

JAERI-M

6613

多目的高温ガス実験炉の安全特性の検討

——実験炉第1次概念設計の放射能安全  
特性について——

1976年7月

鈴木勝男・斉藤貴夫\*・高谷純一\*\*・小倉健志\*\*\*

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）まで、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

## 多目的高温ガス実験炉の安全特性の検討

— 実験炉第1次概念設計の放射能安全特性について —

日本原子力研究所・動力炉開発・安全性研究管理部

鈴木勝男・斎藤貴夫<sup>\*</sup>・高谷純一<sup>\*\*</sup>・小倉健志<sup>\*\*\*</sup>

(1976年6月11日受理)

本報告書は、日本原子力研究所が計画している多目的高温ガス実験炉の第1次概念設計案にもとづいて、その安全上の特性を、放射能安全特性の面から検討して得られた結果について述べたものである。

検討の中心課題は通常時および事故時の放出放射能による公衆被曝線量の解析検討ならびに点検・補修時の作業員被曝線量の解析である。また、放射能安全管理上好ましくないと予想される炉心流路閉塞事故をとりあげ、安全特性検討の一環として、その検出可能性を検討した。

通常時の公衆被曝線量の解析検討では、原子力委員会の線量設計目標値(ALAP)に比較しても、本実験炉の通常出力運転時の公衆放射能災害は充分小さいことが明らかとされた。

点検・補修時の被曝線量の検討では、中間熱交換器室の放射線管理区分の設定線量率(500 mR/hr)の達成は、cpf-破損率および冷却崩壊期間を適当に定めることによって可能であることが明らかとなった。ISI必要箇所目標空間線量率(100 mR/hr)の達成のためには、空間線量率の低減化対策も含めて、今後さらに検討を加える必要のあることが認められた。

2次系配管破断事故の検討では、公衆の放射能災害の面から、緊急隔離弁設置の必要性を明らかとした。また緊急ダンプ系の必要性については、放射能安全の観点からは、必ずしも結論されず、その他の設計上の要求を考慮した今後の総合的評価がまたれる。

最後に、炉心内流路閉塞の検出可能については、炉心1ブロック程度以下の規模の流路閉塞の場合、1次冷却材出口ガス温度あるいはF・Pによる検出は困難であることが結論された。今後、閉塞検出の必要性も含めて議論すべきであるが明らかにされた。

---

(\*) 外来研究員 (石川島播磨重工株式会社・新型炉部)

(\*\*) 外来研究員 (富士電機製造株式会社・原子力事業部)

(\*\*\*) 協力研究員 ( 同 上 )

SAFETY ASPECTS OF THE EXPERIMENTAL MULTI-PURPOSE  
HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR

Katsuo SUZUKI, Takao SAITO\*, Junichi TAKAYA\*\*and Kenji OGURA\*\*\*

Division of Power Reactor Projects, JAERI.

(Received June 11 , 1976)

Radiological safety aspects of the experimental multi-purpose Very High Temperature gas-cooled Reactor(VHTR) being developed in JAERI have been studied in the first conceptual design of the reactor plant. Described are public radiation exposure due to release of radioactivities in effluent from the VHTR under normal operation and accidental conditions, radiation exposure of the personnel in maintenance, and detection of the coolant flow blockage leading to a temperature rise of the reactor core.

Investigation of the public radiation exposure shows that the public exposure dose rates in normal plant operation are much lower than the design objective of as-low-as-practicable exposure dose rate limits in the JAPAN AEC.

The dose rates in the intermediate heat exchanger-room restrict trajectories of the cpf-failure fraction and the cooling decay time keeping the dose rate in the IHX-room less than that specified in design, and also show problems for future study.

For pipe rupture accident in the secondary system, the need is indicated for usage of emergency isolation valves and emergency dump system.

It is difficult to detect the coolant flow blockage accident in one fuel block by means of measuring the coolant temperature rise or the fission-product concentration increase in the primary coolant.

---

(\*) Visiting scientist from ISHIKAWAJIMA HARIMA HEAVY INDUSTRIES, LTD..

(\*\*) Visiting scientist from FUJI ELECTRIC CO., LTD..

(\*\*\*) Nuclear Power Division, FUJI ELECTRIC CO., LTD..

## 目 次

序 論 .....	1
I 章 通常時の公衆被曝線量の検討 .....	4
1.0 はじめに .....	4
1.1 解析方法 .....	4
1.1.1 概 要 .....	4
1.1.2 解析モデルと計算コード .....	5
1.1.3 解析条件およびデータ .....	6
1.2 解析結果と検討 .....	6
1.2.1 1次冷却系内放射能の解析 .....	6
1.2.2 被曝線量解析と被曝余裕の検討 .....	6
1.3 結論と今後の課題 .....	7
II 章 通常時における補修・点検作業員の被曝線量の検討 .....	19
2.0 はじめに .....	19
2.1 解析方法 .....	19
2.1.1 概 要 .....	19
2.1.2 解析モデルと計算コード .....	20
2.1.3 解析条件およびデータ .....	21
2.2 解析結果と検討 .....	23
2.2.1 1次系内沈着放射エネルギー解析 .....	23
2.2.2 空間線量率の解析 .....	23
2.2.3 許容作業時間の検討 .....	23
2.2.4 設計変数間の諸関係 .....	23
2.3 結論と問題点 .....	25
III 章 2次系2重管破断事故時の公衆被曝線量の検討 .....	51
3.0 はじめに .....	51
3.0.1 目 的 .....	51
3.0.2 事故の概要 .....	51
3.1 解析方法 .....	52
3.1.1 概 要 .....	52
3.1.2 解析モデルと計算コード .....	53
3.1.3 計算条件およびデータ .....	54
3.2 解析結果と検討 .....	55
3.2.1 放出可能放射エネルギー .....	55
3.2.2 事故時のヘリウム放出挙動解析 .....	55
3.2.3 許容被曝量と設計パラメータとの関係 .....	56
3.3 結論と問題点 .....	57

Ⅳ章 炉心内流路閉塞事故の検出可能性検討 .....	67
4.0 はじめに .....	67
4.0.1 目的 .....	67
4.0.2 事故解析の概略 .....	67
4.1 解析方法 .....	67
4.1.1 概要 .....	67
4.1.2 モデル化と計算コード .....	68
4.1.3 解析条件およびデータ .....	69
4.2 解析結果と検討 .....	69
4.2.1 流路閉塞事故時の温度挙動 .....	69
4.2.2 流路閉塞事故時のF・P放出挙動 .....	70
4.3 結論と問題点 .....	70
4.3.1 冷却材出口温度による閉塞事故検出について .....	70
4.3.2 F・P濃度による閉塞事故検出について .....	71
4.3.3 今後の問題について .....	71
結 言 .....	82
謝 辞 .....	83

## 序 論

日本原子力研究所を中心としてすすめられている多目的高温ガス実験炉の設計は、原子炉出口の1次冷却材の平均ガス温度1000℃の達成を設計目標とし、さらに、製鉄用還元ガス製造試験、閉サイクル・ガスタービン運転試験等の「多目的利開発実証試験」、 「耐高温の燃料・材料の照射試験」 および「高温ガス冷却炉のシステム安全性」のいわゆる3機能を追求してきた。

周知のように、冷却材平均ガス温度1000℃の達成はそれ自体で、核熱炉心設計、冷却系設計あるいは安全設計さらには材料工学上に幾多の困難な問題が山積しており、それゆえ、これまでの設計研究の努力の多くは、平温ガス温度1000℃の達成に注がれてきたといっても過言ではない。多目的高温ガス実験炉第1次概念設計(昭和49年度実施)は、前年度に実施された基本概念設計とあわせて、上述の意味における設計の集大成であり、炉心設計、プラント・システム設計あるいは安全設計等に、細部においては未だ検討を要する課題は残されているにしても、平均ガス温度1000℃の達成の可能性のおおかたの見通しを得るにいたったものであると考えられている。

このような時機にあたって、第1次概念設計の原子炉システムを種々の技術的観点から分析評価し、プラントの諸特性あるいは、その(理論的)余裕等の知見を得ておくことは、極めて重要な意義を有するものと考え、第1次概念設計の原子炉システムを放射能安全性の側面から分析し、これがどのような特性とどの程度の余裕を有しているか、あるいは、どのような放射能安全上の問題が存在しているかを明らかにして、次期設計への基礎的検討資料を提供することを目的として本報告書をまとめることとした。

以下に、本報告書でとりあげた項目を概説する。

放射能安全性の検討は①通常時の公衆被曝線量の検討、②点検・補修時の作業員被曝線量の検討、③2次系二重管破断事故時の公衆被曝線量の検討および④炉心内流路閉塞事故の検出可能性の検討の4項目について実施された。項目①は原子炉施設の安全性の議論はまず通常運転に伴う公衆被曝線量を把握することから出発すべきであると考え、これを安全特性の検討項目のひとつにとりあげた。ここでは、公衆被曝線量を原子力委員会の設計目標値(as low as practicalble)にもとづいて検討する。実験炉の機能上の特殊性によって、点検・補修者あるいは実験者等の1次系機器への頻繁な接近・作業が予想されるので、項目②を検討する。ここでは、とくに、中間熱交換器室の空間線量率に着目し、第1次概念設計の放射線管理区分の線量率基準との関連で検討することとした。項目③は、2次系二重管破断事故に伴って放出される放射性物質量は公衆へ重大な影響を与える可能性があることが、第1次概念設計で明らかとなっているので、緊急隔離弁および緊急ダンプ系の設置の必要性を更に詳細に検討するとともに、それらに関する設計諸変数間の相互依存性を明確にし、今後の安全設計上の有用なデータを得るためにとりあげられた。最後に項目④について述べる。炉心燃料要素内で流路閉塞が生ずると燃料あるいは燃料体はその冷却材による熱除去能力の低下によって、高温化のおそれがある。これは燃料の健全性を危うくし、冷却材への核分裂生成物の放出を増大せしめることが予想され、これは放射能安全管理上、好ましくない。第1次概念設計段階では、このよう

な流路閉塞事故を検出すべき有効な手段・方法は必ずしも確立されたとは云えない。ここでは、安全特性検討の一環として、炉心流路閉塞事故をとりあげ、今後、検出方法を確立する上での基礎的な資料を得るための検討を行なった。

放射能安全特性の検討は原子炉運転に伴う核分裂生成物発生からはじまり、その冷却材中への放出、1次系内挙動および周辺環境への放出量の計算を行ない、周辺公衆の被曝線量を解析し、種々の判定基準値との比較によって評価・検討を行なうことである。今回の検討対象とした4項目について、この間の事情がFig. 1で説明されている。この図の各計算項目を結ぶ線の上に示されている数値は主に第1次概念設計の設計仕様に基づくものであるが、特にパラメータと記入されているものは、それらの相互依存性を明らかとし、今後の設計へのデータとして供するために、今回の検討ではパラメータとして扱うものである。



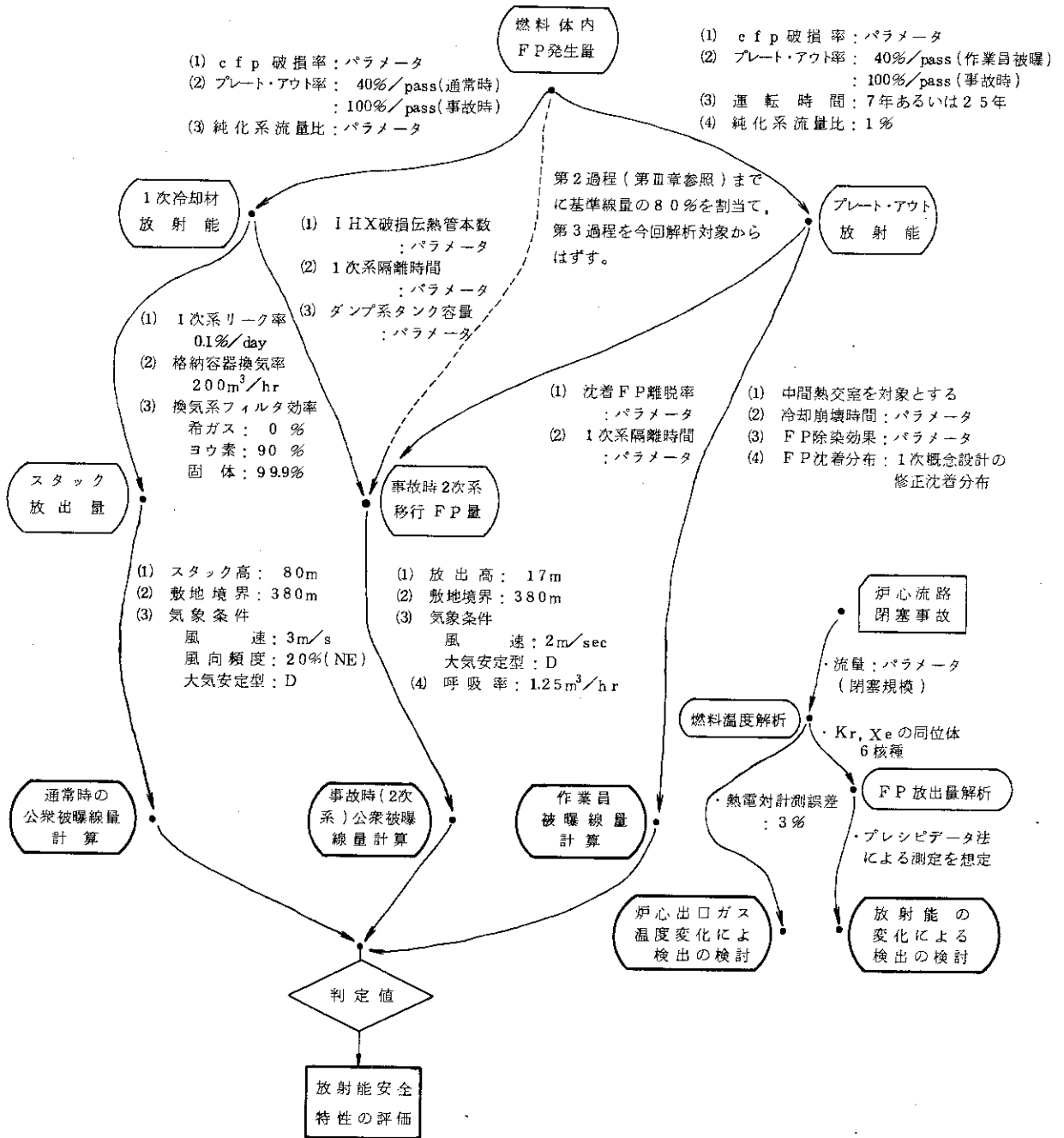


Fig. 1 Diagram to illustrate the relation between four Items considered in this report.

## I 章 通常時の公衆被曝線量の検討

### 1.0 はじめに

1975年4月30日に、米国NRCは“as low as practicable”の基準に適合するための設計目標値と運転制限値に対する数値指針についての立法措置を決定・発表した。日本においても、原子力委員会は5月13日、発電用軽水炉施設周辺の被曝線量目標値を全身被曝線量5mrem/yr、ヨウ素による甲状腺被曝線量15mrem/yrとすることに決定した。これは、原子力発電所の急増に伴う環境放射能放出量の増加に対処したものであり、今後新設される軽水型原子力発電所すべてにこの方針が適用され、既設あるいは建設中のものについても、この方針に基づく行政指導が行なわれることとなっている。現在のところ、この指針は軽水型原子力発電所に適用するとしているが、高温ガス炉施設等他の炉型あるいは利用形の炉に対しても、近い将来、適用されるものと予想される。

多目的高温ガス実験炉は、前章でのべたように炉心出口冷却材平均ガス温度1000℃というかつてない高温の実現を設計目標としており、さらに、多目的利用実証試験、耐高温の燃料・材料の照射試験、ならびに高温ガス冷却炉のシステム安全性の追求などの機能をもっている。

本章では、このような実験炉の開発の一段階としてとりまとめられた第1次概念設計の原子炉システムを対象とし、その通常出力運転に起因する公衆被曝線量を前述の原子炉委員会の設計目標値に基づいて評価する。また公衆被曝線量がcpf-破損率、純化系容量等の設計変数とどのような関連にあるかをも明らかにする。

### 1.1 解析方法

#### 1.1.1 概要

通常時の公衆被曝線量の解析手順の概略は、Fig. 1.1.1に示す如くである。すなわち、原子炉プラントの通常運転に伴って、燃料体内で発生した核分裂生成物（以下FPと略す）は、微小なリークによって1次冷却材中に放出され、さらに、1次系の微小リークによって、原子炉格納容器内へ放出される。格納容器内雰囲気は通常運転中換気され、フィルタを通過後、スタックから放出される。このスタックからのFP放出量に基づいて、気象条件・敷地条件を設定して、通常時の公衆被曝線量が計算評価される。廃棄物処理系からのFP放出による公衆被曝線量も評価すべきであるが、今回は、廃棄物処理系の設計が充分ではないので省略した。但し、被曝線量基準値は、廃棄物処理系からの被曝線量分に対する余裕を見込んで設定することとした。

設計においては、上述のようなFP移行経路に基づく公衆被曝線量の計算値を被曝基準値と比較することにより、設計変数である①cpf-破損率、②純化系容量（バイパス率）、および③1次冷却材リーク率へフィード・バックする。

本解析は、1次冷却系内でのFP沈着率、格納容器内換気系統および敷地・気象条件等は第1次概念設計値に固定し、対象設計変数としては上述の3変数をえらび、公衆被曝線量のこれらの変数への依存性を明らかとすることを目的とする。

被曝基準値は外部被曝線量0.3mrem/yr、甲状腺被曝線量0.9mrem/yrと今回設定して、

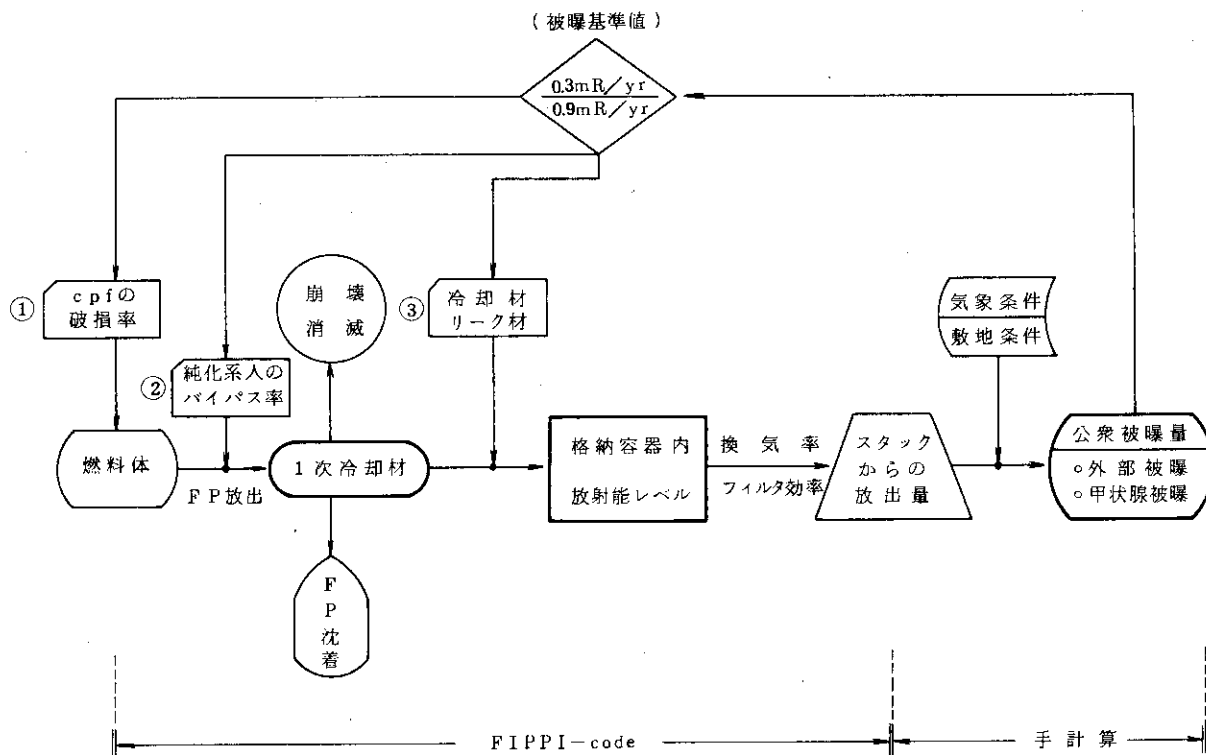


Fig.1.1.1 Diagram to illustrate the process of analysis of the safety features in the normal operation.

