

平均質臨界集合体と その安全解析

調査報告 No. 14

1960年8月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

半均質臨界集合体 と その安全解析

要 旨

この報告は、半均質臨界実験装置 (SHE) の概要と、その安全性について解析した結果をまとめたものである。装置は2分割型の黒鉛集合体で、黒鉛のほぼ均質に近い濃縮ウラン黒鉛体系について、炉物理の知識を得るために計画された。炉心は酸化ウラン、トリウム、黒鉛からなり、その割合や炉心の形状を変えることができる。これは、黒鉛管中の燃料ディスクの組合せを変えて配列することによりおこなわれる。燃料棒は六角の格子状に積み上げられ、この格子内に挿入される8本の制御安全棒により反応が制御される。

装置の設計にあたっては、実験上の便宜と融通性が第一に考慮されたが、安全性にも十分留意して設計された。いくつかの安全機構と管理方式により安全性を確保するほか、SHEは装置固有の性質に基づく安全性を備えている。比較的大きな負の温度係数を持ち、炉心は高度の耐熱性と大きな熱容量をもっているため、安全棒が1本も動作しないようなほとんど起こりえない事故を仮想した場合にも、この自己制御性により反応を停止するので、装置が破壊するということはない。周囲の被ばく量は許容量以下である。実際、2%の余剰反応度が加えられた場合にも影響はきわめて小さい。

1959年12月

日本原子力研究所

井上 和彦, 住田 健二, 飯泉 仁

西村佳寿雄, 森島 淳好

W. Y. Kato*

(*アルゴンヌ国立研究所)

Description and Hazard Analysis of Semi-Homogeneous Experiment

Abstract

This report describes the outline of the critical facility and hazard analysis for the Semi-Homogeneous Experiment (SHE), which has been proposed to provide reactor physics information for the system of a nearly homogeneous mixture of graphite and fuel materials.

The reactor consists of two half-sections which are mounted on two carriages so that the system initially separated may be closed together in experiment. Each half-section is an assembly of the graphite rods for reflector and core matrix which is an array of graphite tubes and fuel elements. The fuel elements are cylindrical rods and the half ends of the elements act as reflectors. Flexibility of composition is achieved by arrangement of fissionable, fertile and graphite disks. The reaction is controlled by eight safety and control rods which are inserted and removed from the back of each half assembly.

Throughout the detailed design of facility the compromise between the convenience and safety experiment is made. This reactor system is safe in consequence of relatively large negative temperature coefficient and reflectory core materials. Furthermore the system is protected against accident and damage by the control and safety rods, limitations on the speed of the half, neutron and gamma monitoring circuits and interlocks. For a 2% excess reactivity step one makes estimates of upper limits on severity, and it is recognized that the inherent safety mechanisms make the system self-limiting with no damage. In addition, the hazard associated with such a reactivity step is extremely small.

Jan. 1959

Japan Atomic Energy Research Institute

Kazuhiko Inoue Kenji Sumita

Masashi Iizumi Kazuo Nishimura

Atsuyoshi Morishima

W. Y. Kato*

(*Argonne National Laboratory)

目 次

まえがき	1
1. 装置の概要	4
1.1 臨界集合体	4
1.1.1 架台集合体	4
1.1.2 黒鉛集合体	4
1.1.3 架台駆動機構	6
1.1.4 制御安全棒機構	6
1.1.5 中性子源と駆動機構	8
1.2 核計測装置	8
1.3 インターロックと制御盤	8
1.4 敷地と建家	12
2. 装置の管理と操作	15
2.1 操作の原則	15
2.2 燃料の装填	15
3. 安全解析	16
3.1 炉の核的性質	16
3.2 事故の原因	17
3.3 安全対策	19
3.3.1 安全機構	19
3.3.2 安全回路	20
3.4 核的な事故	20
3.4.1 中性子束積分と温度上昇	20
3.4.2 暴走の可能性とその状況	21
3.4.3 放出エネルギーと燃料の放射化	23
3.4.4 周囲のばく射	23
3.5 解析の結果	24
4. 付 録	25

4. 1	空隙の反応度効果	25
4. 2	制御棒の反応度効果	25
4. 3	反応度の温度係数	25
	参 考 文 献	26

表 目 次

Table 1	燃料ディスクと黒鉛の組成	5
Table 2	中性子束分布と温度上昇	21
Table 3	放出エネルギーと放射能	23
Table 4	放射化した雲による照射量	24
Table 5	雨による沈積物のための照射量	24

図 目 次

Fig. 1	SHE 臨界集合体	2
Fig. 2	SHE の 外 観	2
Fig. 3	ベッドと架台	4
Fig. 4	燃 料 棒	5
Fig. 5	制 御 棒	7
Fig. 6	安 全 棒	7
Fig. 7	安全棒の動作	7
Fig. 8	核計測装置ブロック図	9
Fig. 9	インターロックブロック図	10
Fig. 10	制 御 盤	12
Fig. 11	敷 地	13
Fig. 12	実 験 室	14
Fig. 13	中心空隙幅の反応度効果	17
Fig. 14	炉の大きさと空隙による反応度の変化	17
Fig. 15	過渡現象における中性子密度と反応度の変化	22

CONTENTS

INTRODUCTION	1
1. DESCRIPTION OF THE FACILITY.....	4
1. 1 Critical Assembly	4
1. 1. 1 Carriage Assembly	4
1. 1. 2 Graphite Assembly	4
1. 1. 3 Carriage Drive Mechanism	6
1. 1. 4 Control and Safety Rods Mechanism	6
1. 1. 5 Neutron Source and Drive Mechanisms.....	8
1. 2 Nuclear Instrumentation	8
1. 3 Interlocks and Control Console.....	8
1. 4 Site and Building	12
2. MANAGEMENT AND OPERATION OF THE FACILITY.....	15
2. 1 Principles of Operation.....	15
2. 2 Fuel Loading	15
3. HAZARDS ANALYSIS	16
3. 1 Nuclear Characteristics of Reactor.....	16
3. 2 Causes of Accidents	17
3. 3 Safety Countermeasures	19
3. 3. 1 Safety Mechanism	19
3. 3. 2 Safety Circuits	20
3. 4 Nuclear Accidents	20
3. 4. 1 Integrated Neutron Flux and Temperature Rise.....	20
3. 4. 2 Possibility of Runaway and Results.....	21
3. 4. 3 Energy Released and Fuel Activation	23
3. 4. 4 Exposure of Surrounding Area.....	23
3. 5 Consequences of Analysis	24
4. APPENDIX.....	25

4. 1	Reactivity Effects of Gap.....	25
4. 2	Reactivity Effects of Control Rods	25
4. 3	Temperature Coefficients of Reactivity	25
	REFERENCE	26

LIST OF TABLES

Table 1	Fuel Disks and Graphite Properties.....	5
Table 2	Integrated Neutron Flux and Temperature Rise.....	21
Table 3	Energy Released and Radioactivity.....	23
Table 4	Radiation Dose from Radioactive Cloud.....	24
Table 5	Radiation Dose due to Washout	24

LIST OF FIGURES

Fig. 1	SHE Critical Assembly.....	2
Fig. 2	SHE Facility Perspective.....	2
Fig. 3	Bed and Carriages.....	4
Fig. 4	Fuel Rod	5
Fig. 5	Control Rod	7
Fig. 6	Safety Rod	7
Fig. 7	Safety Rod Drive Performance Curve.....	7
Fig. 8	Block Diagram of Nuclear Instrumentation	9
Fig. 9	Block Diagram of Interlocks	10
Fig. 10	Control Console	12
Fig. 11	Site	13
Fig. 12	Building Floor Plan	14
Fig. 13	Reactivity Effect of Central Gap	17
Fig. 14	Reactivity Effect of Central Gap as a Function of Reactor Dimension	17
Fig. 15	Neutron Density and Reactivity Variation at Transient	22

ま え が き

平均質系臨界実験装置 (SHE) は、ほぼ均質に近い濃縮ウラン黒鉛体系についての原子炉物理の知識を得るために計画された。炉心の材料は濃縮ウランとトリウムと黒鉛で、その組成の割合を変化させ、また炉心の形状も変化させることができる。黒鉛に対するウランの割合が比較的大きい体系では、共鳴中性子エネルギー領域において核分裂が起こる割合が大きいため、中性子スペクトルに関する知識が重要である。さらにこの体系では、 ^{233}U -Th サイクルとした場合に、高い転換比を得ることができるから、このサイクルに対する予備的な段階としての ^{235}U -Th 系の研究は興味のある問題である。黒鉛ウラン混合燃料は高温ガス冷却型原子炉に用いられるが、この型式の炉では大きな温度変化のために反応度の大きな変化が起こるから、温度係数に関する知識がたいせつになる。

SHE は 2 分割型の装置であって、炉体は二つの黒鉛集合体を組み合わせたものである。これらの黒鉛集合体はそれぞれ、架台上に載っており、片方が移動できるようになっている。黒鉛集合体と架台集合体のほかに制御安全棒機構、中性子源駆動機構がある。制御室には制御盤が配置され、架台集合体、制御安全棒機構、中性子源駆動機構は、制御盤によって遠隔操作される。この集合体の形状と外観を Fig. 1~2 に示す。炉心と反射体は ^{238}U 、 ^{235}U 、 ^{232}Th 、および黒鉛によって構成され、組成とボイドの割合を次のような方法で変化させる。燃料を混合したディスクをいろいろな組合せで黒鉛管の中に封入して燃料棒を組み立てる。炉心部は黒鉛管と燃料ディスクを封入した燃料棒を組み合わせたもの、反射体部は黒鉛棒を組み合わせたもので、二つの架台の上にそれぞれ 1/2 黒鉛集合体を組み立てて、これらを接合したり分離したりする。黒鉛集合体は、軸が水平におかれた六角柱状をしており、外径は約 2.5 m、長さは約 2.4 m である。炉体が二つに分離することによって、炉を臨界以下にして、しかも中性子増倍率をいちじるしく減少させて安全性を増すとともに、炉心への燃料装荷および配置の変更を容易におこなうことができる。この作業は 1/2 集合体の間に置かれる作業台上においてなされる。

構造と形状の可変性が大きいため多くの種類の実

験をおこなうことができるが、現在考えられている計画は二つに分離される。一つは特定の燃料装填(てん)をした集合体でおこなうものであり、他方は装填を変更しながらおこなうものである。特定の燃料装填時におこなう測定は、次のようなものである。

- 1) 反射体の変更を含む臨界量の測定.
- 2) 中性子束分布, 核分裂分布, および分布の微細構造の測定.
- 3) 吸収棒落下法, あるいは分布吸収体による制御および安全棒の効果の測定.
- 4) 反射体節約の測定.
- 5) 温度係数の測定.
- 6) 高速分裂効果, 熱中性子利用率, 共鳴吸収をのがれる確率, 転換比等のパラメーターの測定.
- 7) 移動面積の測定.
- 8) 種々の物質の反応度係数の測定.
- 9) 1/V 吸収体, ロッシ・アルファによる即発中性子寿命の測定.
- 10) 非等方性による効果の測定.
- 11) 燃料棒の自己ジャヘイの測定.
- 12) 実効遅発中性子の測定.
- 13) 中性子スペクトルの測定.
- 14) 原子炉振動子の実験.

また、心装填の変更を含む実験は次のようなものである。

- 1) 種々の濃度の $\text{C}/^{235}\text{U}$ に対する測定.
- 2) 種々の厚さの反射体, および可能な材料の反射体による測定.
- 3) 炉心および反射体内の C/Th を変えた測定.
- 4) 炉心および反射体内のボイドを変えた測定.
- 5) 黒鉛マトリックスの間隔を変えた測定.

炉の安全性を保証するために、いくつかの安全機構がもうけてある。これらの炉の本質的な核的特性によるものや、反応の割合を監視して調節するものや、不適当な操作をおこなえるようにした回路などである。またこれに加えて操作上の手続きには、安全のためにいくつかの制限が定められている。反応は、それぞれ 1/2 の集合体に付属した 2 本の吸収棒を出し入れすることによって制御される。このほかに 6 本の安全棒があって、スクラム時に急速に炉内に挿入されて、反応

