各地域内の人口を求める。

4) 現時点での人口集計は、「昭和55年国勢調査報告」<sup>11)</sup>により行い、全身被曝線量の人口積算値を計算する。また、参考として、将来の人口が増加することを仮定して、2030年での人口推計を行い、将来の全身被曝線量の人口積算値を推定する。

### 5.3 重大事故の解析

#### (1) 重大事故の想定

NSRRは、長年にわたる運転経験を持つTRIGA型を基本とし、十分安全に設計され、かつ十分な安全対策が講じられている。また、同種のもので、米国サンディア研究所において稼動され、重大な事故は起こっていない。

また、前章の事故の解析にも記載したとおり、運転員の誤操作又は機器の誤動作等により燃料要素が破損することはない。しかし、ここでは、何らかの原因により燃料要素の被覆材が破損して核分裂生成物がプール水中へ放出されることを想定し、以下の仮定のもとに安全評価を行う。

- 1) 炉心内において、出力密度が最高となる燃料要素1本の被覆材が破損し、ギャップ中の核分裂生成物がプール水中へ放出されたものとする。
- 2) プール水中へ放出された核分裂生成物は、原子炉建家内に放出された後、原子炉建家の排気設備によって大気中に放出されるものとする。

#### (2) 重大事故の解析

##### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 事故発生直前までに燃料要素中に蓄積される核分裂生成物の量は、300kW 1年間連続運転時のものとし、燃料要素からの放出率は、過大に見積るため、燃料温度1,150℃に対応するものとする。
- b) 燃料温度1,150℃における燃料要素からの希ガスの放出率は、GA社における実験結果をもとにし、過大に見積って40%とする。また、よう素については20%とする。
- c) プール水中へ放出されたよう素中、10%は有機よう素と考え、残りは無機よう素とする。
- d) プール水から原子炉建家内へ放出される割合は、希ガス及び有機よう素については100%、無機よう素については1%とする。
- e) 原子炉建家内の沈着の効果は考えない。
- f) 核分裂生成物の原子炉建家からの放出については、万一の商用電源喪失との重なりを考え、最初の3分間は100%/dの割合で原子炉建家から地上放出され、その後は原子炉建家の排気設備により排気筒から放出されるものとする。
- g) 排気設備の原子炉建家換気率は、400%/h～500%/hであるが、大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には、原子炉建家換気率を500%/hとし、また、原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には、原子炉建家換気率を400%/hとする。
- h) 排気筒への排気設備のフィルタ捕集効率は、よう素については90%とし、希ガスについては0%とする。原子炉建家からの放出については、フィルタ設備を所有しないので、この効果は考えない。

第 5.1 図には、重大事故時核分裂生成物の大気中放出過程の概要を示す。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに評価した重大事故時の原子炉建家から地上放出される核分裂生成物及び排気筒から放出される核分裂生成物の量は、第 5.3 表に示すとおりとなる。

計算の結果、原子炉建家から地上放出された核分裂生成物及び排気筒から放出された核分裂生成物による当研究所敷地境界外における公衆の最大被曝線量のそれぞれの和は、

小児甲状腺被曝線量	約 1.5 mrem
$\gamma$ 線による外部全身被曝線量	約 0.33mrem

となる。

また、原子炉建家内に浮遊している核分裂生成物によるスカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線による外部全身被曝線量は以下のとおりである。

スカイシャイン線量	約 $1.8 \times 10^{-4}$ mrem
直接線量	約 $1.5 \times 10^{-3}$ mrem

以上の結果をまとめると、以下のとおりである。

- 放射性ヨウ素の吸入による小児の甲状腺被曝線量は、約 1.5 mrem である。
- 放出核分裂生成物からの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量と、スカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線による外部全身被曝線量の合計は、約 0.33mrem である。

なお、 $\beta$ 線による皮膚被曝線量は、約 1.3 mrem である。

## (3) 結論

想定した重大事故による当研究所敷地境界外での一般公衆の最大被曝線量は、重大事故に対する判断のめやす線量（甲状腺（小児）に対して 150 rem, 全身に対して 25 rem）を十分下回るものである。

## 5.4 仮想事故の解析

### (1) 仮想事故の想定

仮想事故の想定は、前記重大事故の場合と同様に、何らかの原因により炉心内燃料要素の被覆材が破損して核分裂生成物がプール水中に放出されることを考える。この場合、炉心内燃料要素の全数の被覆材が破損するものとする。さらに、本事故時に、何らかの原因により、実験孔内に装荷したカプセルのシール部等から核分裂生成物の漏洩が生じるものとする。

ただし、カプセルからの核分裂生成物の漏洩は、試験燃料を未照射酸化ウラン燃料とした場合についてのみ考える。未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料及び照射済酸化ウラン燃料を試験燃料とした場合には、二重の気密性を有するカプセル（内部カプセル及び外部容器）を使用し、内部カプセル及び外部容器の双方が同時に気密性を失うことは考え難いので、カプセルからの核分裂生成物の漏洩はないものとする。

### (2) 仮想事故の解析

#### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 炉心の燃料要素中に蓄積される核分裂生成物の量は、300kW 1年間連続運転時のものとする。また、試験燃料中に生成される核分裂生成量は、試験燃料の総発熱量  $3.1 \times 10^6$  cal に相当するものとする。
- b) 炉心燃料要素及び試験燃料の破損により、プール水中あるいはカプセル中へ放出される核分裂生成物の割合は、希ガスについては100%、よう素については50%とする。
- c) プール水中あるいはカプセル中へ放出されたよう素中、10%は有機よう素と考え、残りは無機よう素とする。
- d) プール水中から原子炉建家内へ放出される割合は、希ガス及び有機よう素については100%、無機よう素については1%とする。また、カプセルから原子炉建家内への放出率は、希ガス、よう素とも100%とする。
- e) 原子炉建家内の沈着の効果は考えない。
- f) 核分裂生成物の原子炉建家からの放出については、万一の商用電源喪失との重なりを考え、最初の3分間は100%/dの割合で原子炉建家から地上放出され、その後は原子炉建家の排気設備により排気筒から放出されるものとする。
- g) 排気設備の原子炉建家換気率は、400%/h~500%/hであるが、大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には、原子炉建家換気率を500%/hとし、また、原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量を評価する場合には、原子炉建家換気率を400%/hとする。
- h) 排気筒への排気設備のフィルタ捕集効率は、よう素については90%とし、希ガスについては0%とする。原子炉建家からの放出については、フィルタ設備を所有しないので、この効果は考えない。

第5.2図には、仮想事故時核分裂生成物の大気中放出過程の概要を示す。

## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに評価した仮想事故時の原子炉建家から地上放出される核分裂生成物及び排気筒から放出される核分裂生成物の量は、第5.4表に示すとおりとなる。

計算の結果、原子炉建家から地上放出された核分裂生成物及び排気筒から放出された核分裂生成物による当研究所敷地境界外における公衆の最大被曝線量のそれぞれの和は、

成人甲状腺被曝線量	約 0.95 rem
$\gamma$ 線による外部全身被曝線量	約 0.10 rem

となる。

また、原子炉建家内に浮遊している核分裂生成物によるスカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線による外部全身被曝線量は以下のとおりである。

スカイシャイン線量	約 $5.5 \times 10^{-2}$ mrem
直接線量	約 $4.5 \times 10^{-1}$ mrem

以上の結果をまとめると、以下のとおりである。

- a) 放射性よう素の吸入による成人の甲状腺被曝線量は、約 0.95 rem である。
- b) 放出核分裂生成物からの $\gamma$ 線による外部全身被曝線量と、スカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線による外部全身被曝線量の合計は、約 0.10 rem である。

なお、 $\beta$ 線による皮膚被曝線量は、約 0.16 rem である。

また、仮想事故による全身被曝線量の人口積算値の計算の結果は、以下の通りである。

- c) 1980 年の人口データより求めた全身被曝線量の人口積算値は、約 5.3 万人・rem となる。(第 5.5 表参照)
- d) 50 年後(2030年)の予測される人口分布をもとにして計算した全身被曝線量の人口積算値は、約 6.0 万人・rem となる。(第 5.6 表参照)

### (3) 結 論

想定した仮想事故による当研究所敷地境界外での一般公衆の最大被曝線量は、仮想事故に対する判断のめやす線量(甲状腺(成人)に対して 300 rem, 全身に対して 25 rem)を十分下回るものであり、また、全身被曝線量の人口積算値も、人口密集地帯からの離隔のめやすとして示されている参考値(200万人・rem)を十分下回るものである。

## 5.5 重大事故及び仮想事故に対する評価

原子炉施設の立地条件の適否を評価するための「重大事故」及び「仮想事故」を想定し、具体的には、「重大事故」として、何らかの原因による炉心の燃料要素 1 本の破損を仮定し、また、「仮想事故」として、炉心の燃料要素全数の破損に加え試験燃料を収納した一重の気密性を有する照射カプセルのシール部等の破損をあわせて仮定し、その影響の解析を行った。その結果、「重大事故」及び「仮想事故」による当研究所敷地境界外での公衆の最大被曝線量並びに「仮想事故」による全身被曝線量の人口積算値は、「立地審査指針」に示されるめやす線量及び参考値を十分下回る。

すなわち、本原子炉施設については、「立地審査指針」に示される非居住区域及び低人口地帯であるべき範囲は、いずれも当研究所敷地内に包含されるものであり、また、人口密集地帯からも十分離れており、周辺公衆との離隔は十分確保されたものとなっている。

第 5.1 (1)表 よう素の炉内蓄積量 (炉心内燃料要素全数分)

核 種	半 減 期	蓄 積 量 (Ci)
I - 131	8.06 d	$8.00 \times 10^3$
132	2.28 h	$1.00 \times 10^4$
133	20.8 h	$1.40 \times 10^4$
134	52.6 min	$1.65 \times 10^4$
135	6.61 h	$1.68 \times 10^4$

第 5.1 (2) 表 希ガスの炉内蓄積量 (炉心内燃料要素全数分)

核種	半減期	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)	蓄積量(Ci)
Kr- 83 m	1.83 h	0.0025	$2.84 \times 10^2$
85 m	4.48 h	0.159	$3.22 \times 10^3$
85	10.73 y	0.0022	$4.66 \times 10$
87	76.3 min	0.793	$6.86 \times 10^3$
88	2.80 h	1.950	$7.98 \times 10^3$
89	3.18 min	2.067	$1.17 \times 10^4$
90	33.32 s	1.325	$1.13 \times 10^4$
Xe- 131 m	11.9 d	0.020	$4.80 \times 10$
133 m	2.25 d	0.042	$4.32 \times 10^2$
133	5.29 d	0.045	$1.40 \times 10^4$
135 m	15.65 min	0.432	$3.89 \times 10^3$
135	9.083 h	0.250	$1.73 \times 10^4$
137	3.83 min	0.181	$1.40 \times 10^4$
138	14.17 min	1.183	$1.32 \times 10^4$
139	39.5 s	0.850	$1.13 \times 10^4$