解析をすすめた。この設定の基本的考え方は①原子力委員会の“as low as practicable”の設計指針数値が1サイト当りのものであること、②廃棄物処理系の設計が未だ充分ではないので、それによる被曝線量と原子炉施設の換気システムによる被曝線量との比率を余裕を見込んで7:3の割合とすることの2点である。この設定に関しては、今後より詳細な検討が必要であろう。

1.1.2 解析モデルおよび計算コード

(1) 放射能放出量計算

使用計算コードは“FIPPI-2”コードである。これは原子力プラント内での放射能移行解析、およびプラント外への放射能放出量解析を目的として開発されたものである。計算方法は各種構成コンポーネントを一点で近似し、その解を解析解の形で求めた後、数値化する手法である。

Fig.1.1.2は“FIPPI-2”コードが解析対象としうる原子力プラント内の放射能移行経路を図示したものである。

(2) 被曝量計算

通常運転時の被曝線量計算に関しては、γ線外部被曝線量、および呼吸による甲状腺被曝線量をその評価対象とし、前者については、有限プルームの3次元積分計算モデル、後者につい

ては ICRP モデルにしたがった計算を行なった。なお想定サイト条件の詳細が不明のため、線量計算としては、その結果がなるべく安全側になるように配慮している。

### 1.1.3 解析条件およびデータ

#### (1) 放射能放出量計算

この解析で使用した解析条件およびデータは、Table 1.1.1 に示すとおりである。このデータは主に V H T R 第一次概念設計での設計仕様にしたがったものである。

パラメータは前述したように、① c p f 破損率、② 冷却材純化率、③ 1 次冷却系漏洩率であり、その変更範囲は Table 1.1.2 のとおりとした。

また解析目的が通常時の放射能放出量であり、最終的には“ALAP”基準との適合性を検討するものである点を考慮して、データは現実的なものを使用している。

#### (2) 被曝量計算

通常運転時の公衆被曝線量の計算に用いた気象・敷地条件およびデータは、Table 1.1.3 に示すものであり、これも第 1 次概念設計における設計仕様である。特に内部被曝線量評価に使用したデータは Table 1.1.4 にまとめてある。

## 1.2 解析結果と検討

### 1.2.1 1 次冷却系内放射能の解析

c p f-破損率と純化系流量をパラメータとして、計算した 16 ケース（破損率：4 ケース，純化系流量：4 ケース）の結果について、1 次冷却系内循環放射能（希ガス，ヨウ素，固体のそれぞれの全放射エネルギー）と 1 次系表面上のプレート・アウト放射エネルギーが Table 1.2.1 にまとめられている。Fig. 1.2.1 は、希ガス，ヨウ素のそれぞれの循環放射能ならびに全循環放射エネルギーおよびプレート・アウト放射エネルギーが c p f-破損率の変化に伴って、どのように変化するかを図示したものである（純化系流量比が 1 % の場合のもの）。循環放射エネルギーは c p f-破損率の低下とともに、ほぼ比例して低下するが、0.2 % 以下の低破損率においては、顕著な低下はみられない。これは、c p f の破損率が低くなると、冷却材中の F P 量への健全粒子からの放出が破損粒子からのそれより大きく寄与するからである。一方、1 次系内にプレート・アウトした全放射エネルギーは c p f 破損率に殆んど影響されない。それはまた、純化系容量にも殆んど依存しないことが明らかである。（Table 1.2.1 参照）

次に、1 次系内循環放射エネルギーが純化系流量比の関数として、どのような挙動を示すかを述べる。Fig. 1.2.2 は c p f-破損率が 0.1 % の場合のそれを図示したものである。これによると、ヨウ素および固体状 F P 放射エネルギーは純化系容量によって殆んど変化せず、希ガス放射エネルギーのみわずかに影響され、さらに、純化系容量を増大させても、冷却材放射エネルギーの低下には限界があることが明らかとなる。（ただし、純化系流量が極めて大きい場合には、現在の放射エネルギーの計算モデルは不適当となり、再検討が必要である。）このような現象は、ヨウ素および固体は純化系によるよりもプレート・アウトによって冷却材から除去されることにより説明される。

### 1.2.2 被曝線量の解析と被曝余裕の検討

#### (1) 被曝線量の解析

Table 1.2.2 ならびに Table 1.2.3 は c p f-破損率ならびに純化系流量をパラメータとして、

原子炉敷地境界上での周辺公衆の外部被曝線量と甲状腺被曝線量（子供に対する）の評価結果をまとめたものである（1次系リーク率0.1%の場合）。

Fig. 1.2.3 は敷地境界での公衆被曝線量（外部および甲状腺）が c p f-破損率の関数として、どのように変化するかを図示したものである（1次系リーク率0.1%/day, 純化系流量比1%の場合）。これによれば、外部被曝線量ならびに内部被曝線量のいずれも、c p f-破損率1%を越えると著るしく増加する。なお、甲状腺被曝線量の増加は、Table 1.2.4 にまとめて示すように、c p f-破損率増加に伴う、1次冷却材中のヨウ素同位元素（生物学的に重要な元素 I-131, I-132, I-133, I-134, I-135）の放射能増加によって説明される。

## (2) 被曝線量余裕の検討

ここでは、被曝線量余裕を次式（1.2.1）で定義し①c p f-破損率、②1次冷却材リーク率および③純化系流量率とこの線量余裕の関係を検討する。

$$\text{被曝線量余裕} = \frac{\text{被曝線量基準値}}{\text{被曝線量計算値}} \quad (1.2.1)$$

但し

$$\text{被曝線量基準値} = \begin{cases} 0.3 \text{ mrem/yr (外部)} \\ 0.9 \text{ mrem/yr (甲状腺)} \end{cases}$$

外部および甲状腺に対する被曝線量余裕をそれぞれ Table 1.2.2 および Table 1.2.3 の最右欄にまとめてある。これは1次冷却材リーク率を0.1%/dayに固定したときのものである。

Fig. 1.2.4 は純化系流量率を1%に固定し、1次冷却材リーク率をパラメータとして、c p f-破損率と被曝線量余裕との関係を図示したものである。1次冷却材リーク率を0.1%/day, c p f-破損率を0.5%とした場合でも（第1次概念設計の設計値はこれ以下）、外部被曝線量ならびに甲状腺被曝線量に対する余裕はそれぞれ約80ならびに300であることが認められる。

Fig. 1.2.5 は1次冷却材リーク率を0.1%/dayに固定し、c p f-破損率をパラメータとしたときの純化系流量率と線量余裕との関係を図示したものである。これによれば、甲状腺被曝線量余裕は純化系流量率によっては殆んど変化しないことがわかる。さらに、外部被曝線量率余裕も純化系流量率の増加に伴ない飽和する傾向にあることがわかる。

## 1.3 結論と今後の課題

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計に基づく、通常時の公衆被曝線量の解析・検討結果から得られる結論と今後の課題は次の通りである。

- (1) 多目的高温ガス実験炉の第1次概念設計に基づく通常時の公衆被曝線量は原子力委員会の“as low as practicable”の被曝線量指針に比較しても充分小さいと考えられる。因みに、第1次概念設計では、c p f-破損率は0.5%を越えず、純化系流量比1%, 1次冷却材リーク率0.1%/dayであり、外部および甲状腺の被曝線量はそれぞれ $3 \times 10^{-3}$  mrem/yr 以下および $3 \times 10^{-3}$  mrem/yr 以下である。
- (2) 今回の検討では、甲状腺被曝線量の評価は呼吸に伴うヨウ素の体内摂取のみを考えた

が、この他、食物摂取等の経路によるヨウ素の被曝線量評価が必要である。

- (3) さらに、多目的高温ガス実験炉の開発計画上の役割（位置付け）あるいは実験・実証機能（3大機能）の具体化、あるいは大型実用炉（3000MWt級）との関連において、上記(1)の被曝線量余裕の充分性の検討が今後必要であろう。

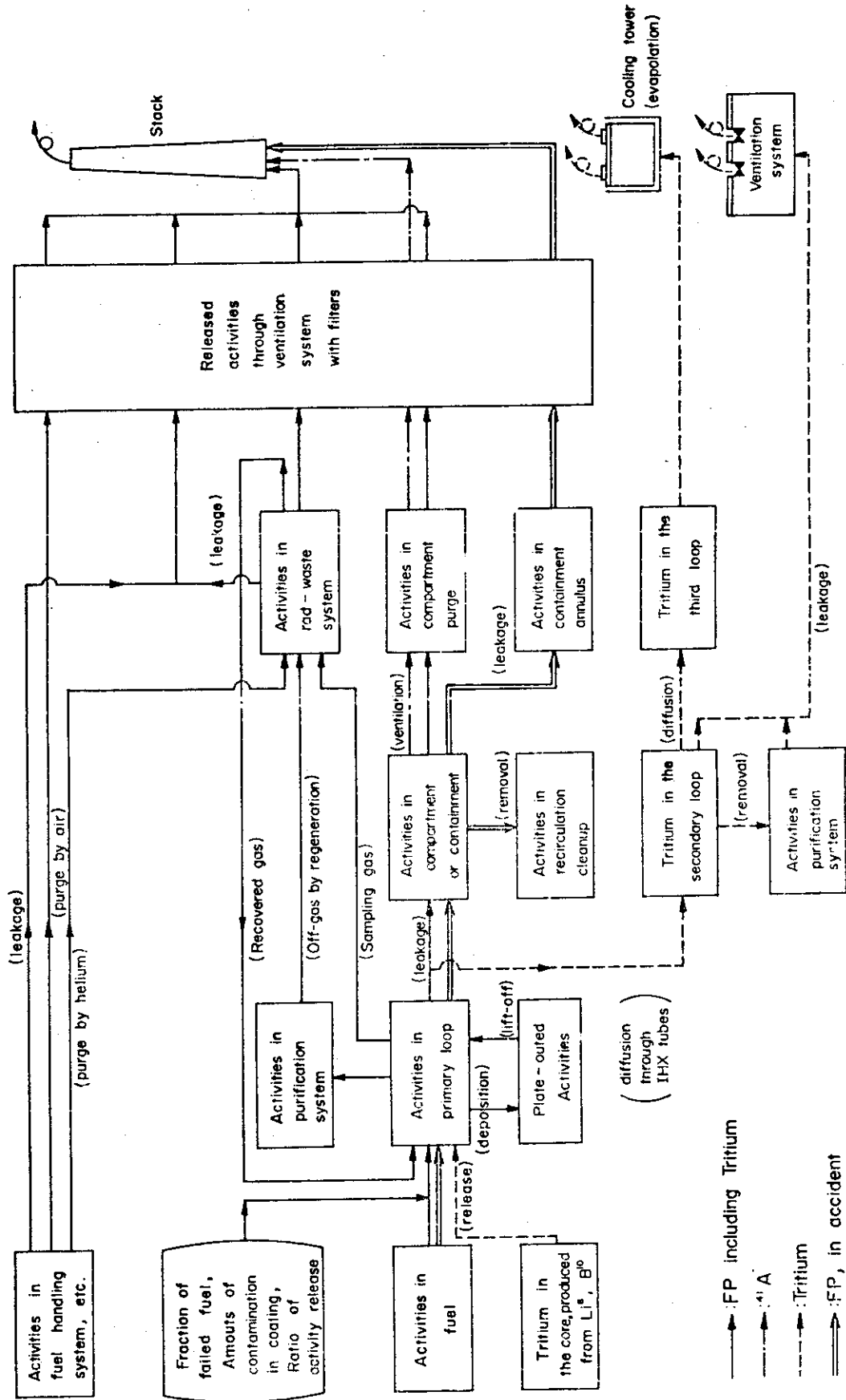


Fig. 1.1.2 Schematic diagram for analysis of activities transfer in the plant.

Table 1.1.1 Data for "FIPPI-2" calculation

Items	Units	Data
1 Plant power	Mw	50
2 cpf-failure fraction	%	parameter
3 fuel contamination	—	$2 \times 10^{-5}$
4 total inventory of primary coolant	kg	681
5 flow rate of primary coolant	kg/hr/loop	34
6 purification rate	%/pass	parameter
7 filter efficiency of purification system	%	100
8 leakage rate of primary system	%/day	parameter
9 plate-out factor	%/pass	40
10 volume of compartment	m <sup>3</sup>	14000
11 purge flow rate from compartment	m <sup>3</sup> /hr	200
12 filter efficiency of purge system	%	
for Noble gases		0
for Iodines		90
for Particulates		99.9
13 flow rate for sampling	kg/hr	7.51

Table 1.1.2 Parameter values for cpf-failure fraction, purification rate and leakage rate

Items	Units	Data
cpf-failure fraction	%	0, 0.1, 1, 10
purification rate	%/pass	0, 1, 5, 10
leakage rate	%/day	0.1, 1.0



Table 1.1.3 Site data and meteorological data used in evaluating dose rates at the site boundary

Items	Units	Data
evaluation point	m	380
height of stack	m	80
wind direction	—	NE
wind velocity	m/sec	3
frequency of wind direction	%	20
meteorological stability	—	D-type

Table 1.1.4 Data in evaluating thyroid dose rate (for an infant) at the site boundary

Items	Units	Data
breathing rate (infant)	m <sup>3</sup> /day	8
deposition ratio of inhaled Iodine to thyroid	%	23
effective energy for Iodines	MeV	
I131		0.22
I133		0.54
I135		0.52
effective half life for Iodine in human body	day	
I131		7.6
I133		0.87
I135		0.28
weight of thyroid (infant)	g	4

Table 1.2.1 Circulating Activities and Plate-out Activities in the primary cooling system under a CPF-Failure Fraction and a Side Stream Flow Ratio of Purification System

No.	cpf failure fraction (%)	Ratio of side stream to purifi. sys. (%)	Circulating activities of each group of FPs				Plate-out activity of each group of FPs		
			Noble gases (ci)	Iodine (ci)	Particulates (ci)	Total (ci)	Iodine (ci)	Particulates (ci)	Total (ci)
1		0	620	16	170	810	$2.1 \times 10^2$	$9.7 \times 10^4$	$9.7 \times 10^4$
2	0	1	280	16	170	460	$2.1 \times 10^2$	$9.5 \times 10^4$	$9.5 \times 10^4$
3		5	210	15	160	380	$1.9 \times 10^2$	$8.8 \times 10^4$	$8.8 \times 10^4$
4		10	180	15	150	350	$1.7 \times 10^2$	$8.0 \times 10^4$	$8.0 \times 10^4$
5		0	810	16	180	1000	$3.1 \times 10^2$	$9.7 \times 10^4$	$9.8 \times 10^4$
6	0.1	1	310	16	170	500	$3.1 \times 10^2$	$9.5 \times 10^4$	$9.6 \times 10^4$
7		5	220	16	160	400	$2.8 \times 10^2$	$8.8 \times 10^4$	$8.8 \times 10^4$
8		10	190	15	160	360	$2.6 \times 10^2$	$8.0 \times 10^4$	$8.0 \times 10^4$
9		0	2500	20	230	2800	$1.3 \times 10^3$	$1.0 \times 10^5$	$1.0 \times 10^5$
10	1.0	1	560	19	220	800	$1.2 \times 10^3$	$9.7 \times 10^4$	$9.9 \times 10^4$
11		5	330	19	210	560	$1.1 \times 10^3$	$9.0 \times 10^4$	$9.1 \times 10^4$
12		10	270	18	200	480	$1.0 \times 10^3$	$8.2 \times 10^4$	$8.3 \times 10^4$
13		0	20000	53	800	20000	$1.1 \times 10^4$	$1.2 \times 10^5$	$1.3 \times 10^5$
14	10	1	3100	52	690	3800	$1.0 \times 10^4$	$1.2 \times 10^5$	$1.3 \times 10^5$
15		5	1400	50	630	2100	$9.6 \times 10^3$	$1.1 \times 10^5$	$1.2 \times 10^5$
16		10	1100	47	590	1700	$8.8 \times 10^3$	$9.9 \times 10^4$	$1.1 \times 10^5$

Table 1.2.2 External Dose Rate and its Margin to the DOSE RATE LIMIT resulted by Activities which are released from the Reactor with 0.1%/day of Leakage Rate of Primary Coolant

No.	cpf failure fraction (%)	Ratio of side stream to Purification Sys. (%)	Activity released from stack (MeV.Ci/day)	External dose rate at site boundary (mrem/yr)	Margin to Dose Rate Limit (-)
1		0	$5.9 \times 10^{-2}$	$5.7 \times 10^{-3}$	53
2	0	1	$1.5 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-3}$	188
3		5	$5.2 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-4}$	600
4		10	$3.0 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^{-4}$	1035
5		0	$8.2 \times 10^{-2}$	$7.9 \times 10^{-3}$	38
6	0.1	1	$1.9 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^{-3}$	167
7		5	$6.3 \times 10^{-3}$	$6.1 \times 10^{-4}$	492
8		10	$3.9 \times 10^{-3}$	$3.8 \times 10^{-4}$	790
9		0	$2.8 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-2}$	11
10	1.0	1	$5.8 \times 10^{-2}$	$5.6 \times 10^{-3}$	54
11		5	$1.6 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-3}$	188
12		10	$9.6 \times 10^{-3}$	$9.3 \times 10^{-4}$	323
13		0	2.3	$2.2 \times 10^{-1}$	1.4
14	10	1	$4.4 \times 10^{-1}$	$4.3 \times 10^{-2}$	7.0
15		5	$1.2 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-2}$	25
16		10	$6.6 \times 10^{-2}$	$6.4 \times 10^{-3}$	47

Table 1.2.3 Thyroid Dose Rate and its Margin to Dose Rate Limit resulted by Activities of Iodines which are released from the Reactor with 0.1%/day of Leakage Rate of Primary Coolant

No.	cpf failure fraction (%)	Ratio of side stream to P.S (%)	Activity released from stack (Ci/yr)				Released activity (LIDL eq.) (Ci/yr)	Thyroid dose rate (mrem/yr)	Margin to Dose limit (-)	
			I-131	I-133	I-135	I-132 I-134				
1		0	$2.4 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$7.5 \times 10^{-4}$	$8.2 \times 10^{-4}$	1097
2	0	1	$2.3 \times 10^{-4}$	$7.8 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$7.3 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-4}$	1125
3		5	$2.1 \times 10^{-4}$	$7.2 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-3}$	$1.9 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-4}$	$7.3 \times 10^{-4}$	1233
4		10	$2.0 \times 10^{-4}$	$6.6 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$6.2 \times 10^{-4}$	$6.8 \times 10^{-4}$	1323
5		0	$4.0 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.3 \times 10^{-3}$	692
6	0.1	1	$4.0 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$2.5 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	750
7		5	$3.7 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$	818
8		10	$3.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-3}$	$9.4 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-3}$	900
9		0	$1.9 \times 10^{-3}$	$6.4 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$7.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	170
10	1.0	1	$1.9 \times 10^{-3}$	$6.2 \times 10^{-3}$	$9.9 \times 10^{-3}$	$6.9 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	170
11		5	$1.7 \times 10^{-3}$	$5.7 \times 10^{-3}$	$9.1 \times 10^{-3}$	$6.4 \times 10^{-3}$	$6.2 \times 10^{-3}$	$4.3 \times 10^{-3}$	$4.7 \times 10^{-3}$	191
12		10	$1.6 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-3}$	$5.7 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$	$4.4 \times 10^{-3}$	205
13		0	$1.7 \times 10^{-2}$	$5.6 \times 10^{-2}$	$8.2 \times 10^{-2}$	$5.2 \times 10^{-2}$	$4.3 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$	20
14	10	1	$1.7 \times 10^{-2}$	$5.5 \times 10^{-2}$	$8.1 \times 10^{-2}$	$5.1 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$	20
15		5	$1.5 \times 10^{-2}$	$5.1 \times 10^{-2}$	$7.5 \times 10^{-2}$	$4.7 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$	$3.7 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^{-2}$	22
16		10	$1.4 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$	$6.8 \times 10^{-2}$	$4.3 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-2}$	$3.4 \times 10^{-2}$	$3.7 \times 10^{-2}$	24

Table 1.2.4 Circulating Activities of Iodines in the primary cooling systems which are considered to be important biologically

No.	cpf failure fraction (%)	Ratio of side stream to purifi. sys. (%)	Circulating activities of Iodines considered (Ci)					Total activity (Ci)
			I131	I133	I135	I132	I134	
1		0	0.0066	0.027	0.096	0.17	0.48	0.78
2	0	1	0.0065	0.027	0.094	0.17	0.47	0.77
3		5	0.0060	0.024	0.087	0.16	0.44	0.72
4		10	0.0055	0.022	0.079	0.14	0.40	0.65
5		0	0.011	0.045	0.13	0.21	0.55	0.95
6	0.1	1	0.011	0.044	0.13	0.21	0.54	0.94
7		5	0.010	0.041	0.12	0.19	0.50	0.86
8		10	0.0093	0.037	0.11	0.18	0.46	0.80
9		0	0.053	0.21	0.48	0.58	1.2	2.5
10	1.0	1	0.052	0.21	0.47	0.56	1.1	2.4
11		5	0.048	0.19	0.43	0.52	1.1	2.3
12		10	0.044	0.18	0.39	0.48	0.97	2.1
13		0	0.47	1.9	3.9	4.2	7.4	17.9
14	10	1	0.46	1.9	3.8	4.1	7.2	17.5
15		5	0.43	1.7	3.5	3.8	6.7	16.1
16		10	0.39	1.6	3.5	3.2	6.1	14.8

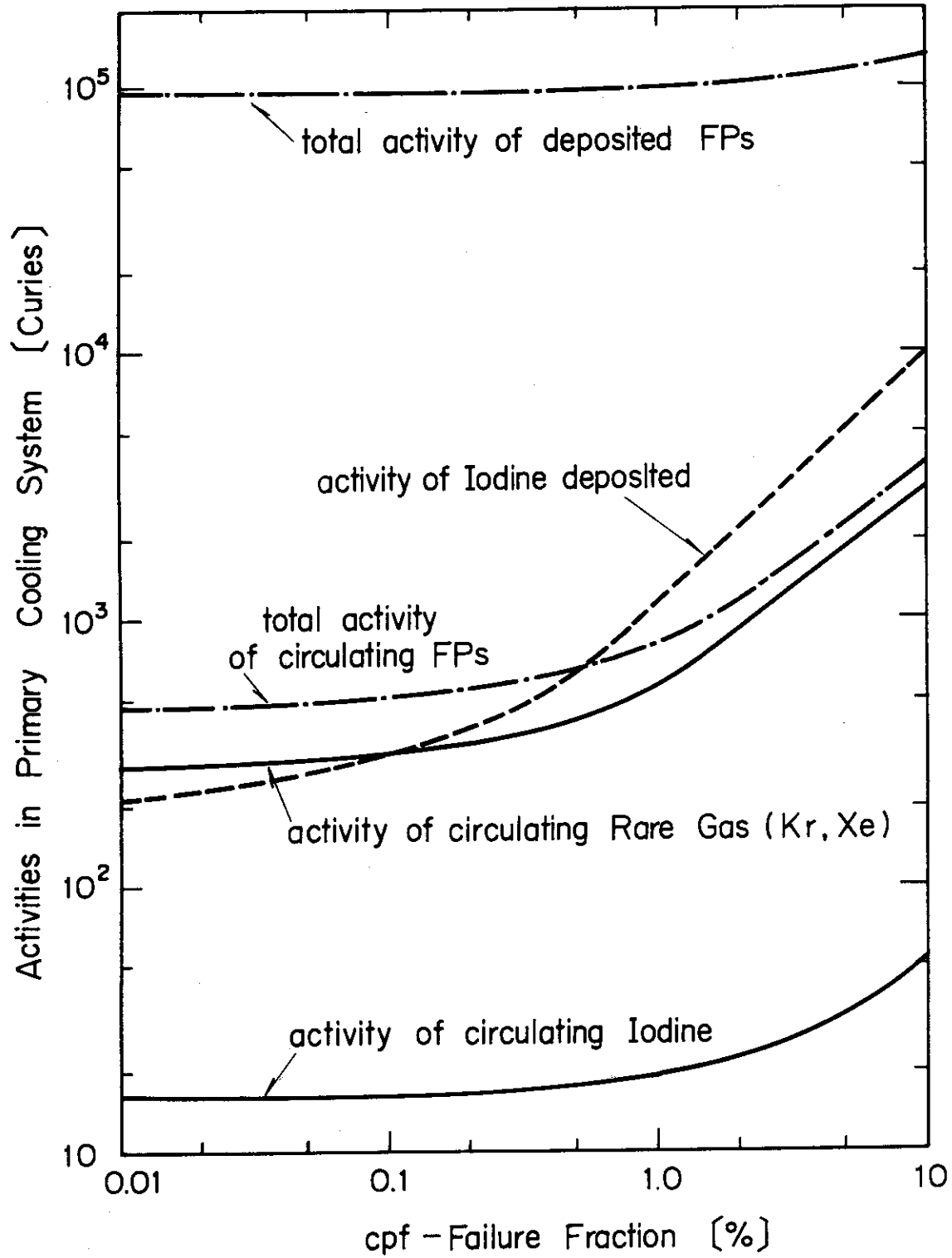


Fig. 1.2.1 Relations between CPF-Failure Fraction and circulating and plate-out activities in the primary cooling system with 1% of the side stream flow ratio of purification system.