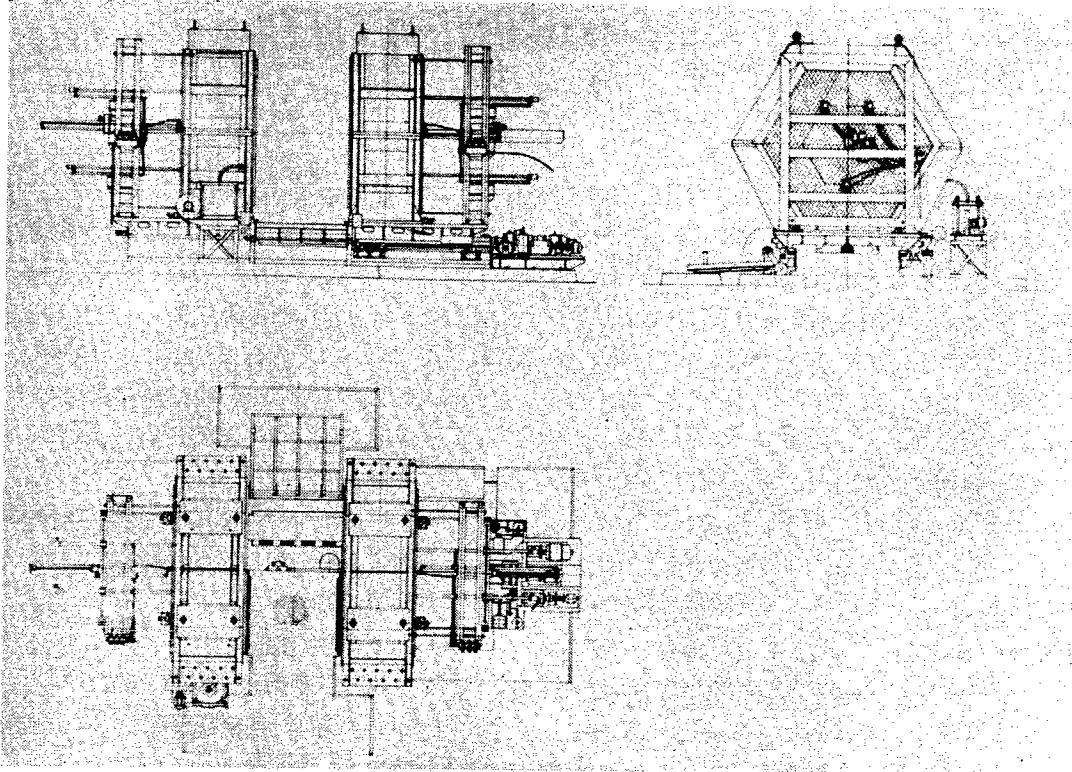


Fig. 1 SHE Critical Assembly

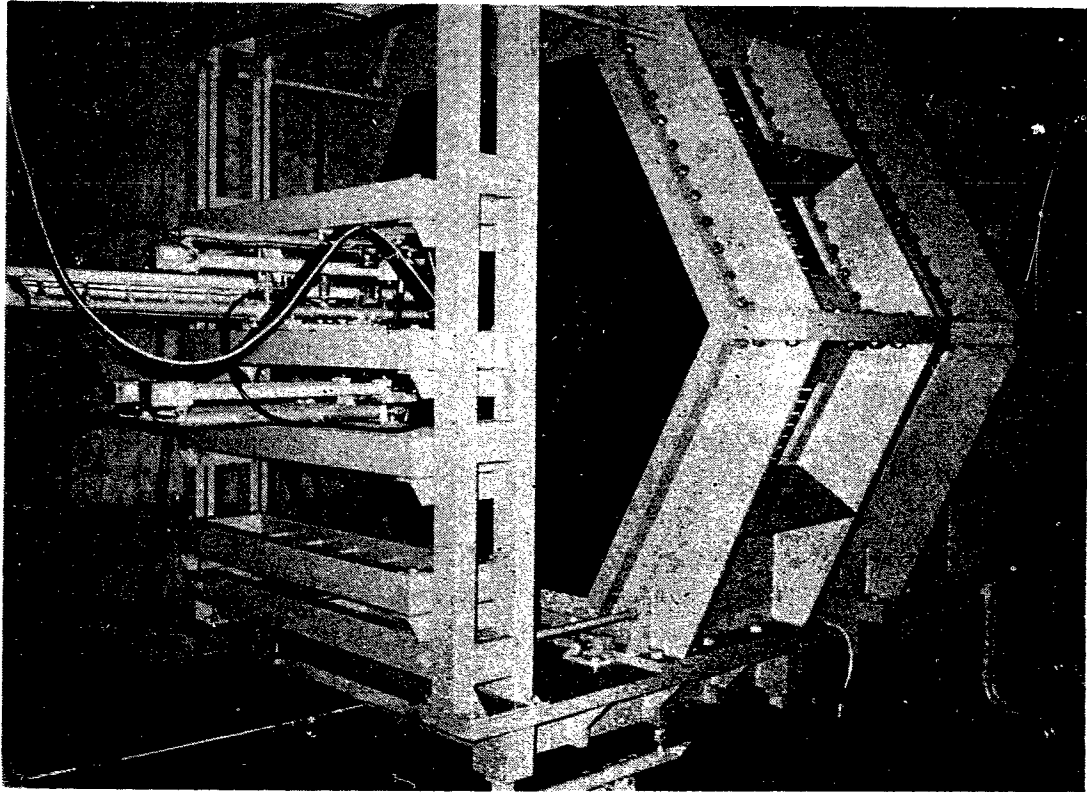


Fig. 2 SHE Facility Perspective

を停止させる。これらの制御安全棒は、炉心の適当な位置に挿入される。

1/2 集合体の固定架台には中性子源用のコフィンと駆動機構が付いており、中性子源は起動時に炉内に挿入される。また過大な出力や、出力の増加の割合を監視するために、中性子およびガンマ線の測定回路がある。これらの回路は、炉の出力、あるいは出力の増加の割合が定められた値を越えた場合には、スクラム信号を出して反応を停止させる。

インターロックは、操作が不適当な順序あるいは状態でおこなわれるのを防ぐように設計されている。インターロックは2つの組に分類されるが、これらは架台および制御棒の駆動開始に関する起動インターロックの組と、緊急の際に炉を自動的に停止させるスクラムインターロックの組とである。これらのインターロックのうちのあるものは、実験の目的に応じて、あるいは装置のチェックのために解除されることがある。

燃料ディスクの管理は、安全の観点から定められた方式に従って実施される。燃料貯蔵室よりのディスクの出し入れは定められたものによってのみおこなわれ、ディスクの燃料棒への装填、および燃料棒の炉心への装填は装填図によって常にチェックされながらおこなわれる。燃料ディスクとトリウムディスクおよび黒鉛ディスクは識別を容易にするために、塗装により色別されている。

上述の安全機構や管理の方式によって安全性を確保するほかに、SHEは装置自体の固有の性質に基づく安全性を備えている。これは2つの性質によるものである。第一は比較的大きな負の温度係数によるものであり、第二は炉心の耐熱性と大きな熱容量によるものである。核分裂の割合が増加すると、これはただちに炉心の温度を上昇させて、ひきつづき反応度を減少させて核分裂の割合を減少させる。またこの場合に、初めに加えられた余剰反応度に応じて核分裂エネルギーが放出されるので炉心温度が上昇するが、炉心材料が耐熱材料でできているために、数百度の温度上昇に十分耐えることができる。

すべての安全機構の故障が重複して発生し、安全棒が1本も動作しないというような、ほとんど起こりえない場合を仮想して安全性の解析をおこなった。この報告では、一定量の余剰反応度を加えた時の過渡現象として、ほとんど起こりえない状況であるけれども、その上限として 10^{19} の核分裂が発生した場合について放射化した雲、およびこれが雨によって洗われて地上に沈積した場合の周囲の被ばく量が求められた。 10^{19} の核分裂によって炉の温度はかなり上昇するが、装置の破壊に至るようなことはなく、また周囲の被ばく量は小さい。実際には、現実予想される範囲でかなりの余剰反応度が加えられた場合にも、周囲に対する影響はきわめて小さい。

1 装置の概要

1.1 臨界集合体

1.1.1 架台集合体

架台集合体は、2つの架台と、これを載せたベッドとよりなる。架台の片方はベッドの上に静止し、他方の架台は架台駆動機構に結合された送りネジによって、ベッド上の2本の平行なレール上を移動する。2つの架台上には、それぞれ1/2黒鉛集合体と制御安全棒の取付け枠とがっている。Fig. 3は架台集合体の構造を示す。

ベッドは幅約1.8m、長さ約5.8m、高さ約0.5m

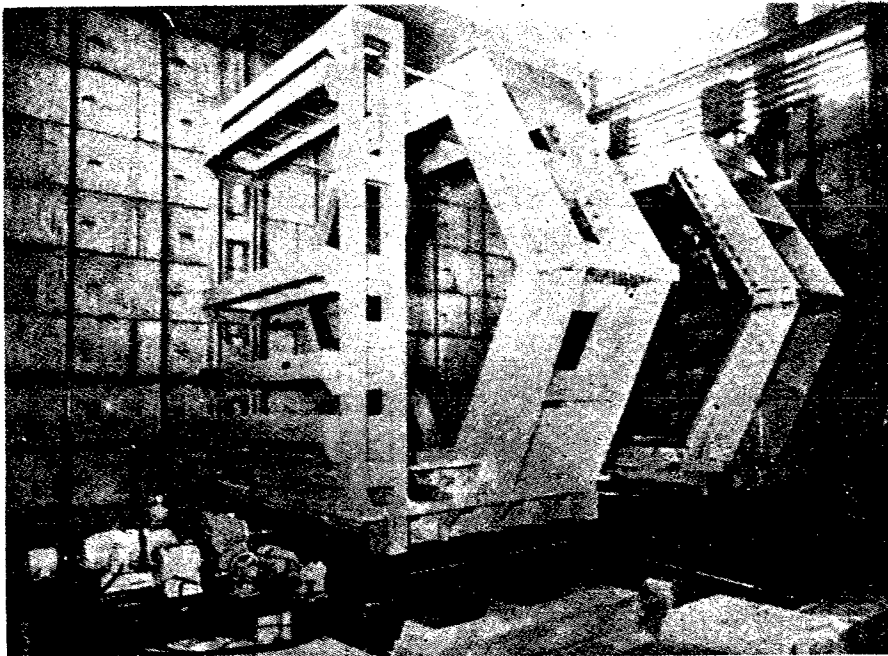


Fig. 3 Bed and Carriages

架台は移動側、固定側ともに幅2.4m、長さ2.25m、高さ約0.3mで、いずれも鋳鉄製である。制御安全棒の取付け枠は、厚鋼板を溶接によって組み立てた高さ2.95m、幅約2.4mの枠で、架台、および黒鉛集合体のフランジに固定されており、スクラム時の制御安全棒の衝撃荷重にも十分耐えられるような構造になっている。この枠には高さを調整する4個の棚板が取り付けられ、この上に制御棒および安全棒が装着さ

れる。

2つの1/2集合体を分離した場合の最大間隔は150cmであって、架台が完全に分離している場合には、1/2集合体の間に作業台を置くことができる。燃料棒の炉心への装填作業はこの作業台上でおこなわれ、装置を運転する場合には、この作業台は1/2集合体の中から取り除かれる。作業台は鋼板製の枠に軽合金板をはったもので、ベッドの両側の作業台の軸には平衡錘が取り付けられており、手動で作業台を回転させて1/2集合体間から取り除くことができる。

1.1.2 黒鉛集合体

黒鉛集合体は2つの1/2黒鉛集合体から構成されており、1/2黒鉛集合体は側面反射体黒鉛棒と、炉心を形成する炉心黒鉛マトリックス管と燃料棒を組み合わせて積み重ねたものである。炉心マトリックスの外側の端面に近い部分には、燃料棒の一部の黒鉛棒が挿入されて、端面反射体を形成する。1/2黒鉛集合体は、黒鉛管および黒鉛棒を積みあげた六角柱で、六角形フランジで架台に固定してある。さらに適当な機構によって、制御安全棒の挿入時の衝撃や地震による横荷重に対して、黒鉛棒がずれないようにしている。燃料

棒は、1辺が12本の正六角形状に積み重ねられた炉心マトリックス管内に挿入されて、炉心部を形成する。燃料棒の全長は120cm、外径は5.5cmであって、半分が燃料さやで、残りの半分が反射体部となる。反射体部の先端はマトリックス管内のクランプ用ソケットに挿入され、マトリックス管に対して燃料棒がすべらぬように固定される。Fig. 4に示すように、さやの部分には、酸化ウランと酸化トリウムを黒鉛と混合成型

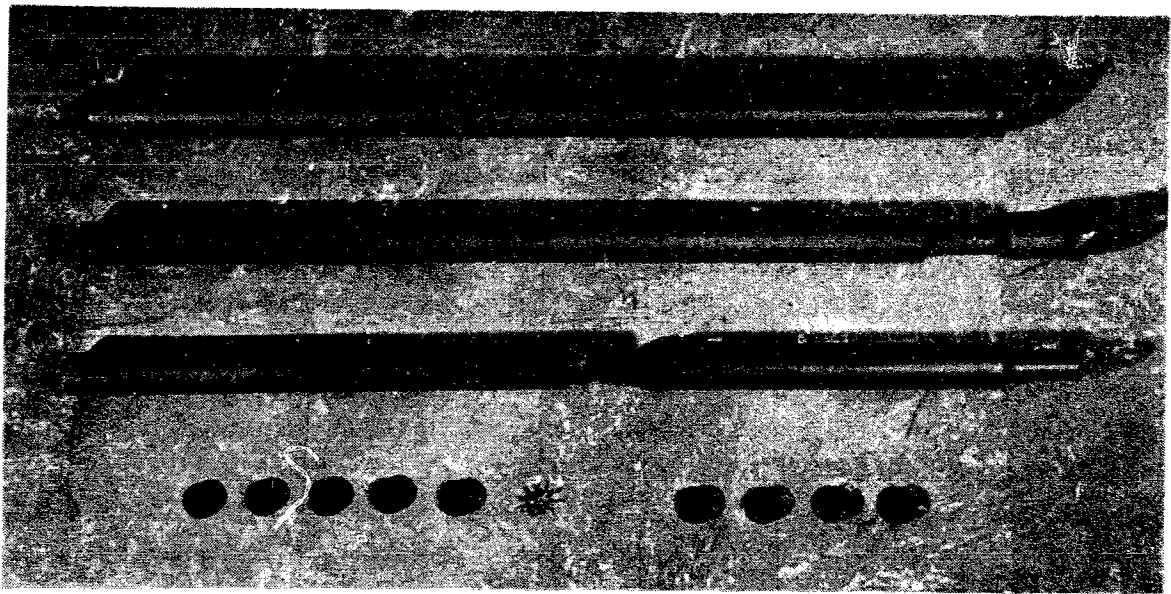


Fig. 4 Fuel Rod

した2種類のディスク、および黒鉛ディスクが詰め込まれる。ディスクの直径は4.5 cm、厚さは5 mm または10 mmである。燃料ディスクには、酸化ウラン黒鉛ディスク、酸化トリウム黒鉛ディスク、黒鉛スペーサー、の3種類がある。初めの2種類のディスクは、天然黒鉛粉を用いて冷間圧縮によって成型されたもので、ディスクの厚さは10 mmである。黒鉛スペーサーは、黒鉛ブロックから機械加工によって作られたもので、厚さは5 mm および10 mmである。使用されない炉心部マトリックス管内には燃料棒の代わりに擬似燃料棒が挿入されており、これらの擬似燃料棒は反射体として用いられる。擬似燃料の外径寸法は、燃料棒の外径寸法と同一で、黒鉛のみで作られている。燃料ディスクと黒鉛の組成と寸法を Table 1 に示す。

炉心黒鉛マトリックス管は1/2 集合体につき397本あって、1辺が12本の正六角形柱状に積み重ねられる。管の外径は6.5 cm、内径は5.5 cm、長さは120 cmであり、その一端には黒鉛のソケットがねじ込まれてある。ソケットの内面にはバネがもうけてあり、これにより燃料棒または擬似燃料棒をクランプする。反射体黒鉛棒は1/2 集合体につき990本で、外側は1辺が22本の正六角形となり、黒鉛棒の寸法は直径6.5 cm、長さ120 cmの丸棒である。

黒鉛集合体をフランジ内に組み立てて、上部フランジにもうけられた締付用ボルトで固定するために、反射体黒鉛棒の外側に炭素鋼製の棒と管が配置されている。棒と管は1/2 集合体につき、それぞれ67本および65本で六角形の下半分の3辺には棒を、上半分の

Table 1 Fuel Disks and Graphite Properties

U-Disk	
Outer Diameter	44.5 mm
Thickness	10 mm
Weight Ratio C/UO ₂	10
Density	2.1 gr/cm ³
T-Disk	
Outer Diameter	44.5 mm
Thickness	10 mm
Weight Ratio C/ThO ₂	10
Density	2.1 gr/cm ³
C-Disk	
Outer Diameter	44.5 mm
Thickness	10 or 5 mm
Density	1.7 gr/cm ³
Composition of graphite	
Boron Content	less than 0.1 p.p.m
Ash	less than 20 p.p.m
Density	1.7 gr/cm ³