第 5.2 表 よう素 1 Ci 吸入による成人甲状腺被曝線量

核種	$f_a$	$E$ (MeV/dis)	$T_{ei}$ (s)	$D_{30}$ (rem/Ci)	甲状腺効果比率
I - 131	0.23	0.23	$6.57 \times 10^5$	$1.48 \times 10^6$	1
132	0.23	0.65	$8.38 \times 10^3$	$5.35 \times 10^4$	$3.61 \times 10^{-2}$
133	0.23	0.54	$7.52 \times 10^4$	$3.99 \times 10^5$	$2.70 \times 10^{-1}$
134	0.23	0.82	$3.11 \times 10^3$	$2.50 \times 10^4$	$1.69 \times 10^{-2}$
135	0.23	0.52	$2.42 \times 10^4$	$1.24 \times 10^5$	$8.38 \times 10^{-2}$

第 5.3 表 重大事故時核分裂生成物の大気中放出量

核種	放出量	
	原子炉建家からの地上放出量	排気筒からの放出量
よう素 (I-131等価)	約 6.1 mCi	約 290 mCi
希ガス ( $\gamma$ 線)	約 0.56 MeV · Ci	約 130 MeV · Ci

第 5.4 表 仮想事故時核分裂生成物の大気中放出量

核種	放出量	
	原子炉建家からの地上放出量	排気筒からの放出量
よう素 (I-131等価)	約 1.6 Ci	約 75 Ci
希ガス ( $\gamma$ 線)	約 160 MeV · Ci	約 39,000 MeV · Ci

第 5.5 (I)表 全身被曝線量の人口積算値 (1980年の人口集計による)-その 1

距離 (km)	主 な 市 町 村 名	人 口 (人)	積算線量 (人・rem)
0~ 1	東海村	$0.2325 \times 10^3$	$0.4195 \times 10^2$
1~ 2	東海村	$0.6252 \times 10^3$	$0.6494 \times 10^2$
2~ 3	東海村	$0.8953 \times 10^3$	$0.5851 \times 10^2$
3~ 4	東海村	$0.2610 \times 10^4$	$0.1245 \times 10^3$
4~ 5	勝田市	$0.3264 \times 10^4$	$0.1276 \times 10^3$
5~ 6	勝田市	$0.2889 \times 10^4$	$0.1046 \times 10^3$
6~ 7	勝田市	$0.3292 \times 10^4$	$0.1074 \times 10^3$
7~ 8	勝田市、那珂町	$0.3657 \times 10^4$	$0.1069 \times 10^3$
8~ 9	勝田市、那珂町	$0.4782 \times 10^4$	$0.1254 \times 10^3$
9~ 10	勝田市、那珂町	$0.4982 \times 10^4$	$0.1177 \times 10^3$
10~ 20	水戸市、那珂町	$0.9809 \times 10^5$	$0.2101 \times 10^4$
20~ 30	友部町、内原町	$0.6577 \times 10^5$	$0.6799 \times 10^3$
30~ 40	友部町、岩間町	$0.6761 \times 10^5$	$0.4415 \times 10^3$
40~ 50	石岡市、八郷町	$0.9035 \times 10^5$	$0.4240 \times 10^3$
50~ 60	土浦市、筑波町	$0.1675 \times 10^6$	$0.6082 \times 10^3$
60~ 70	谷田部町、下妻市	$0.1716 \times 10^6$	$0.5057 \times 10^3$
70~ 80	水海道市、岩井市	$0.2202 \times 10^6$	$0.5443 \times 10^3$
80~ 90	野田市、古河市	$0.6319 \times 10^6$	$0.1343 \times 10^4$
90~ 100	松戸市、春日部市	$0.1536 \times 10^7$	$0.2857 \times 10^4$
100~ 200	東京都、浦和市、横浜市	$0.2127 \times 10^8$	$0.3516 \times 10^5$

第 5.5 (2) 表 全身被曝線量の人口積算値 (1980年の人口集計による) - その 2

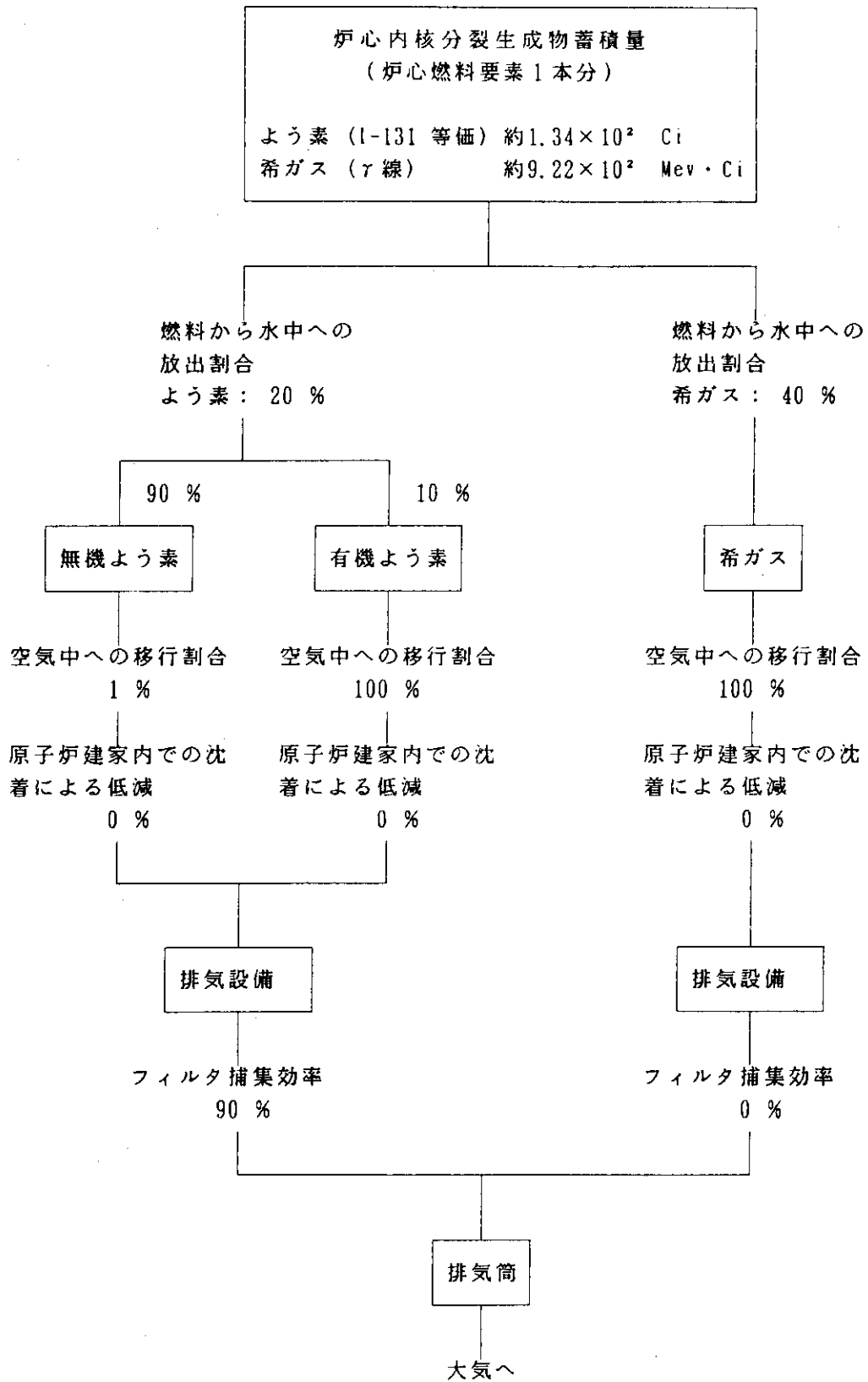
距離 (km)	主 な 市 町 村 名	人 口 (人)	積算線量 (人・rem)
200~ 300	甲府市、静岡市	$0.2710 \times 10^7$	$0.2096 \times 10^4$
300~ 400	浜松市、名古屋市	$0.4738 \times 10^7$	$0.2389 \times 10^4$
400~ 500	東大阪市、津市	$0.2803 \times 10^7$	$0.1052 \times 10^4$
500~ 600	大阪市、和歌山市	$0.3434 \times 10^7$	$0.1030 \times 10^4$
600~ 700	徳島市、高松市	$0.8138 \times 10^6$	$0.2037 \times 10^3$
700~ 800	高知市、松山市	$0.6747 \times 10^6$	$0.1435 \times 10^3$
800~ 900	宇和島市、八幡浜市	$0.3632 \times 10^6$	$0.6878 \times 10^2$
900~1000	大分市、延岡市	$0.8586 \times 10^6$	$0.1453 \times 10^3$
1000~1100	熊本市、鹿児島市	$0.2230 \times 10^7$	$0.3417 \times 10^3$
1100~1200	枕崎市	$0.1186 \times 10^6$	$0.1662 \times 10^2$
1200~1300	大隅諸島	$0.9030 \times 10^3$	$0.1167 \times 10^0$
1300~1400	大隅諸島	$0.8246 \times 10^5$	$0.9898 \times 10^1$
1400~1500	奄美諸島	$0.5125 \times 10^5$	$0.5748 \times 10^1$
1500~1600	沖縄諸島	$0.3518 \times 10^5$	$0.3705 \times 10^1$
1600~1700	沖縄諸島	$0.9836 \times 10^6$	$0.9768 \times 10^2$
1700~1800	琉球諸島	$0.5374 \times 10^4$	$0.5053 \times 10^0$
1800~1900	先島諸島	0.0	0.0
1900~2000	先島諸島	$0.5880 \times 10^5$	$0.5003 \times 10^1$
2000~2100	先島諸島	$0.4386 \times 10^5$	$0.3565 \times 10^1$
2100~2200	先島諸島	$0.2119 \times 10^4$	$0.1649 \times 10^0$
合 計		$0.4435 \times 10^8$	$0.5326 \times 10^5$