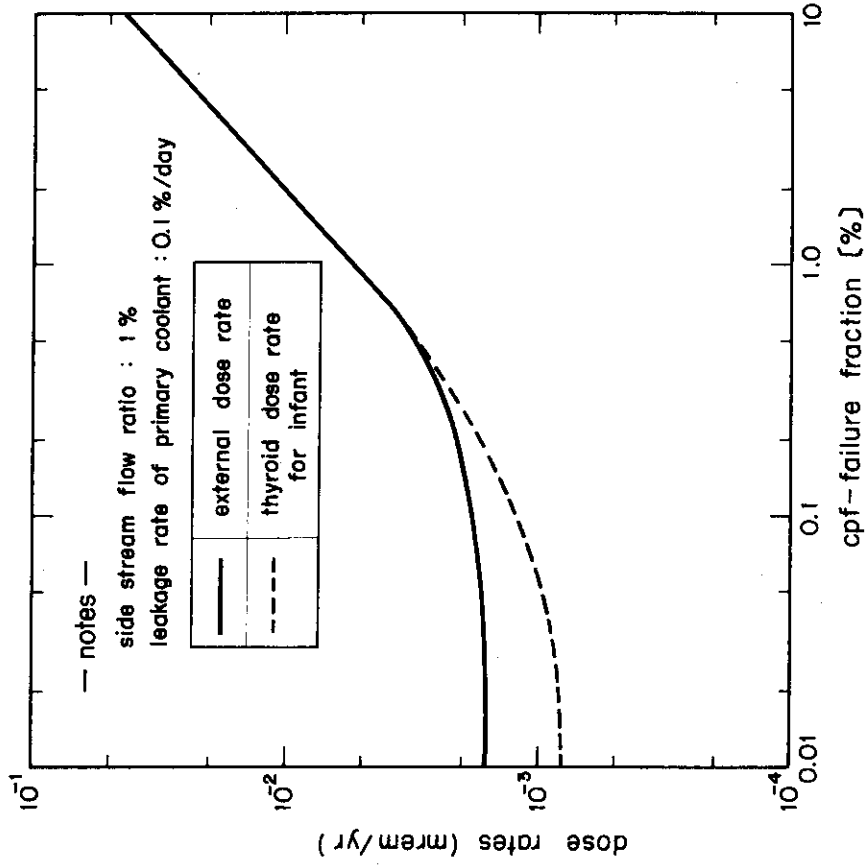


Fig. 1.2.3 Relations between public dose rates ( external and thyroid ) and cpf-failure fraction under 1% of side stream flow ratio and 0.1%/day of leakage rate of primary coolant.

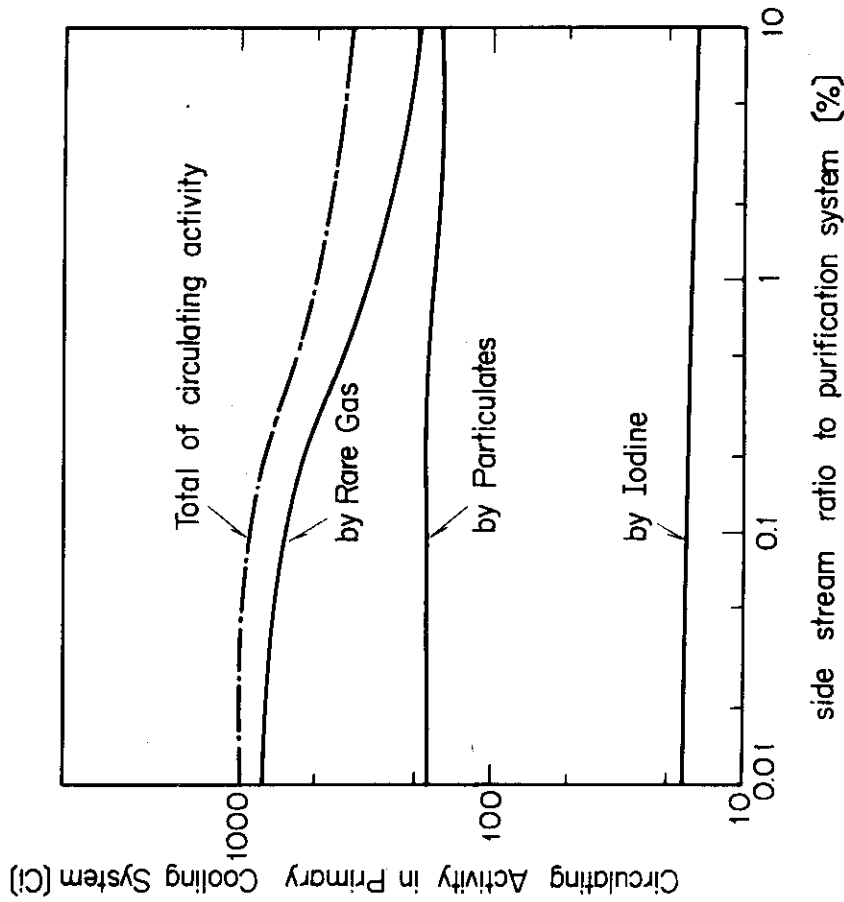


Fig. 1.2.2 Relations between side stream flow ratio of purification system and circulating activities in the primary cooling system under 1% of CPF-Failure Fraction in the reactor core.

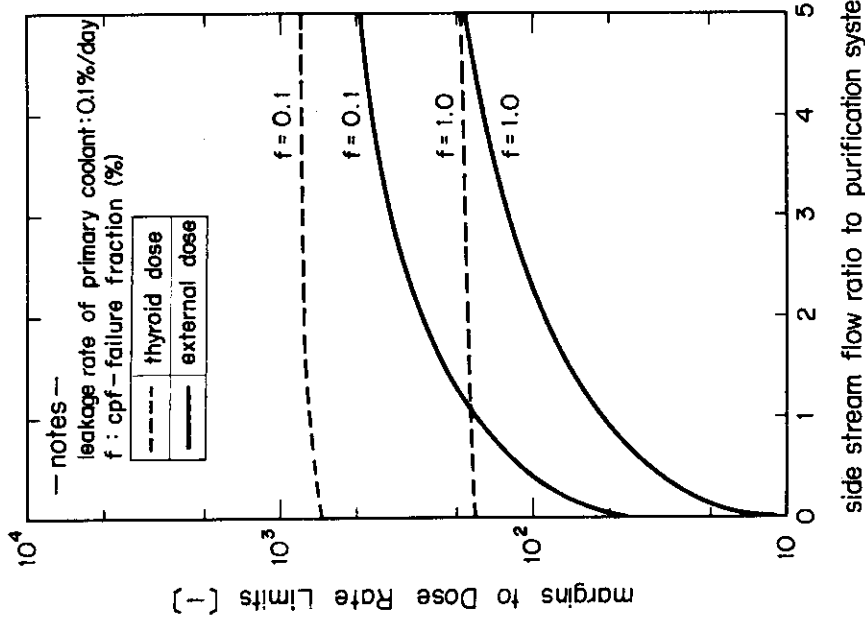


Fig. 1.2.5 Margins to DOSE RATE LIMITS versus side stream ratio under 0.1%/day of leakage rate of primary coolant.

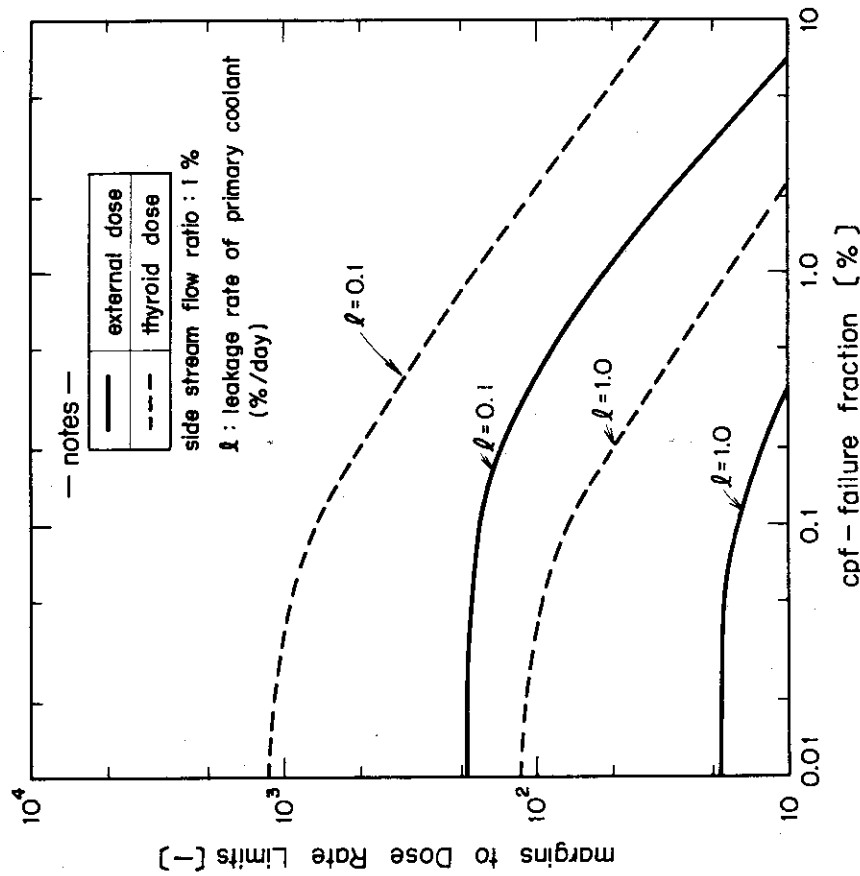


Fig. 1.2.4 Margins to DOSE RATE LIMITS versus cpf-failure fraction under 1% of side stream flow ratio.



## Ⅱ章 通常時における補修・点検作業員の被曝線量の検討

### 2.0 はじめに

高温ガス炉では、核分裂生成物（以下FPと略す）の放出障壁となる燃料体の特殊性によって、その健全時にも燃料体内で生成されたFPは微量ながら冷却材中へ放出される。この放出FPは1次冷却材とともに1次系内を循環し、その過程で崩壊消滅し、純化系で除去され、1次系機器表面上へプレート・アウトする。

原子力プラントを安全に運転し、かつプラント稼働率を高めるためには、プラントの設計・製作段階で定められ、計画された補修・点検作業を忠実に実行することが是非とも必要である。種々の実験機能を有し、広範な実験・実証試験を遂行する本原子炉においては、このことはさらに重要視されなければならない。このような観点から、多目的高温ガス実験炉の第1次概念設計では、補修・点検作業員あるいは実験者等の1次系機器室への接近性を考慮して、Table 2.0.1 に示す如く、原子炉格納建屋内の線量管理区分が設定されている。

本章では、中間熱交換器（以下、IHXと略す）室の空間線量率に着目し、これと設計変数である①c p f -破損率、②FP -除染率、③冷却崩壊時間との関係を把握し、Table 2.0.1 に規定する線量率から、これら設計変数間にどのような関連が生ずるかを明らかにする。さらに、多目的高温ガス実験炉の次期設計段階で検討すべき問題点の指摘を行なうことも目的とする。因みに、1次系プレート・アウトFP放射能による1次系機器近接時の問題は大型のHTGRの設計で指摘されている\*。

### 2.1 解析方法

#### 2.1.1 概要

IHX室の空間線量率の解析・検討の概略はFig. 2.1.1 に示す通りである。すなわち、炉心（燃料体）から放出されたFPの1次冷却系内の沈着量を計算し（“FIPPI・2”計算コード）、IHXあるいは配管等の機器のモデル化ならびに1次系内FP沈着分布の設定と相俟って、IHX室内のFP線源の決定を行なう。次に、これに基づいて、FP -除染率および冷却崩壊時間などの設計変数を変化させて、空間線量率の計算を行なう。

沈着放射能計算では、c p f 破損率をパラメータとして、1次冷却系への総プレートアウト量計算を行なう。計算コードは第1章で既に説明した“FIPPI・2”コードである。

なお解析目的が通常時の所員被曝線量評価である点を考慮して、解析条件、およびデータはなるべく現実的なものを使用する。データベースはVHTR第1次概念設計である。

プレートアウト分布および空間線量率の計算では、まず、IHX室内の空間線量率を計算するための線源として、第1次概念設計に基づいて1次冷却系内でのFPのプレートアウト分布を求め、次に、これにより配管、IHX等を29個の円柱体または円環体で模擬した体積線源をつくり、空間線量率を計算する。なお、IHX室内でのISI（供用期間中検査）をどのよ

\*) BNES-conf. nuclear fuel performance paper 23, “FP control in the HTR” (1973)

うに行うかは不明であるため、それを考慮せず空間線量率が最大となると思われる点を今回の線量率評価点として採用する。

今回の計算では c p f - 破損率および冷却期間をパラメータとして空間線量率を求め、また、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{140}\text{La}$  に対する除染効果、配管、IHX 胴の肉厚を設計値より厚くした場合の効果も併せて計算している。なお、空間線量率の計算には ISOSHLD - II<sup>\*</sup> コードを用いる。

### 2.1.2 解析モデルと計算コード

ここでは、(1)沈着放射エネルギー計算、(2)プレートアウト分布および(3)空間線量率計算でとられた解析モデルと使用計算コードについて簡単に述べる。

#### (1) 沈着放射エネルギー計算

解析モデルは、VHTR 第 1 次概念設計で用いられたもので、前章の Fig. 1.1.2 に示した通りである。第 I 章の場合と同様で、トリチウム移行に関する経路はこのモデルには含まれていない。

使用計算コードは、前述の“FIPPI-2”コードである。内容の詳細については省略する。

#### (2) プレート・アウト分布計算

1 次ヘリウム中に放出された凝縮性の FP は 1 次系機器の表面にプレートアウトする。FP プレートアウトに関するデータは現時点では不十分であるので今回は第 1 次概念設計と同様に FP 核種を下記の如く分類した。

- ① 希ガス：プレートアウトはしないとした。
- ② ヨウ素： $^{131}\text{I}$  についてプレートアウト分布を算出し他の同位体もこれと同様の分布を  
するとした。
- ③ その他： $^{137}\text{Cs}$  についてプレートアウト分布を算出し他の核重も同様の分布を  
するとした。

$^{131}\text{I}$  および  $^{137}\text{Cs}$  のプレートアウト分布は第 1 次概念設計で計算されたものを配管長の変更等を考慮して修正したものを用いる。

#### (3) 空間線量率計算

ISOSHLD - II コードは各種の核種に対して r 線遮蔽計算を行う計算コードであり、ライブラリーとして核種毎の r 線発生率、遮蔽物質毎の r 線吸収係数、形状別のビルドアップ係数等を持っている。

##### (i) 計算方法

Fig. 2.1.2 に示す様に点線源  $S_0$  がある場合、点 P における照射線量率は (2.1.1) 式で計算される。

$$D = \frac{S_0 B \exp(-b_1)}{K 4\pi \rho^2} \quad (2.1.1)$$

\*1 BNWL-236 Sup1 “ISOSHLD-II: Core Revision to include calculation of Dose Rate from Shielded Bremsstrahlung Sources”, (1967)

ここで

$$b_1 = \sum_{i=1}^N \mu_i t_i$$

$D$  = 照射線量率 [ R / hr ]  
 $S_0$  =  $\gamma$ 線放出量 [ photons / sec ]  
 $B$  = ビルドアップ率 [ - ]  
 $\mu_i$  =  $i$  番目の遮蔽体の線減衰率 [  $\text{cm}^{-1}$  ]  
 $t_i$  =  $i$  番目の遮蔽体の厚さ [ cm ]  
 $K$  = 単位の変換係数  
 $\rho$  = 線源から評価点までの距離 [ cm ]  
 $N$  = 遮蔽体の総層数

である。

したがって Fig. 2.1.2 に示す様な体積線源  $S_v$  による  $\gamma$ 線エネルギー全体による全照射線量率は ( 2.1.2 ) 式で計算される。

$$D_{\text{total}} = \iint \frac{S_0(E, V) B(E, b_1) \exp(-b_1)}{K(E) 4\pi\rho^2(V)} dVdE \quad (2.1.2)$$

ここで

$$V = \text{体積}$$

$$E = \gamma \text{線エネルギー}$$

である。

ISOSHL D-II コードでは線源をメッシュで分割し ( 2.1.2 ) 式の積分を行い照射線量率を計算する。

#### (ii) 線源強度

インプットする線源強度の与え方は次の3通りが可能である。

- ① 炉出力、運転時間等をインプットすることにより FP インベントリを計算する。
  - ② FP の各々の核種の強度を  $C_i$  でインプットする。
  - ③ 各エネルギー群 ( 最大 25 群 ) における  $\gamma$ 線強度を  $\text{photon/sec}$  でインプットする。
- 今回の計算では②の方法を用いた。

#### (iii) 遮蔽体に対する制限

- ① 遮蔽体の層数は最大 5 層までである。
- ② 遮蔽体として選択できる材質は水、人体、空気、水素、リチウム、カーボン、アルミニウム、チタン、鉄、ニッケル、ジルカロイ、すず、タングステン、鉛、ウラニウム、コンクリート、マグネテック・コンクリート、ストロンチウム、プロメチウムおよびキューリウムである。

### 2.1.3 解析条件およびデータ

#### (1) 沈着放射エネルギー計算

この解析で使用した解析条件およびデータは、Table 2.1.1 のとおりである。このデータは主に VHTR 第 1 次概念設計での設計仕様にしたがったものである。

パラメータは前述したように、 $\text{cfp}$  破損率とした。

## (2) プレートアウト分布計算

第1次概念設計で計算された<sup>131</sup>Iおよび<sup>137</sup>Csのプレートアウト分布に基づいて、配管長等の変更を考慮して修正したプレートアウト分布はFig.2.1.4に示す様になる。この図から一次系の各機器へのプレートアウトの割合を求めるとTable 2.1.2の様になる。

## (3) 評価点の決定

IHX室内で空間線量率が大であると考えられる次の4点について空間線量率を計算した。

( Fig.2.1.5 参照 )

A点： IHX表面で単管①、②の中間点

B点： IHX表面および単管②の中心から50cm離れた点

C点： 二重管②、③の表面上端部

D点： IHX表面で単管②のノズル下部表面の点

以上の様な条件で計算した各点の空間線量率はTable 2.1.3の如くなる。

- ① c p f 破損率 ; 0%
- ② 冷却期間 ; 1日
- ③ プレートアウト分布 ; 第1次概念設計に基づく

この結果から今回の解析はD点の空間線量率について評価することにした。

## (4) 空間線量率計算

## (i) IHX室内機器のモデル化

ISOSHL D - II コードで空間線量率を計算するために以下の様な条件でモデル化を行った。

- ① 線源は体積線源とし、形状は円柱体または円環体としFig.2.1.3の様に分割する。
- ② 配管の曲り部は直線的に交差するとする。
- ③ 伝熱部の遮蔽特性は冷却材と伝熱管の均一混合体のものを用いる。
- ④ 単管および二重管内管は円柱体の線源とし、その内部分布は次の通りとする。

$$S = S_0 \cdot \exp(-9r) \quad (2.1.3)$$

ただし S, S<sub>0</sub> : 線源強度

r : 半径方向距離

- ⑤ 二重管外側部, IHX伝熱部等は円環体線源とし、これらからの空間線量率は、均一に分布する線源による線量率からボイド部分(ダミー線源)の線量寄与分を差引いて計算する。
- ⑥ 遮蔽体の層数が5層以上の場合、同種の材質の遮蔽材を一体とする。
- ⑦ 断熱材での遮蔽効果は考慮しない。
- ⑧ ハステロイX, 2 1/4 Cr-1Mo鋼およびSTPA24の吸収係数は、ISOSHL D - II コードが持っているライブラリー中の物質であるNi, Fe, Sn, PbおよびWで最適に近似する。
- ⑨ IHX有効伝熱部, 入口プレナム部および出口プレナム部での自己吸収を考慮し、各部の密度を各々0.9283 g/cc, 0.1037 g/cc, 0.05473 g/ccとする。
- ⑩ ビルド・アップ係数は遮蔽体の最外層で計算する。