3辺には管が配置される。これらの寸法は、棒の直径は6.5 cm、管の外径は6.5 cm、内径は5 cmで、長さはともに110 cmである。

固定側の1/2 黒鉛集合体には、中性子源用ベリリウムブロックが埋め込まれている。集合体の外面からこのベリリウムブロックに達する挿入孔があって、この内部をアンチモン片が通過する。このほかに黒鉛集合

体には、検出器のための挿入用孔および溝がもうけてある。溝は1/2集合体の密着面において、炉心の中心より垂直と水平の方向に2つもうけられてある。溝の幅と深さは1.5 cmである。溝はこの部分の黒鉛マトリックス管および黒鉛反射体棒のみに加工されておりこの部分に挿入される燃料棒および擬似燃料棒は、黒鉛マトリックス管の外側端面部にねじ込まれているクランプソケットをゆるめて深く挿入してセットする。検出器挿入用孔は、密着面に平行で密着面より30 cm内部にはいった面内で、鉛直軸に対して60°の傾斜をもつ方向に、炉心の中心のマトリックス管より4層下のマトリックス管を通過するようにつけられた直径1.5 cmの孔である。

1. 1. 3 架台駆動機構

移動架台の固定架台に対する接近および分離をおこなわせる架台駆動機構の動作は、接近駆動の場合は速駆動と緩駆動に分けられ、交流誘動電動機によって駆動される。分離駆動の際には、移動架台は通常は接近速駆動の場合と同じ電動機によって駆動されるが、交流電源の事故あるいは停電の際には、蓄電池電源の直流電動機に自動的に切りかえて駆動される。電動機の動力はベッドに取り付けられたクロムモリブデン鋼製の送りネジに伝えられ、このネジと移動架台に取り付けられたナットによって架台が動かされる。

接近速駆動は、移動架台が完全に分離した状態から20 cmまでの間でおこなわれる。駆動速度は毎分50 cmである。この場合の駆動モーターは2.2 kW 4極 200 V 3相、50 サイクル、30 分定格の交流誘動電動機である。接近緩駆動は移動架台の位置が200 mmから密着までの間でおこなわれる。駆動速度は毎分1.5 cmである。この場合の駆動モーターは200 W 4極、100 V、単相、50 サイクルの誘動電動機である。分離駆動は密着位置から150 cm分離までで、毎分50 cmの速度である。駆動電動機は、正常時には接近速駆動用電動機を使用し、停電時には2.2 kW・100 V 直流電動機を使用する。これらの電動機の回転は、それぞれサイクロ減速機、マグネットクラッチ、Vベルトとプーリーおよびギヤーカップリングを介して、送りネジに伝えられる。

架台駆動機構は、制御盤上の2個のスイッチによって操作される。移動架台を分離の状態から接近駆動させるためには、起動インターロック条件が満たされていなければならない。起動インターロックが満たされ

た場合には、接近速駆動用のスイッチにより接近速駆動をおこなうことができる。このスイッチは自己保持して速駆動用モーターを起動させる。移動架台が20 cmの位置まで接近すれば、ベッドに取り付けられたリミットスイッチが動作して、速駆動用モーターは停止する。次に接近緩駆動スイッチを押して緩駆動モーターを起動させ、架台を密着させる。架台が密着すればリミットスイッチが動作して、モーターは停止する。分離駆動は、前記2個のスイッチのいずれか一方を接近の場合と逆に押すことによっておこなわれる。起動条件は不要で、架台の位置には無関係に任意に分離させることができる。

移動架台の位置は、実験中に3組の位置表示装置によって制御盤上に遠隔指示される。これらの位置表示装置は、移動架台の全走行距離にわたってその位置を5 mm単位の直線ダイヤルに表示するもの、架台間隔が20 cmから0 cmまでの緩駆動区間全体にわたってその位置を0.1 mm単位のデジタル表示をするもの、および最終の0から20 mmの区間にわたってその位置を0.01 mm単位で示すものなどである。それぞれの装置は、位置検出装置、電気信号変換装置、および制御盤上の表示装置より構成されている。

1. 1. 4 制御安全棒機構

各1/2集合体にはそれぞれ4本ずつのカドミウムの吸収棒が取り付けられ、全体で8本の制御および安全棒がある。この8本のうちで2本が制御安全棒として動作し、他の6本は安全棒として駆動機構が付いており、スクラムの際にはすべての棒が安全棒として動作する。

制御棒および安全棒として動作する吸収棒は、モーターと圧縮空気による駆動機構を備えている。制御棒として使用する際は、モーターと歯車による減速機構とでボールスクリューを回転し、これとかみ合うナットを前後させることにより吸収棒を炉心内に出し入れする。この際、エアシリンダーにより必ず制御棒の引出し方向に力が加わるようにして、歯車のガタを除去している。吸収棒の移動距離は、前記の歯車に結合されたアナログデジタル変換器と、制御盤に取り付けられたデジタル表示器とによって示される。安全棒として使用する際は、電磁弁によりエアシリンダーの反対側に圧縮空気を送り、同時に引出し側に作用する圧縮空気を放出することによって、吸収棒は短時間に炉心内に挿入される。停電時あるいは駆動源の故障により

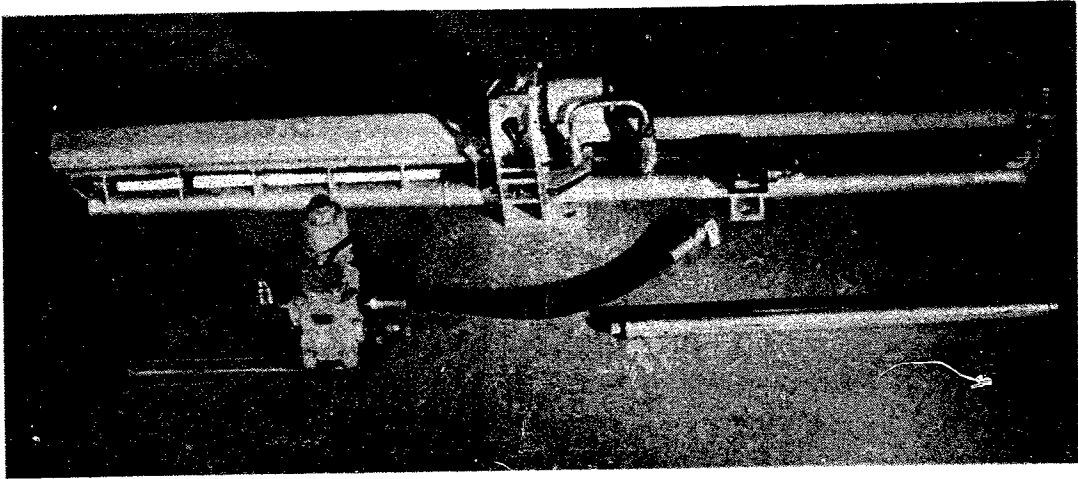


Fig. 5 Control Rod

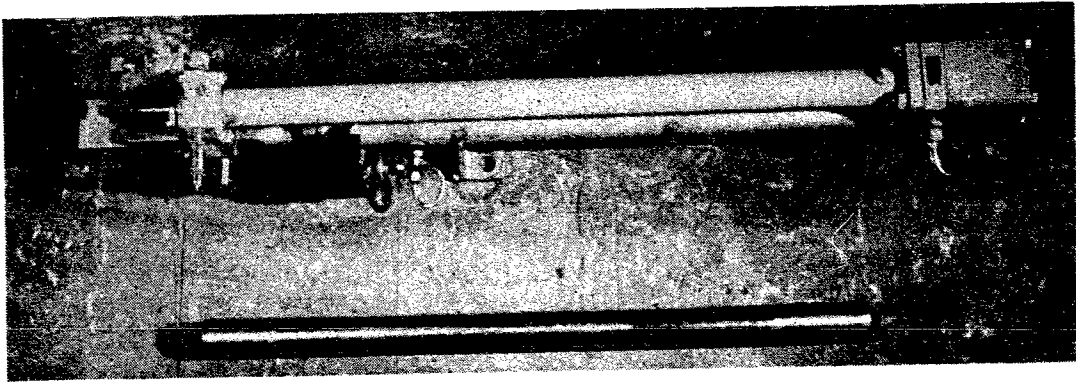


Fig. 6 Safety Rod

ナットが吸収棒より離れた場合にも、圧縮空気により自動的に挿入がおこなわれる。安全棒としてのみ使われる吸収棒は、圧縮空気によって駆動され、完全に挿入されるか、または引き出されるかの動作のみをおこなない、途中で止めることはできない。安全棒は、できるだけ急速に挿入をおこなえることが要求されるため電磁弁を用いず、つねに炉心に挿入される方向に圧縮空気を送るとともに、電磁石によって引き止めておき挿入用手動ボタンまたはスクラムによって電磁石回路が開けば、ただちに挿入されるようになっている。吸収棒は、電磁弁が開かれてから約 0.35 sec 以内で全行程の約 90% を挿入される。全行程は制御棒、安全棒ともに 90 cm である。

吸収棒はアルミニウム被覆のカドミウム管で、管の外径はアルミニウム外被を含めて約 52 mm、長さは 90 cm、カドミウムの板厚は 0.5 mm である。これは黒鉛マトリックス中に、燃料棒または擬似燃料棒の代わりに挿入される。制御安全棒機構は、各 1/2 集合体の背面にある取付け枠に装着されるが、挿入位置の移動をおこなうことができる。安全棒の復帰、および安

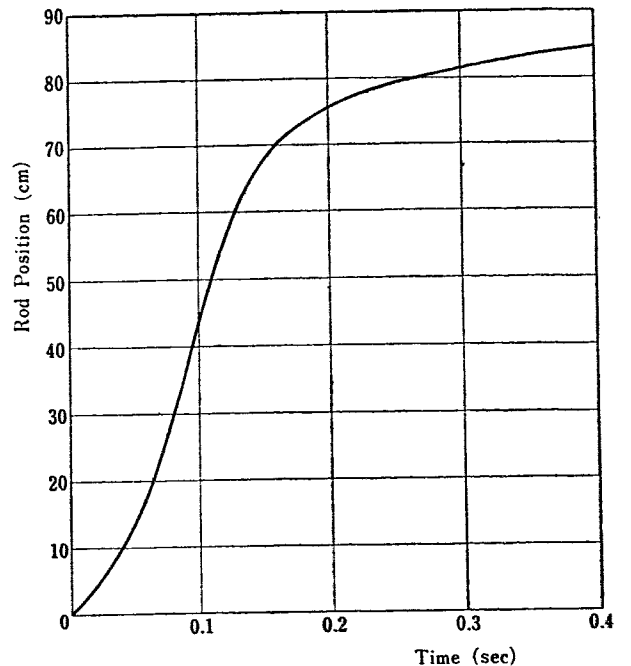


Fig. 7 Safety Rod Drive Performance Curve

全棒として挿入された制御棒の復帰は、ともに電磁弁と圧縮空気によって遠隔操作でおこなう。

1. 1. 5 中性子源と駆動機構

炉の起動用として5キュリーのSb-Be中性子源が用いられる。この中性子源は、固定架台側の黒鉛集合体内の炉心近くの反射体中に挿入される。炉が臨界に達したのちには、中性子源用アンチモンは制御盤上のスイッチの操作によって抜き出されて、シャヘイ・コフィンの中に納められる。炉を停止し、1/2集合体が分離動作をおこなっている時には、中性子源は自動的にコフィンに納められる。起動時の中性子源の位置に対しては中性子密度によって制御されるインターロックがあって、中性子密度が所定値以下の場合には、炉を起動することができない。

中性子源用ベリリウムブロックは、炉心の中心軸より下に約56cm、横に約54cm、密着面より約22cm

はといったところにブロックの中心がくるように置かれていて、この部分に位置する黒鉛反射体棒は切り除かれている。中性子源用アンチモンの駆動は、モーターおよびフレキシブルシャフトで遠隔操作され、リミットスイッチで停止位置が制御される。ベリリウムブロックの真横に配置される黒鉛反射体棒と外側の鋼の棒には、孔が棒の軸と直角方向にあけられており、その中をアルミニウム容器内に密封されたアンチモンが移動できるようになっている。このアルミニウム容器にはねじが切ってあって、ステンレス製のフレキシブルシャフトの先端にねじ込まれてある。フレキシブルシャフトは、電動機によって駆動される巻き取りドラムに取り付けられている。Fig 5, Fig 6は、これらの制御および安全棒機構を示し、Fig 7は安全棒の動作を示す。

1. 2 核計測装置

SHEの起動と運転のために、6回路の中性子計測装置と、1回路の γ 線計測装置がある。Fig. 8はこれらの装置のブロック図を示す。

イオンチェンバー回路は第1から第4チャンネルまでの4回路があって、機能は次のとおりである。第1と第2チャンネルは、中性子束 10^8 n/sec \cdot cm 2 以下約5デカードの範囲の測定を対象とし、多範囲切りかえによる高精度の出力線型指示、設定出力よりの偏差出力超過スクラム信号を与える。第3チャンネルは、中性子束 10^5 n/sec \cdot cm 2 以上の出力線型指示および定格出力超過スクラム信号を与える。第4チャンネルは第1および第2チャンネルと同一範囲で出力対数指示、ペリオド指示、ペリオドスクラム信号を与える。

BF $_3$ 比例計数管回路は2つあって、この第5および第6チャンネルは 10^5 n/sec \cdot cm 2 以下の中性子束を

対象とし、中性子束計数指示および出力対数指示、ペリオド指示、ペリオドスクラム信号を与え、対数部分は2チャンネル共通として随時切りかえて使用される。

第7チャンネルは、シンチレーションカウンター回路であって γ 線量を指示し、高出力レベルの信号によってスクラム信号を与える。

スクラムは、上記の各チャンネルからの信号、または別にもうけられたスクラム信号源からのいずれか一つの信号だけで動作する。その所要時間は、スクラムの原因となる事由の発生から制御棒保持クラッチの作動まで約50msを要する。また各スクラム信号源には、バイパス回路およびバイパス状態の指示ランプが付いており、スクラム信号を発生した場合には、そのチャンネルはランプによって表示される。