第 5.6 (1)表 全身被曝線量の人口積算値 (2030年の人口集計による)-その 1

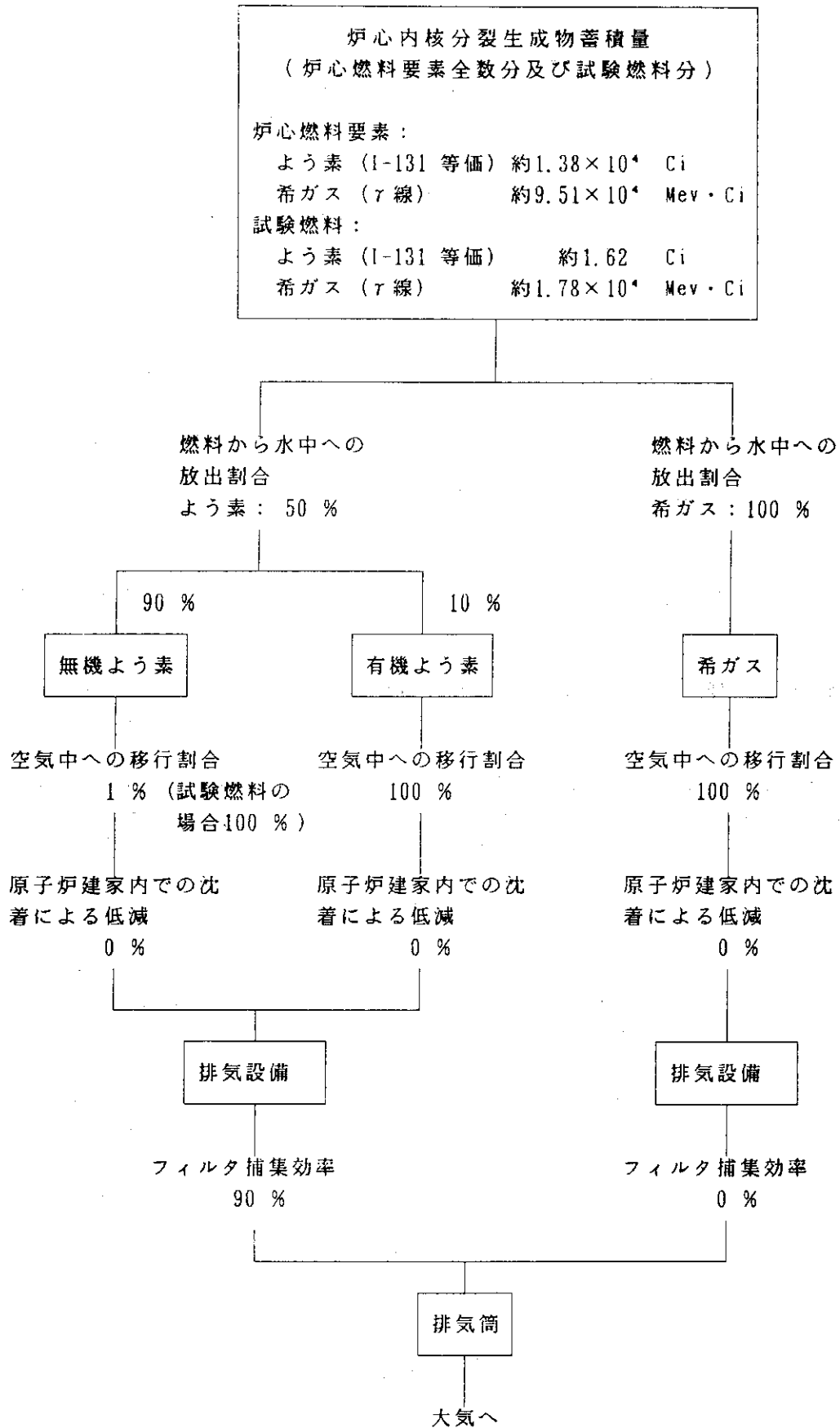
距離 (km)	主 な 市 町 村 名	人 口 (人)	積算線量 (人・rem)
0~ 1	東海村	$0.3254 \times 10^3$	$0.5872 \times 10^2$
1~ 2	東海村	$0.8752 \times 10^3$	$0.9091 \times 10^2$
2~ 3	東海村	$0.1234 \times 10^4$	$0.8064 \times 10^2$
3~ 4	東海村	$0.3218 \times 10^4$	$0.1535 \times 10^3$
4~ 5	勝田市	$0.3705 \times 10^4$	$0.1448 \times 10^3$
5~ 6	勝田市	$0.3173 \times 10^4$	$0.1149 \times 10^3$
6~ 7	勝田市	$0.3622 \times 10^4$	$0.1182 \times 10^3$
7~ 8	勝田市、那珂町	$0.4095 \times 10^4$	$0.1197 \times 10^3$
8~ 9	勝田市、那珂町	$0.5394 \times 10^4$	$0.1414 \times 10^3$
9~ 10	勝田市、那珂町	$0.5598 \times 10^4$	$0.1323 \times 10^3$
10~ 20	水戸市、那珂町	$0.8975 \times 10^5$	$0.1922 \times 10^4$
20~ 30	友部町、内原町	$0.6181 \times 10^5$	$0.6390 \times 10^3$
30~ 40	友部町、岩間町	$0.7013 \times 10^5$	$0.4580 \times 10^3$
40~ 50	石岡市、八郷町	$0.8951 \times 10^5$	$0.4201 \times 10^3$
50~ 60	土浦市、筑波町	$0.1712 \times 10^6$	$0.6217 \times 10^3$
60~ 70	谷田部町、下妻市	$0.2884 \times 10^6$	$0.8498 \times 10^3$
70~ 80	水海道市、岩井市	$0.2828 \times 10^6$	$0.6990 \times 10^3$
80~ 90	野田市、古河市	$0.1072 \times 10^7$	$0.2278 \times 10^4$
90~ 100	松戸市、春日部市	$0.1944 \times 10^7$	$0.3616 \times 10^4$
100~ 200	東京都、浦和市、横浜市	$0.2395 \times 10^8$	$0.3959 \times 10^5$

第 5.6 (2) 表 全身被曝線量の人口積算値 (2030年の人口集計による) - その 2

距離 (km)	主 な 市 町 村 名	人 口 (人)	積算線量 (人・rem)
200~ 300	甲府市、静岡市	$0.2457 \times 10^7$	$0.1900 \times 10^4$
300~ 400	浜松市、名古屋市	$0.5491 \times 10^7$	$0.2769 \times 10^4$
400~ 500	東大阪市、津市	$0.3078 \times 10^7$	$0.1155 \times 10^4$
500~ 600	大阪市、和歌山市	$0.4003 \times 10^7$	$0.1200 \times 10^4$
600~ 700	徳島市、高松市	$0.6505 \times 10^6$	$0.1628 \times 10^3$
700~ 800	高知市、松山市	$0.5567 \times 10^6$	$0.1199 \times 10^3$
800~ 900	宇和島市、八幡浜市	$0.2411 \times 10^6$	$0.4566 \times 10^2$
900~1000	大分市、延岡市	$0.7509 \times 10^6$	$0.1271 \times 10^3$
1000~1100	熊本市、鹿児島市	$0.1826 \times 10^7$	$0.2798 \times 10^3$
1100~1200	枕崎市	$0.6859 \times 10^5$	$0.9612 \times 10^1$
1200~1300	大隅諸島	$0.4760 \times 10^3$	$0.6152 \times 10^{-1}$
1300~1400	大隅諸島	$0.6236 \times 10^5$	$0.7486 \times 10^1$
1400~1500	奄美諸島	$0.2976 \times 10^5$	$0.3338 \times 10^1$
1500~1600	沖縄諸島	$0.3161 \times 10^5$	$0.3329 \times 10^1$
1600~1700	沖縄諸島	$0.1014 \times 10^7$	$0.1007 \times 10^3$
1700~1800	琉球諸島	$0.4660 \times 10^4$	$0.4381 \times 10^0$
1800~1900	先島諸島	0.0	0.0
1900~2000	先島諸島	$0.8958 \times 10^5$	$0.7622 \times 10^1$
2000~2100	先島諸島	$0.9053 \times 10^5$	$0.7359 \times 10^1$
2100~2200	先島諸島	$0.1554 \times 10^4$	$0.1210 \times 10^0$
合 計		$0.4850 \times 10^8$	$0.6015 \times 10^5$



第 5.1 図 重大事故時核分裂生成物の大気放出経路



第 5.2 図 仮想事故時核分裂生成物の大気放出経路



## 6. 結 論

NSRRにおいて、従来の定出力運転及び単一パルス運転に加え、新たに改良型パルス運転として台形パルス運転及び合成パルス運転を実施し、また、実験用試料として、未照射燃料に加え、新たに照射済燃料を用いるための原子炉施設の変更を行うに当たり、施設の設計の妥当性を確認するために、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象を想定し、安全評価を行った。安全評価に当っては、原子炉運転方法の基本的な変更を行うことに鑑み、また、最新の安全審査指針等との整合性を配慮し、今回変更を要する部分のみならず変更を要しない部分も含め、総合的に原子炉施設全般としての安全性を評価した。この結果、NSRR原子炉施設の安全性に関し、以下の結論を得た。

- (1) 変更後においても本原子炉施設は、固有の自己制御性と安全保護機能が相まって「運転時の異常な過渡変化」を安定に収束し、炉心の燃料要素の健全性を保持しうる設計である。
- (2) 変更後においても本原子炉施設は、「事故」によっても炉心が著しく損傷する恐れがなく、放射性物質の放出に対しても当研究所敷地周辺への影響が大きくなるよう十分抑止しうる安全防护機能を確保した設計である。
- (3) 変更後においても本原子炉施設は、「重大事故」及び「仮想事故」の想定による当研究所敷地境界外における公衆の最大被曝線量及び全身被曝線量の人口積算値が「立地審査指針」に示されるめやす値を十分下回り、周辺公衆との離隔は十分確保されたものとなっている。

以上のことから、変更後においてもNSRR原子炉施設の設計の基本方針は妥当であり、立地条件も適正なものであると結論できる。

なお、本安全評価の基本的な内容は、NSRRの原子炉設置変更許可申請に反映され、国の安全審査を経て、昭和62年5月に原子炉設置変更の許可を得ることができた。NSRR原子炉施設の改造工事は、現在進行中で昭和63年度末には完了する予定であり、その直後より改良型パルス運転による照射済燃料実験を開始する計画である。

## 謝 辞

本安全評価を行うに当っては、斎藤伸三高温工学試験研究炉設計室長（前反応度安全研究室長）に、貴重な御指導を賜った。また、藤城俊夫反応度安全研究室長及び堀木欧一郎NSRR管理室長並びに安全管理室・宮坂靖彦氏には、有益な御助言を賜った。安全評価の作業に当っては、反応度安全研究室及びNSRR管理室の皆様、多大の御協力を賜った。

ここに上記の各位に対し、深く感謝申し上げます。

## 6. 結 論

NSRRにおいて、従来の定出力運転及び単一パルス運転に加え、新たに改良型パルス運転として台形パルス運転及び合成パルス運転を実施し、また、実験用試料として、未照射燃料に加え、新たに照射済燃料を用いるための原子炉施設の変更を行うに当たり、施設の設計の妥当性を確認するために、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象を想定し、安全評価を行った。安全評価に当っては、原子炉運転方法の基本的な変更を行うことに鑑み、また、最新の安全審査指針等との整合性を配慮し、今回変更を要する部分のみならず変更を要しない部分も含め、総合的に原子炉施設全般としての安全性を評価した。この結果、NSRR原子炉施設の安全性に関し、以下の結論を得た。

- (1) 変更後においても本原子炉施設は、固有の自己制御性と安全保護機能が相まって「運転時の異常な過渡変化」を安定に収束し、炉心の燃料要素の健全性を保持しうる設計である。
- (2) 変更後においても本原子炉施設は、「事故」によっても炉心が著しく損傷する恐れがなく、放射性物質の放出に対しても当研究所敷地周辺への影響が大きくなるよう十分抑止しうる安全防护機能を確保した設計である。
- (3) 変更後においても本原子炉施設は、「重大事故」及び「仮想事故」の想定による当研究所敷地境界外における公衆の最大被曝線量及び全身被曝線量の人口積算値が「立地審査指針」に示されるめやす値を十分下回り、周辺公衆との離隔は十分確保されたものとなっている。

以上のことから、変更後においてもNSRR原子炉施設の設計の基本方針は妥当であり、立地条件も適正なものであると結論できる。

なお、本安全評価の基本的な内容は、NSRRの原子炉設置変更許可申請に反映され、国の安全審査を経て、昭和62年5月に原子炉設置変更の許可を得ることができた。NSRR原子炉施設の改造工事は、現在進行中で昭和63年度末には完了する予定であり、その直後より改良型パルス運転による照射済燃料実験を開始する計画である。