## (iii) ISOSHL D - II への入力データ

Fig. 2.1.3 に示した 29 個の円柱，円環体積線源による線量率の計算に用いた入力データを Table 2.1.4 に示す。この表で線源強度分布係数は①～⑳の各部分にプレートアウトする  $^{131}\text{I}$ ， $^{137}\text{Cs}$  の割合を表すものである。また積分メッシュ数は数値積分を行う場合， $\theta$ ， $\varphi$ ， $r$  方向の分割数を表わすものである。

## 2.2 解析結果と検討

## 2.2.1 1次系内沈着放射エネルギー解析

1次冷却材の純化系流量比を 1% に固定したときの 1次系内における約 200 核種の凝縮性核種の沈着放射エネルギーが c p f - 破損率をパラメータとして，Table 2.2.1 にまとめられている。特に空間線量率に大きな影響をもつと考えられる数核種の沈着放射エネルギーを Table 2.2.2 にとりまとめている。

## 2.2.2 空間線量率の解析

Table 2.2.3 は① c p f - 破損率，②冷却崩壊時間および③特定の沈着 F P の除染率をパラメータとしたとき，I H X 室の空間線量率評価点 D ( 2.1.3 節 Fig. 2.1.5 参照 ) の空間線量率の計算結果をまとめたものである。この表の最右欄は c p f - 破損率および冷却時間を固定したときの F P の除染割合に対応した空間線量率である。明らかに，Cs-137 ならびに La-140 ( いずれも，単位キュリー当りの線量率が大きいとされる核種 ) の除染は，I H X 室の空間線量率の低減化には，それほど有効でないことがわかる。したがって，以下の議論では，沈着 F P の除染に関しては I - 131 のそれのみ考えることにする。

Fig. 2.2.1 は空間線量率と c p f - 破損率との関係を，冷却崩壊時間ならびに I - 131 の除染をパラメータとして図示したものである。プラント運転停止直後では，充分小さな c p f - 破損率に対しても空間線量率はかなり高い値を示しており，空間線量率低減化のためには冷却崩壊時間が重要な因子であることがわかる。

## 2.2.3 許容作業時間の検討

ここでは，原研における放射線従事者の要警戒被曝線量基準<sup>(\*)</sup>にもとづき，作業員 1 人当りの 3 ヶ月間の許容作業時間が c p f - 破損率とどのような関係にあるかを検討する。原研における要警戒線量基準は種々の器管に対して 3 ヶ月間の被曝線量制限を定めているが，今回の検討では要警戒線量制限として，男子の造血臓器に対する 1.3 rem / 3 ヶ月を採用した。

Fig. 2.2.2 は I H X 室内の 3 ヶ月間の許容作業時間と c p f - 破損率との関係を図示したものである。これによれば，c p f - 破損率を 0.5% に固定し，5 日間程度の冷却時間を考えると，3 ヶ月間の許容作業時間はせいぜい 2 時間程度となり，I H X 室内での作業内容によっては短く問題であろう。すなわち，これは I H X - 室内の補修・点検作業に関して，なんらかの空間線量率低減化対策が必要であることを示唆している。

## 2.2.4 設計変数間の諸関係

ここでは，空間線量率 500 mR / hr 以下を達成するためには，原子炉プラントの設計変数

(\*) 放射線安全取扱い手引 ( 日本原子力研究所 )

間にはいかなる関連があれば充分であり、あるいは、いかなる要求を満たさねばならないか、等の必要条件を明らかとするものである。すなわち、解析対象とする設計変数の組合せは次の3組とする。すなわち

- (1) c p f-破損率と冷却崩壊時間との関係
- (2) c p f-破損率と I-131 の除去率との関係
- (3) I-131 の除去率と冷却崩壊期間との関係

c p f-破損率の減少は炉心設計あるいは燃料設計における究極的な目的の1つであるが、放射能安全の観点から、それが他の設計パラメータとの関連で、どの程度にまで、設計において低減すれば充分であるかを検討することは、炉心設計における c p f-破損率の達成目標値の設定に際し、重要であると考えられる。第2には、炉心熱設計は限界設計近傍であることを考慮し、放射能安全、特に補修・点検時の設計変数である冷却崩壊時間あるいは特定 F P の除去効果等の関連を明らかにしておくことも有意義であると考えられる。次に、上記の3つの関係について述べる。

(1) c p f-破損率と冷却崩壊時間との関係

Fig. 2.23 は空間線量率制限値  $500 \text{ mR/hr}$  を達成するためには、c p f-破損率と冷却崩壊時間とにいかなる関係が要求されるかを図示したものである。図中の実線は I-131 の除去を行わない場合の関係であり、破線は沈着 I-131 を全て除去した場合のそれである。

この図より、c p f-破損率を減少させても、空間線量率  $500 \text{ mR/hr}$  を達成するためには、少くとも4日程度の冷却崩壊時間が必要であることが理解される。これは、高温ガス炉の使用燃料型式の特殊性、すなわち、健全燃料体からも、通常運転中に冷却材中への F P 放出が生じていることに起因するものである。さらに、c p f-破損率が1%を越えると、必要な冷却期間は急速に増大し、補修・点検時の線量率制限値以下におさえるためには、現実的でない程の長期の冷却崩壊時間を確保しなければならないことになる。

(2) c p f-破損率と I-131 の除去率との関係

機器表面上に沈着したヨウ素の除去については、例えば、脚注にあげた報告がある。<sup>\*</sup>これには空気を添加することによって、沈着ヨウ素の離脱が生じることを報告しており、このような方法によって、沈着ヨウ素の除去も考えられるので、ヨウ素除去率をひとつの設計変数として採用した。

Fig. 2.24 は空間線量率制限値  $500 \text{ mR/hr}$  を達成するためには、冷却崩壊時間をパラメータとして、c p f-破損率と I-131 除去率との間に、いかなる関係が要求されるかを図示したものである。

本図から、I-131 の完全除去に対応する c p f-破損率は非除去に対するその3倍程度の増加しか許るされないことがわかる。

\* TRG-Report 954 (W) "An Investigation of the interchange of Iodine species under advanced gas-cooled reactor conditions" by J.J. Hillary et al. (1966)

## (3) I-131の除去率と冷却崩壊時間との関係

Fig. 2.2.5はcpf-破損率をパラメータとして、I-131の除去率と冷却崩壊時間との関連を図示したものである。これによれば、cpf-破損率として0.5%を仮定した場合、IHX室内を500mR/hr以下の空間線量率に維持するためには、ヨウ素の除去を行わないとき、約16日間の冷却時間が必要であるが、ヨウ素の100%除去を行なったときは8日間の冷却期間をとれば充分である。

## 2.3 結論と問題点

以上の解析結果からえられる結論と今後に残された問題点について、次にまとめて述べる。

- (1) 冷却崩壊時間はIHX室内の空間線量率低減化のための有効な対策となる。一方、cpf-破損率の減少は必ずしも有効でない場合もある。これは健全なcpfからもFP放出が生じているためである。(Fig. 2.2.1参照)
- (2) 供用期間中検査(ISI)等が必要な箇所については線量率100mR/hrを設計目標値に設定しているが(第1次概念設計)、このためには冷却崩壊時間およびcpf-破損率がそれぞれ約30日以上かつ約0.2%以下が要求されるであろう。この冷却期間の長さについては今後検討を要する問題である。
- (3) 事故・故障等で立入る区域の空間線量率の制限値は500mR/hrと設定しているが、この達成のためにはFig. 2.2.3からcpf-破損率を0.2%とすると、約10日の冷却期間が必要である。I-131の全量を除去できるとすれば約5日の冷却期間をおけばよい。

要するに、IHX室の空間線量率低減化の最も有効なものは冷却崩壊時間であり、cpf-破損率の減少による低減化には限度がある。さらに、ISIの必要箇所の目標線量率100mR/hrあるいは立入区域の設定線量率500mR/hrの達成には、長期間の冷却崩壊期間(10日~30日)を考慮すれば可能ではあるが、これらの冷却期間が現実的であるか否かの検討が今後必要である。

使用データ(FP放出、1次系沈着・分布データ等)および計算手法の検討も今後は是非必要である。

空間線量率低減化のひとつの対策として、単管、2重管およびIHXのそれぞれの肉厚をパラメータとした計算結果をFig. 2.3.1に図示する。肉厚を増加させても、線量率低減化にそれほど有効性は認め難い。

Fig. 2.3.2は、局所遮蔽の効果を検討したものであり、これもI-131の全量除去相当の低減化の効果しか有していない。

いずれにせよ、今後の多目的高温ガス実験炉の設計は補修・点検時の作業員放射線被曝線量に十分な考慮を配って進める必要があるといえよう。

Table 2.0.1 原子炉格納建屋内線量管理区分表

場 所	線 量 管 理 区 分			施設従事者の 立 入 計 画
	運 転 中	停 止 後	事 故 時	
1. 原子炉室(炉容器-主遮蔽体空間)	D	C	D	炉停止後 I S I のため炉容器フランジ、ノズル部に短時間立入る。
2. 中間熱交換器及び補助冷却器室	D	C**	D	炉停止後、保守・点検および I S I のために立入る。故障時にはチューブプラグング作業等の可能性あり。
3. ガス循環機室	D	C**	D	炉停止後、保守・点検および I S I のために立入る。
4. ガス循環機補助機室	B	B	D	炉運転中、停止後共保守・点検に立入る。
5. 炉内温度計装室	B	B	D	T/Cの炉内位置変更(T/Cの損傷)のため稀に炉運転中に立入る。
6. 補助冷却系(水系)及び中性子計装室	B	B	D	炉運転中点検に立入る。
7. 1次冷却系純化系室	D	C	D	炉停止後、保守・点検に立入る。
8. サンプル系室	C	B	D	炉停止後点検に立入る。
9. シールドクリーニングユニット室	B	B	D	炉停止後、保守・点検に立入る。
10. 配 管 室	D	C	D	炉停止後、稀に点検に立入る。
11. C/M及び燃料交換機リハーサルセル	D	(C/R有る時) D (/R無時) B	D	制御棒等 Activなものがある時は室内に立入らず、室外よりマニピュレータで操作する。
12. 配管、ケーブルシャフト及び階段室	B	B	D	炉運転中点検に立入る。
13. 炉心部ピット部	D	B	D	炉停止後、保守・点検に立入る。但し、燃料交換時は補助遮蔽を設けるものとする。
14. 運転床(上部空間)	B	B	D	炉停止後、燃料交換作業、保守・点検作業を行うが、原則として炉運転中も立入り可能である。猶、燃料交換等は補助遮蔽を設けるものとする。
15. 格納容器アニュラス部	C	B	D	炉運転中は立入らないが、炉停止後定期的に立入ることが可能である。

区分の基準

区 域	線 量 率	備 考
A 区域	0.2ミリレム/時以下	従業員が常時(1週48時間)作業する区域。年間許容被曝線量5レムの1/10を採用。
B 区域	原則として1ミリレム/時以下で、如何なる場合も5ミリレム/時を越えない。	従業員が常時作業する場所ではないが、機器・設備の点検・保守、燃料取扱作業等で定期的に作業する区域。
C 区域	500ミリレム/時以下	普通は立入らないが故障・事故等の特別な場合には厳しい時間管理のもとに立入る区域。 (但し、第1次概念設計では、I S I の作業のために近接する必要のある場所は可能な限り100ミリレム/時以下とするようにした。)
D 区域	500ミリレム/時以上	立入禁止区域

(\*) 炉停止後1日経過

(\*\*) I S I 作業のため近接の必要がある場所は可能な限り100mR/hr以下とする。



Table 2.1.1 Data for "FIPPI-2" calculation

Items	Units	Data
1 plant power	Mw	50
2 cpf-failure fraction	%	parameter (0,0.1,1,10)
3 fuel contamination level	—	$2 \times 10^{-5}$
4 total inventory of primary coolant	kg	681
5 flow rate of primary coolant	kg/hr/loop	34
6 purification rate	%/pass	1
7 filter efficiency of purification system	%	100
8 leakage rate of primary system	%/day	0.1
9 plate-out factor	%/pass	40
10 volume of compartment	m <sup>3</sup>	14000
11 purge flow rate from compartment	m <sup>3</sup> /hr	200
12 filter efficiency of purge system	%	
for Noble gases		0
for Iodines		90
for Particulates		99.9
13 flow rate for sampling	kg/hr	7.51

Table 2.1.2 Distribution of Plate-out Fission Products on each Component of the Primary Cooling System

Component	Fraction [%]	
	I	except I
Reflector	$5.46 \times 10^{-2}$	78.0
Plenum, Pressure Vessel	$1.62 \times 10^{-3}$	$5.85 \times 10^{-1}$
Double Tube Inner Part	$3.54 \times 10^{-2}$	10.7
IHX Entrance Plenum	$3.60 \times 10^{-2}$	1.24
IHX Heat Exchanging Part	8.05	7.96
IHX Exit Plenum	5.13	$4.63 \times 10^{-2}$
Single Tube (Front)	15.2	$7.18 \times 10^{-1}$
Single Tube (Rear)	10.7	$3.60 \times 10^{-1}$
IHX Annulus Part	32.1	$3.54 \times 10^{-1}$
Double Tube Annulus Part	28.6	$4.88 \times 10^{-1}$

Table 2.1.3 Dose Rate at each point (A,B,C &amp; D) in Fig. 2.1.5

Detector Point	Dose Rate [mR/hr]
A	697
B	505
C	499
D	923

Table 2.1.4 Input Data for ISOSHLD-II

	二重管内側						IHX出口 プレナム部			IHX伝熱部			IHX出口 プレナム部		単管(前部)
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
線源長さ cm	100.0	1434.0	500.0	767.0	447.5	430.0	275.0	300.0	275.0	240.0	185.5				
線源外径 cm	37.7φ				37.7φ	136.3φ			136.3φ	197.0φ	38.1φ				
線源内径 cm							40.0φ		40.0φ						
線源体積 cm <sup>3</sup>	1.12×10 <sup>5</sup>	1.60×10 <sup>6</sup>	5.58×10 <sup>5</sup>	8.56×10 <sup>5</sup>	5.00×10 <sup>5</sup>	6.27×10 <sup>6</sup>	3.66×10 <sup>6</sup>	4.00×10 <sup>6</sup>	3.66×10 <sup>6</sup>	7.32×10 <sup>6</sup>	2.11×10 <sup>5</sup>				
1次冷却材 接触面積 m <sup>2</sup>			50.02*			50.73		649.0		37.76					
線源軸方向	y	z	x	z	x-y	x				z	y				
線源強度 分布係数	I 8.38×10 <sup>-6</sup>	1.20×10 <sup>-4</sup>	4.19×10 <sup>-5</sup>	6.43×10 <sup>-5</sup>	3.75×10 <sup>-5</sup>	3.60×10 <sup>-4</sup>	1.43×10 <sup>-3</sup>	1.08×10 <sup>-2</sup>	6.83×10 <sup>-2</sup>	5.13×10 <sup>-2</sup>	5.30×10 <sup>-3</sup>				
	Cs 2.78×10 <sup>-3</sup>	3.72×10 <sup>-2</sup>	1.19×10 <sup>-2</sup>	1.72×10 <sup>-2</sup>	9.49×10 <sup>-3</sup>	1.24×10 <sup>-2</sup>	4.23×10 <sup>-2</sup>	2.49×10 <sup>-2</sup>	1.24×10 <sup>-2</sup>	4.63×10 <sup>-4</sup>	3.14×10 <sup>-4</sup>				
積分	θ 21	73	51	73	45	21	29	31	29	13	19				
メッシュ数	φ 25				25	21	43		43	31	25				
γ	37				37	4	7		7	5	39				

(註) \* 圧力容器出口からIHX入口までの値

\*\* 16を含めた値

\*\*\* 線源内径が示されている部分は円環体積線源である。

Table 2.1.4 (continued)

	管 (前部)						管 (後部)						IHX 非熱交部
	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22		
線源長さ cm	317.0	570.0	100.0	1150.0	770.0	440.0	1050.0	300.0	217.0	125.0	505.0		
線源外径 cm	38.1φ									38.1φ	212.0φ		
線源内径 cm	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	201.0φ		
線源体積 cm <sup>3</sup>	3.61×10 <sup>5</sup>	6.50×10 <sup>5</sup>	1.14×10 <sup>5</sup>	1.13×10 <sup>6</sup>	8.78×10 <sup>5</sup>	5.02×10 <sup>5</sup>	1.20×10 <sup>6</sup>	3.42×10 <sup>5</sup>	2.47×10 <sup>5</sup>	1.43×10 <sup>5</sup>	1.80×10 <sup>6</sup>		
1次冷却材 接触面積 m <sup>2</sup>	64.47**												
線源軸方向	z	x	y	z	x	x	z	y	z	x	z		
線源強度	9.04×10 <sup>-3</sup>	1.62×10 <sup>-3</sup>	2.84×10 <sup>-3</sup>	2.36×10 <sup>-2</sup>	2.17×10 <sup>-2</sup>	1.04×10 <sup>-2</sup>	2.47×10 <sup>-2</sup>	7.05×10 <sup>-3</sup>	5.10×10 <sup>-3</sup>	2.93×10 <sup>-3</sup>	1.28×10 <sup>-1</sup>		
分布係数	5.24×10 <sup>-4</sup>	9.03×10 <sup>-4</sup>	1.53×10 <sup>-4</sup>	1.66×10 <sup>-3</sup>	1.02×10 <sup>-3</sup>	3.33×10 <sup>-4</sup>	7.30×10 <sup>-4</sup>	1.93×10 <sup>-4</sup>	1.35×10 <sup>-4</sup>	7.65×10 <sup>-5</sup>	2.21×10 <sup>-3</sup>		
積分	33	57	11	59	77	45	53	31	23	13	27		
メッシュ数	25									25	35		
γ	39									39	6		

Table 2.1.4 (continued)

	IHX 非熱交部		二重管外側					
	23	24	25	26	27	28	29	
線源長さ cm	300.0	467.0	447.5	767.0	500.0	1434.0	100.0	
線源外径 cm	212.0φ	212.0φ	61.64φ	→	→	→	61.64φ	
線源内径 cm	201.0φ	201.0φ	58.8 φ	→	→	→	50.8 φ	
線源体積 cm <sup>3</sup>	1.80×10 <sup>6</sup>	1.70×10 <sup>6</sup>	4.33×10 <sup>5</sup>	7.40×10 <sup>5</sup>	4.80×10 <sup>5</sup>	1.37×10 <sup>6</sup>	9.50×10 <sup>4</sup>	
1次冷却材 接触面積 m <sup>2</sup>	165.04						149.18*	
線源軸方向	z	z	x-y	z	x	z	y	
線源強度 I	7.57×10 <sup>-2</sup>	1.17×10 <sup>-1</sup>	3.05×10 <sup>-2</sup>	5.22×10 <sup>-2</sup>	3.39×10 <sup>-2</sup>	9.70×10 <sup>-2</sup>	6.75×10 <sup>-3</sup>	
分布係数 Cs	7.11×10 <sup>-4</sup>	6.15×10 <sup>-4</sup>	9.65×10 <sup>-5</sup>	1.31×10 <sup>-4</sup>	6.69×10 <sup>-5</sup>	1.32×10 <sup>-4</sup>	6.87×10 <sup>-6</sup>	
積 分	θ	25	45	77	51	145	11	
メッシュ数	φ	35	21	→	→	→	21	
	γ	6	4	→	→	→	4	

Table 2.2.1 Plate-out Activities of Fission Products in the Primary Cooling System