1. 3 インターロックと制御盤

インターロックは2つの組に大別される。これらは起動時の誤操作を防ぐ起動インターロックと運転時の好ましくない事態発生の際に炉を停止させるスクラムインターロックである。これらのインターロックのあるものは、実験の目的に応じて、あるいは装置のチェックのために解除されることがある。この装置の駆動および実験に使用される電流は、200ボルトの三相交流100ボルトの単相および蓄電池による100ボルトの

直流であるが、これらがすべて正常でなければ運転責任者の鍵によって装置に通電することができない。電源がすべて正常であれば鍵および押ボタンにより通電され、さらに起動インターロックがすべて満たされたならば、炉を起動することができる。起動インターロックには架台速駆動、架台緩駆動、制御棒駆動の3つがある。Fig. 9はこれらのインターロック系統の概要を示す。

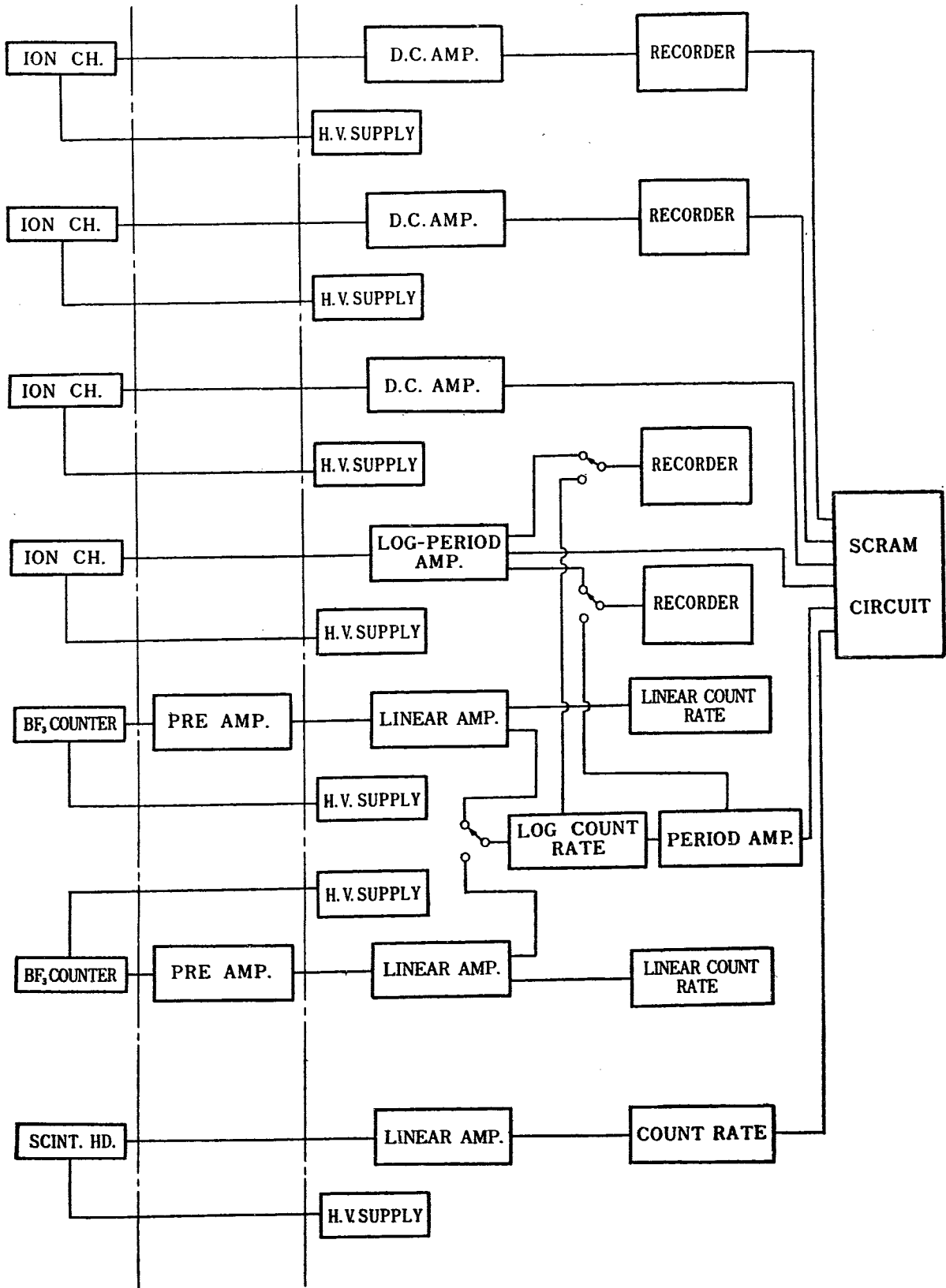


Fig. 8 Block Diagram of Nuclear Instrumentation

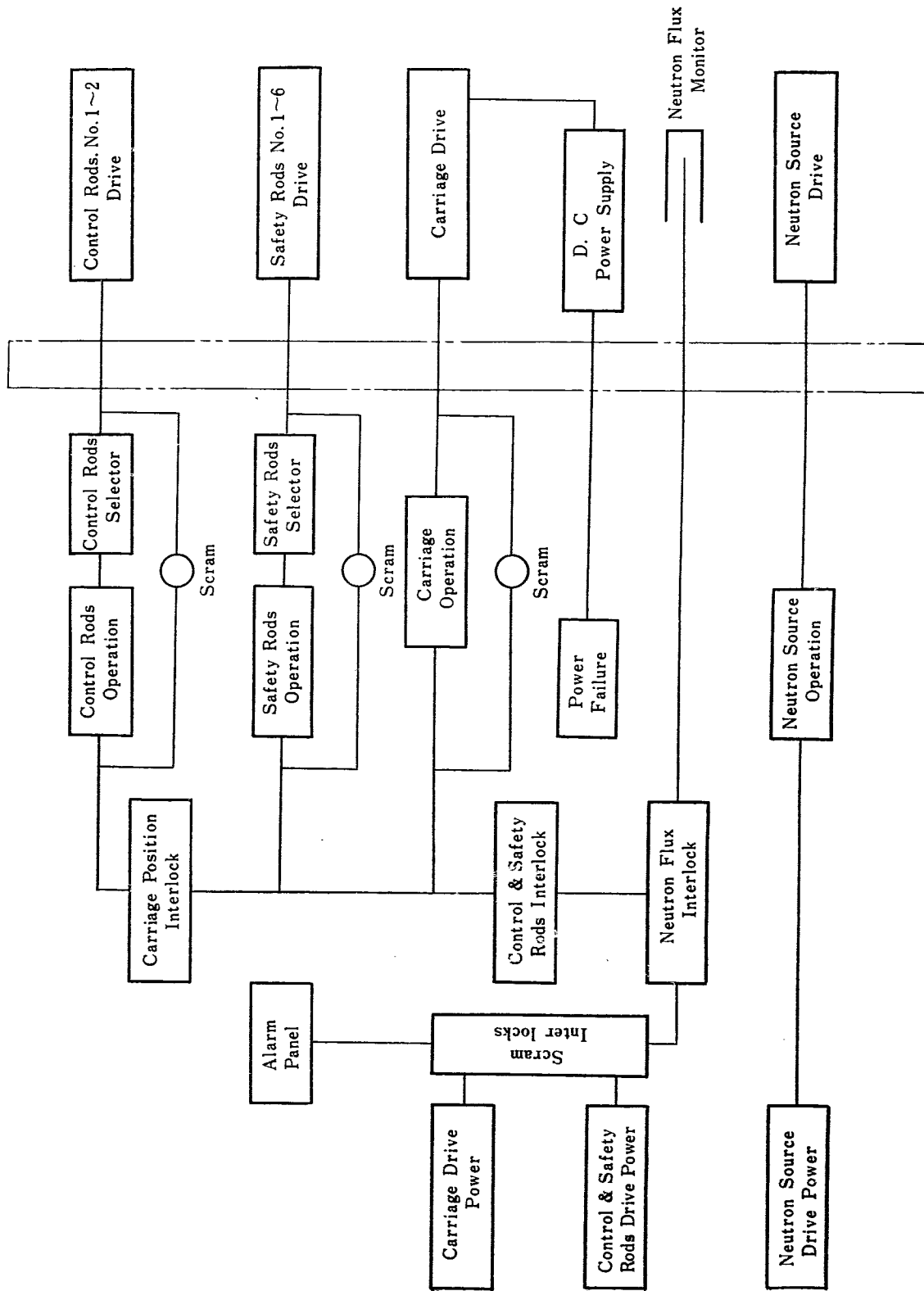


Fig. 9 Block Diagram of Interlocks

1. 3. 1 起動インターロック

次の条件が満たされていないならば、炉を起動することができない。

- (i) 架台速駆動を開始するには：
- (1) 移動架台が 150 cm の位置まで完全に分離している。
 - (2) 実験室の入口の 2 つの扉が閉じている。
 - (3) 中性子源が炉内に挿入されて、中性子密度が規定値以上にある。
 - (4) 制御安全棒機構のスクラム駆動源の空気圧が規定値以上にある。
 - (5) 作業台が外側に出ている。
 - (6) スクラムリセットが完全におこなわれている。
- (ii) 架台の緩駆動を開始するには：
- (1) 速駆動が終わり、移動架台が 20 cm の位置にある。
 - (2) 安全棒が完全に外側の位置まで出ている。
 - (3) 制御棒が炉内に完全に挿入されている。
- (iii) 制御棒駆動を開始するには：
- 1/2 集合体が密着している。
- この場合、制御棒はいずれか 1 本のみしか動かすことができない。安全棒は 1/2 集合体密着後には、単独に挿入および復帰させることができる。

1. 3. 2 スクラムインターロック

次のような場合には、炉を停止させるスクラム操作が自動的におこなわれる。

- (1) 中性子束あるいは γ 線レベルが所定値より高くなるか、炉ペリオドが所定値より短くなった場合。
- (2) 実験室の扉が開いた場合。
- (3) 制御棒駆動機構と吸収棒が分離した場合。
- (4) 制御安全棒機構のスクラム駆動源の空気圧が規定値より低下した場合。
- (5) 移動架台が密着位置から分離した場合。
- (6) 地震が発生し、震度が所定値より大きい場合。
- (7) 核計測装置に使用する電力値が規定値をはずれた場合。
- (8) 停電の場合。
- (9) 交流 200 ボルトおよび 100 ボルト、直流 100 ボルトのいずれか一つでも電圧が所定値以

下に落ちた場合。

この他に手動操作によってスクラムをおこなうことができる。このためのスクラムボタンは、制御室内では制御盤上および他のところに、実験室内では集合体のそばと入口の扉のところにある。

1. 3. 3 スクラム動作の内容

停電以外の原因によるスクラムおよび手動スクラムによって、次の動作が自動的におこなわれる。

- (1) すべての制御安全棒が炉内に挿入される。
- (2) 移動架台が 150 cm の位置まで後退分離する。
- (3) 中性子源がコフィン内に収納される。

停電スクラムの際には、次の動作が自動的におこなわれる。

- (1) すべての制御安全棒が炉内に挿入される。
- (2) 移動架台が直流電動機により 150 cm の位置まで後退分離する。

1. 3. 4 インターロックのバイパス

インターロックのバイパスは鍵または押ボタンによっておこなわれ、バイパスがおこなわれた場合には、操作盤上の赤ランプが点灯してバイパス状態を明示する。

- (1) 起動インターロックの iii；鍵によって操作されて、架台が密着する以前に制御棒を引き出すことができる。
- (2) スクラムインターロックの 1；各チャンネル別の押ボタンによって操作される。
- (3) スクラムインターロックの 3；鍵によって操作されて、このバイパスによって圧縮空気により制御棒を引出し位置から急速に炉内に挿入することができる。

1. 3. 5 排気扇インターロック

実験室の扉を開くと排気扇が動作し、閉じると停止する。ただし扉を閉じているときでも、手動スイッチによって排気扇を動作させることができる。

1. 3. 6 制 御 盤

SHE の運転保守に必要な操作はすべて、制御盤によりおこなうことができる。制御盤は中央と左右の三つの部分よりなっている。その外観を Fig. 10 に示す。中央部の幅約 159 cm、高さ約 200 cm のパネルには

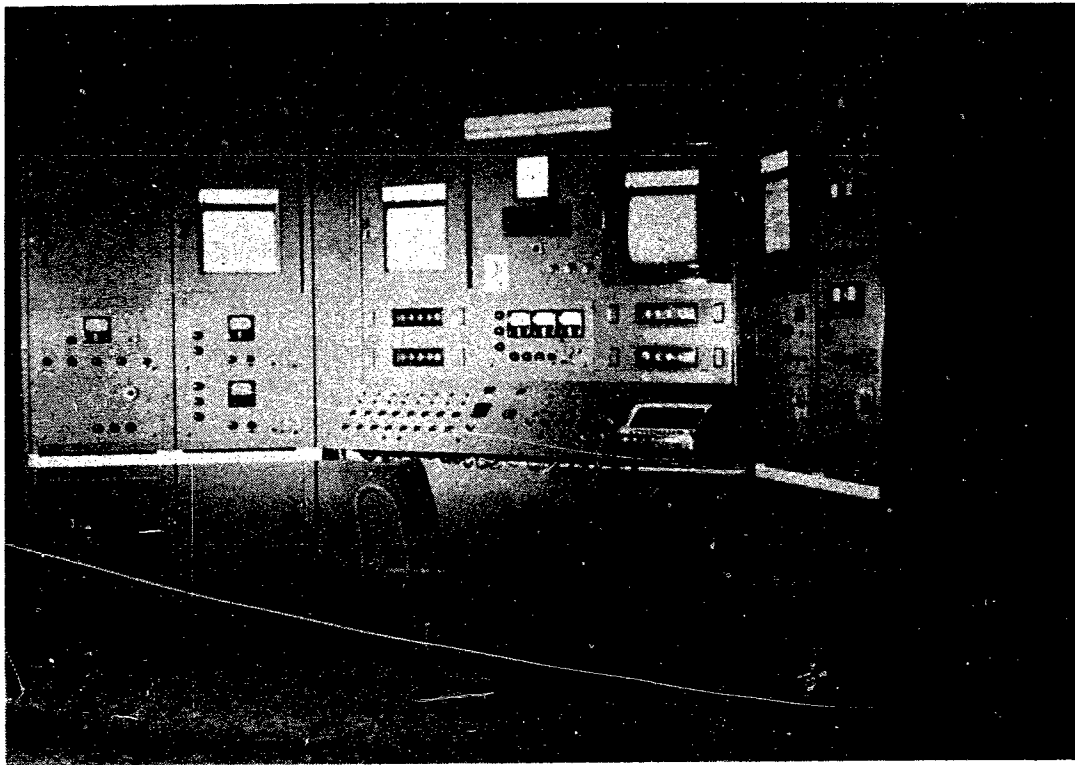


Fig. 10 Control Console

架台集合体の3組の位置表示装置，2本の制御棒の位置表示装置，第1チャンネルの直流増幅器と線型記録計，ペリオド記録計，スクラム表示灯，バイパス用鍵つきスイッチ，タイマー，時計が配置されている。中央部手前の操作盤には電源用鍵つきスイッチ，警報ブザー切換スイッチ，中性子源駆動用スイッチおよび位置表示ランプ，架台駆動用スイッチおよび位置表示ランプ，手動スクラムボタン，スクラムリセットボタン，制御棒の操作の切換スイッチおよび速度調整つまみ，制御棒駆動用スイッチ，制御安全棒の挿入およびリセ