## 謝 辞

本安全評価を行うに当っては、斎藤伸三高温工学試験研究炉設計室長（前反応度安全研究室長）に、貴重な御指導を賜った。また、藤城俊夫反応度安全研究室長及び堀木欧一郎NSRR管理室長並びに安全管理室・宮坂靖彦氏には、有益な御助言を賜った。安全評価の作業に当っては、反応度安全研究室及びNSRR管理室の皆様、多大の御協力を賜った。

ここに上記の各位に対し、深く感謝申し上げます。

## 参考文献

- 1) 稲邊輝雄, 他: "改良型パルス運転のためのNSRR計測制御系統施設の安全設計", JAERI-M 88-113 (1988年6月).
- 2) 原子力委員会: "発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針", 原子力安全委員会安全審査指針 (昭和53年9月).
- 3) 原子力安全委員会: "発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について", 原子力安全委員会安全審査指針 (昭和57年1月).
- 4) 日本原子力研究所: "日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について", 日本原子力研究所通達 (昭和58年11月).
- 5) 原子力委員会: "原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて", 原子力安全委員会審査指針 (昭和39年5月).
- 6) 原子炉安全専門審査会: "被曝計算に用いる放射線エネルギー等について", 原子炉安全専門審査会内規 (昭和50年11月).
- 7) S. Saito, "EXCURS-A Computer Programme for Analysis of Core Transient Behaviour in a Sodium Cooled Fast Reactor", JAERI-M 7280 (September 1977).
- 8) S. Saito, T. Inabe, T. Fujishiro, N. Ohnishi, T. Hoshi: "Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics and Experimental Capability of NSRR" J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 14, No. 3, pp. 226-238 (1977).
- 9) M. L. Couchman, G. H. Anno: "G-33 Code", NUS-TM-NA-42 (November 1965).
- 10) E. Solomito, J. Stockton: "Point-Kernel General Purpose Shielding Code", ORNL-4181 (July 1968).
- 11) 総理府統計局: "昭和55年国勢調査報告第2巻基本集計結果(1)・その2 都道府県・市町村編 (48分冊)" (昭和56年10月~昭和57年5月).

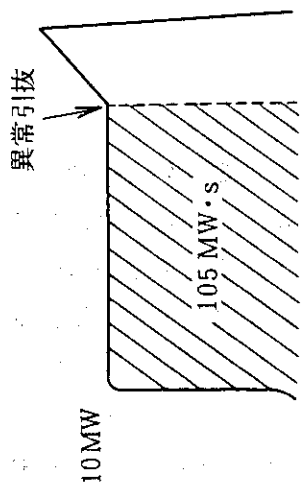
## 付録A 台形パルス運転時における制御棒の異常な引抜きに関する補足解析

台形パルス運転モードにおいては、自動制御系（パルス自動運転制御系）を用いて、調整棒6本のバンク駆動により出力10 MWまでの運転を自動的に行う。積分出力については、105 MW・sの値に警報レベルを設定し、通常の運転時には、この積分出力の値を超えない範囲で、台形パルス運転を行う。なお、台形パルス運転時には、調整棒を除く他の制御棒（安全棒、トランジェント棒）は、原子炉停止を目的として挿入される場合を除いては、常に炉心の上限位置に引抜かれた状態を保持する。

従って、台形パルス運転について考えられる最も厳しい異常事象は、警報作動直前、すなわち約105 MW・sの積分出力に達するまで、10 MWの出力を保持した後、制御系機器の誤動作によって調整棒の異常な引抜きが起こり、正の反応度が連続的に挿入される場合である。

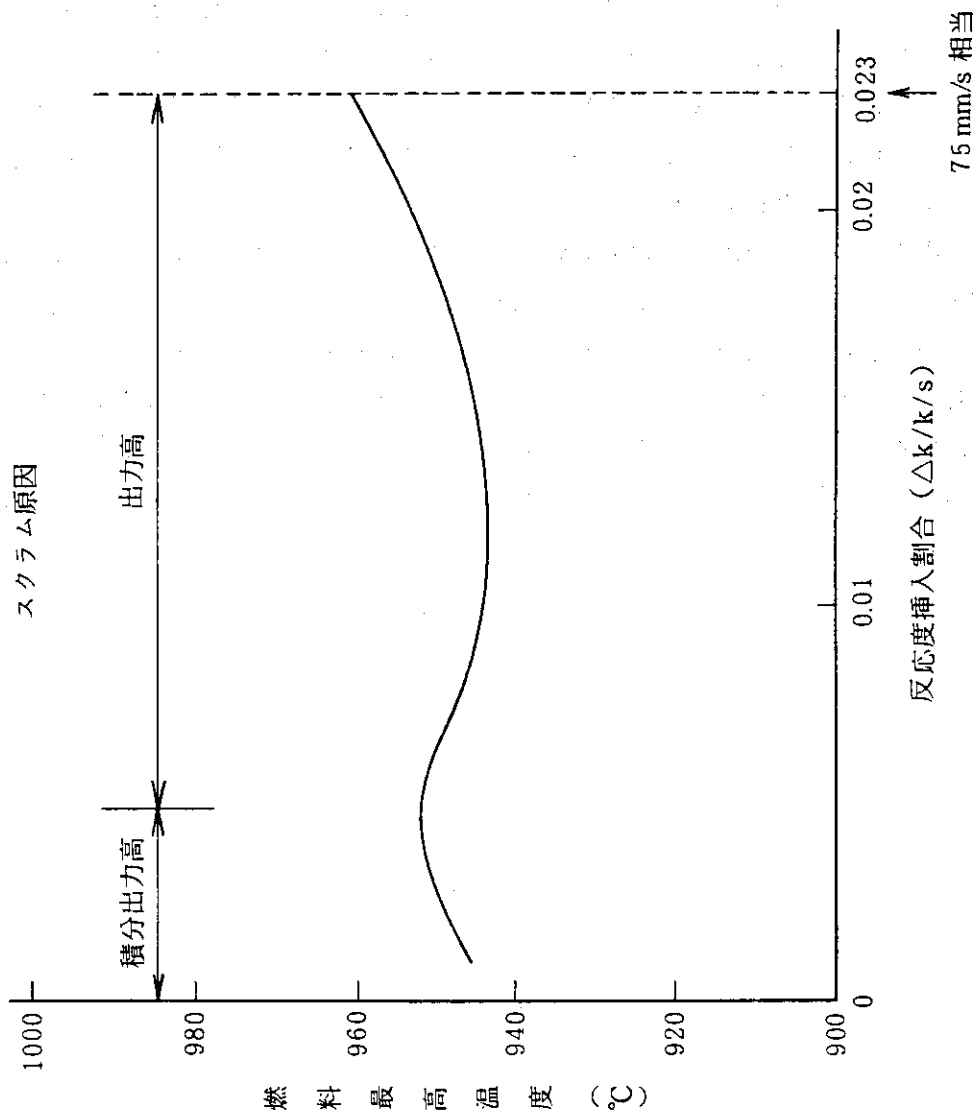
これよりも早期の時点、すなわち積分出力が小さな時点で、調整棒の異常な引抜きが起こったとしても、スクラム時までの積分出力は上記の場合よりも小さな値となるため、炉心燃料温度はより低い値にとどまる。また、調整棒の異常な引抜きが起こるまでに保持する出力が10 MWよりも低い場合には、上記と同一の積分出力に達するまでの時間が長くなり、その間の除熱効果によって炉心燃料温度は低くなる。

以上の理由により、安全評価のための台形パルス運転に係る異常事象としては、10 MWの出力を105 MW・sの積分出力に達するまで保持した後調整棒6本の異常な連続引抜きが起こることを想定する（本文第4.3.4項）。この場合の調整棒異常引抜きによる反応度挿入割合と炉心燃料最高温度の関係を解析した結果を、第A.1図に示す。これより、反応度挿入割合としては、最も大きな燃料最高温度をもたらす値、すなわち $0.023 \Delta k/k/s$ を安全評価の解析条件として用いる。これは、調整棒6本を最大速度の75 mm/sで引抜いたときの最大反応度挿入割合に相当する。



スクラム条件

出力	12.5 MW
積分出力	110 MW·s
燃料温度	950 °C



第A.1図 台形パルス運転時における調整棒連続引抜きによるスクラム後の燃料最高温度。

## 付録B 合成パルス運転時における制御棒の異常な引抜きに関する補足解析

合成パルス運転モードにおいては、自動制御系（パルス自動運転制御系）を用いて、調整棒6本のバンク駆動による出力10 MWまでの運転とトランジェント棒の急速引抜きによる運転を自動的に行う。積分出力については、105 MW・sに警報レベルを設定し、通常の運転時には、この積分出力の値を超えない範囲で、合成パルス運転を行う。なお、積分出力のうち、炉心の燃料最高温度に特に影響を及ぼすトランジェント棒引抜き直後1秒までの積分出力については、これを100 MW・s以下の値とするように運転を計画する。

合成パルス運転時には、調整棒及びトランジェント棒を除く他の制御棒（安全棒）は、スクラムのために挿入される場合を除いては、常に炉心の上限位置に引抜かれた状態を保持する。

合成パルス運転には、大別して2つの運転パターン、すなわち、①高出力パルスパターン（調整棒駆動後にトランジェント棒を急速引抜き）と②パルス高出力パターン（トランジェント棒急速引抜き後に調整棒を駆動）がある。いずれの運転パターンにおいても、トランジェント棒の引抜きによる正の最大挿入反応度は、 $0.0292\Delta k$ （4.0\$）に制限される。この値は、単一パルス運転時のトランジェント棒引抜きによる正の最大挿入反応度 $0.0343\Delta k$ （4.7\$）よりも小さな値である。

合成パルス運転の2つの運転パターンのうち、後者②のパルス高出力パターンに関しては、トランジェント棒引抜き以前の原子炉出力は、1 kW以下の低出力で単一パルス運転の場合と同一条件である。従って、この場合、トランジェント棒の引抜きに係る異常事象については、単一パルス運転に関して想定する異常事象に包絡され、また、以下に示す合成パルス運転時の高出力状態からのトランジェント棒引抜きに係る異常事象にも包絡される関係にある。トランジェント棒引抜き後の調整棒の駆動に係る異常事象に関しては、合成パルス運転においてトランジェント棒引抜き後一定時間が経過し、発生したパルス出力が10 MW以下の出力まで下降した後でなければ、調整棒の駆動が行えないインターロックを設ける。従って、トランジェント棒引抜き後に調整棒6本の異常な引抜きが起きたとしても、その際の炉心燃料最高温度は、通常の最大挿入反応度による単一パルス運転時の燃料最高温度を上回ることなく、また、以下に示す合成パルス運転時の高出力状態からのトランジェント棒引抜きに係る異常事象の場合よりも低い結果となっている。

合成パルス運転のパターンのうち、前者①の高出力パルスパターンに関しては、調整棒の駆動に係る異常事象については、付録Aに示した台形パルス運転に関して想定する異常事象に包絡される。調整棒駆動後のトランジェント棒の引抜きに係る異常事象に関しては、異常な状態からのトランジェント棒の引抜きを阻止するために、以下のインターロックを設ける。