FP- nuclides	CPf-failure fraction	0 %	0.1 %	1.0 %	10 %
GE78		8.161E+01	8.161E+01	8.161E+01	8.161E+01
AS78		1.634E+02	1.634E+02	1.634E+02	1.634E+02
AS79		4.152E-01	4.152E-01	4.152E-01	4.152E-01
SE79M		7.773E-01	8.191E-01	1.195E+00	4.958E+00
SE79		4.951E-04	7.480E-04	3.877E-03	2.528E-02
AS80		1.474E-01	1.474E-01	1.474E-01	1.474E-01
AS81		6.320E-01	6.320E-01	6.320E-01	6.320E-01
SE81		3.475E+00	3.929E+00	6.013E+00	4.885E+01
BR82		8.429E+00	1.393E+01	6.339E+01	5.580E+02
SE83		4.129E+00	5.392E+00	1.675E+01	1.304E+02
BR83		4.296E+00	5.611E+00	1.745E+01	1.358E+02
KR83M		0.0	0.0	0.0	0.0
SE84		5.982E+00	6.644E+00	1.260E+01	7.214E+01
BR84		1.554E+01	1.907E+01	5.085E+01	3.687E+02
AS85		2.510E-02	2.510E-02	2.510E-02	2.510E-02
SE85		6.019E+00	6.242E+00	8.252E+00	2.835E+01
BR85		2.351E+01	2.510E+01	3.935E+01	1.818E+02
KR85M		0.0	0.0	0.0	0.0
KR85		0.0	0.0	0.0	0.0
BR86		7.005E+00	7.407E+00	1.102E+01	4.717E+01
SE87		1.833E+00	1.890E+00	2.397E+00	1.469E+00
BR87		1.356E+01	1.421E+01	2.001E+01	7.799E+01
KR87		0.0	0.0	0.0	0.0
RB87		0.0	0.0	0.0	0.0
BR88		4.464E+00	4.601E+00	5.836E+00	1.819E+01
KR88		0.0	0.0	0.0	0.0
BR88		1.205E+01	1.708E+01	6.235E+01	5.150E+02
BR89		1.468E+00	1.491E+00	1.700E+00	3.793E+00
KR89		0.0	0.0	0.0	0.0
RB89		5.089E+01	5.466E+01	8.857E+01	4.277E+02
SK89		8.508E+01	2.447E+02	1.681E+03	1.605E+04
Y89M		8.508E-01	2.447E+00	1.681E+01	1.605E+02
BR90		4.527E-01	4.568E-01	4.936E-01	8.619E-01
KR90		0.0	0.0	0.0	0.0
RB90		3.858E+01	3.984E+01	5.124E+01	1.652E+02
SR90		2.745E+01	4.056E+01	1.584E+02	1.337E+03
Y90		2.717E+01	4.014E+01	1.568E+02	1.323E+03
KR91		0.0	0.0	0.0	0.0
RB91		1.370E+01	1.404E+01	1.701E+01	4.672E+01
SR91		2.740E+01	2.802E+01	3.354E+01	8.873E+01
Y91M		2.002E+01	2.047E+01	2.450E+01	6.483E+01
Y91		2.706E+01	2.767E+01	3.312E+01	8.761E+01
KR92		0.0	0.0	0.0	0.0
RB92		7.496E-01	7.593E-01	8.453E-01	1.705E+00
SR92		1.049E+01	1.061E+01	1.169E+01	2.253E+01
Y92		1.055E+01	1.067E+01	1.176E+01	2.266E+01
KR93		0.0	0.0	0.0	0.0
RB93		3.906E-01	3.946E-01	4.306E-01	7.898E-01
SK93		4.212E+00	4.255E+00	4.643E+00	8.516E+00
Y93		4.704E+00	4.752E+00	5.184E+00	9.510E+00
ZR93		7.305E-06	7.305E-06	7.305E-06	7.305E-06
NB93M		2.532E+00	2.532E+00	2.532E+00	2.532E+00
KR94		0.0	0.0	0.0	0.0

Table 2.2.1 ( continued )

RS94	6.657E-02	6.713E-02	7.216E-02	1.224E-04
SR94	8.587E-01	8.659E-01	9.307E-01	1.579E+00
Y94	1.457E+00	1.469E+00	1.579E+00	2.677E+00
SR95	1.960E-05	1.960E-05	1.960E-05	1.960E-05
Y95	9.085E-05	9.085E-05	9.085E-05	9.085E-05
ZR95	9.614E-05	9.614E-05	9.614E-05	9.614E-05
NB95M	1.931E-06	1.931E-06	1.931E-06	1.931E-06
NB95	9.442E-05	9.442E-05	9.442E-05	9.442E-05
Y96	3.501E-05	3.501E-05	3.501E-05	3.501E-05
ZR97	4.627E-06	4.627E-06	4.627E-06	4.627E-06
NB97M	6.426E-06	6.426E-06	6.426E-06	6.426E-06
NB97	1.429E-05	1.429E-05	1.429E-05	1.429E-05
ZR98	2.313E-07	2.313E-07	2.313E-07	2.313E-07
NB98	1.080E-07	1.080E-07	1.080E-07	1.080E-07
NB99	6.069E-04	6.069E-04	6.069E-04	6.069E-04
M099	8.672E-04	8.672E-04	8.672E-04	8.672E-04
TC99M	6.984E-04	6.984E-04	6.984E-04	6.984E-04
TC99	1.961E-04	1.961E-04	1.961E-04	1.961E-04
NB100	6.435E-04	6.435E-04	6.435E-04	6.435E-04
NB101	2.937E-04	2.937E-04	2.937E-04	2.937E-04
M0101	1.233E-03	1.233E-03	1.233E-03	1.233E-03
TC101	1.951E-03	1.951E-03	1.951E-03	1.951E-03
M0102	5.165E-04	5.165E-04	5.165E-04	5.165E-04
TC102M	1.291E-03	1.291E-03	1.291E-03	1.291E-03
TC102	1.599E-05	1.599E-05	1.599E-05	1.599E-05
M0103	1.954E-04	1.954E-04	1.954E-04	1.954E-04
TC103	4.707E-04	4.707E-04	4.707E-04	4.707E-04
RU103	8.102E-04	8.102E-04	8.102E-04	8.102E-04
RH103M	4.256E-05	4.256E-05	4.256E-05	4.256E-05
M0104	1.135E-04	1.135E-04	1.135E-04	1.135E-04
TC104	4.363E-04	4.363E-04	4.363E-04	4.363E-04
M0105	3.859E-05	3.859E-05	3.859E-05	3.859E-05
TC105	2.021E-04	2.021E-04	2.021E-04	2.021E-04
RU105	2.232E-04	2.232E-04	2.232E-04	2.232E-04
RH105M	3.572E-05	3.572E-05	3.572E-05	3.572E-05
RH105	2.233E-04	2.233E-04	2.233E-04	2.233E-04
TC106	1.997E-05	1.997E-05	1.997E-05	1.997E-05
RU106	5.414E-05	5.414E-05	5.414E-05	5.414E-05
RH106	5.415E-05	5.415E-05	5.415E-05	5.415E-05
TC107	8.067E-06	8.067E-06	8.067E-06	8.067E-06
RU107	2.189E-05	2.189E-05	2.189E-05	2.189E-05
RH107	2.514E-05	2.514E-05	2.514E-05	2.514E-05
PD107	0.0	0.0	0.0	0.0
RU108	4.702E-09	4.702E-09	4.702E-09	4.702E-09
RH108	6.181E-09	6.181E-09	6.181E-09	6.181E-09
RH109	2.435E-09	2.435E-09	2.435E-09	2.435E-09
PD109	1.220E-06	1.220E-06	1.220E-06	1.220E-06
AG109M	1.229E-06	1.229E-06	1.229E-06	1.229E-06
AG110M	4.705E+04	4.705E+04	4.705E+04	4.705E+04
AG110	4.705E+04	4.705E+04	4.705E+04	4.705E+04
PD111	7.492E-07	7.492E-07	7.492E-07	7.492E-07
AG111M	8.538E-07	8.538E-07	8.538E-07	8.538E-07
AG111	1.098E+02	1.098E+02	1.098E+02	1.098E+02
PD112	4.125E-07	4.125E-07	4.125E-07	4.125E-07
AG112	6.980E-02	6.980E-02	6.980E-02	6.980E-02
SN125	5.323E-09	9.070E-09	4.280E-08	3.801E-07
SB125	5.976E-01	1.025E+00	4.871E-00	4.333E+01
SN126	5.866E-13	8.930E-13	4.899E-12	2.980E-11
SB126	4.912E-03	8.363E-03	3.941E-02	3.499E-01
SN127	8.762E-09	1.070E-08	4.816E-08	2.028E-07
SB127	5.207E-02	8.893E-02	4.207E-01	3.738E+00
TE127M	5.879E-02	9.882E-02	4.591E-01	4.062E+00
TE127	1.105E-01	1.853E-01	8.580E-01	7.585E+00
SN128	2.921E-08	3.363E-08	7.337E-08	4.708E-07
SB128	8.719E-03	9.284E-03	1.437E-02	6.519E-02
SN129	3.653E-08	4.210E-08	9.223E-08	5.935E-07

Table 2.2.1 ( continued )

SH129	4.321E-02	5.707E-02	1.818E-01	1.429E+00
TE129M	1.578E+00	2.673E+00	2.253E+01	1.111E+02
TE129	1.705E+00	2.821E+00	1.287E+01	1.133E+02
I129	2.542E-11	4.282E-11	1.995E-10	1.767E-09
SN130	5.677E-08	5.852E-08	7.434E-08	2.325E-07
SB130	1.911E-02	2.009E-02	2.894E-02	1.174E-01
SN131	7.286E-08	7.545E-08	9.877E-08	3.319E-07
SB131	5.253E-02	5.769E-02	1.041E-01	5.680E-01
TE131M	7.710E-01	1.314E+00	6.203E+00	5.509E+01
TE131	3.798E-01	5.013E-01	1.595E+00	1.253E+01
I131	7.265E+01	1.237E+02	5.630E+02	5.176E+03
XE131M	0.0	0.0	0.0	0.0
SN132	1.063E-07	1.093E-07	1.365E-07	4.083E-07
SB132	2.176E-02	2.237E-02	2.780E-02	8.214E-02
TE132	9.096E+00	1.552E+01	7.332E+01	6.514E+02
I132	3.145E+01	4.304E+01	1.473E+02	1.190E+03
SB133	2.241E-02	2.330E-02	3.129E-02	1.112E-01
TE133M	3.635E-01	4.121E-01	8.493E-01	5.222E+00
TE133	2.772E-01	2.992E-01	4.976E-01	2.481E+00
I133	3.159E+01	5.353E+01	2.509E+02	2.225E+03
XE133M	0.0	0.0	0.0	0.0
XE133	0.0	0.0	0.0	0.0
SB134	1.744E-04	1.748E-04	1.781E-04	2.117E-04
TE134	1.109E+00	1.251E+00	2.523E+00	1.525E+01
I134	2.486E+01	2.840E+01	6.022E+01	3.784E+02
SB135	5.602E-05	5.617E-05	5.749E-05	7.071E-05
TE135	3.663E-02	3.762E-02	4.653E-02	1.357E-01
I135	3.589E+01	5.008E+01	1.778E+02	1.455E+03
XE135	0.0	0.0	0.0	0.0
CS135	0.0	0.0	0.0	0.0
I136	6.956E+00	7.113E+00	8.519E+00	2.259E+01
I137	1.792E+00	1.812E+00	1.994E+00	3.811E+00
XE137	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	1.659E+00	4.255E+00	2.761E+01	2.611E+02
BA137M	1.563E+00	3.990E+00	2.582E+01	2.442E+02
I138	3.161E-01	3.177E-01	3.326E-01	4.811E-01
XE138	0.0	0.0	0.0	0.0
CS138	1.876E+01	2.040E+01	3.517E+01	1.828E+02
I139	4.684E-02	4.696E-02	4.807E-02	5.912E-02
XE139	0.0	0.0	0.0	0.0
CS139	1.134E+01	1.150E+01	1.296E+01	2.749E+01
BA139	1.332E+01	1.350E+01	1.511E+01	3.120E+01
XE140	0.0	0.0	0.0	0.0
CS140	7.644E-01	7.714E-01	8.349E-01	1.470E+00
BA140	2.002E+00	4.633E+00	2.831E+01	2.651E+02
LA140	2.002E+00	4.633E+00	2.831E+01	2.651E+02
XE141	0.0	0.0	0.0	0.0
CS141	4.016E-01	4.027E-01	4.122E-01	5.068E-01
BA141	1.479E+00	1.483E+00	1.515E+00	1.784E+00
LA141	1.541E+00	1.544E+00	1.578E+00	1.917E+00
CE141	1.542E+00	1.546E+00	1.580E+00	1.918E+00
XE142	0.0	0.0	0.0	0.0
CS142	1.539E-01	1.542E-01	1.572E-01	1.868E-01
BA142	4.008E+00	4.016E+00	4.092E+00	4.849E+00
LA142	4.365E+00	4.374E+00	4.456E+00	5.280E+00
XE143	0.0	0.0	0.0	0.0
CS143	3.832E-03	3.838E-03	3.892E-03	4.429E-03
BA143	9.415E-04	9.415E-04	9.415E-04	9.415E-04
LA143	5.466E-03	5.466E-03	5.466E-03	5.466E-03
CE143	7.538E-03	7.538E-03	7.538E-03	7.538E-03
PR143	7.543E-03	7.543E-03	7.543E-03	7.543E-03
CE144	1.302E-03	1.302E-03	1.302E-03	1.302E-03
PR144	1.302E-03	1.302E-03	1.302E-03	1.302E-03
CE145	2.378E-06	2.378E-06	2.378E-06	2.378E-06
PR145	6.387E-06	6.387E-06	6.387E-06	6.387E-06
CE146	2.192E-06	2.192E-06	2.192E-06	2.192E-06



Table 2.2.1 ( continued )

PRI46	4.690E-06	4.690E-06	4.690E-06	4.690E-06
CE147	8.632E-07	8.632E-07	8.632E-07	8.632E-07
PRI47	3.330E-06	3.330E-06	3.330E-06	3.330E-06
ND147	5.399E-06	5.399E-06	5.399E-06	5.399E-06
PM147	1.251E-06	1.251E-06	1.251E-06	1.251E-06
CE148	4.470E-07	4.470E-07	4.470E-07	4.470E-07
PRI48	1.765E-06	1.765E-06	1.765E-06	1.765E-06
ND149	8.914E-07	8.914E-07	8.914E-07	8.914E-07
PM149	1.800E-06	1.800E-06	1.800E-06	1.800E-06
ND151	3.041E-07	3.041E-07	3.041E-07	3.041E-07
PM151	3.499E-05	3.499E-05	3.499E-05	3.499E-05
SM151	5.520E-07	5.520E-07	5.520E-07	5.520E-07
SM153	6.603E-02	6.603E-02	6.603E-02	6.603E-02
SM155	2.450E-06	2.450E-06	2.450E-06	2.450E-06
EU155	4.081E-03	4.081E-03	4.081E-03	4.081E-03
TOTAL				
CI	9.520E+04	9.554E+04	9.860E+04	1.292E+05
MEV.CI (G)	1.461E+05	1.463E+05	1.476E+05	1.609E+05
MEV.CI (B)	2.079E+05	2.084E+05	2.128E+05	2.563E+05
(NOBLE GAS)				
TOTAL				
CI	0.0	0.0	0.0	0.0
MEV.CI (G)	0.0	0.0	0.0	0.0
MEV.CI (B)	0.0	0.0	0.0	0.0
(IODINE)				
TOTAL				
CI	2.056E+02	3.080E+02	1.230E+03	1.045E+04
MEV.CI (G)	2.457E+02	3.356E+02	1.145E+03	9.239E+03
MEV.CI (B)	2.790E+02	4.010E+02	1.500E+03	1.249E+04
(PARTICULATE)				
TOTAL				
CI	9.499E+04	9.523E+04	9.737E+04	1.188E+05
MEV.CI (G)	1.459E+05	1.459E+05	1.465E+05	1.517E+05
MEV.CI (B)	2.077E+05	2.080E+05	2.113E+05	2.438E+05

Table 2.2.2 Plate-out Activities of some particular Fission Products which are considered to give large Dose Rates to IHX-room

cpf-failure fraction Nuclides	0 %	0.1 %	1.0 %	10 %
I-131	73 (Ci)	124 (Ci)	583 (Ci)	5180 (Ci)
Te-133	0.28	0.30	0.50	2.5
Cs-137	1.7	4.3	28	261
La-140	2.0	4.6	28	265
Ba-140	2.0	4.6	28	265

Table 2.2.3 Dose Rates at the evaluation point D in the IHX-room

No.	F.F. [%]	C.T. [days]	Dose Rate [R/hr]	Removal			Dose Rate by Each [R/hr]	Total Dose Rate [R/hr]	
				I-131 [%]	Cs-137 [%]	La-140 [5]			
1	0	0	4.611	0	/	/	$2.609 \times 10^{-1}$	4.872	
2				10				4.846	
3				50				4.741	
4				100				4.611	
5	0	0	4.868	/	0	/	$3.764 \times 10^{-3}$	4.872	
6					10			4.871	
7					50			4.870	
8					100			4.868	
9	0	0	4.867	/	/	0	$4.434 \times 10^{-3}$	4.872	
10						10		4.871	
11						50		4.869	
12						100		4.867	
13	0	0	$1.906 \times 10^{-1}$	/	/	/	$1.697 \times 10^{-1}$	$3.603 \times 10^{-1}$	
14								10	$3.433 \times 10^{-1}$
15								50	$2.755 \times 10^{-1}$
16								100	$1.906 \times 10^{-1}$
17	0	0	$3.565 \times 10^{-1}$	/	/	/	$3.764 \times 10^{-3}$	$3.603 \times 10^{-1}$	
18								10	$3.599 \times 10^{-1}$
19								50	$3.584 \times 10^{-1}$
20								100	$3.565 \times 10^{-1}$
21	0	0	$3.565 \times 10^{-1}$	/	/	/	$3.813 \times 10^{-3}$	$3.603 \times 10^{-1}$	
22								10	$3.599 \times 10^{-1}$
23								50	$3.584 \times 10^{-1}$
24								100	$3.565 \times 10^{-1}$
25	0	30	$1.851 \times 10^{-2}$	/	/	/	$1.970 \times 10^{-2}$	$3.821 \times 10^{-2}$	
26								10	$3.624 \times 10^{-2}$
27								50	$2.836 \times 10^{-2}$
28								100	$1.851 \times 10^{-2}$
29	0	30	$3.445 \times 10^{-2}$	/	/	/	$3.764 \times 10^{-3}$	$3.821 \times 10^{-2}$	
30								10	$3.784 \times 10^{-2}$
31								50	$3.633 \times 10^{-2}$
32								100	$3.445 \times 10^{-2}$

Table 2.2.3 (Continued)

No.	F.F. [%]	C.T. [days]	Dose Rate [R/hr]	Removal			Dose Rate by Each [R/hr]	Total Dose Rate [R/hr]
				I-131 [%]	Cs-137 [%]	La-140 [%]		
33	0	30	$3.721 \times 10^{-2}$	/	/	0	$1.004 \times 10^{-3}$	$3.821 \times 10^{-2}$
34				10	$3.881 \times 10^{-2}$			
35				50	$3.771 \times 10^{-2}$			
36				100	$3.721 \times 10^{-2}$			
37	0.1	0	5.864	0	/	/	$4.450 \times 10^{-1}$	6.309
38				10	6.265			
39				50	6.087			
40				100	5.864			
41	0.1	0	6.299	/	0	/	$9.584 \times 10^{-3}$	6.309
42				10	6.308			
43				50	6.304			
44				100	6.299			
45	0.1	0	6.299	/	/	0	$1.026 \times 10^{-2}$	6.309
46				10	6.308			
47				50	6.304			
48				100	6.299			
49	0.1	5	$3.285 \times 10^{-1}$	0	/	/	$2.889 \times 10^{-1}$	$6.174 \times 10^{-1}$
50				10	$5.885 \times 10^{-1}$			
51				50	$4.730 \times 10^{-1}$			
52				100	$3.285 \times 10^{-1}$			
53	0.1	5	$6.078 \times 10^{-1}$	/	0	/	$9.584 \times 10^{-3}$	$6.174 \times 10^{-1}$
54				10	$6.164 \times 10^{-1}$			
55				50	$6.126 \times 10^{-1}$			
56				100	$6.078 \times 10^{-1}$			
57	0.1	5	$6.086 \times 10^{-1}$	/	/	0	$8.824 \times 10^{-3}$	$6.174 \times 10^{-1}$
58				10	$6.165 \times 10^{-1}$			
59				50	$6.130 \times 10^{-1}$			
60				100	$6.086 \times 10^{-1}$			
61	0.1	30	$3.443 \times 10^{-2}$	0	/	/	$3.355 \times 10^{-2}$	$6.798 \times 10^{-2}$
62				10	$6.463 \times 10^{-2}$			
63				50	$5.121 \times 10^{-2}$			
64				100	$3.443 \times 10^{-2}$			

Table 2.2.3 (Continued)

No.	F.F. [%]	C.T. [days]	Dose Rate [R/hr]	Removal			Dose Rate by Each [R/hr]	Total Dose Rate [R/hr]
				I-131 [%]	Cs-137 [%]	La-140 [%]		
65	0.1	30	$5.843 \times 10^{-2}$	/	0	/	$9.549 \times 10^{-3}$	$6.798 \times 10^{-2}$
66				10	$6.702 \times 10^{-2}$			
67				50	$6.320 \times 10^{-2}$			
68				100	$5.843 \times 10^{-2}$			
69	0.1	30	$6.565 \times 10^{-2}$	/	/	0	$2.328 \times 10^{-3}$	$6.798 \times 10^{-2}$
70				10	$6.775 \times 10^{-2}$			
71				50	$6.681 \times 10^{-2}$			
72				100	$6.565 \times 10^{-2}$			
73	1.0	0	$1.718 \times 10$	0	/	/	2.092	$1.927 \times 10$
74				10	$1.906 \times 10$			
75				50	$1.823 \times 10$			
76				100	$1.718 \times 10$			
77	1.0	0	$1.921 \times 10$	/	0	/	$6.273 \times 10^{-2}$	$1.927 \times 10$
78				10	$1.927 \times 10$			
79				50	$1.924 \times 10$			
80				100	$1.921 \times 10$			
81	1.0	0	$1.921 \times 10$	/	/	0	$6.274 \times 10^{-2}$	$1.927 \times 10$
82				10	$1.927 \times 10$			
83				50	$1.924 \times 10$			
84				100	$1.921 \times 10$			
85	1.0	5	1.570	0	/	/	1.364	2.934
86				10	2.798			
87				50	2.252			
88				100	1.570			
89	1.0	5	2.871	/	0	/	$6.273 \times 10^{-2}$	2.934
90				10	2.927			
91				50	2.902			
92				100	2.871			
93	1.0	5	2.880	/	/	0	$5.387 \times 10^{-2}$	2.934
94				10	2.928			
95				50	2.907			
96				100	2.880			