ット用押ボタンとその位置指示ランプが配置されている。これらのスイッチは操作を容易にするために，起動操作の順に従って配置されている。左側の幅約106 cm，高さ約200 cmのパネルには第2チャンネルのレコーダー，第2と第3チャンネルの直流増幅器，第7チャンネルの増幅器と計数率計がもうけられ，右側のパネルには第4チャンネルの記録計と対数ペリオド計，第5と第6チャンネルの計数計，比例増幅器，対数計数率計，ペリオド計および試験パルス信号発生器が配置されている。

1.4 敷地と建家

建家の設置場所は，Fig. 11の東海研究所敷地概略図および東海研究所配置図に示されている。建家の周囲は鉄柵がもうけられ，標示灯がある。実験室はFig. 12に示すように12 m×9.2 m×8.6 m（高さ）の大きさで，SHE集合体は，実験室内の8.2 m×3.5 mの基礎の上に設置されている。西側は厚さ90 cmの普通コンクリート壁で制御室と仕切れ，北側には厚さ52 cmの普通コンクリート壁があり，東と南側には厚さ82 cmの普通コンクリート壁がある。これらのコンクリートシャヘイの高さは6 mで，天井までの残りの部分は厚さ12 cmのコンクリート壁になってい

る。天井2カ所に換気口がもうけてあって，これは同じ建家内の7.5 HP容量のケンプリッジフィルター室に通じている。制御室は約12 m×4.8 m×8.6 m（高さ）の大きさで，室内には制御盤が配置されている。隣接の実験室とは厚さ90 cmのシャヘイ壁によって隔てられ，迷路によってつながっている。

燃料貯蔵室は4.6 m×3.6 m×3.5 m（高さ）の大きさのコンクリート壁で囲まれた窓のない部屋で，この中に燃料ディスクが格納されている。入口は鉄製の扉で，これには2個の鍵がもうけられている。燃料ディスクは安全のために分割して容器に納められ，必要

空間なをとるための枠の中央に置かれる。燃料ディスクは 50 個ずつ 1 本のアルミニウム容器に納め、この 16 本を 1 組としてアルミ製箱に詰め、この箱を枠の中

央に置く。このような枠は全部で 32 組用意され、貯蔵室内に 2 段に重ねて並べられる。

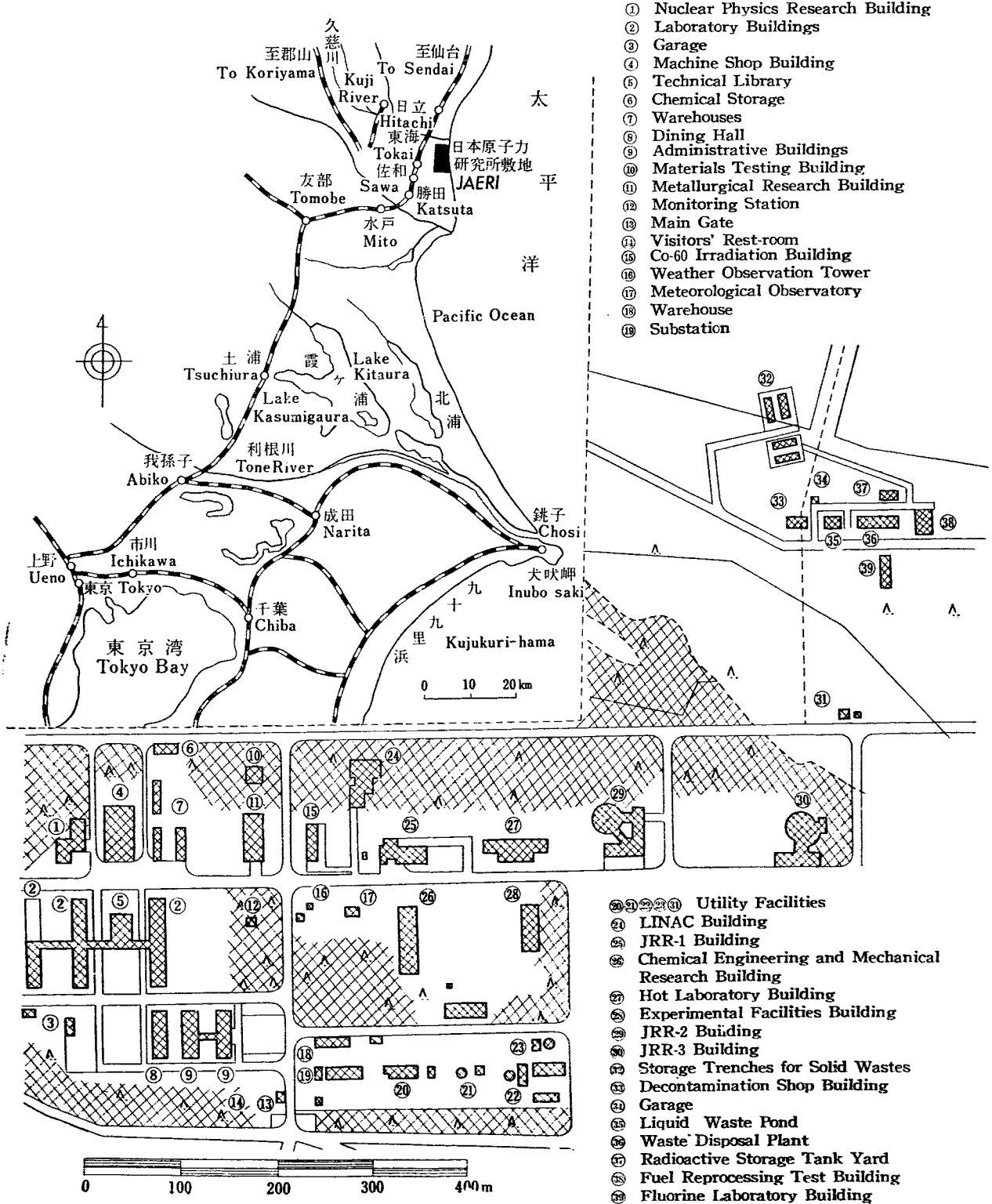


Fig. 11 Site

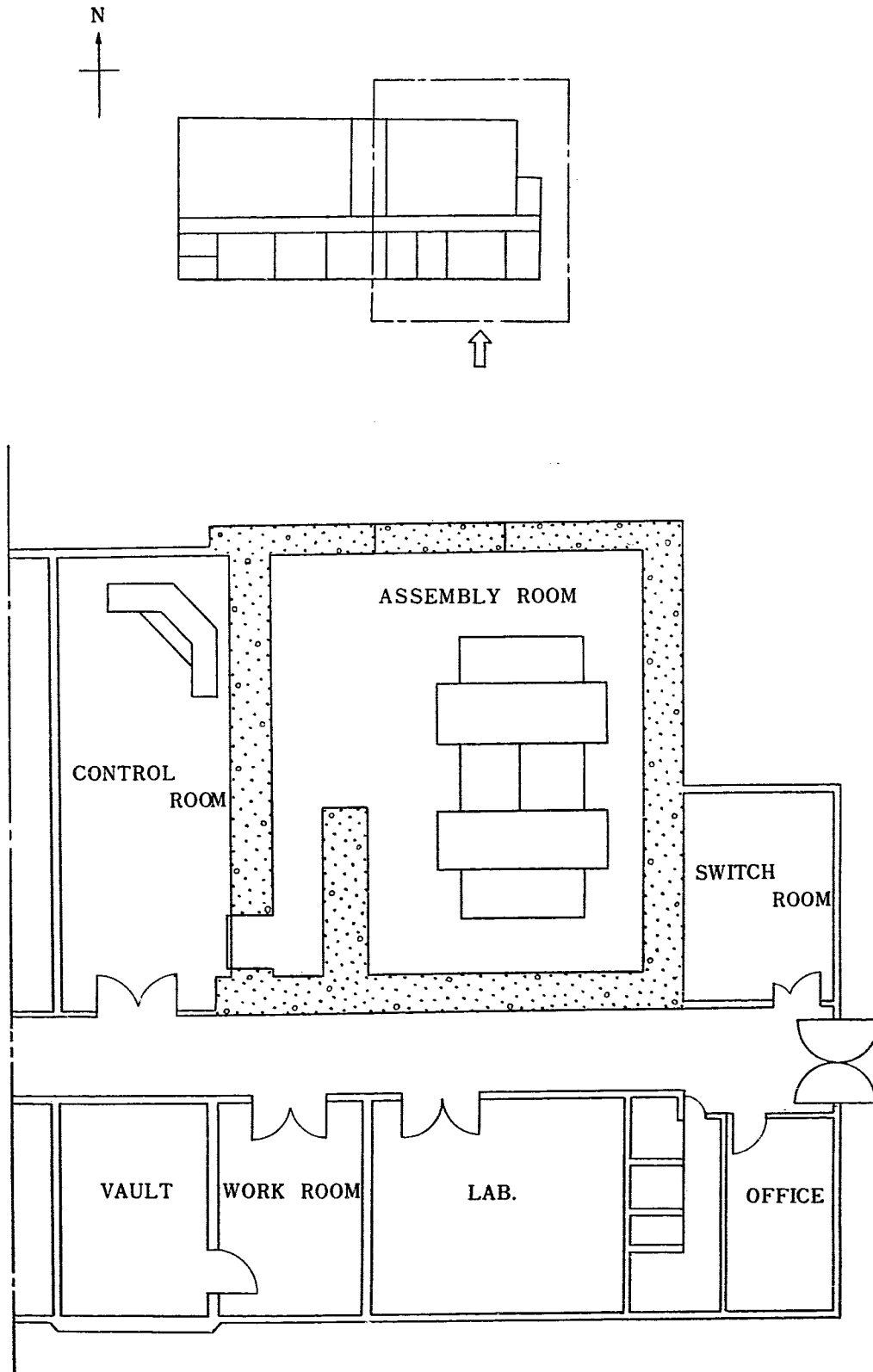


Fig. 12 Building Floor Plan

2 装置の管理と操作

SHE の管理は主副操作責任者によっておこなわれ、実験の内容に応じて定められた数の操作担当者、および他の実験関係者によって実験がおこなわれる。核分

裂物質の管理は燃料管理責任者によっておこなわれる。燃料管理責任者は燃料ディスクの燃料貯蔵室よりの出し入れとその記録をおこなう。

2.1 操作の原則

この装置によっておこなわれる実験は、次の2つの組に分類される。

- (i) 燃料装填量の変更をおこなう場合
- (ii) 燃料装填量の変更を含まず、その装填における装置の核的特性が知られている実験

第一の分類に属する実験では、少なくとも1人の操作責任者と他の1人の操作担当者がいなければならない。また燃料の装填作業には燃料管理責任者が立ち会わなければならない。

第二の分類に属する実験では、反応度の値が知られていて実験が安全であることがわかっており、あらかじめ実験の手続きがわかっていなければならない。こ

種の実験は、1人の操作担当者と1人の承認された実験者によっておこなわれてもよい。

制御盤の主電源スイッチは主副2個の鍵によって操作される。これらの鍵は操作担当者の総数だけある副鍵と他の1個の主鍵からなる。主操作責任者は1個の主鍵と複数の副鍵のうちの1個を所持し、他の操作担当者は副鍵を1個ずつ所持する。実験時には、制御盤にさしてある副鍵を所持する操作担当者が装置の安全運転に責任を持つ。停止後には、これらの鍵を制御盤から抜いて所有者が保管する。なお実験に際して許される余剰反応度は0.3% dk/k である。

2.2 燃料の装填

燃料装填作業をおこなうには2人の責任者がいることが必要であって、1人は操作責任者で他は燃料保管責任者である。燃料貯蔵室の開閉は、この2人が立ち会わなければおこなうことができない。SHE で使用されるディスクには前に述べたように3種類あって、これらのディスクを燃料棒さやに挿入し、さらにこの燃料棒を集合体のマトリックス管に装填する。この作業は慎重におこなわなければならない。装填作業は2組の装填図に従っておこなわれるが、装填の計画と装填作業の要領は、次のとおりである。

2.1.1 燃料装填の計画

(1) 新たな装填あるいは装填の大きな変化によって炉心を作る計画には、操作責任者が参加してそれを承認する。

(2) 計画された系の臨界量に関するパラメータ、たとえば ^{235}U の量やディスクの数や燃料棒の数などは、できるだけ確実な方法であらかじめ評価されてい

なければならない。少なくとも臨界に達しない量が確かめられていることが必要である。

(3) 装填は二つの1/2集合体に対して、できるだけ同等におこなわれるよう計画されなければならない。

(4) 装填の計画に際しては2種類の燃料装填図が作成されるが、これらは次のものである。

- (a) 炉心装填図
- (b) 燃料棒装填図

(5) 装填図は主操作責任者によって承認されなければならない。主操作責任者が計画の立案者である場合は、副操作責任者がこれを承認する。また必要があれば、炉物理理論の担当者の意見を聞くものとする。

2.1.2 燃料装填作業

(1) 燃料さやへディスクを挿入する作業は燃料貯蔵室に隣接する作業室においておこない、他の場所でディスクを取り扱ってはならない。

(2) 燃料貯蔵室の扉を開くためには、燃料保管および操作責任者のもつ二つの鍵を必要とする。

(3) 燃料保管責任者は貯蔵室よりのディスクの出し入れ、必要な数の記録、燃料棒装填作業の記録などをおこなう。

(4) 作業室での挿入作業の際には、燃料棒の取扱いは1回に定められた本数を越えてはならない。

(5) 燃料保管責任者は、1回の装填作業に必要なディスクを貯蔵室より取り出す。この際取り出したディスクの数量を他の者がチェックする。

(6) 燃料ディスクの装填をおこなう者は承認された装填図に基づいて装填台上にディスクを並べ、他の者がこれをチェックしたあとで、並べられた順序のままさやの中へ挿入する。