すなわち、トランジェント棒引抜き前の積分出力とトランジェント棒の引抜きによって1秒後までにもたされる積分出力増分との合計（「推定積分出力」）が規定値の105 MW・sを超えない場合、及び、トランジェント棒引抜き前の炉心燃料温度とトランジェント棒の引抜きによ

ってもたらされる炉心燃料温度増分との合計（「推定燃料温度」）が規定値の900℃を超えない場合にのみ、トランジェント棒の引抜きを行うことができ、これらの規定値のいずれかを上回る条件となった場合には、トランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを、安全保護系の一部として設ける。さらに、トランジェント棒の引抜きが、予定した時刻よりも規定値の0.5秒以上遅れても開始されない場合には、トランジェント棒の引抜きを阻止するインターロックを、安全保護系の一部として設ける。

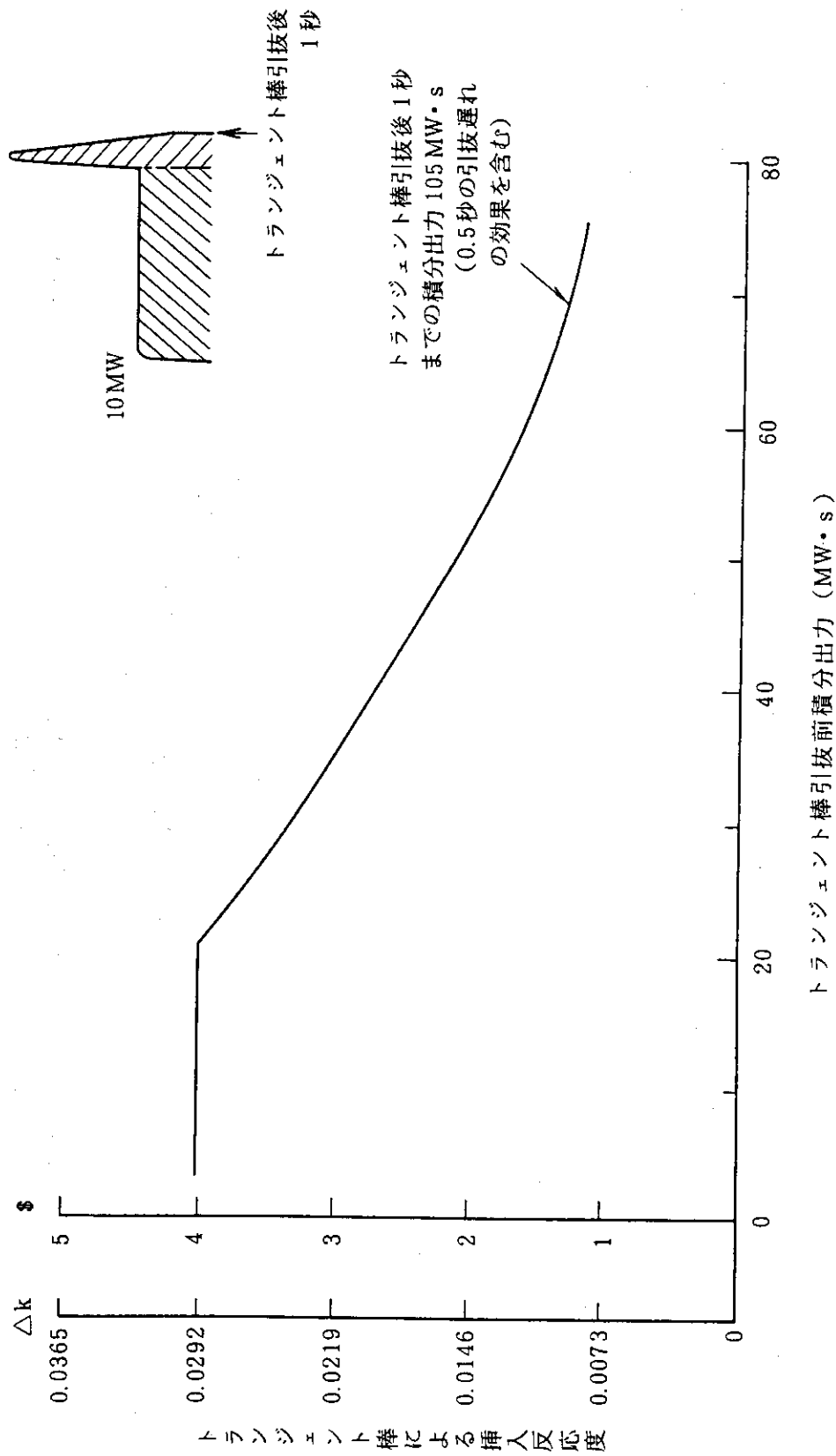
以上のことを前提に、安全評価のための合成パルス運転に係る異常事象としては、トランジェント棒引抜き後1秒までの積分出力が運転計画上可能な最大条件の100 MW・sとなる高出力パルス・パターンの運転において、制御系機器の誤動作により、トランジェント棒の引抜き開始に遅れが生じ、計画した以上の積分出力がもたらされた状態から、予定よりも規定値の範囲内で最大に遅れた0.5秒後にトランジェント棒が引抜かれることを予定する。（本文4.3.5項）。

この場合、トランジェント棒の引抜き以前に、調整棒の駆動により保持する高出力は10 MWとし、トランジェント棒の引抜き開始の遅れ時間0.5秒の間に、5 MW・sの積分出力が追加的にもたらされ、この結果、トランジェント棒引抜き時までの積分出力とトランジェント棒引抜き後1秒までの積分出力との合計は、「推定積分出力」によるインターロックの規定値の範囲内で最大の値である105 MW・sに達するものとする。

第B.1図には、トランジェント棒の引抜きが予定よりも0.5秒遅れることを考慮して、トランジェント棒引抜き後1秒までの積分出力が105 MW・sとなるための、トランジェント棒引抜き前積分出力とトランジェント棒の引抜きにより挿入可能な反応度との関係を求めた解析結果を示す。（なお、この図は、安全評価上最も厳しい解析条件を選定することを目的として求めたものであり、反応度フィードバック係数等には保守的な値を使用しており、実際の運転の制限条件を定めるものではない。）

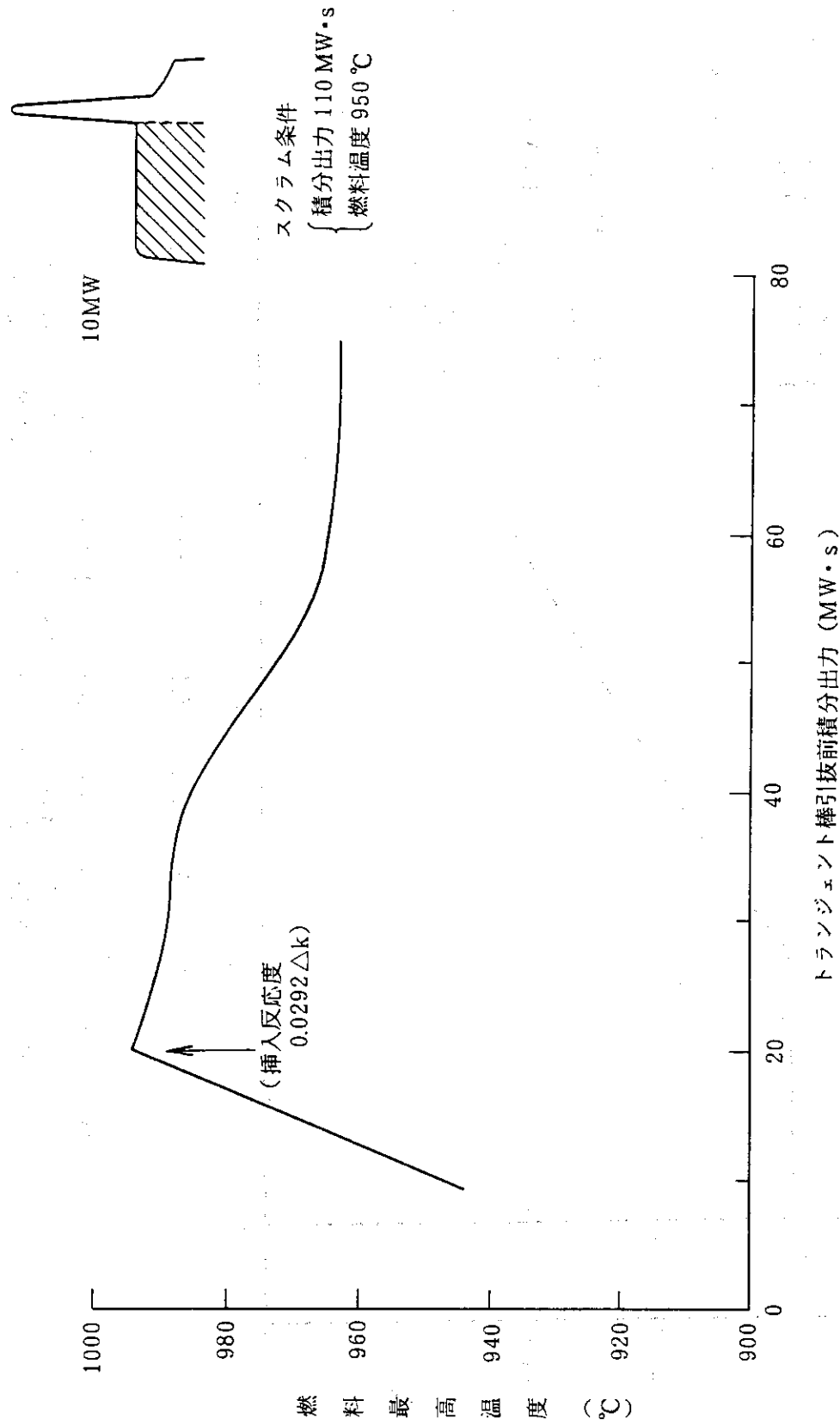
第B.1図に示したトランジェント棒引抜き前の積分出力とトランジェント棒の引抜きによる挿入反応度との組み合わせによってもたらされる炉心燃料最高温度の解析結果を、第B.2図に示す。これより、10 MWの出力保持により、トランジェント棒の引抜き遅れによる効果を考慮した積分出力が20 MW・sに達した時点で、トランジェント棒の引抜きにより最大の0.0292 $\Delta$ kの反応度が挿入される場合が、炉心燃料温度に対し最も厳しい条件となる。従ってこの条件を、安全評価における合成パルス運転時の異常事象の解析条件として用いる。

なお、トランジェント棒の引抜き前に調整棒の駆動によって保持する出力が10 MWよりも低い場合には、付録Aに述べた通り、一定の積分出力に達するまでの時間が出力レベルに逆比例して長くかかるために、その間の除熱効果によって燃料温度はより低い値となる。



第B.1図 合成パルス運転時におけるトランジェント棒引抜後1秒までの積分出力 (トランジェント棒引抜遅れ0.5秒の効果を含む)が105 MW·sとなるトランジェント棒引抜前積分出力とトランジェント棒による挿入反応度の関係 (安全評価用)。