Table 2.2.3 (Continued)

No.	F.F. [%]	C.T. [days]	Dose Rate [R/hr]	Removal			Dose Rate by Each [R/hr]	Total Dose Rate [R/hr]
				I-131 [%]	Cs-137 [%]	La-140 [%]		
97	1.0	30	$1.787 \times 10^{-1}$	0	/	/	$1.583 \times 10^{-1}$	$3.370 \times 10^{-1}$
98				10				$3.212 \times 10^{-1}$
99				50				$2.579 \times 10^{-1}$
100				100				$1.787 \times 10^{-1}$
101	1.0	30	$2.743 \times 10^{-1}$	/	0	/	$6.273 \times 10^{-2}$	$3.370 \times 10^{-1}$
102				10	$3.308 \times 10^{-1}$			
103				50	$3.057 \times 10^{-1}$			
104				100	$2.743 \times 10^{-1}$			
105	1.0	30	$3.228 \times 10^{-1}$	/	/	0	$1.421 \times 10^{-2}$	$3.370 \times 10^{-1}$
106				10	$3.356 \times 10^{-1}$			
107				50	$3.299 \times 10^{-1}$			
108				100	$3.228 \times 10^{-1}$			
109	10	0	$1.303 \times 10^2$	0	/	/	$1.859 \times 10$	$1.489 \times 10^2$
110				10				$1.470 \times 10^2$
111				50				$1.396 \times 10^2$
112				100				$1.303 \times 10^2$
113	10	0	$1.483 \times 10^2$	/	0	/	$5.960 \times 10^{-1}$	$1.489 \times 10^2$
114				10	$1.488 \times 10^2$			
115				50	$1.486 \times 10^2$			
116				100	$1.483 \times 10^2$			
117	10	0	$1.483 \times 10^2$	/	/	0	$5.875 \times 10^{-1}$	$1.489 \times 10^2$
118				10	$1.488 \times 10^2$			
119				50	$1.486 \times 10^2$			
120				100	$1.483 \times 10^2$			
121	10	5	$1.400 \times 10$	0	/	/	$1.209 \times 10$	$2.609 \times 10$
122				10				$2.488 \times 10$
123				50				$2.004 \times 10$
124				100				$1.400 \times 10$
125	1	5	$2.549 \times 10$	/	0	/	$5.960 \times 10^{-1}$	$2.609 \times 10$
126				10	$2.603 \times 10$			
127				50	$2.579 \times 10$			
128				100	$2.549 \times 10$			

Table 2.2.3 (Continued)

No.	F.F. [%]	C.T. [days]	Dose Rate [R/hr]	Removal			Dose Rate by Each [R/hr]	Total Dose Rage [R/hr]
				I-131 [%]	Cs-137 [%]	La-140 [%]		
129	10	5	2.558×10	/	/	0	5.055×10 <sup>-1</sup>	2.609×10
130						10		2.603×10
131						50		2.583×10
132						100		2.558×10
133	10	30	1.641	/	/	0	1.403	3.044
134						10		2.904
135						50		2.343
136						100		1.641
137	10	30	2.452	/	/	0	5.925×10 <sup>-1</sup>	3.044
138						10		2.985
139						50		2.749
140						100		2.452
141	10	30	2.911	/	/	0	1.330×10 <sup>-1</sup>	3.044
142						10		3.031
143						50		2.978
144						100		2.911

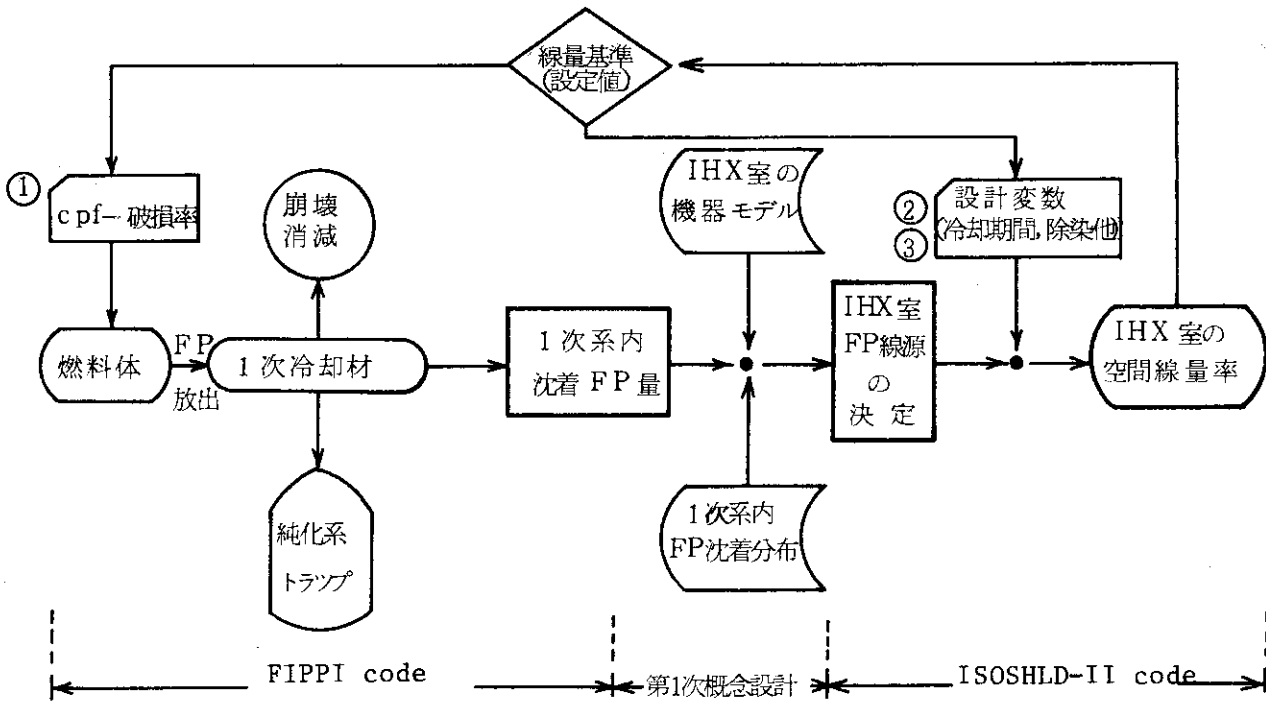


Fig. 2.1.1 Schematic diagram to illustrate the process of analysing the Dose Rate of IHX-room

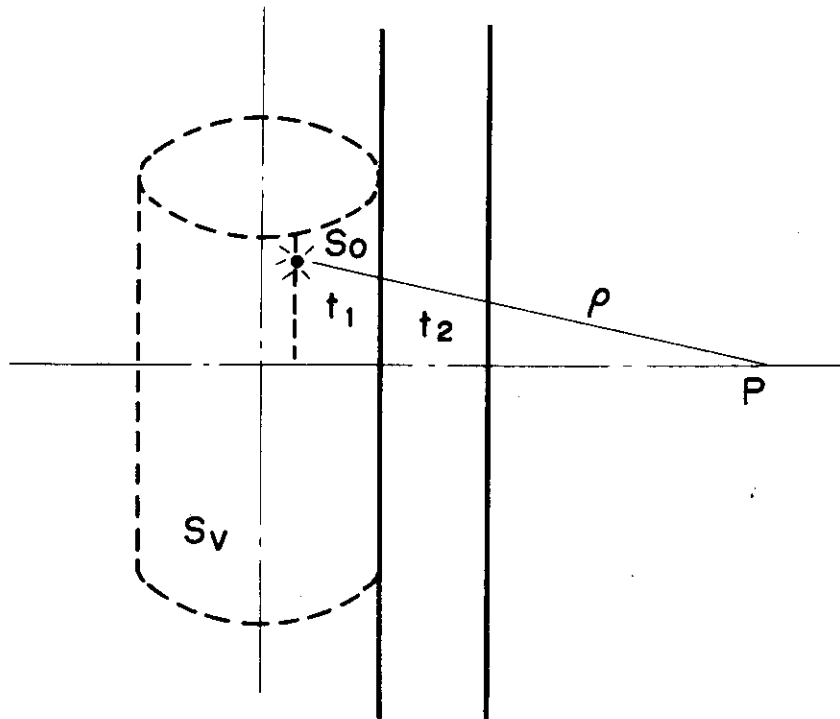


Fig. 2.1.2 Point source,  $S_0$  within a finite volume,  $S_v$ . This is a basis of the Point Kernel Integration by which the Dose Rate at the point P from photons originating in  $S_v$  is calculated.



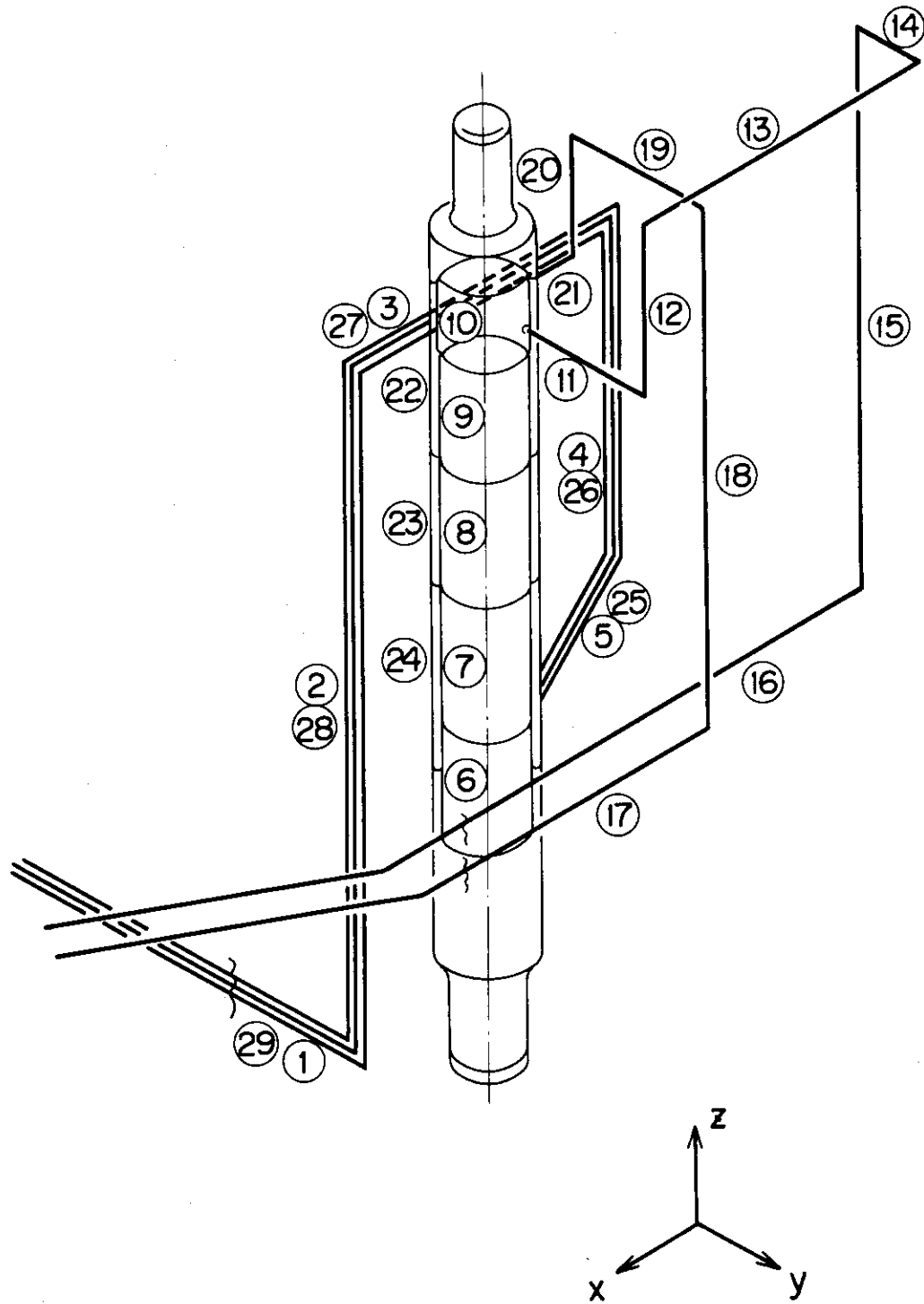


Fig. 2.1.3 Model to simulate the each component in the IHX-room. The nodal pattern for components in the IHX-room is depicted.

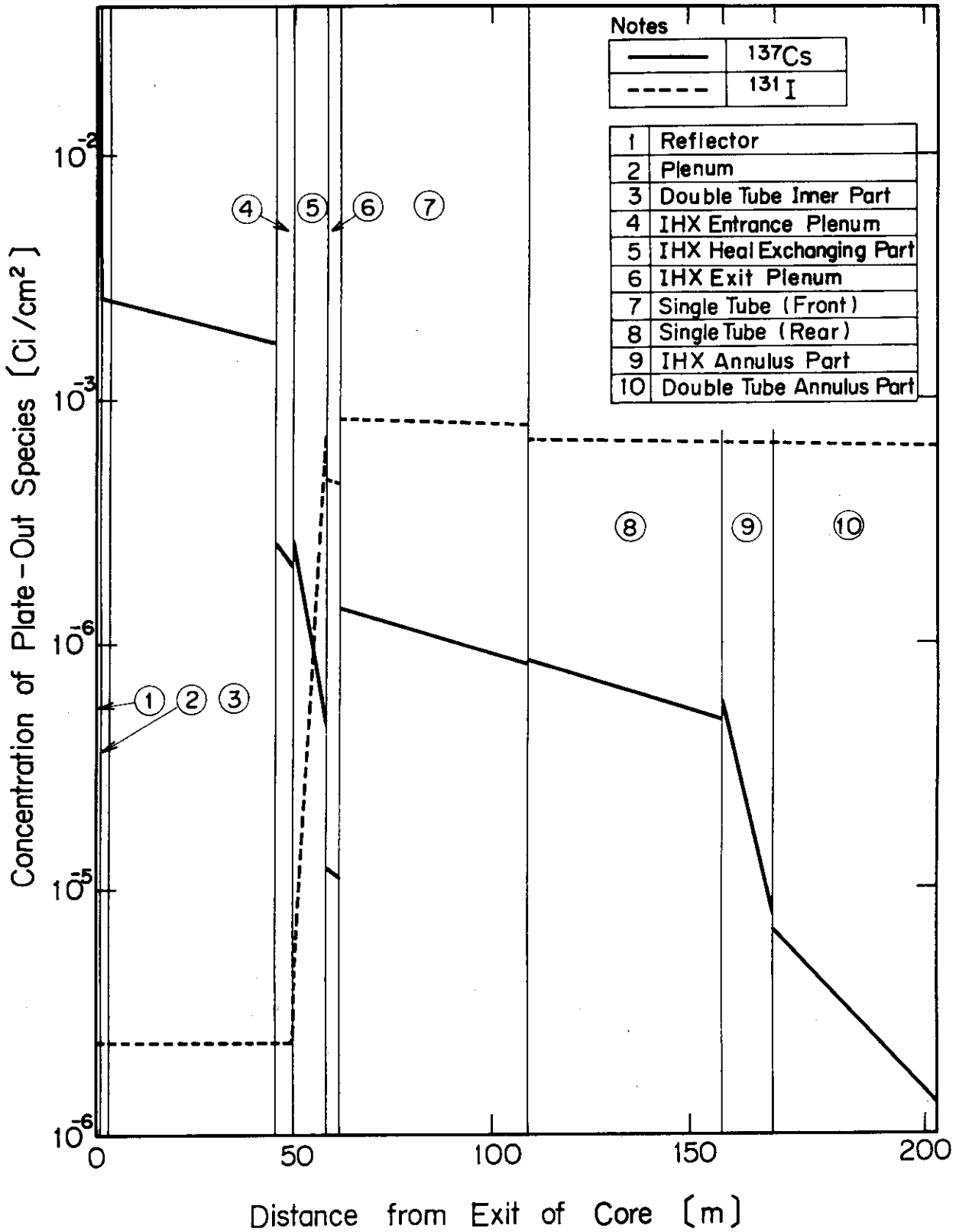


Fig. 2.1.4 Distributions of plate-out activities of <sup>137</sup>Cs and <sup>131</sup>I on the components in the reactor core and the primary cooling loop.

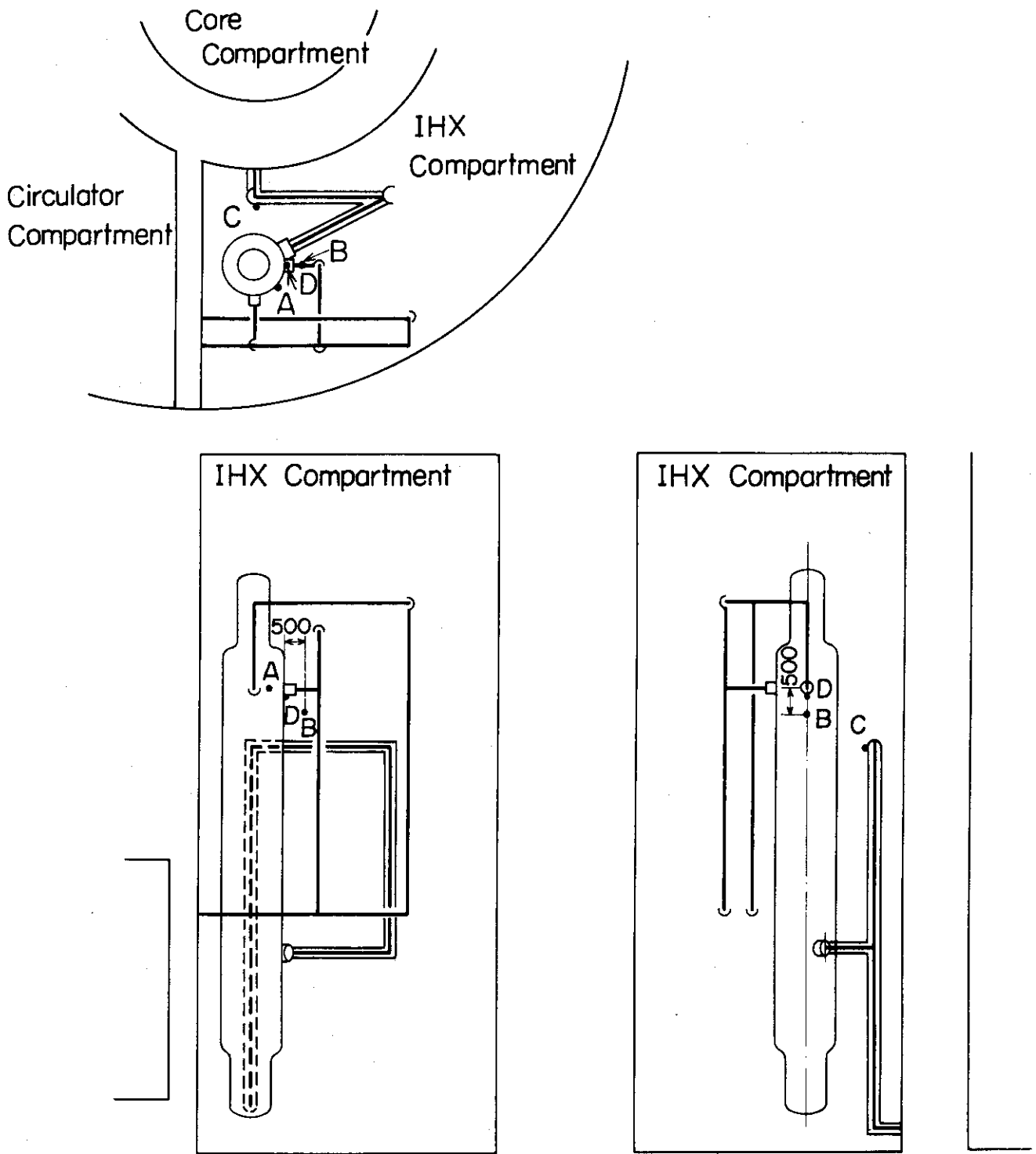


Fig. 2.1.5 Layout of components in the IHX-room and Evaluation point survey.