(7) 燃料棒は定められた本数ずつ集合体室に運ば

れ、炉心装填図に従って炉心の所定位置に挿入される操作担当者がその挿入位置を確認して、炉心装填図に示すしをつける。

(8) 集合体への燃料装填はあらかじめ推定された臨界の数分の1から始める。各回の装填本数は制限された数以内とする。装填ごとに炉の倍率を調べる操作をおこない、臨界に接近したら1回の装填量を減少させる。

(9) 炉心への装填の順序は原則として炉心の直径を広げていく方向におこない、未装填のマトリックス管内にあらかじめ挿入してある擬似燃料棒を燃料棒で置き換えていく。

(10) 原則として常に等量の燃料が両方の1/2集合体に装填されるようにする。

3 安全解析

SHEの実験は危険の可能性がきわめて小さいものであるけれども、若干の潜在的な危険の状態の誘因となるものが全く存在しないわけではない。このために装置の設計と実験操作の計画は、危険な状態の発生を極力減少させるように十分な注意がはらわれている。起こりにくいものではあるが、安全機構の故障が累積して危険な状態が発生したとしても、装置の核的および材料的な性質によって、それは重大な破壊をもたらすような事故には至らない。これは装置自身が有する比較的大きな負の温度係数と、炉心が核燃料物質の酸化物と黒鉛の混合物だけからなっていて、高度に耐熱的な構造であることのためである。SHEの実験では多くの安全機構に加えて、次のような安全性を増加させる因子が存在する。

a) 温度係数、および膨張による反応度の変化が負の値を持っており、核分裂の割合が増加して炉心温度が上昇した場合に、有効な反応度の減少の方法となって反応を停止させる。したがって、かりに機械的な安

全装置が故障した場合にも、この負の反応度係数のみによって過大な出力の増加を抑制して装置の破壊を防ぐことができる。

b) 燃料ディスクの燃料装荷量に対する制限がある炉心容積には上限があり、また燃料ディスク中の²³⁵Uの総量は約15kgであって、これをすべて炉心内に装填することは可能であるけれども、これ以外には燃料を装荷することはできない。ただし燃料装荷作業における大きな誤りのために、2つの1/2集合体を完全に接近させる前に臨界に達する可能性は存在するが、これは十分な注意とチェックの手続きによって完全に避けることができる。

この章では、事故あるいは誤った操作による危険な状態の発生の可能性を論じ、これに対してもうけられたいくつかの安全装置と、その機構および信頼性について述べる。さらに、暴走が起こった場合を仮想してこの過渡現象を計算し、その結果が評価される。

3.1 炉の核的性質

SHEはウラン黒鉛トリウム系の種々の組成についての炉物理的な研究に用いられるものであるから、ある炉心構造と他の場合では、その核的な様子は異なっ

ている。そこで、ここでは安全解析のために適当な代表的な例をとって、それについて種々の反応度係数が計算された。これらの反応度係数はそれぞれ適当な近

似方法で求められたが、その計算の概要は付録に示されている。

3.1.1 空隙の効果

黒鉛集合体は中心面で2等分されるが、この空隙の反応度に対する効果は空隙が小さいときは、その距離にはほぼ比例する。予想される範囲の寸法の炉心に対して1 cmの空隙あたりの反応度の変化が計算されたが結果を Fig. 13 に示す。また Fig. 14 は代表的な炉心

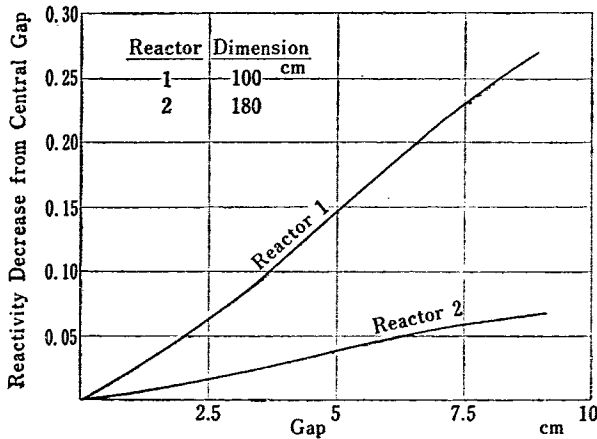


Fig. 13 Reactivity Effect of Central Gap

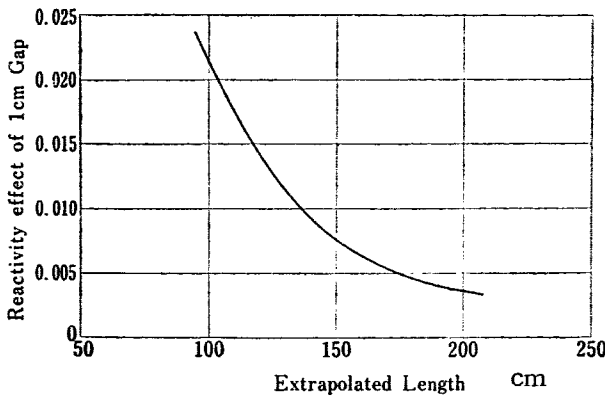


Fig. 14 Reactivity Effect of Central Gap as a Function of Reactor Dimension

実験に際して制御室における実験者の誤操作、実験室内における実験者の誤操作、装置の故障、火災などの災害、燃料管理の誤りなどによって事故が発生する可能性が考えられる。ここではこれらの可能性の検討と、それに対する対策について述べる。

3.2.1 制御室における誤操作

寸法に対して空隙幅を変化させたときの効果を示す。

3.1.2 制御安全棒の効果

制御棒および安全棒の吸収体の構造は全く同一であって、これらの吸収棒は各1/2集合体にそれぞれ4本ずつ設置されており、炉心内の任意の位置および反射体内の限られた位置に挿入されるような構造になっている。吸収棒の反応度に対する効果は2% dk/k であり、制御棒の最大引き抜き速度は30 cm/min である。したがって、1本の制御棒によって与えられる反応度の最大の増加率は、約0.01% $dk/k/sec$ である。

3.1.3 反応度の温度係数

燃料ディスク内で²³⁵Uと²³⁸Uは黒鉛とよく混合されているから、ディスク内の黒鉛の温度上昇のおくれはほとんどないと考えることができる。しかし、燃料棒さやと炉心マトリックス管の黒鉛の部分の温度上昇は、燃料ディスクのものに対して若干時間のおくれがある。しかしこの体系の温度係数は、炉内の平均温度を用いることにより即発的なものとして扱うことは、それほど不当な近似ではない。この事についてはあとで論じられる。炉心の温度が上昇すると中性子温度の上昇が起こって反応度に変化するが、これらの効果は付録に示されるように反応度に対して負の効果を与えその値は約10⁴/°C程度の大きさである。

3.1.4 容積の変化の効果

熱膨張による容積の変化のために移動面積とバックリングが変化して、炉心から中性子の漏洩が変化し反応度に変化する。この効果は負であって約-0.6 (dk/k)/(dV/V) と評価される。この装置では前に述べたように燃料さや内の端部にはバネがはいており燃料棒の軸に沿った方向への燃料の膨張が比較的容易におこなわれるようになっている。

3.2 事故の原因

制御室にいる実験者が、誤って不適当なスイッチあるいはボタンを押したり、不適当な順序でスイッチあるいはボタンの操作をおこなったり、計器の指示に対して誤った判断を下したり、インターロックの解除を不適当におこなったりすることは、起こりえないことではない。初めの種類の誤操作は、誤った操作がおこなわれるのを防ぐように組み合わせられたインターロ

クシステムによって避けられる。これらのインターロックとしては、前に述べたように、架台の駆動に関するものと制御棒の駆動に関する起動インターロック、およびスクラムインターロックの2組のインターロックがもうけられている。

起動インターロックは、架台の速駆動を開始するためのいくつかの条件と、これが満たされて架台が速駆動を終えて緩駆動を開始するときに満たされていない条件と、制御棒駆動を開始するための条件の、3種類からなっている。

実験の内容によっては、インターロックのうちのあるものが解除された状態で実験がおこなわれることがあるが、この場合にはあらかじめ十分に検討され、注意して実験がおこなわれる。またこれらが解除されているかどうかを操作盤で容易に識別できるようになっている。

3.2.2 実験室内における誤操作

実験室内においては、炉心に燃料棒が装填されたり除去されたり、黒鉛棒が装填されたり除去されたり、検出器が取り付けられったり除かれたり、また実験のための資料が挿入されたりするが、このために装置の反応度に変化が起こる。したがって、燃料装填量あるいは他の物体の効果の推定に誤りがある場合には、2つの1/2集合体が完全に密接する前に臨界に達する可能性がある。これらの可能性とそれに対する対策として次のようなものがある。

まず装置が2分割型になっており、各回の装填ごとに中性子増倍率をはかるから、燃料装荷量の見積りによほど大きな誤りがなにかぎり、1/2集合体が密接しない状態で、中性子増倍率が過大になることはない。

次に、燃料棒内の燃料の量、および燃料貯蔵室から持ち出された燃料ディスクの数がつねにチェックされて、過大な燃料が装填されないように注意される。物理実験用の検出器あるいはその他の試料を炉内に挿入すると反応度を変化させるから、この可能性は計算または予備的な実験によってあらかじめ評価しておく。人体は多量の水素を含んでいるから効果的な減速材である。したがって、実験者が作業用プラットフォーム上に立っている場合には、炉の反応度に影響を及ぼすから、この効果があらかじめ調べられる。

3.2.3 装置の故障

この装置は常に fail-safe になるように設計されて

いる。装置の故障や停電は臨界への接近をさまたげ、また中性子増倍率がいちじるしく小さくなる状態に装置を動かすようになっており、さらに可動部分において、大きな機械的な破壊が起こらないように設計されている。

移動架台の駆動機構の可動部分の故障によって架台が停止したときには、駆動モーターと駆動シャフトの間のクラッチがスリップするようになっていて、機械的な破壊が起こらないように設計されている。移動架台の速度は、速駆動から緩駆動に変えるリミットスイッチが故障した場合には、20 cm から 0 cm の間隔を移動架台が 50 cm/min の速度で接近する。この可能性を除くためにいったん 20 cm の場所で停止しなければ、それ以上の接近ができないような装置がもうけられている。またかりに、このような状態が起こったとしても過大な出力の増加を安全棒が停止させる。この場合についての解析は、あとの章で述べられる。

停電時には安全棒の駆動機構が自動的に起動し、安全棒が炉内に急速に挿入されて反応度を減少させる。またこの場合には、移動架台も非常用直流電源によって自動的に 150cm まで分離して反応度を減少させる。制御安全棒駆動機構は、他の物体のために故障を起こさないようにカバーによって保護されている。

核計測装置は複数組あるが、安全装置に関係なくそのいくつかは故障することがありうる。しかしすべての回路が同時に停止するのは、停電の場合だけしか予想されない。これらの回路の故障は、運転前のチェックによってその可能性が除去される。

3.2.4 火災、浸水および地震による災害

火災による事故の可能性は可燃物を撤去しておくことにより、また浸水によるものは水および蒸気パイプを除去することによって除かれる。なお消火には炭酸ガスを用い、水を使用しない。洪水による事故の可能性は、この装置が設置されている場所には存在しない。

地震の発生の頻度は少なくないけれども、大きな地震は少ないし、また運転中に地震が起きた場合に、震度が4以上ならば、スクラムが働いて運転が停止される。またかりに強度の地震によって装置の変形解体が起こっても、これは反応度を減少させるように働く。

接近時に移動架台が地震によって水平加速度を受けた場合には、接近する方向に力を受けることが起こる可能性がある。この対策として、黒鉛集合体は六角形のフランジによって外周からねじでしめつけられてす

へり出さないようになっていて、約 1.5 g の振動に対しても黒鉛棒相互およびフランジ間の相対的な移動は起こらない。燃料棒は黒鉛マトリックス管内にもうけられたクランプばねによって押えられており、1 g までの加速度では燃料棒は、黒鉛マトリックス管より抜け出すことはない。移動架台は十分な強度を有する送りねじによってベッドの上を移動する構造になっており、送りねじの軸受部や移動架台に付けられた送りナットは、それぞれキーとボルトにより強固に取り付けられている。

吸収棒のつなぎはフレキシブルジョイントを使用しその案内にはローラーを使用しているため、たとえ地震によりある程度の変形が生じたとしても、吸収棒が炉心内にはいらなくなるようなことはない。

装置全体は 0.3 g の地震に耐えるよう設計されている。またこの装置はほとんど零出力で運転されるからかりに装置が大きな地震によって破壊しても、分裂生成物が外部に出るようなことはない。

3.2.5 燃料の装填の誤り

燃料の装填を誤る場合として 2 つの場合が考えられる。まず燃料棒を炉心マトリックスの誤った孔に装填すること、および燃料棒への燃料ディスク装填を誤っておこなうことである。炉心マトリックスへの燃料棒の装填は燃料棒の番号と炉心マトリックスの孔の番号を照合しながらおこなわれる。この装填操作は常に炉心装填図に記入されてチェックされる。貯蔵室から取り出される燃料ディスクの数は、1 回に燃料棒さやへ装填される量だけに制限される。燃料ディスクの装填は燃料棒装填者によって監視される。新たな装填により臨界に到達しようとする場合、または装填の大きな変更をおこなう場合には、第 3 章で述べた手続きを厳守する。この手続きにより誤った装填は防止され、小きざみに炉の倍率をチェックしながら臨界への接近が

おこなわれること、燃料が 2 分され十分に分離された状態で装填をおこなうことなどによって、装填作業中に臨界に達する可能性はほとんどなくなる。

3.2.6 インターロックの解除

インターロックの解除は次の 3 つのものについておこなわれるが、これは十分な注意のもとにおこなわれる。

- 起動インターロックのうち、制御棒駆動を開始するためには 1/2 集合体が密着しているという条件
- 中性子束あるいはガンマ線レベルが設定値より高くなるか、炉ペリオドが設定値より短くなった場合にスクラムが働くという条件。
- 制御棒機構で、その吸収棒が駆動機構から離れた場合にスクラムが働くという条件。

a) の解除がおこなわれるのは、1/2 集合体間の空隙の効果を測る場合である。空隙の反応度に及ぼす効果は計算によってあらかじめ推定されているが、校正された制御棒の効果と比較して測定される。b) の解除は各測定器に付属している押ボタンによっておこなわれ、この解除は起動前の測定器のチェックの際および測定中のレンジの切りかえの際におこなわれる。また制御棒効果を測定する際に c) の解除がおこなわれることがある。a) と b) の状態は指示ランプで示される。