第B.2図 合成ペルス運転時におけるトランジェント棒引抜タイミング異常によるスクラム後の燃料最高温度。

## 付録C 合成パルス運転時におけるトランジェント棒 フォロア浸水事故の解析

単一パルス運転時及び合成パルス運転時には、圧縮空気によるトランジェント棒の急速引抜きを行い正の反応度を挿入する運転を行うが、万一、トランジェント棒の空気フォロア内部に浸水が起こった場合には、トランジェント棒の反応度値が増し、トランジェント棒急速引抜きの際に炉心に過度の反応度が挿入される。このような事故を、「トランジェント棒フォロア浸水事故」として想定し、単一パルス運転時及び合成パルス運転時の双方について同事故の解析を行った結果から、より厳しい燃料最高温度をもたらすものとして安全評価上選定した事象が、単一パルス運転時における「トランジェント棒フォロア浸水事故」である（本文第4.4.2項）。

ここでは、合成パルス運転時における「トランジェント棒フォロア浸水事故」の解析結果が、単一パルス運転時における同事故の結果に包絡されることを示す。以下には、合成パルス運転時における「トランジェント棒フォロア浸水事故」の原因及び防止対策並びに経過の解析結果を示す。

### (1) 事故の原因及び防止対策

#### 1) 想定される事故の原因

この事故は、トランジェント棒の被覆管及びその内部の空気筒の双方が破損して空気フォロア内部への浸水が起こり、トランジェント棒の反応度値が増加して、合成パルス運転モードにおけるトランジェント棒の急速引抜きの際に、炉心に過度の正の反応度が挿入される事故として想定する。

#### 2) 防止対策

この事故の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するために、以下の対策を講じる。

- a) トランジェント棒の空気フォロア部分は、上下を封じた空気筒を被覆を被覆管内部に収納した二重構造形式とし、浸水を防ぐ。
- b) トランジェント棒の被覆管及び空気筒には耐食性に優れたアルミニウムを用いる。また、プール水は精製系を通して不純物を取除き腐食を防止する。
- c) パルス運転時に引抜くトランジェント棒の反応度値は、あらかじめ定出力運転モードにおいて、調整棒位置との比較により必ず確認する。
- d) 原子力出力の過度の上昇を防止するために、調整棒操作時には「安全出力系出力高」によるスクラムを、またトランジェント棒操作時には「パルス出力系出力高」によるスクラムを設ける。また、「積分出力高」及び「燃料温度高」によるスクラムを設ける。

### (2) 事故の解析

#### 1) 解析条件

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を以下のように仮定する。

- a) 3本のトランジェント棒のうち、高速トランジェント棒1本の空気フォロアに水が入ったものとする。
- b) 過渡変化の初期状態として、原子炉は合成パルス運転開始前の最大出力である1 kWで臨界状態にあるものとする。プール水の温度の初期値は40℃とする。
- c) 合成パルス運転として、トランジェント棒引抜き後1秒までの積分出力が運転計画上可能な最大値の100 MW・sとなる条件を予定し、トランジェント棒による最大反応度挿入前に、原子炉出力は10 MW、積分出力は15 MW・sに到達しているものとする。(付録B参照)
- d) トランジェント棒の引抜きによる挿入反応度は、合成パルス運転時の最大値である0.0292 $\Delta$ kに対して、高速トランジェント棒空気フォロアの浸水による反応度値の増分を加えた0.0305 $\Delta$ kとなるものとする。
- e) 出力ピーキング係数は、安全棒2本及びトランジェント棒3本が引抜かれた状態を考えて、2.23(軸方向1.25, 半径方向1.32, セル1.33)とする。
- f) 原子炉は、「安全出力系出力高」(調整棒操作時)による出力12.5 MW、「パルス出力系出力高」(トランジェント棒操作時)による出力23,000 MW、「積分出力高」による積分出力110 MW・s又は「燃料温度高」による燃料温度950℃でスクラムするものとする。

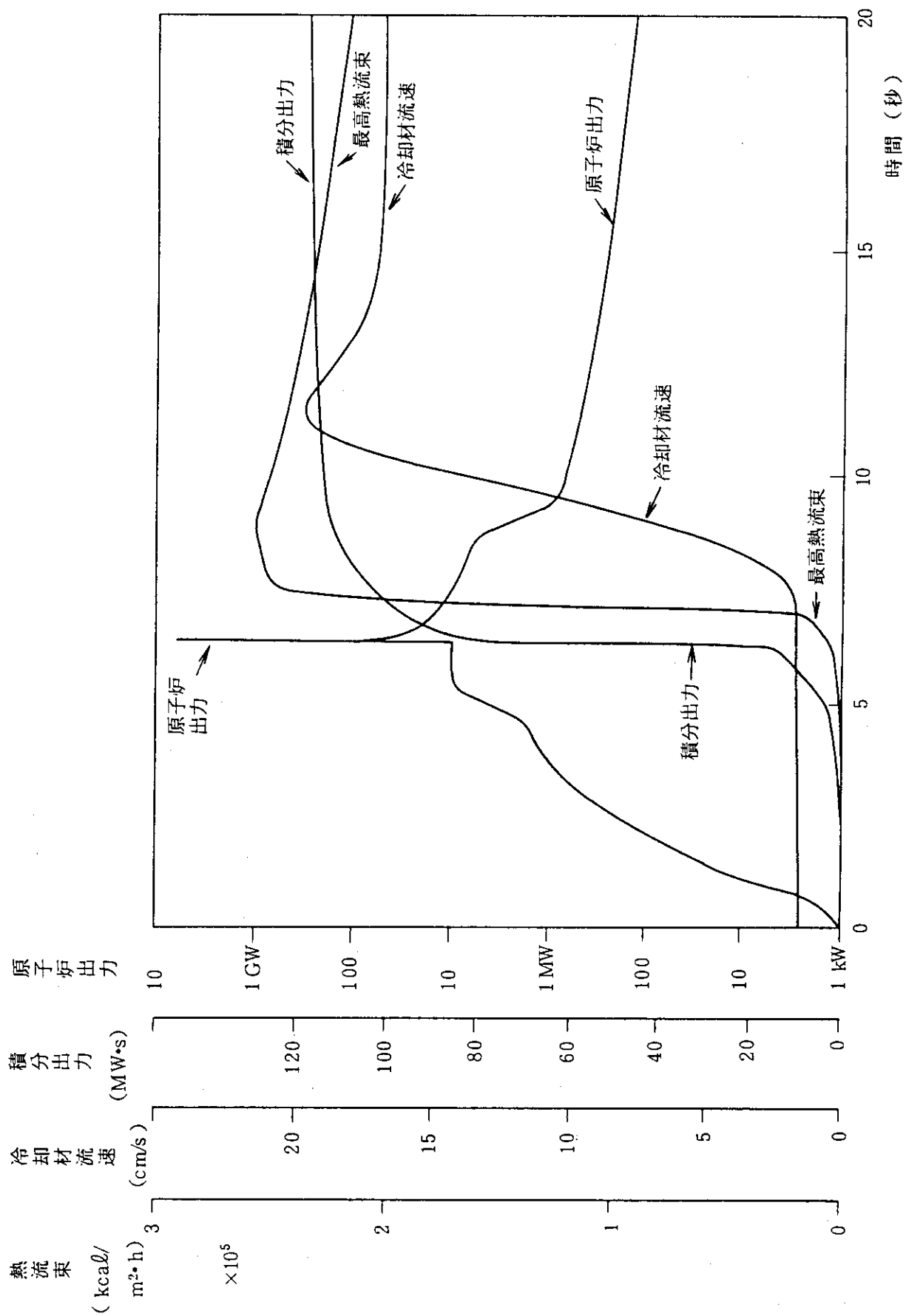
## 2) 解析結果

以上のような解析条件のもとに計算した結果を、第C.1図に示す。積分出力は、トランジェント棒引抜き後約1.5秒で110 MW・sのスクラム設定値に達する。スクラム遅れ時間を経た後、原子炉出力は急速に下降し、積分出力の増加は緩慢となる。この過渡解析における燃料最高温度は、約985℃である。

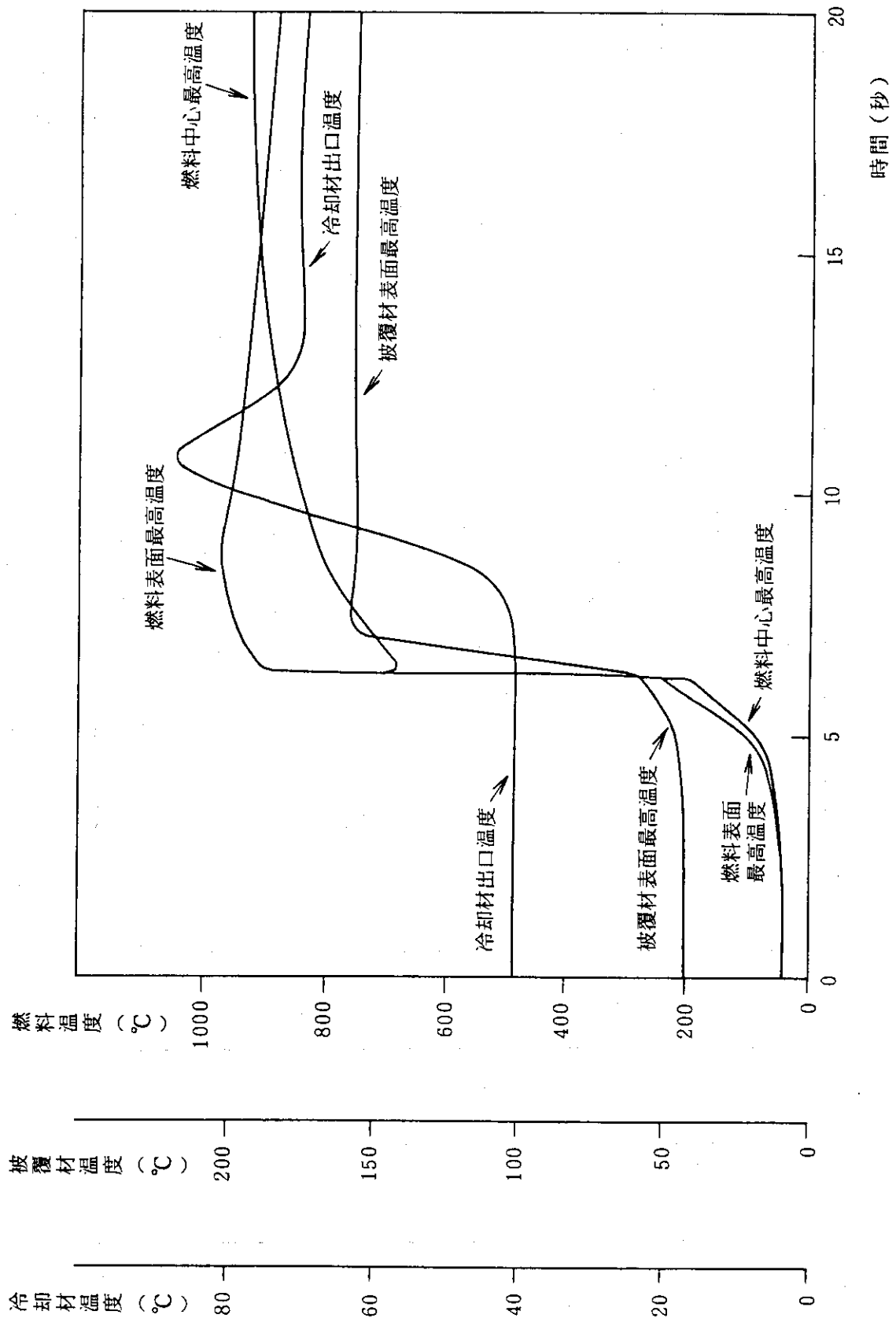
## (3) 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料最高温度については「事故」に対する判断基準(1,330℃以下)を満たしており、燃料要素の健全性が損なわれることもなく、従って周辺の公衆に対しても放射線被曝のリスクを与えることはない。