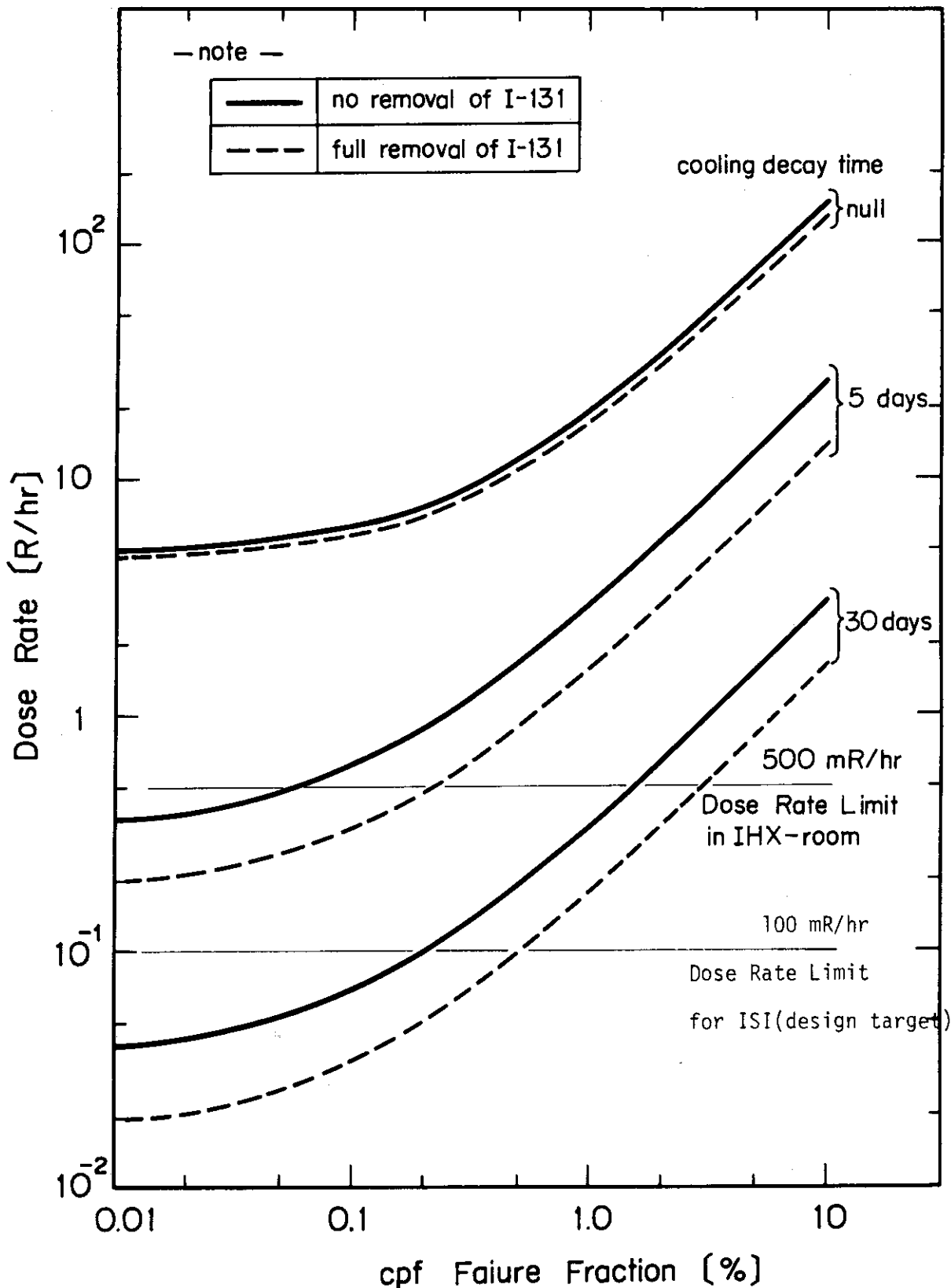


Fig. 2.2.1 Relations between Dose Rate in the IHX-room and cpf-Failure Fraction.

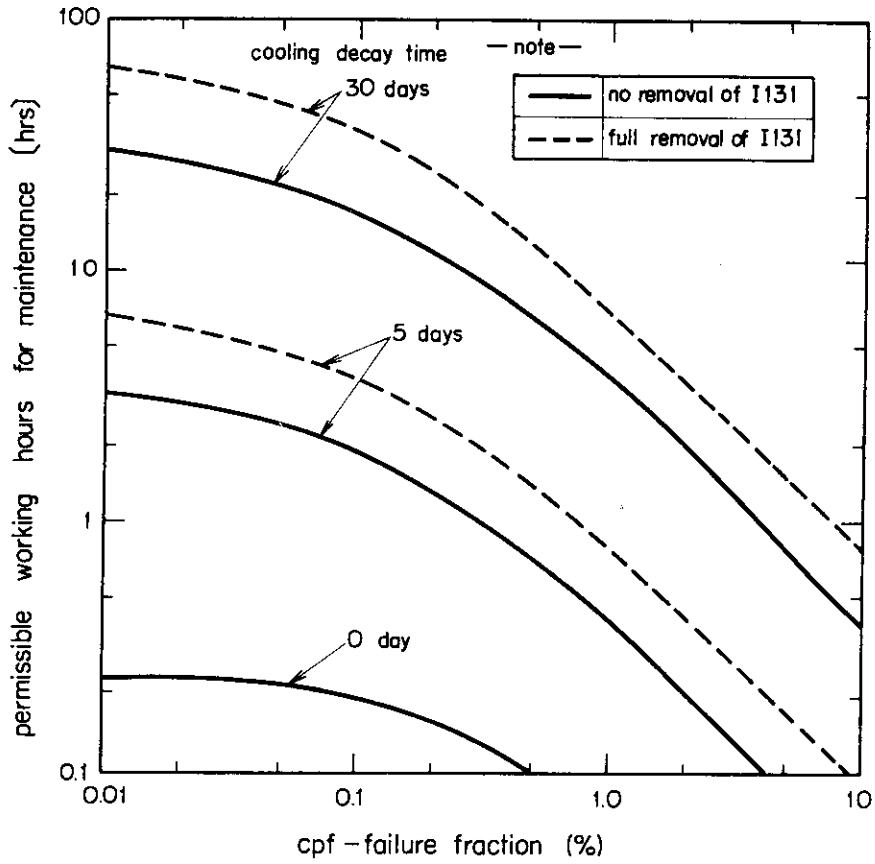


Fig. 2.2.2 Relations between permissible working hours for maintenance or repair and cpf-Failure Fraction under 1.3 rem/ 3 months of Dose Rate Criterion for haematosiis organs.

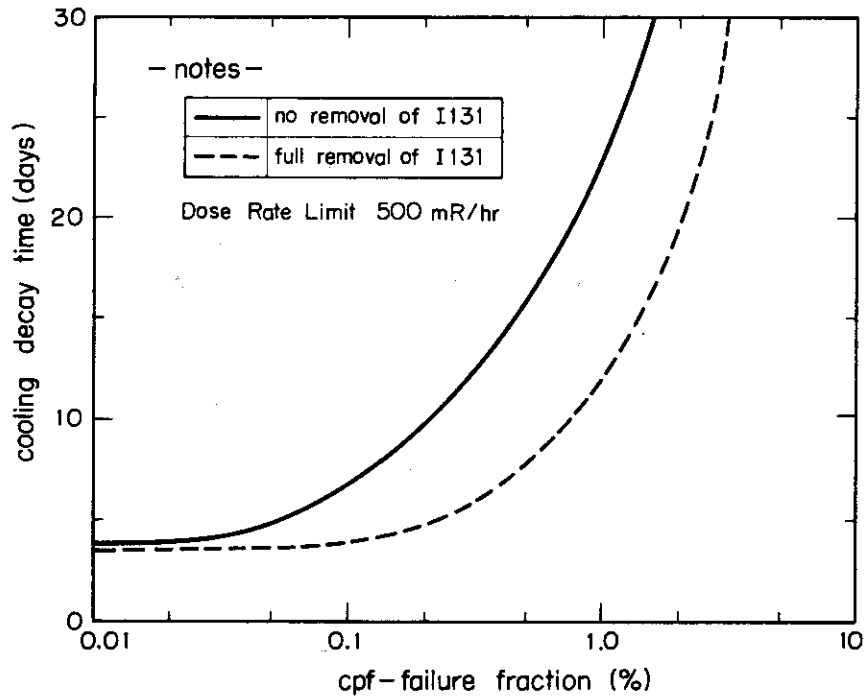


Fig. 2.2.3 Trajectories on which cpf-Failure Fraction and Cooling Decay Time keep the Dose Rate in IHX-room less than 500mR/hr.

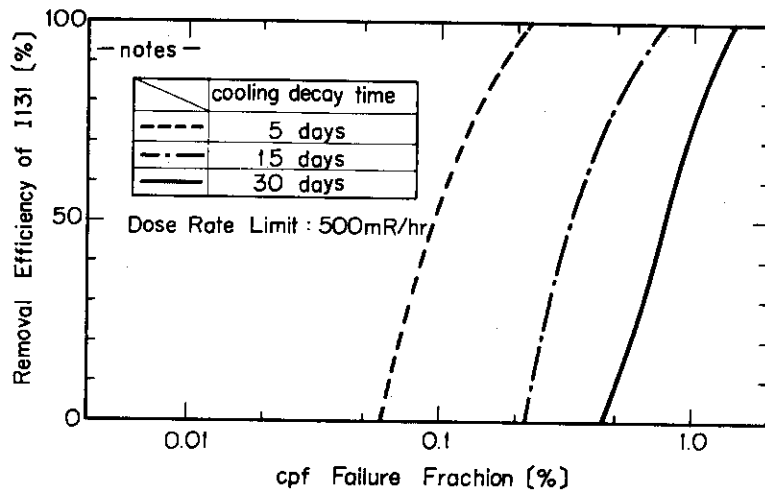


Fig. 2.2.4 Trajectories on which cpf-failure Fraction and Removal efficiency of I131 keep the Dose Rate in IHX-room less than 500mR/hr.

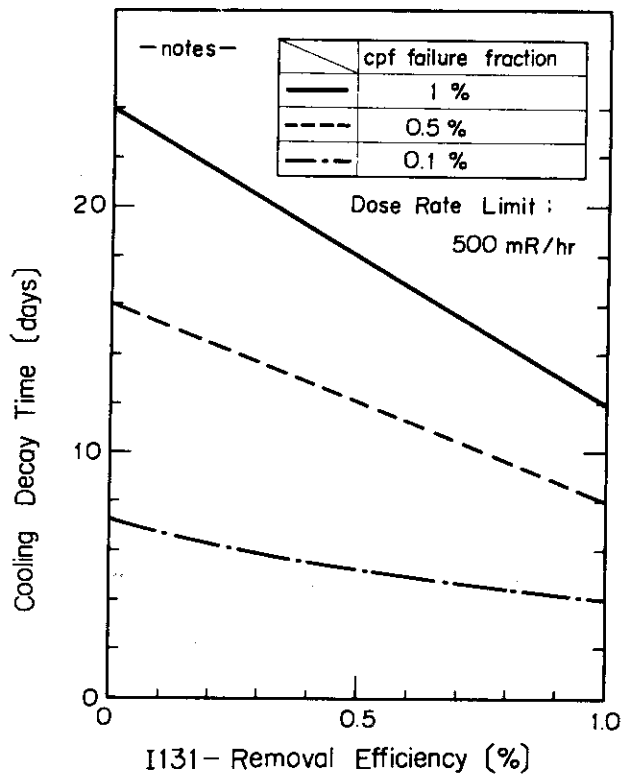


Fig. 2.2.5 Trajectories on which Removal Efficiency of I-131 and Cooling Decay Time keep the Dose Rate in IHX-room less than 500mR/hr.

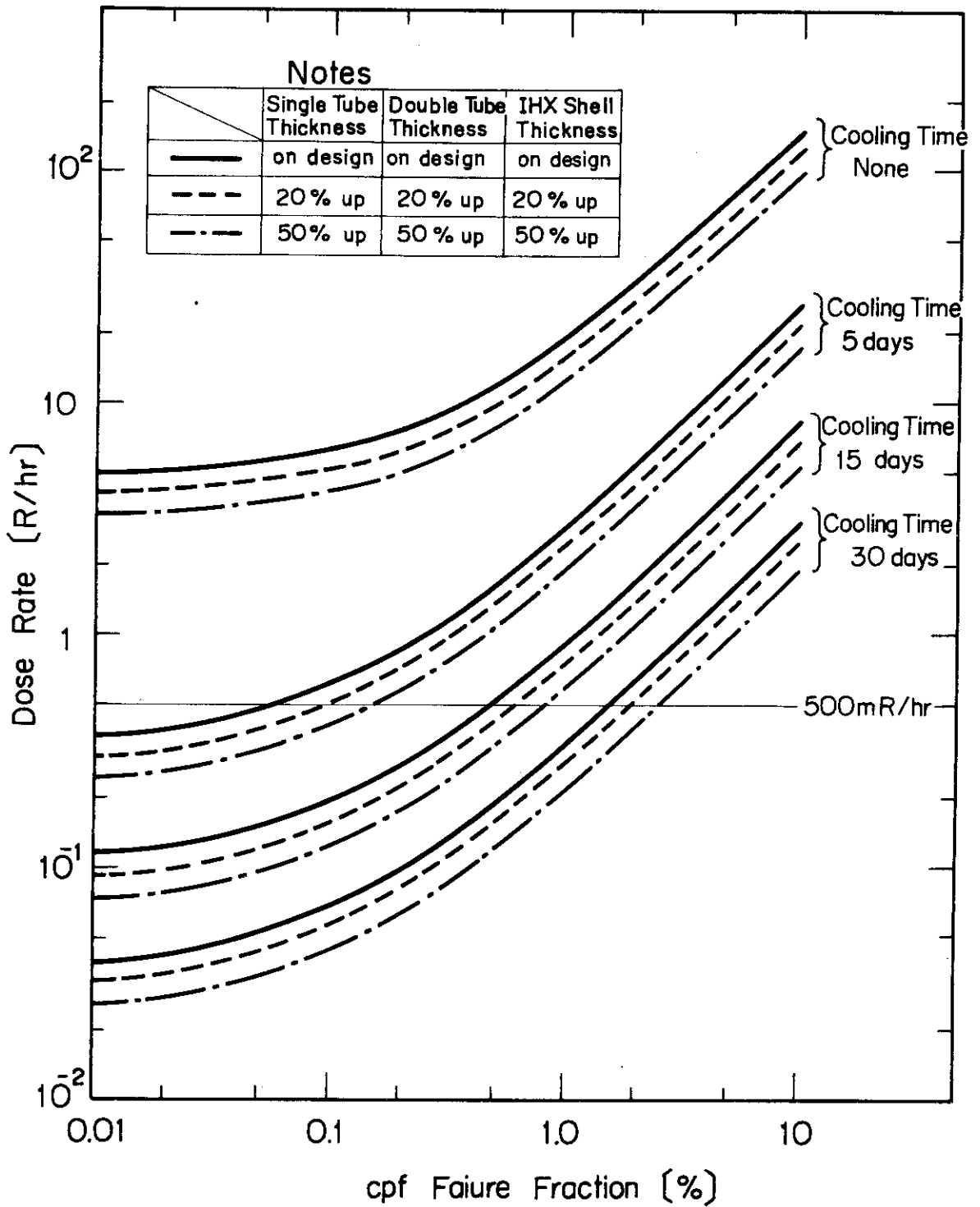


Fig. 2.3.1 Relations between cpf-Failure Fraction and Dose Rate in IHX-room with varying the thickness of tubes and IHX-shell.

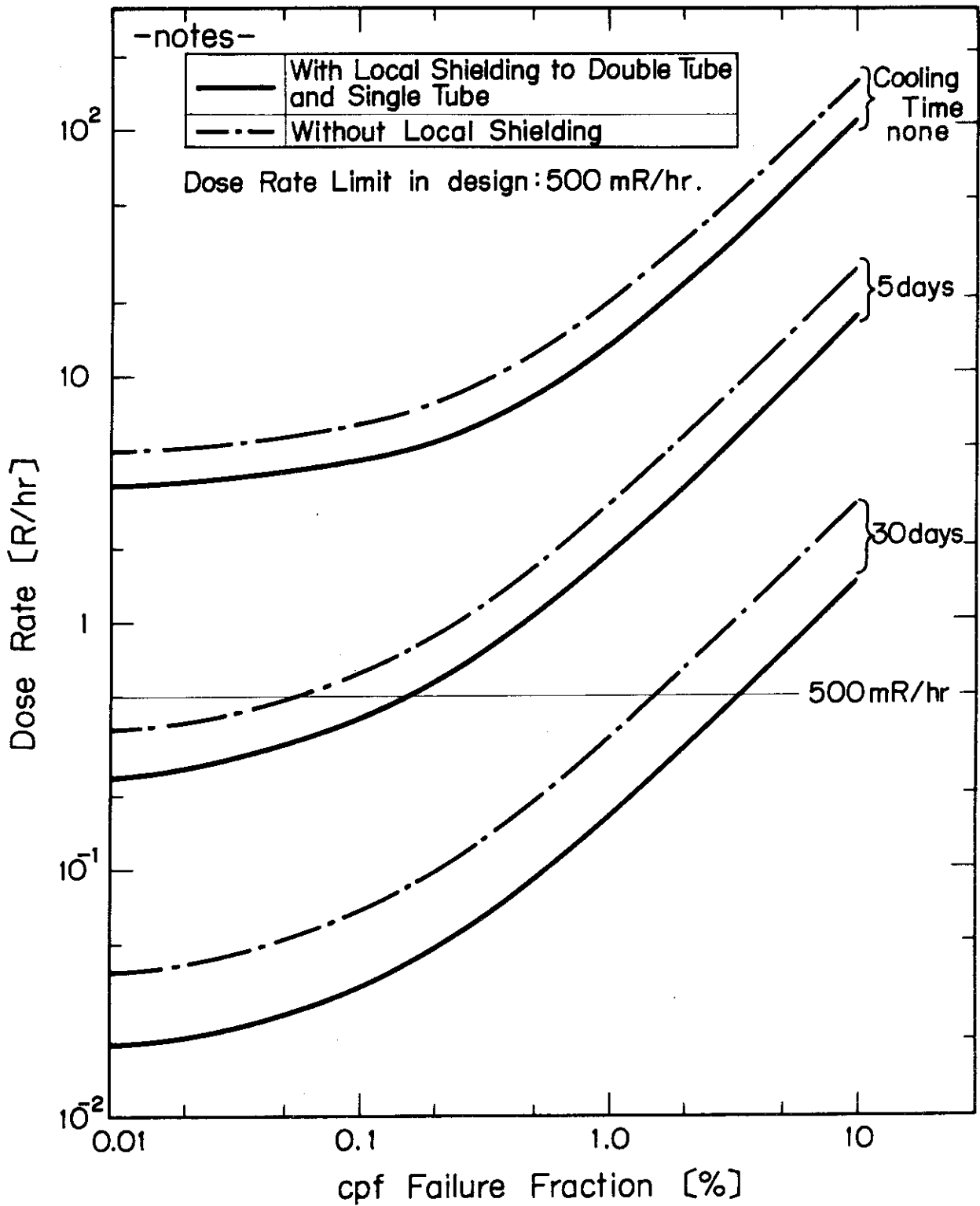


Fig. 2.3.2 Relations between cpf-Failure Fraction and Dose Rate in IHX-room. They are concerned to set forth the effects of Local Shielding against some particular components in IHX-room.



## Ⅲ章 2次系2重管破断事故時の公衆被曝線量の検討

### 3.0 はじめに

#### 3.0.1 目的

プラント状態Ⅲ，Ⅳに属する2次系の配管破断事故を想定し，所外に放出される放射性物質を低減する対策が有効でなかった場合を仮定すると，公衆に重大な影響を及ぼす可能性のあることが，既に第1次概念設計において指摘されている。すなわち，第1次概念設計においては，所外放出量低減の対策として緊急隔離弁および緊急ダンプ系の設置を考え，いくつかのパラメータサーベイを行なうことによって，それらに課せられる諸機能を事故にともなう公衆の被曝線量との関連で検討している。しかしながら，この段階の検討では，事故等の中間熱交換器伝熱管破断本数，プレートアウト放射能離脱率，隔離弁漏洩率等についてかなり大胆な仮定を採用しているため，2次系破断事故時の事故後の状況に関する更に一歩進んだ検討を，これら諸仮定の検討も含めて，より広範におこなう必要がある。

ここでは，多目的高温ガス実験炉（VHTR）安全特性検討の一環として，上記事故をとり上げ，それに関連した諸設計変数の相互依存性を明確にすることによって，今後工安系および事故後シーケンスを設定してゆく上での有用なデータを得ることを目的とした検討を行なう。

#### 3.0.2 事故の概要

2次系2重管破断事故が生じた際，1次系および2次系がいかなる挙動を示し，また放射能の移行がどのように生ずるかについては，第1次概念設計において既に検討されており，その概要は以下のようなものである。

この事故に関する諸対策には次の諸機能が求められる。

- ① 中間熱交換器1次側，2次側間の差圧低減。  
（IHX伝熱管伝播破損防止，放射能放出量低減）
- ② 1次系および2次系の減圧  
（炉心昇温にともなう追加放射能放出量低減）
- ③ 2次系隔離  
（放出放射能量低減）

ここでは上記機能を果すものとして，次のような系統を設定する。

##### ① 緊急隔離弁

事故時に2次系を緊急隔離し，かつその後の加圧状態および減圧後での漏洩を可能な限り低く押える機能を持つ。

##### ② 緊急ダンプ系

事故時に1次系ヘリウムを緊急ダンプし，ダンプタンクおよび1次系の状態が平衡に達した時点でコンプレッサーポンプによる排出（ダンプタンクへ圧搾注入）を開始する。コンプレッサーポンプによる排出は，系がほぼ1気圧になるまで継続して行なう。すなわち，この系は差圧低減および減圧の機能をもつ。

このような諸対策を講じた上での炉内諸パラメータ挙動を解析した。結果の一例として，圧力の挙動はFig. 3.0.1のようなものである。この図に示される一連の挙動は次のように3つの過程に

分割して考えられる。

### 第1過程

ダンプ系の作動で1次系ヘリウムダンプを行ない、1次系とダンプタンクの状態が平衡に達するまでの過程。この過程で補助建家内に急激に放出される放射能は、建家バントから直接所外放出されるものとする。

### 第2過程 (Compressor phase)

第1過程終了後、コンプレッサーポンプによるヘリウム排出を開始し、1次系圧力がほぼ1気圧に減圧するまでの過程。なお減圧は炉心昇温開始前に終了するようなポンプ容量を設定するものとする。

### 第3過程 (Leak phase)

1次系および2次系の状態が、補助建家内の状態とほぼ等しくなった後の1次系からのリーク過程。

ここでは、この第1、第2、第3過程のうちで第1、第2過程を対象とした検討を行なう。第3過程は炉心昇温およびその後の温度下降にともなう冷却材の膨張、収縮による隔離弁漏洩率変化、炉心冷却、補助建家内放出後の放射能処理等、更に検討を要する項目がいくつかあるため、今回は検討範囲外とした。なおこの過程の挙動については事故後シーケンスの明確化と共に今後詳細な検討を行なってゆく必要がある。