3.2.7 故意による装置の破壊と接近の制限

サボタージュなどによって故意に装置が破壊されるのを防ぐために、実験室と作業室への出入が制限される。これらの室の入口の鍵の使用は、実験関係者および許可を受けた者だけに限られる。扉の解放時に関係者以外の者が、故意または誤って実験室や作業室にはいることのないように十分に注意されるが、実験開始時には実験室内の人の有無を確認し、拡声器と警報装置によってその開始を知らせる。

3.3 安全対策

完全対策は、その機能に応じて 3 つの組に分類される。初めものは装置の核的な設計と機械的な機構によるものであって、中性子の吸収および漏洩の増加、あるいは核燃料物質の統計荷重の軽い場所への移動による反応度の減少に起因するものである。

次のものは、安全でない状態を引き起こすような方法で操作がなされるのを防ぐためにもうけられた核計

測回路と、インターロック系統からなる。

さらにこれに加えて、操作の規則と手続きによって危険な状態の発生の可能性を極力減少させる。

3.3.1 安全機構

- 8 本の中性子吸収棒機構がもうけられている。このうちの 2 本は制御および安全の両目的に使用され

残りの6本は安全棒として使用される。1本の制御安全棒と3本の安全棒が、各1/2集合体の背面にそれぞれ取り付けられている。これらの吸収棒はカドミウム円筒で作られており、熱中性子の吸収体として働く。

安全棒は常に全部引き出した位置で待機しており、スクラム信号によって急速に炉内に挿入され、制御安全棒もいかなる位置に置いてもスクラム信号によって急速に挿入されて、これらの吸収棒の挿入によって反応度を急速に減少させる。安全棒は駆動機構が動作を開始してから約0.35 sec以内に、吸収棒の全行程の約90%を挿入される。前に述べたように吸収棒の最大の反応度は約 $2\%dk/k$ で、制御棒による反応度の増加の最大の割合は約 $0.01\%dk/k/sec$ である。この制御棒の効果は、毎秒約4 inhの反応度の増加に相当する。

b) 集合体が2分割型になっており、黒鉛集合体が中心面から2分されて150 cmだけ分離する。こうすることによって核燃料を黒鉛ブロックの中心部分からはしのほうに移し、中性子の漏洩を増加させて、反応度を大きく減少させる。この構造は操作の安全を保證するとともに、炉心形状の変更の操作を容易におこなえるようにする。

移動架台は、150 cmから20 cmの間隙では50 cm/minの速度で接近し、20 cmから0 cmの間隙では1.5 cm/minの速度で接近する。したがって接近の最終時には、反応度の変化の割合は約 $0.00025 dk/k/sec$ となる。また最後の緩駆動をおこなう20 cmの範囲では、反応度の変化は約 $20\% dk/k$ と推定される。したがって、この反応度に2本の制御棒の効果を加えた

ところの約24%の反応度に相当する誤りがおかされた場合には、移動架台が速駆動領域にある場合に臨界に達することがある。スクラムの際には移動架台は50 cm/minの速度で分離するから、この場合の反応度の減少の割合は約 $0.8\% dk/k/sec$ である。

c) 停電時には移動架台は約50 cm/minの速度で分離して、反応度を大きく減少させる。

d) 停止架台にはSb-Be中性子源とその駆動機構が付いており、起動の際には炉内に挿入されて中性子束の監視と中性子増倍率の測定に使用される。スクラムの際には中性子源は炉外に出される。

3.3.2 安全回路

a) 中性子束密度およびその変化の割合を検出する回路、およびガンマ線強度を測定する回路があってこれらの値がある値以上になったらスクラムになる。これらの装置のうちで、イオンチェンバーによって検出された超過シグナルがスクラム回路を働かせるまでには約50 msを要する。計数管回路のシグナルは、中性子束密度の変化の割合によってスクラムを働かせる。

b) インターロック系統は、危険な状態の発生の可能性を減少させるように設計されている。これらのインターロックはその条件が満たされなければ、2つの1/2集合体の接近や制御棒の引出しをおこなえないようになっている。インターロックのうちで、あるものは操作の便宜上解除されることがあるが、これらのインターロックについては第2章で述べた。

3.4 核的な事故

スクラム回路と安全棒が正常に働いているならば、これらの安全装置は炉の破壊を引き起こすような出力の上昇が起こる前に炉を停止させる。これらの安全装置の故障は十分に注意すればほとんど避けることができるものであるが、もし反応度の増加が起こって安全棒が動作しなかった場合にも、負の反応度係数と炉心の大きな熱容量によって過大な出力の上昇が押えられ、高温による装置の破壊に至ることはない。

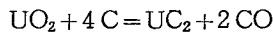
核分裂により発生した熱によって、減速材の温度が上昇する。このために中性子吸収断面積が変化し、ウランと黒鉛の断面積の変化の割合が若干異なり、また炉外への中性子の漏洩が増加して、これらの効果によ

って炉の反応度が減少する。このほかに、ドップラー効果による負の温度係数がある。また体系が比較的ゆるやかに熱せられる場合には全体系が熱膨張し、また燃料棒の内部では端面部に空隙があるから燃料体の膨張がおこなわれやすい。この場合にも、結局中性子の漏洩が増加して反応度を減少させる。

3.4.1 中性子束積分と温度上昇

炉心内の温度上昇がかりに平均で約 $250^{\circ}C$ 程度であるとすると、燃料ディスクは瞬間的には約 $500^{\circ}C$ から $700^{\circ}C$ 程度になる。しかし燃料ディスクの熱はただちにさやに熱伝導によって伝わり、ディスクの温度は

降下する。また、燃料ディスクは黒鉛さやの中に封入されているから、外の空気とは一応遮断されている。したがって、この状態では燃料ディスクが燃えるようなことはない。また酸化ウラン粒子は黒鉛中に混合しているから、高温になると次の反応によって UC_2 に変化する。



この反応の threshold は $1200^\circ C$ よりも高い。実際には黒鉛と酸化ウランの混合物を $1750^\circ C$ で約半時間熱しても、酸化物はごく少量減少するにすぎない。したがって、SHE の場合には、酸化ウランが黒鉛と反応することはない。

燃料体の平均温度を $T^\circ C$ だけ上昇するために必要な中性子束の時間積分は、次の関係から求まる。

中性子束の時間積分が $\int n v d\tau$ の場合に単位容積中で起こる核分裂の数は $\int \Sigma_f n v d\tau$ であるから、温度上昇 T は次の式で与えられる。

$$\int n v d\tau = \frac{3.1 \times 10^{10} \times \Delta H \times 4.18}{\Sigma_f}$$

$$\Delta H = CT$$

C = 比熱

Σ_f = 核分裂断面積

Table 2 Integrated Neutron Flux and Temperature Rise

$T(^{\circ}C)$	$\int \phi dt (n/cm^2)$
200	8.3×10^{14}
300	1.3×10^{15}
400	1.7×10^{15}
500	2.1×10^{15}
600	2.5×10^{15}

これに $C=0.32 \text{ cal/cm}^3 \cdot C$ と $\Sigma_f=0.01 \text{ cm}^{-1}$ を入れると、中性子束積分と温度の関係は Table 2 のようになる。

3.4.2 暴走の可能性とその状況

前に述べたように、反応度の増加の割合が最も大きいのは架台の速駆動の場合であって、他の場合たとえば制御棒の引出し時や緩駆動の場合には、反応度の増加の割合はこれよりもはるかに小さい。したがって、燃料装填時に燃料の量に対する判断を大きく誤り、さらに架台駆動装置の故障が重なって起こった場合には、最も短い炉周期になる可能性がある。起こりえないような状態が種々組み合わさった場合や故意による

場合は別として、実際にはほとんど起こらないと考えられるけれども、最も都合の悪い条件が組み合わさった場合について以下で検討する。起動時にはすべての安全棒が引き出されてコックされており、制御棒が完全に炉内に挿入された状態で、移動架台は最大分離位置から接近を開始する。この場合における燃料装填量は、この操作の以前の実験および計算によって安全であることが確かめられているから、過大な燃料を装填することは起こりえないけれども、かりに過大な燃料が装填されたとすると、2つの架台の密着前に装置が臨界に達するようなことが起こりうる。燃料所有量が決まっているから燃料の最大装填量には制限があるので、 ^{235}U 換算で 15 kg 以上を装填することはできない。したがって、燃料を装填したときに得られる可能な余剰反応度には上限がある。

かりに密着前に臨界に達する量の燃料を装填した状態で架台が起動しても、速駆動の領域では少なくとも約 20% 以上の反応度か不足するから、速駆動の状態では臨界に達するようなことはほとんど起こりえない。緩駆動領域においてはじめて臨界に達する。この領域における反応度の増加率は、約 0.00025 dk/k/sec である。したがって、核計測装置と安全棒機構が正常に動作しているならば、過大な出力またはペリオドの上昇によってスクラム信号が発生して、約 0.35 sec 以内に安全棒が炉心内に挿入されて急速に反応を停止させる。同時に架台に接近を停止し、ひきつづき速駆動の速度で 150 cm まで分離する。接近時は架台の速駆動は 20 cm の距離で自動的に停止し、緩駆動は手動スイッチによって操作され、架台の移動の状態はつねに位置表示装置によって示されているから、緩駆動領域において速駆動速度で接近するような状態は、実際にはほとんど起こりえないことである。かりに装填を誤って過剰な燃料を加えた状態で速度切換装置と操作スイッチと位置表示装置がすべて誤動作して、さらに実験者が誤った判断をするというような状態が生じ、さらにすべての核計測装置とすべての安全棒装置の故障が重なって起こった場合にのみ、大きな増加率で反応度が加えられるという事態が起こる。しかし、燃料装填は厳重なチェックのもとに実施され、速度切換装置は二重になっており定期的にチェックされ、位置表示装置は複数になっており、6本の安全棒の全部が同時に故障することはほとんど起こりえないし、またすべての核計測装置の故障が重なるようなことは起こりえないであろうから、上に述べたような事態は現実には

ほとんど起こられないと考えてよい。

このような仮想的状態では、約 $0.008 dk/k/sec$ の割合で反応度が数秒間加えられる。反応度の増加に引きつづいて起こる中性子レベルの急速な増加のために炉心温度が急上昇を始め、このために負の温度係数による反応度の減少が起こって、これが初めの増加に打ち勝って炉を臨界以下の状態にする。これらの様子が次の動特性方程式を用いて計算された。遅発中性子は一群として取り扱った。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\Delta k - \beta k}{l} n + \lambda c$$

$$\frac{dc}{dt} = \lambda c + \frac{\beta k}{l} n$$

ここで n は中性子密度、 Δk は余剰反応度、 β は遅発中性子の割合、 k は実効倍率、 l は即発中性子寿命、 c は先行核密度、 λ は先行核の崩壊定数を表わす。

炉心内で発生したエネルギーが保存されるとすると核分裂の数の増加による温度の変化は、次の式によって与えられる。

$$\int_0^t \frac{\Sigma_f v n(t')}{0.31 \times 10^{10} \times C \times 4.18} dt'$$

ここで C は比熱、 Σ_f は分裂断面積、 v は熱中性子の速度である。時間に対する変化が $f(t)$ の形で外から反応度が加えられると、系の余剰反応度の変化は次のようになる。なおここでは炉心内の平均温度を考慮しており、温度係数は即発的としているが、これらについてはのちに述べる。

$$\Delta k(t) = f(t) + \frac{\Sigma_f v}{3.1 \times 10^{10} \times C \times 4.18} \int_0^t n(t') dt'$$

温度係数は、減速材温度係数とドップラー効果による温度係数の和で両方とも負である。減速材温度係数は付録に示されるように、 $-10.5 \times 10^{-5}/^{\circ}C$ 程度である。これに対してドップラー係数はこの種の体系では約 $-5 \times 10^{-5}/^{\circ}C$ 程度になるといわれているが、ここでは全温度係数を小さく見積もって $-10^{-4}/^{\circ}C$ を用いた。前に用いた諸定数の値とともに、この値を(4)式に代入すると、 Δk は次のようになる。

$$\Delta k(t) = f(t) - 0.53 \times 10^{-11} \int_0^t n(t') dt'$$

反応度を $0.008 \Delta k/k/sec$ の割合で2.5秒間加えて、それ以後は2%に保たれた場合について過渡現象を計算した。2%の余剰反応度は臨界量の1割ないし2割に相当するから、このような装填の大きな誤りをおかすことは実際には起こりえない。Fig. 14は計算の結果

を示している。2秒を少し過ぎたところで急激な中性子密度の増加が起こり、炉心の温度上昇によって反応度が減少して中性子密度の増加が停止してさらに減少する。この場合に中性子密度の最大値は 3×10^{10} 程度になる。中性子の即発寿命として $4.5 \times 10^{-4} sec$ を用いた。実際には中性子密度の上昇のオーバーシュート

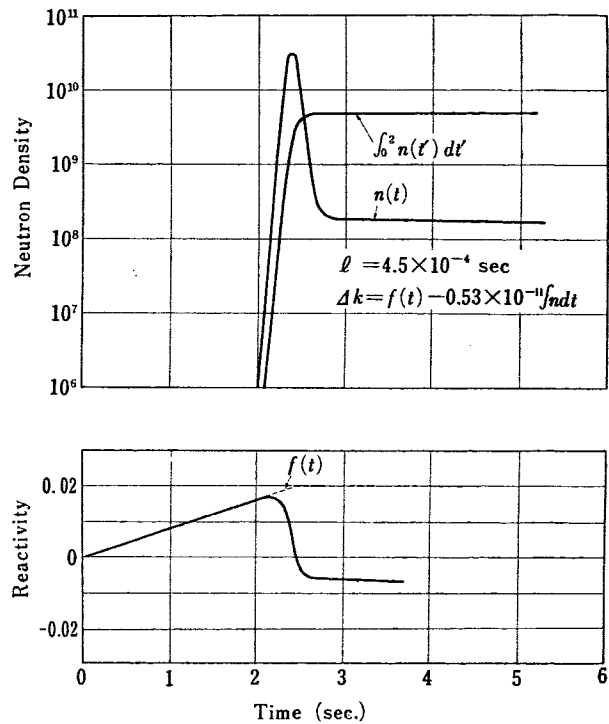


Fig. 15 Neutron Density and Reactivity variation at Transient

が起こって k が1以下になるが、これは加えられた反応度、中性子寿命、温度係数の値に依存する。

ここでは温度係数を即発的なものとして取り扱ったが、これは次の考察に基づいている。燃料ディスクは黒鉛に数ミクロンの粒度の酸化ウランを均一に混合成型したものであって、これを黒鉛のさやに詰めて燃料棒とし、この燃料棒を炉心マトリックス管の内部に挿入する。炉心内において酸化ウランを含む黒鉛の領域が炉心内の全部の黒鉛に対して占める割合は、最大で約1/2になる。核分裂時には大部分の分裂生成物は、黒鉛中に反跳によって飛び出して、その運動エネルギーを黒鉛に与える。したがって、核分裂によるエネルギーの放出と燃料ディスクの黒鉛の温度上昇との間には時間的おくれはない。ところが燃料棒さやと炉心マトリックス管の黒鉛の部分の温度の上昇は、燃料ディスク内で発生した熱が伝導によってこれらの部分に伝わることによって起こるから、燃料ディスクのものに