なお、この合成パルス運転について解析した「トランジェント棒フォロア浸水事故」における燃料最高温度は、本文第4.4.2項に示した単一パルス運転について解析した「トランジェント棒フォロア浸水事故」における燃料最高温度(約1,008℃)を下回っており、前者の事故は後者の事故に包絡される結果となっている。



第C.1(1)図 合成パルス運転時におけるトランジェント棒フォロア浸水事故



第C.1(2)図 合成パルス運転時におけるトランジェント棒フォロア浸水事故

## 付録D 想定事故時の核分裂生成物大気中放出量及び原子炉 建家内浮遊核分裂生成物線源強度の評価式の導出

### 1. 概要

NSRR原子炉施設の安全評価上想定する「重大事故」及び「仮想事故」における周辺公衆の被曝線量は、本文第5章に示した通り、大気中に放出される核分裂生成物による被曝線量及び原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量の2種類に分けて評価する。（「事故」における周辺公衆の被曝線量の評価についても、これと同様とする。）

これらの被曝線量評価の基礎となる核分裂生成物の大気中放出量及び原子炉建家内浮遊核分裂生成物の量は、事故によって瞬時に原子炉建家内に放出された核分裂生成物が、万一の商用電源喪失との重なるの想定のもとに、一定時間は原子炉建家からの漏洩によって地上放出され、その後は非常用電源設備から給電された排気設備の作動によって排気筒から放出されると仮定し、原子炉建家内での放射性崩壊を考慮して求める。なお、排気設備による原子炉建家の換気率に関しては、大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量評価及び原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量評価の各場合について、それぞれ保守的な値を用いる。

以上の、NSRR原子炉施設の特徴を考慮して定めた仮定に基づく核分裂生成物の地上放出量、排気筒放出量及び原子炉建家内浮遊核分裂生成物の線源強度の評価式は、それぞれ、本文第5章の(5.3)式、(5.4)式及び(5.7)式に示す通りである。以下には、これらの評価式の導出過程を説明する。

### 2. 核分裂生成物の大気中放出に係る仮定

想定した事故により炉心燃料要素あるいは一重の気密性を有する照射カプセル内試験燃料から原子炉建家内に放出された核分裂生成物は、以下の条件のもとに大気中へ放出されると仮定する。

- 1) 原子炉建家内の沈着の効果はないものとする。
- 2) 核分裂生成物の原子炉建家からの放出については、万一の商用電源喪失との重なりを考え、最初の3分間は、原子炉建家からの漏洩によって地上放出されるものとする。
- 3) 原子炉建家の漏洩率は、100%/dと仮定する。
- 4) 事故後3分以降は、非常用電源設備からの給電を受けた排気設備により、核分裂生成物は排気筒から放出されるものとする。
- 5) 排気設備の原子炉建家換気率は、400%/h～500%/hであるが、大気中に放出された核分裂生成物による被曝線量进行评估する場合には、原子炉建家換気率を500%/hとし、原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量进行评估する場合には、原子炉建家換気率を400%/hとする。

- 6) 排気筒への排気設備のフィルタ捕集効率は、よう素については90%とし、希ガスについては0%とする。原子炉建家からの地上放出については、フィルタ設備を所有しないので、この効果を考えない。
- 7) 核分裂生成物は、事故直後瞬時に原子炉建家内に放出されると仮定し、その後原子炉建家内に存在している期間について、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮する。

3. 核分裂生成物の大気中放出量

(1) 核分裂生成物の原子炉建家内放出量

想定した事故により炉心燃料要素あるいは一重の気密性を有する照射カプセル内試験燃料(以下、これらを「燃料」という)から原子炉建家内に放出される核分裂生成物の量は、次式によって表わされる。

$$Q_{Di}(0) = K_{Di} \cdot Q_{0i} \dots\dots\dots (D.1)$$

ここに、

- $Q_{Di}(0)$  : 事故直後に原子炉建家内に放出される核分裂生成物の量 (Ci)
- $K_{Di}$  : 核分裂生成物が燃料から原子炉建家内に放出される割合
- $Q_{0i}$  : 核分裂生成物の燃料中の蓄積量 (Ci)
- 添字  $i$  : 核種  $i$

(2) 核分裂生成物の地上放出量

事故直後  $\tau$  秒間 ( $\tau = 180$  s) は、商用電源喪失との重なりを仮定して、核分裂生成物が原子炉建家からの漏洩により地上放出されるものとする。この間の核分裂生成物の漏洩と放射性崩壊による時間的变化は、以下のように表わされる。

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} Q_{Di}(t) &= - (L_i + \lambda_i) \cdot Q_{Di}(t) \\ &= -\beta_{1i} \cdot Q_{Di}(t) \dots\dots\dots (D.2) \end{aligned}$$

ここに、

- $Q_{Di}(t)$  : 時刻  $t$  における原子炉建家内の核分裂生成物の量 (Ci)
- $L_i$  : 原子炉建家からの漏洩による核分裂生成物の低減率で、  
 $L_i = R_i / V$  ( $s^{-1}$ )
- $R_i$  : 原子炉建家の漏洩率 (=  $V / (24 \times 3600$  s))
- $V$  : 原子炉建家の有効空間体積 ( $m^3$ )
- $\lambda_i$  : 核分裂生成物の放射性崩壊定数 ( $s^{-1}$ )
- $\beta_{1i}$  : 原子炉建家からの漏洩と崩壊による核分裂生成物の低減率で、  
 $\beta_{1i} = L_i + \lambda_i$  ( $s^{-1}$ )

(D.2) 式を積分して、時刻  $t$  ( $0 \leq t \leq \tau$ ) における原子炉建家内の核分裂生成物の量が、以下のように求められる。

$$Q_{Di}(t) = Q_{Di}(0) \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot t} \dots\dots\dots (D.3)$$

(D.3)式をもとに、事故後から時刻 $\tau$ までの間の時刻 $t$ における単位時間当りに原子炉建家から地上放出される核分裂生成物の量は、以下のように求められる。

$$q_{Gi}(t) = F_p \cdot L_1 \cdot Q_{Di}(t) \\ = F_p \cdot L_1 \cdot Q_{Di}(0) \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot t} \dots\dots\dots (D.4)$$

ここに、

$q_{Gi}(t)$  : 時刻 $t$ における単位時間当りに原子炉建家から地上放出される核分裂生成物の量 (Ci/s)

$F_p$  : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合 (= 1.0)

(D.4)式を積分して、事故直後から時刻 $\tau$ までの間に原子炉建家から地上放出される核分裂生成物の総量が、以下のように表わされる。

$$Q_{Gi} = \int_0^{\tau} q_{Gi}(t) dt \\ = F_p \cdot Q_{Di}(0) \cdot \frac{L_1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}) \dots\dots\dots (D.5)$$

ここに、

$Q_{Gi}$  : 原子炉建家から地上放出される核分裂生成物の総量 (Ci)

$\tau$  : 事故後、核分裂生成物が原子炉建家から漏洩率 $R_1$ で地上放出される時間 (= 180 s)

(D.5)式として導いた式は、本文第5章の(5.3)式で示した核分裂生成物の地上放出量の評価式として表わしたものである。

(3) 核分裂生成物の排気筒放出量

事故後 $\tau$ 秒以降は、排気設備によって核分裂生成物は排気筒から放出されるものとする。 $\tau$ 秒以降の核分裂生成物の排気と放射性崩壊による時間的变化は、以下のように表わされる。

$$\frac{d}{dt} Q_{Di}(t) = - (L_2 + \lambda_i) \cdot Q_{Di}(t) \\ = -\beta_{2i} \cdot Q_{Di}(t) \dots\dots\dots (D.6)$$

ここに、

$L_2$  : 原子炉建家からの排気による核分裂生成物の低減率で、

$$L_2 = R_2 / V \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

$R_2$  : 原子炉建家の換気率 (= 5 V / 3600 s)

$\beta_{2i}$  : 原子炉建家からの排気と崩壊による核分裂生成物の低減率で、

$$\beta_{2i} = L_2 + \lambda_i \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

(D.6)式を積分して、事故後の時刻 $t$  ( $t \geq \tau$ )における原子炉建家内の核分裂生成物の量が、以下のように求められる。

$$Q_{Di}(t) = Q_{Di}(\tau) \cdot e^{-\beta_{2i} \cdot (t - \tau)} \dots\dots\dots (D.7)$$

なお、 $Q_{Di}(\tau)$ の値は、(D.3)式から、



$$Q_{Di}(\tau) = Q_{Di}(0) \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot \tau} \dots\dots\dots (D. 8)$$

である。

(D. 7) 式及び (D. 8) 式をもとに、時刻  $\tau$  以降の時刻  $t$  における単位時間当りに排気筒から放出される核分裂生成物の量は、以下のように求められる。

$$\begin{aligned} q_{si}(t) &= F_p \cdot L_2 \cdot (1 - E_f) \cdot Q_{Di}(t) \\ &= F_p \cdot L_2 \cdot (1 - E_f) \cdot Q_{Di}(0) \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot \tau} \cdot e^{-\beta_{2i} \cdot (t - \tau)} \end{aligned} \dots\dots\dots (D. 9)$$

ここに、

$q_{si}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当りに排気筒から放出される核分裂生成物の量  
(Ci/s)

$E_f$  : 排気設備フィルタの捕集効率 (= よう素に対して 0.9, 希ガスに対して 0.0)

(D. 9) 式を積分して、時刻  $\tau$  以降に排気筒から放出される核分裂生成物の総量が、以下のように表わされる。

$$\begin{aligned} Q_{si} &= \int_{\tau}^{\infty} q_{si}(t) dt \\ &= F_p \cdot Q_{Di}(0) \cdot \frac{L_2}{\beta_{2i}} \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot \tau} \cdot (1 - E_f) \end{aligned} \dots\dots\dots (D. 10)$$

ここに、

$Q_{si}$  : 排気筒から放出される核分裂生成物の総量 (Ci)

(D. 10) 式として導いた式は、本文第 5 章の (5.4) 式で示した核分裂生成物の排気筒放出量の評価式として表わしたものである。

#### 4. 原子炉建家内浮遊核分裂生成物の量と線源強度

想定した事故によって原子炉建家内に放出された核分裂生成物は、事故直後  $\tau$  秒間 ( $\tau = 180$  s) は原子炉建家からの漏洩による地上放出と放射性崩壊によって低減し、事故後  $\tau$  秒以降は、排気設備による排気筒放出と放射性崩壊によって低減してゆく。原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被曝線量評価のための核分裂生成物の量を求めるに当たっては、排気設備による原子炉建家換気率として、原子炉建家内に存在する核分裂生成物の量を保守的に評価する値を用いる。

##### (1) 地上放出期間中の原子炉建家内浮遊核分裂生成物の量と線源強度

事故後  $\tau$  秒までの間の時刻  $t$  において原子炉建家内に存在する核分裂生成物の量は、(D. 3) 式によって与えられる。すなわち、

$$Q_{Di}(t) = Q_{Di}(0) \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot t} \dots\dots\dots (D. 11)$$

(D. 11) 式をもとに、事故後  $\tau$  秒までの間の時刻  $t$  における浮遊核分裂生成物の線源強度は、以下のように求められる。

$$S_{E1}(t) = K \cdot \sum_{i=a}^n R_{Ei} \cdot Q_{Di}(t)$$

$$= K \cdot \sum_{i=a}^n Q_{Di}(0) \cdot R_{Ei} \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot t} \dots\dots\dots (D.12)$$

ここに、

$S_{E1}(t)$ : 時刻  $t$  ( $0 \leq t \leq \tau$ ) における線源強度 (Photons/s)

$K$ : 換算係数 ( $= 3.7 \times 10^{10}$  dis/s/Ci)

$R_{Ei}$ :  $i$  核種に対し、エネルギー  $E$  (MeV) の  $\gamma$  線を放出する割合 (Photons/dis)

(2) 排気筒放出期間中の原子炉建家内浮遊核分裂生成物の量と線源強度

事故後  $\tau$  秒以降の時刻  $t$  において原子炉建家内に存在する核分裂生成物の量は、(D.7) 式と同様に、以下のように求められる。

$$Q_{Di}(t) = Q_{Di}(\tau) \cdot e^{-\beta_{3i} \cdot (t - \tau)} \dots\dots\dots (D.13)$$

ここに、

$\beta_{3i}$ : 原子炉建家からの排気と崩壊による核分裂生成物の低減率で、

$$\beta_{3i} = L_3 + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$L_3$ : 原子炉建家からの排気による核分裂生成物の低減率で、

$$L_3 = R_3 / V \quad (s^{-1})$$

$R_3$ : 原子炉建家の換気率 ( $4 V / 3600 s$ )

(D.8) 式及び (D.13) 式をもとに、 $\tau$  秒以降の時刻  $t$  における浮遊核分裂生成物の線源強度は、以下のように求められる。

$$S_{E2}(t) = K \cdot \sum_{i=a}^n R_{Ei} \cdot Q_{Di}(t)$$

$$= K \cdot \sum_{i=a}^n Q_{Di}(0) \cdot R_{Ei} \cdot e^{-\beta_{1i} \cdot \tau} \cdot e^{-\beta_{3i} \cdot (t - \tau)} \dots\dots (D.14)$$

ここに、

$S_{E2}(t)$ : 時刻  $t$  ( $t \geq \tau$ ) における線源強度 (Photons/s)

(3) 原子炉建家内浮遊核分裂生成物の積算線源強度

事故直後から十分な時間の  $t$  秒間における原子炉建家内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、(D.12) 式及び (D.14) 式を積分することにより、以下のように表わされる。

$$S_E = \int_0^{\tau} S_{E1}(t) dt + \int_{\tau}^t S_{E2}(t) dt$$

$$= K \cdot \sum_{i=a}^n Q_{Di}(0) \cdot R_{Ei} \cdot \left[ \frac{1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}) + \frac{e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}}{\beta_{3i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{3i} \cdot (t - \tau)}) \right] \dots\dots\dots (D.15)$$

ここに、

$S_E$ : 事故後  $t$  秒間の積算線源強度 (Photons)

(D.15) 式として導いた式は、本文第 5 章の (5.7) 式で表わした原子炉建家内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の評価式として表わしたものである。

## 付録E 照射済試験燃料の取扱い中の誤操作等に 起因する破損の影響の検討

照射済燃料は、日本原子力研究所の材料試験炉（JMTR）等のNSRR以外の施設において密封状態の試験燃料として準備され、NSRR施設に搬入される。NSRR施設に搬入された照射済燃料は、本文第2.6節に示したように、新設するセミホットセルにおいて計装取り付け等の後、既設セミホットケープにおいて二重の気密性を有する照射カプセルに封入され、その後実験孔に装荷されNSRRのパルス運転による実験に供される。実験後は、二重構造の照射カプセルのうち、内部のカプセルを、照射済燃料を封入した状態のままNSRR以外の施設（ホットラボ）に搬出する。

NSRR実験は、試験燃料を破損に至らしめることを目的とした実験であり、実験時には多くの場合照射済燃料の被覆管は破壊されるが、照射済燃料を収納する照射カプセルは、十分な耐圧性と二重の気密性を有するので、二重の気密性が双方同時に損なわれ照射済燃料の核分裂生成物が照射カプセルの外部に放出される恐れはない。（なお、一重の気密性を有する未照射燃料実験用の照射カプセルについては、実験時の照射カプセルの気密不全を想定し、本文第4.4.3項に示した「カプセルシール部等破損事故」として、試験燃料からの核分裂生成物の放出による周辺公衆への影響評価を行っている。）

以上のことから、照射済燃料の保有する核分裂生成物が大気中に放出される恐れがあるのは、照射カプセルに封入される以前の取扱い中の誤操作等による照射済燃料の破損の場合のみとなる。

以下には、参考のため、照射済燃料の取扱い中の誤操作等に起因する破損による周辺公衆の被曝線量を評価した結果について示す。

### (1) 照射済燃料の取扱い中の破損の想定

セミホットケープ又はセミホットセルにおいて、照射済燃料（照射済酸化ウラン燃料）を誤って破損に至らしめる恐れがある場合としては、次の2つのケースが考えられる。

- 1) セミホットセル内で、計装取付作業の失敗により照射済燃料の被覆管に損傷を与えるケース、あるいは、セミホットケープ又はセミホットセル内で、照射済燃料の取扱い中、誤って過度の機械力を与え破損に至らしめるケース。

この場合に考えられる照射済燃料の破損本数は1本である。

- 2) セミホットケープ又はセミホットセル内で、照射済燃料の貯蔵設備（貯蔵ピット）への搬入又は搬出の作業中、誤って照射済燃料を落下又は転倒させ破損に至らしめるケース。

この場合に考えられる照射済燃料の最大破損本数は、貯蔵設備に収納する容器（バスケット）1体当りの最大装荷量である18本である。

以上より、照射済燃料の取扱い中の誤操作に起因する破損の影響評価に当たっては、最大破損本数の大きくなる②のケースを想定する。

### (2) 照射済燃料の取扱い中の破損による周辺公衆の被曝線量評価

試験燃料として最大の放射能強度を有する照射済燃料18本の保有するよう素及び希ガスの

量を、第 E. 1 表に示す。この照射済燃料 18 本が、セミホットケープあるいはセミホットセル内で誤操作により破損し、よう素及び希ガスが排気筒を通して大気中に放出されると仮定する。この際、よう素及び希ガスの放出条件を、第 E. 2 表に示す。放出されたよう素及び希ガスによる周辺公衆の被曝線量の評価に当っては、本文第 5. 2 節に示す「大気中に放出される核分裂生成物による被曝線量」の評価方法を用いて行う。

この事故による当研究所敷地境界外での公衆の最大被曝線量は、以下の通りである。

小児甲状腺被曝線量	約 $3.6 \times 10^{-3}$ mrem
$\gamma$ 線による外部全身被曝線量	約 $1.6 \times 10^{-4}$ mrem

以上の照射済燃料の取扱い中の破損による被曝線量評価結果を、本文第 4. 4. 3 項に示した「カプセルシール部等破損事故」の場合と比較して、第 E. 3 表に示す。

照射済燃料の取扱い中の破損による被曝線量は、「カプセルシール部等破損事故」による被曝線量よりも大幅に低く、小児甲状腺被曝線量において約 3 桁、 $\gamma$ 線による外部全身被曝線量において約 4 桁小さな値となっている。

これは、NSRR 施設に搬入されるまでに最短でも 180 日冷却される照射済燃料については、短半減期の核分裂生成物は済滅し、1 崩壊当りの実効エネルギーが比較的小さい長半減期の核種が主として残存することによる。また、照射済燃料のセミホットケープあるいはセミホットセル内での取扱い中の破損は、室温条件下で生じ、実験孔で照射する試験燃料の破損が高温状態で生ずる場合と比較して、よう素の施設内放出率が低いことにもよる。

第E.1表 照射済酸化ウラン燃料内核分裂生成物存在量

(1) よう素の照射済酸化ウラン燃料内蓄積量<sup>\*)</sup>

核 種	半 減 期	蓄 積 量 (Ci)
I-129	$1.57 \times 10^7$ y	$6.7 \times 10^{-5}$
I-131	8.06 d	$4.5 \times 10^{-4}$

(2) 希ガスの照射済酸化ウラン燃料内蓄積量<sup>\*)</sup>

核 種	半 減 期	$\gamma$ 線実効エネルギー (Mev/dis)	蓄積量 (Ci)
Kr-85	10.73 y	0.0022	28
Xe-131m	11.9 d	0.020	$2.0 \times 10^{-3}$

\*) J M T Rにて最大燃焼度  $51,750 \text{ MWd/t}$  に達した後180日冷却を受けた照射済酸化ウラン燃料18本分の値。

第 E.2 表 照射済酸化ウラン燃料の取扱い中の  
破損による核分裂生成物放出条件

事故による燃料から施設内への核分裂生成物放出割合	よう素： 10% 希ガス： 100%
施設内換気率	セミホットケーブ } 2,000%/h セミホットセル } (無限大と仮定)
排気筒への排気設備のフィルタ捕集効率	よう素： 90% 希ガス： 0%
核分裂生成物の大気拡散の解析方法	「気象指針」に基づく方法

第 E.3 表 周辺公衆の被曝線量の評価結果

事故の種類	照射済燃料取扱中の破損事故	カプセルシール部等破損事故*)
燃料内の核分裂生成物生成条件	JMTRにおける照射 燃焼度 51,750 MWd/t × UO <sub>2</sub> 重量 1,768g (18 本分) (91.5 MWd 相当)	NSRRにおける照射 総発熱量 3.1 × 10 <sup>6</sup> cal (1.5 × 10 <sup>-4</sup> MWd 相当)
核分裂生成物生成後から事故発生直前までの冷却期間	180 d	0 s
核分裂生成物の大気中放出量	よう素 (I-131 等価) : 約 8.1 × 10 <sup>-3</sup> mCi 希ガス (γ線) : 6.2 × 10 <sup>-2</sup> MeV·Ci	よう素 (I-131 等価) : 約 76 mCi 希ガス (γ線) : 約 512 MeV·Ci
周辺公衆の最大被曝線量	小児甲状腺被曝線量 : 約 3.6 × 10 <sup>-3</sup> mrem γ線による全身被曝線量 : 約 1.6 × 10 <sup>-4</sup> mrem	小児甲状腺被曝線量 : 約 3.8 mrem γ線による全身被曝線量 : 約 1.5 mrem

\*) 本文第 4.4.3 項参照