対して時間的におくれを生ずる。

この体系の温度係数を考える場合に、燃料ディスクの温度上昇と温度係数の積を反応度の変化とするのは正しくない。実際には燃料ディスクの温度とそれ以外の黒鉛の温度と、これらの間の熱伝導を考慮しなければならない。しかし、これらを正確に考慮して計算するのはかなりめんどうであるために、ここでは次に近似的に扱った。燃料ディスクの温度が上昇した瞬間の熱中性子のエネルギー分布は、ディスク内の黒鉛の温度とディスク以外の黒鉛の温度によって決まる。ところが、さやとマトリックス管の厚さは中性子の散乱平均自由行程と同程度の大きさであるから、熱中性子のはつねにディスクとそれ以外の黒鉛の双方と衝突しながら平衡状態になっている。したがって、この場合には熱中性子のスペクトルは、近似的に黒鉛の平均温度によって決まると考える。

ここでは温度係数は炉内が一様な温度であるとして求めたから、これを用いて計算する場合には上述の平均温度を用いておけばよく、また温度係数の効果は即発的なものとして扱うことができる。結局この近似は、燃料の酸化ウランがかなりの量の黒鉛減速材と均質に混合したものが、さやとマトリックスの黒鉛減速材中に配列されていることに基づいているものであって、金属ウランが黒鉛減速材と完全に不均質になった炉の減速材温度係数に対しては不適當である。

3.4.3 放出エネルギーと燃料の放射化

前節で述べたように2%の余剰反応度が加えられた場合に、単位容積あたりに放出されるエネルギーと、分裂生成物による放射能は、Table 3 に示すようになる。暴走時に放出されるエネルギーは炉心温度を上昇

Table 3 Energy Released and Radioactivity

Input reactivity	2%
Energy released	340W-sec/cm ³
Number of fissions	10.6×10 ¹²
Number of γ disintegrations	6.2×10 ²¹ t ⁻¹

させるけれども、炉心材料の高い融点と化学的な安定性のために、化学反応による爆発を引き起こすことはない。炉心で発生した熱は、黒鉛反射体と架台の温度を上昇させ、さらに室内の温度を上昇させる。実際には、黒鉛反射体の熱容量は炉心の約8倍あるが、架台のものがこれよりさらに大きいから、装置全体の温度上昇はたいしたことはない。したがって、室内の空気

が加熱されて破壊の原因となるようなことはない。

装置は通常は低出力で運転されるから、暴走時に発生する分裂生成物だけが問題である。予想される悪条件でも過熱による炉心の破壊は起こらないから、分裂生成物が周囲に飛散することはない。ただガス状の分裂生成物が黒鉛中を拡散して、若干外部へ出る可能性が考えられる。

放出されるエネルギーの量は、炉心体積によって異なるけれども、ここではこれを大きく見積って1m³とすると、核分裂数は10¹⁹程度になり、この場合の全放出エネルギーは約340MW・secになる。

3.4.4 周囲のばく射

前に述べたように、ほとんど起こりえないような故障と誤操作が累積した場合に、暴走する可能性が考えられる。しかしこの場合にも、機械的な破壊は起こらないから、直接に分裂生成物がすべて外部に放出されるようなことはない。約10¹⁹の核分裂が起こった場合を想像すると、問題になるのは、燃料ディスク中から外部に漏洩した分裂生成物を含む雲による照射と、それらが雨によって洗われて地表に落下沈積した際の放射能である。

かりに10¹⁹程度の核分裂が発生すると、燃料ディスクは約600°C程度になる。この際には一部の分裂生成物が漏出するだけで、大部分のものは黒鉛内に閉じ込められているが、上の条件で漏出する放射能の量は約0.2%以下と評価される。¹⁾ さらに集合体室内に漏出した放射能はかなりの部分が部屋に閉じ込められて、一部が外部へ漏出するから、問題となる放射能はさらに減少する。ここでは、2.5×10¹⁶の核分裂に相当する放射能が外部に漏出したとして、その影響の評価をおこなった。ただしこれは、上述のことからわかるように大まかに見積ってあるから、実際に問題になるのは、これよりさらに因子10程度小さくなると予想される。

a) 雲による照射

もし装置の暴走によって生成した部分生成物が炉外へ放出された場合を想像すると、これらがガス状であるときには、短時間内に外部に漏出する可能性がある。この場合には放射化した雲が形成され、ある高度に上昇して風に流され、拡散しながら風下に移動する。

2.5×10¹⁶の核分裂に相当する分裂生成物がもれたと仮定して、これを含む雲による地上の r 線の照射量をHollandのモノグラフ²⁾によって求めるとTable

Table 4 Radiation Dose from Radioactive Cloud

Cloud height	0 m		300 m		500 m	
	Wind speed	Distance	Wind speed	Distance	Wind speed	Distance
	1 m/s	15m/s	1 m/s	15m/s	1 m/s	15m/s
100m	280	350	0.5	1.7	0.35	0.03
300	30	43	0.75	0.83	0.11	0.11
800	2	3.3	0.08	0.12	0.010	0.015
1600	0.5	1.0	0.03	0.05	0.010	0.015
2400	0.2	0.4	0.02	0.04	0.003	0.003
3200	0.08	0.1	0.02	0.04	0.003	0.003
4000	0.05	0.1	0.02	0.04	0.003	0.003

4 のようになる。Table 4 では、暴走地点から離れた所において風速が 1 m/s また 15 m/s で、放射化した雲の高さがそれぞれ 0 m, 300 m, 500 m の場合の値についてミリレントゲン単位で示してある。実際には、建物によって漏出が制限されるし、またかりに暴走しても、ここで仮定した核分裂よりはるかに少ない核分裂しか起こらない事故しか予想されない。放出エネルギーが小さい場合には炉心温度の上昇が小さくなり、黒鉛よりの分裂生成物の漏出は温度が上がると急激に減少するから、問題になる放射能はこれよりはるかに小さいであろう。

b) 落下した放射能による照射

暴走時に雨が降っていると、暴走地点から離れた所でも、風に流された分裂生成物が雨によって落下した地表の放射能をかなりの値にする。

暴走時から放射化した雲が通過してしまうまで雨が降ったとして、地表に落下してまった β および γ 線源による線量を求めた。雨によって現われる地域における外部線量は、次の式で与えられる。²⁾³⁾

$$\gamma \text{ 線量} = \int_{t_0}^{\infty} Q(W/Q) E_{\gamma} dt$$

$$\beta \text{ 線量} = \int_{t_0}^{\infty} Q(W/Q) E_{\beta} dt$$

である。また (W/Q) は、次式で表わされる。

$$(W/Q) = \frac{1}{en^{\frac{1}{2}} Cy d^{(2-\frac{n}{2})}}$$

ここでは Cy はシャットンの定数を、 d は暴走地点からの距離を表わす。上の積分をおこなうと次のようになる。

$$\gamma \text{ 線量} = 1.43 \times 10^4 (W/Q) t_0^{-0.21}$$

$$\beta \text{ 線量} = 1.43 \times 10^6 (W/Q) t_0^{-0.21}$$

Table 5 Radiation Dose due to Washout

距離	β 線量	γ 線量
100 m	14.2	1.42
200 m	3.80	0.38
300 m	1.70	0.17
500 m	0.63	0.063
800 m	0.24	0.024
1600 m	0.063	0.0063
3200 m	0.015	0.0015
6400 m	0.005	0.0005

風速が 15 m の場合の β および γ 線の外部線量を Table 4 に rep 単位で示す。なお $Cy=0.45$, $n=0.5$ を用いた。ここで β 線量は、衣服によるシャヘイ効果を考慮して因子 10 だけ少なくなっている。これらの放射能は、実際には実験室内に漏出した分裂生成物が閉じ込められることを考慮すると、さらにこれらの値より因子 10 程度は減少する。

3.5 解析の結果

SHE の設計、実験の計画、操作の方法に関する検討と評価の結果から、装置の操作に関する潜在的な危険の可能性とその程度は、それほど大きくないことが示された。以上の検討と評価の結果から、計画の信頼

度を増すことができたけれども、実際の操作に際しては、つねに実験者が安全性に留意するよう努めなければならぬし、種々の先例を参考にして十分な注意のもとに実験を計画実施しなければならない。

4 付 録

4. 1 空隙の反応度効果

集合体の中心空隙の反応度に対する効果は、裸の等価原子炉モデルで計算された。空隙がない場合の臨界時における長さを L_0 、空隙があるときの臨界の長さを L とすると、 L_0 と L の間には次の関係がなりたつ。⁴⁾

$$L/L_0 = \frac{2}{\pi} \cot^{-1} \left[- \frac{3 L_0 C_2 \left(C + \frac{\lambda \zeta^2 e^{-\zeta}}{\delta} \right)}{2 \pi \lambda} \right]$$

δ = 間隔の幅

λ = 散乱自由行程

η^2 = 横方向のバックリング

$\zeta = \eta \delta$

$C_1 = 1 - K_1(\zeta)$

$C_2 = 1 / \{1 + (1 + \zeta) e^{-\zeta}\}$

間隔の効果は、等価の裸の原子炉の長さを間隔のな

い状態で、 L まで増加したときの反応度の増加に等しい。立方体の原子炉では、長さの変化に対する倍率の変化は次のようになる。

$$\partial k_{\text{eff}} / \partial L_0 = 2 \pi^2 M^2 / k_{\infty} L_0^3$$

この計算では $k_{\infty} = 1.6$ とし、 $M^2 = 360 \text{ cm}^2$ とし て計算した。実際には C/U の変化に対して k と M^2 は、次のように変化する。

C/U	k_{∞}	M^2
2000	147	329 cm ²
4000	161	362
6000	170	391
8000	173	420

計算の結果は、Fig 12, 13 に示されている。

4. 2 制御棒の反応度効果

等価の裸の円筒形原子炉について、その中心軸に沿って全長にわたり、熱中性子を完全に吸収する吸収棒の挿入されている系と挿入されていない系との倍率の差を 2 群拡散近似で求めた。

吸収棒の挿入されている系についての境界条件は、次のようになる。

炉の外周: R で $\phi_1(R) = 0, \quad \phi_2(R) = 0$

吸収棒の表面: a で $\frac{\phi_1(a)}{\phi_1'(a)} = d_1, \quad \frac{\phi_2(a)}{\phi_2'(a)} = d_2$

ここで d_1 と d_2 は、高速および熱中性子の吸収棒 ϕ に対する外挿距離である。この境界条件の下でのバックリングと無摂動系のバックリングとの差より、次

の式を用いて反応度の変化が得られる。

$$\frac{\Delta k}{k} = - \left[\frac{L_2}{1 + B^2 L^2} + \frac{\tau}{1 + B^2 C} \right] 2 B \Delta B$$

代表的な例として、

$Nc/N = 25 = 4000, \quad k_{\infty} = 1.61$

高さ = 120 cm, 半径 = 80.8 cm

制御棒の半径 = 2.4 cm

について計算すると、

$\Delta k = 4\%$

が得られる。1本の吸収棒の効果はこの半分であるから、その値は $2\% \Delta k$ である。

4. 3 反応度の温度係数

温度による反応度変化は、(a) 熱膨張、(b) 中性子温度の変化、(c) ²³⁸U のドップラー効果の3つの現象によって引き起こされる。熱膨張は炉の大きさ、密度を変化させるので、バックリング、 L^2 、 τ の変化によ

って反応度に影響する。中性子温度の変化は実効断面積の値、および L^2 、 τ を変化させ、²³⁸U のドップラー効果は共鳴吸収をのがれる確率に影響する。

これらのおおのこの現象による温度係数を $\alpha_{\text{exp}}, \alpha_n$

α_D と表わす。これらはそれぞれ、減速材温度 T_m 、中性子温度 T_n 、燃料温度 T_f に関係している。 T_n は T_m $\alpha(1+0.46A)$ 倍である ($A \approx 4 \Sigma_a / \xi \Sigma_s$)。したがって、

$$\alpha_{mod} \equiv \alpha_{exp} + (1+0.46A)\alpha_n$$

とおいて、これを減速材温度 T_m に関する減速材温度係数と呼ぶことができる。これに対し、 $\alpha_D \equiv \alpha_f$ を燃料温度係数と呼ぶ。これは負で 10^{-5} の程度であると考えられている⁵⁾。減速材温度係数の計算は、代表的な系を裸の原子炉に置き換えて2群拡散理論によっておこなわれた。熱膨張による温度係数は、黒鉛の体積熱膨張率として 7.5×10^{-6} をとり、 $\alpha_{exp} = -4.1 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ となる。

熱中性子による反応度係数は、適当な温度でマック

スウェル分布と $1/E$ 分布とをつないだ炉スペクトルを用いて計算した。実効断面積とその温度係数から ηf 、熱中性子のもれの温度係数を計算し、これを次式に代入すれば、反応度の温度係数は、

$$\alpha_n = \frac{1}{K_{eff}} \frac{\partial K_{eff}}{\partial T_n} = \frac{1}{\eta} \cdot \frac{\partial \eta}{\partial T_n} + \frac{1}{f} \cdot \frac{\partial f}{\partial T_n} - \frac{1+B^2\tau}{B^2} \cdot \frac{\partial \tau}{\partial T_n} - \frac{B^2}{1+BL^2} \cdot \frac{\partial L^2}{\partial T_n}$$

より求められる。 $T_n = 400^{\circ}\text{K}$ として、 $\alpha_n = -7.24 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ が得られた。したがって、減速材 α の温度係数は $N_c/N_{35} = 4000$ に対して $A = 0.85$ を用いると、

$$\alpha_{mod} = -10.5 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$$

となる。

参 考 文 献

- 1) ORNL-2653 (1959)
- 2) Meteorology and Atomic Energy
- 3) ANL-5765 (1957)
- 4) The Nuclear Reactor with a Transverse Air Gap, J. CHERNICK and I. KAPLAN, *J. Nuclear Energy*, **2**, 41 (1955)
- 5) A/CONF. 15/p/2364 (1958)