## 3.1 解析方法

### 3.1.1 概要

#### (1) 放出可能放射エネルギー解析

この解析は、事故の際に所外放出される可能性のある放射エネルギー、すなわち1次系内循環放射エネルギー、離脱プレートアウト放射エネルギーの計算を目的としたものである。

これらを規定する設計変数は、健全、破損燃料のR/B値、プレートアウト率、燃料破損率、炉運転期間、事故時プレートアウト離脱率等であるが、ここではそのうちの燃料破損率、および事故時プレートアウト離脱率をパラメータとして選定し、他の変数は第1概念設計仕様、事故状態解析結果<sup>(\*)</sup>、あるいは米国商用炉の実例に基づいた最も妥当と考えられる値を設定した。なお事故時のプレートアウト離脱率は、事故の状態が確定すれば本来は定めうる性質のものであるが、現時点においては、その解析に不明確な点が残されているため、ここでは敢えてパラメータの一つとして選択した。対象核種は沃素 ( $I^{131} \sim I^{135}$ )、 $Sr^{90}$  とし、計算は後述する“RADFE”コードを使用して行なった。

#### (2) 被曝線量評価

補助建家内に放出された放射性物質は建家バントを介して所外放出されるが、その際の公衆被曝線量を  $I^{131}$ 、 $Sr^{90}$  で評価するものである。被曝径路としては呼吸によるもののみを対象とする。

(\*) JAERI-M 6400 “多目的高温ガス実験炉の安全解析” (1976)

## (3) 事故時のヘリウム放出挙動解析

この解析は事故の際のヘリウム放出挙動を種々のパラメータを変化させて計算するものである。

これに関係のある設計変数は、緊急ダンプ系については、ダンプタンク容量、初期温度、配管長、配管断面積、ダンプ弁開時間、コンプレッサー始動時点、コンプレッサー容量等であり、また緊急隔離弁については、隔離弁閉止時間、加圧状態および減圧後の隔離弁漏洩率である。ここではそのうちで、ダンプタンク容量、緊急隔離弁閉止時間、緊急隔離弁加圧状態漏洩率、および中間熱交換器伝熱管破断本数をパラメータとし、他のデータは主に第1次概念設計に基づいたものを設定した。

計算は後述する“GASRUP-4”コードを使用して行なった。

## 3.1.2 解析モデルと計算コード

## (1) 放出可能放射エネルギー解析

## (i) 使用コード

使用コードは“RAD-2”コードの一部を改良した“RADEF”コードである。このコードはHTGRプラント内での放射能分布を各コンポネント、たとえば「1次冷却材ループ」、「コールドトラップ」等を一点近似でモデル化することによって計算するものである。

このコードの詳細については脚注の参考文献<sup>(\*)</sup>を参照されたい。

## (ii) 解析モデル

今回の解析で使用したモデルはFig. 3.1.1のとおりである。このモデルはVHTR第1次概念設計に基づいたものである。なおこのモデルは安全評価解析を行なうために設定したもので、プレートアウト量解析は冷却材中に放出されたFPが100%沈着するという仮定に基づいて組まれている。一次冷却材中の循環放射エネルギー解析に使用するプレートアウト率については後述する。

## (2) 事故時のヘリウム放出挙動解析

## (i) 使用コード

使用コードは、汎用減圧事故解析コード“GASRUP-4”である。このコードは、プラントを容積を持つノードと、抵抗を持つブランチの組み合わせで表現し、各ノードにおいては、マス・エネルギーバランス、各ブランチにおいては、モーメントバランスを考える。破断孔よりの流出は、臨界あるいは臨界以下の断熱、等エントロピー変化とする。なお、循環機や、隔離弁、ダンプシステム、コンプレッサーの模擬も行なっている。

## (ii) 解析モデル

今回の解析で使用したモデルはFig. 3.1.2のとおりである。このモデルは、原子炉を中心とする1次冷却系とIHXの2次側および大気系で構成されており、1次系と2次系はIHXで連絡している。ダンプ系は原子炉下部プレナムに結合しており、隔離弁は、2次系のIHX入口、出口部に設けられている。

(\*) GAMD-6519, “RAD2, a computer Program for calculating Fission Product Radioactivities” (1965)

### (3) 被曝線量評価

評価対象は通常運転時の場合と同様で、 $\gamma$ 線による外部被曝線量、および呼吸による甲状腺内部被曝線量である。評価方法についても同様であり、 $\gamma$ 線に関しては、有限プルームの3次元積分モデル、甲状腺被曝に関しては、ICRPモデルにしたがっている。

#### 3.1.3 計算条件およびデータ

##### (1) 放出可能放射エネルギー解析

この解析に使用した計算条件およびデータは、Table 3.1.1のとおりである。燃料破損率以外のデータはほぼ第1次概念設計ベースであり、解析上安全側の仮定に基づいたものである。プレートアウト量を算定するためのプラント運転期間については、9000日(約25年)を想定した。

また循環放射エネルギーを計算する際のプレートアウトファクターについては安全側に1%/passの値を採用した。

##### (2) 事故時のヘリウム放出挙動解析

この解析に使用した計算条件、データをTable 3.1.2に、また解析ケースをTable 3.1.4に示す。

パラメータは前述したとおり、緊急隔離弁閉止時間、緊急隔離弁加圧状態漏洩率、ダンプタンク容量、中間熱交換器伝熱管破断本数の4種類である。

緊急隔離弁閉止時間については現設計の1/2~2倍の範囲を対象とし、ダンプタンク容量については、0~500m<sup>3</sup>の範囲を対象とした。

なおコンプレッサー容量は予備的な検討を行なった結果、事故後約1時間で系内圧を1atm迄減圧させるのに必要な容量として設定した。

この1時間という値は、事故時の炉心昇温開始前にコンプレッサーによる排出を終了するという前提のもとに、事故状態解析結果<sup>\*1</sup>のうちで、1次系配管破断事故解析結果から引用した値である。

この値についてはあくまで暫定的なものであり、本来は2次系二重管破断事故時の炉心冷却等事故後シーケンスが確定した後に、事故時の炉心昇温挙動から決定されるべきものである。

##### (3) 被曝線量解析

この解析で使用した計算条件およびデータは、Table 3.1.3に示すとおりである。ここでは甲状腺被曝に関する換算定数として、大人に対するものを示しているが、小児の場合には甲状腺重量あるいは呼吸率の差異を考慮すると、この値の4倍となる。

これらの数値を用いて、ヨウ素、ストロンチウム各1Ciが放出された場合の被曝線量は次の通りである。

##### (i) I<sup>131</sup> 1Ci 放出時の被曝線量

I<sup>131</sup> 1Ci 放出時の幼児甲状腺被曝線量は、Table 3.1.2 および脚注の参考文献<sup>\*2</sup>のデータより次のように計算される。

\*1. JAERI-M 6400 “多目的高温ガス実験炉の安全解析”(1976)

\*2. ICRP Pub. 2 “体内放射線の許容線量”

$$\begin{aligned} \text{Dose (rem)} &= 4 \times 128 \times 10^6 (\text{rem/Ci}) \times 1.25 (\text{m}^3/\text{hr}) \times 8 \times 10^{-8} / 2 \left( \frac{\text{Ci} \cdot \text{hr}}{\text{m}^3} \right) \\ &= 0.256 (\text{rem}) \end{aligned}$$

(ii)  $\text{Sr}^{90}$  1 Ci 放出時の被曝線量

$\text{Sr}^{90}$  の場合も  $\text{I}^{131}$  の場合と同様に次のように計算される。

$$\begin{aligned} \text{Dose (rem)} &= 3.6 \times 10^7 (\text{rem/Ci}) \times 1.25 (\text{m}^3/\text{hr}) \times 8 \times 10^{-8} / 2 \left( \frac{\text{Ci} \cdot \text{hr}}{\text{m}^3} \right) \\ &= 1.8 (\text{rem}) \end{aligned}$$

## 3.2 解析結果と検討

### 3.2.1 放出可能放射能量

Fig. 3.2.1 に循環放射能量, Fig. 3.2.2 にプレートアウト放射能量を燃料破損率, 離脱率をパラメータとして示す。

事故時に放出可能な放射能量は, 循環放射能の場合 100% であるが, プレートアウト放射能の場合にはその全量が放出されるわけではなく, 事故時のヘリウム放出挙動から規定される離脱率 (Lift-off-factor) によって決定される。ここでは LOF が 1, 5, 10, 30, 50% の 5 ケースについて示した。

事故時に放出可能な全放射能量 (但し炉心放射能を除く) は Fig. 3.2.1 および Fig. 3.2.2 の値を加えたものであり, それは, 殆んど Fig. 3.2.2 の値に等しい。

### 3.2.2 事故時のヘリウム放出挙動解析

(1) 第 1 過程 (Blowdown phase)

(i) 緊急隔離弁閉止時間の影響 (Case 1 - Case 6)

結果を Fig. 3.2.3 に示す。これは放出ヘリウム量を隔離弁閉止時間および IHX 伝熱管破断本数をパラメータとして解析したものである。隔離弁閉止時間が長くなると放出ヘリウム量は増加するが, ダンプ系を設置している場合には, 15 秒以上の長い閉止時間における放出量の増加が少なくなっており, 同時間におけるダンプ系のない場合に比して著しい減少がみられ, このような条件ではダンプが放出量低減に有効と考えられる。今回設定したダンプ系は, かなり急速なダンプ (15 秒) を想定しており, 実際問題として緊急隔離弁の閉止時間に比較して, よりゆっくりしたダンプを行なう場合には, ダンプ系なしの場合のヘリウム放出特性に近いと考えられるが, この場合においても, 隔離弁閉止時間が長ければ, ダンプは有効であろう。このように, ダンプ系の有効性は, ダンプ系と隔離弁の各動作時間の相互関連で判断されるべきものである。なお, 現設計での緊急隔離弁閉止時間は約 7 秒であり, 上述の性能のダンプ系を設けたのでは, ヘリウム放出量はダンプ系なしの場合より約 15% 減少する程度である。

さらに第 2 過程のところで述べるが, 加圧状態でのヘリウム漏洩量はきわめて微小であり, 加圧状態での漏洩量低減のための緊急ダンプの必要性は結論されない。したがって放射能のみの観点から見た場合, 第 1 過程については緊急隔離弁の性能を検討することが重要であるといえよう。

(ii) 緊急ダンプ系容量の影響 (Case 2, 7, 8, 9)

ここでは緊急隔離弁の閉止時間を 10 秒と想定した場合のダンプ容量の, 放出ヘリウム量に及ぼす影響を検討した結果を示す。結果は Fig. 3.2.4 のとおりである。

この図からわかるように、ダンプ系容量を増せばそれだけ放出放射エネルギー低減の効果が增大するというものではない。実際にダンプタンク容量を設定する際には、このような点も十分考慮しておく必要がある。なお、この隔離弁閉止時間におけるダンプ系を設置した場合の放出ヘリウム量は約20%減である。

## (2) 第2過程 (Compressor phase) (Case2, 5, 10)

加圧状態でのヘリウム放出量解析の結果を示す。Case 5はダンプ系を設置し、さらにコンプレッサーポンプによる排出も考慮したものであるが、この場合の第2過程での放出量はきわめて微小であり (GASRUP, 4の計算精度外)、第1過程での放出量に比較して殆んど無視できるものであった。なお参考までにダンプ系を設置しない場合 (Case 2)、またダンプ系を設置せず、かつ緊急隔離弁の加圧状態での漏洩率を設計値よりも1桁上げた場合 (Case 10)の解析も合せて行なったが、これらのヘリウム放出量はCase 5の場合と同様に、きわめて微小であることがわかった。

したがって特にCase 5, 10の結果から見て、第2過程での放射能放出量に着目した緊急ダンプ系設置の要求は必ずしも結論されないことが言えよう。

### 3.2.3 許容被曝量と設計パラメータとの関係

前項までで、第2過程の放出ヘリウム量はきわめて微小であり、その点からは緊急ダンプ系が不要であること、および第1過程においては緊急ダンプ系はある程度有効であるが、緊急隔離弁の閉止時間が十分短ければ、その必要性は必ずしも結論されないという結果を得た。

ここではそのような点を考慮し、緊急隔離弁の閉止対策のみを考慮し、緊急ダンプを実施しないという仮定のもとで、諸パラメータの関連を検討する。

判断基準である所外公衆被曝線量基準は、ヨウ素による幼児甲状腺線被曝、およびストロンチウムによる骨被曝について設定することとし、前者については重大事故時の幼児被曝めやす線量150 remの1/10、すなわち15 remとし、後者については米国での例 (脚注参照<sup>(\*)</sup>)を参考に150 remの1/10、すなわち15 remを採用した。

なお、今回は前記第1, 第2過程の解析のみを実施しており、第3過程の解析を行っていないため、この点を考慮して、第1, 第2過程への線量割当を暫定的に80%とした。

Fig. 3.2.5はFig. 3.2.3の結果を最大許容放出可能放射エネルギーの形で書き直したものである。すなわち緊急隔離弁閉止時間、中間熱交換器伝熱管破断本数を固定した場合に、許容される最大の放出可能放射エネルギー (3.1.1(1)参照)を示したものである (隔離弁リーク率 $10^{-3}$  acc/sec)。この図と放出可能放射エネルギーと諸パラメータとの関係 (3.2.1参照)を用いて、種々のパラメータ間の関連を知ることが可能である。

ここではその一例として、中間熱交換器伝熱管破断本数を1本と仮定し、燃料破損率と隔離弁閉止時間との関連をLOFをパラメータとしてFig. 3.2.6に示した。

またFig. 3.2.7は、緊急隔離弁の閉止時間を10秒と想定した場合の燃料破損率と中間熱交換器伝熱管破断本数との関連を、LOFをパラメータとして示したものである。

(\*) Docket 50267-38 "Safety evaluation by the Division of reactor licensing U.S. Atomic Energy Commission in the matter of F.S.V."

以上のような図から種々の設計変数の関連を把握することが可能である。

### 3.3 結論と問題点

前節までにおいて解析の概要およびその結果について述べてきた。ここではその結論および問題点をまとめておく。

①放出ヘリウム量は、緊急隔離弁の加圧状態漏洩率が十分低ければ（例えば、現設計値  $10^{-3}$  程度）、第1過程の寄与がその殆んどを占め、第2過程中の放出ヘリウム量はそれに比較して十分小さい。すなわち第1、第2過程を対象とする限り、放出ヘリウム量を支配するパラメータとしては緊急隔離弁の閉止時間が重要なものである。

②ダンプ系の設置は、その設計如何ではヘリウム放出低減対策としてある程度有効であるが、その開時間、あるいは容量は、緊急隔離弁閉止時間との関連で検討すべき問題である。ただし第2過程までを対象とする限り結果の項で述べたような理由によって緊急ダンプの必要性は結論されない。

③事故後の追加放射能放出に着目した場合、緊急隔離弁、あるいは1次系、2次系機器の漏洩率が低いとしても、その長期間に及ぶ効果によって所外放出放射エネルギーが問題となる可能性もある。緊急ダンプ系の必要性は、むしろこの点に着目し、かつ事故時の炉心冷却、中間熱交換器伝熱管健全性、ダンプタンク構造強度等放射能以外の要求も十分考慮した上で検討すべき問題である。今後の総合的な評価が必要であろう。

④現在の緊急隔離弁の設計では、閉止所要時間約7秒である。プレートアウト放射能離脱率については前述したように今後の詳細検討を必要とするが、たとえば米国商用炉でのデータ<sup>(\*)</sup>にしたがえば、ヨウ素1.1%、ストロンチウム0.671%という値を使用している。VHTRの場合、システムが相異なるために必ずしもこの値が妥当ではないと考えるが、仮にこの値を採用した場合ヨウ素およびストロンチウムについてはFig.3.26より判断して、燃料破損率は20%以上でも十分要求を満足することがわかる。しかしながら離脱率の値がたとえば1桁上昇したような場合には、破損率はせいぜい5%程度までしか許容できない。

---

(\*) Docket 50450 "Summit Power Station Unit 1 and 2, License Application PSAR Amend. 6"

Table 3.1.1 Data used in calculation of available Fission Product release

Items	Units	Data
1. Reactor power	Mwt	50
2. Purification rate	%/pass	1
3. Plate-out factor	%/pass	1
4. Fuel irradiation time	days	700
5. Plant operating time	days	9000
6. cpf-failure fraction	%	parameter (0.5,1,5,10)
7. Min. R/B of cps	-	$10^{-4}$

Table 3.1.3 Data used in exposure dose calculation

Items	Units	Data
1. Release height	m	17
2. Wind speed	m/sec	2
3. Pasquill condition		D
4. Distance	m	380
5. Dose conversion factor of Iodine	rem/Ci	$1.5 \times 10^6$ (adult)
6. Dose conversion factor of Strontium	rem/Ci	$3.6 \times 10^7$
7. Breathing rate	m <sup>3</sup> /hr	1.25



Table 3.1.2 Data used in GASRUP-4 code

Components or items	Data		
	Volume (m <sup>3</sup> )	Temperature (°C)	Length, size or capacity
1. Outlet plenum of core	10	1000	
2. Lower plenum	50	400	
3. Upper plenum	60	400	
4. Intermediate Heat Exchanger			
1 Primary side			
Inlet plenum	15	990	
Outlet plenum	15	370	
2 Secondary side			
Inlet plenum	15	300	
Outlet plenum	15	930	
5. Circulator	10	380	1.6 ata(head)
6. Dump tank	100~500	20	
7. Length of piping			
1 Reactor ~ IHX			42 m
2 IHX ~ circulator			50
8. Size of double tube			
1 Liner			365 <sup>ID</sup> ×377 <sup>OD</sup> ×6 <sup>T</sup> (mm)
2 Inner tube			489 <sup>ID</sup> ×508 <sup>OD</sup> ×9.5 <sup>T</sup> (mm)
3 Outer tube			616 <sup>ID</sup> ×660 <sup>OD</sup> ×22 <sup>T</sup> (mm)
9. Single tube			381 <sup>ID</sup> ×406 <sup>OD</sup> ×13 <sup>T</sup> (mm)
10. Compressor capacity			0.2 (m <sup>3</sup> /sec)

Table 3.1.4 Summary of analysed cases

Case no.	Time required to close Isolation Valve	Leakage rate (*) of Isolation Valve	Number of ruptured tubes in IHX	Volume of dump tank
	(sec)	(acc/sec)		(m <sup>3</sup> )
1	5	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	0
2	10	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	0
3	15	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	0
4	5	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	500
5	10	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	500
6	15	10 <sup>-3</sup>	0.5,1,2,3	500
7	10	10 <sup>-3</sup>	1	100
8	10	10 <sup>-3</sup>	1	300
9	10	10 <sup>-3</sup>	1	500
10	10	10 <sup>-2</sup>	1	0

\* At 43 ata of pressure difference.

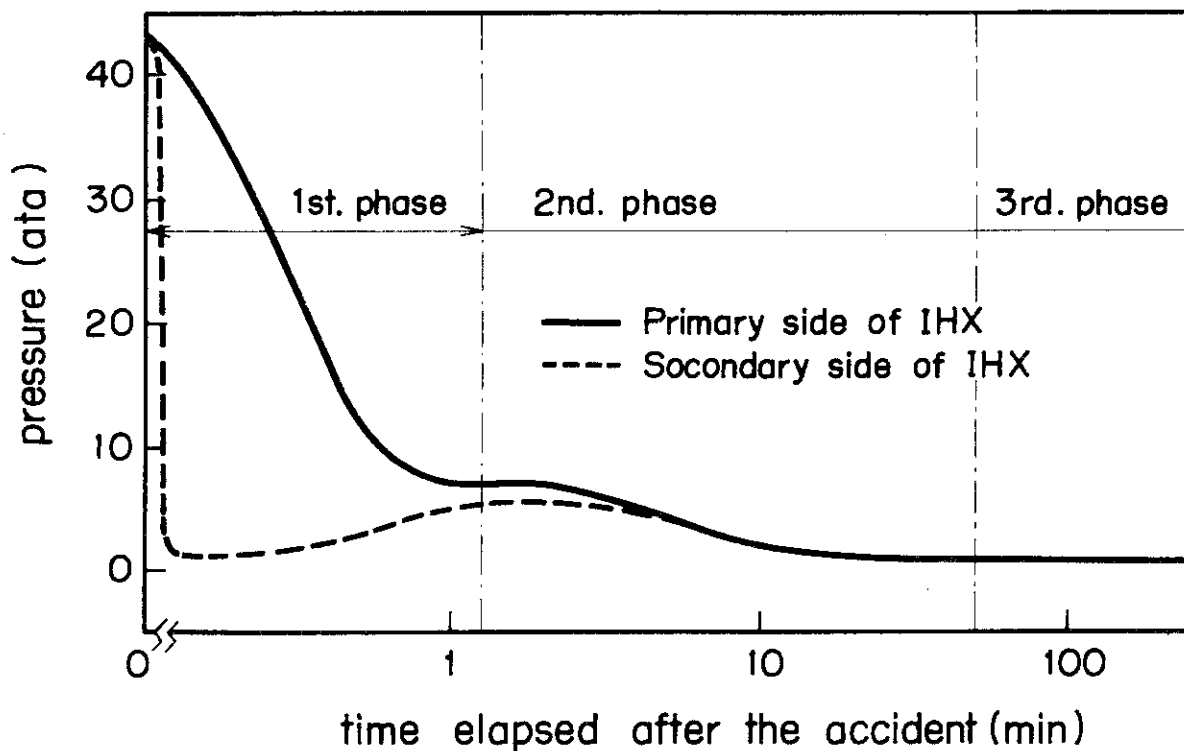


Fig. 3.0.1 Conceptual figure illustrative of the pressure transients in the secondary pipe-rupture accident.

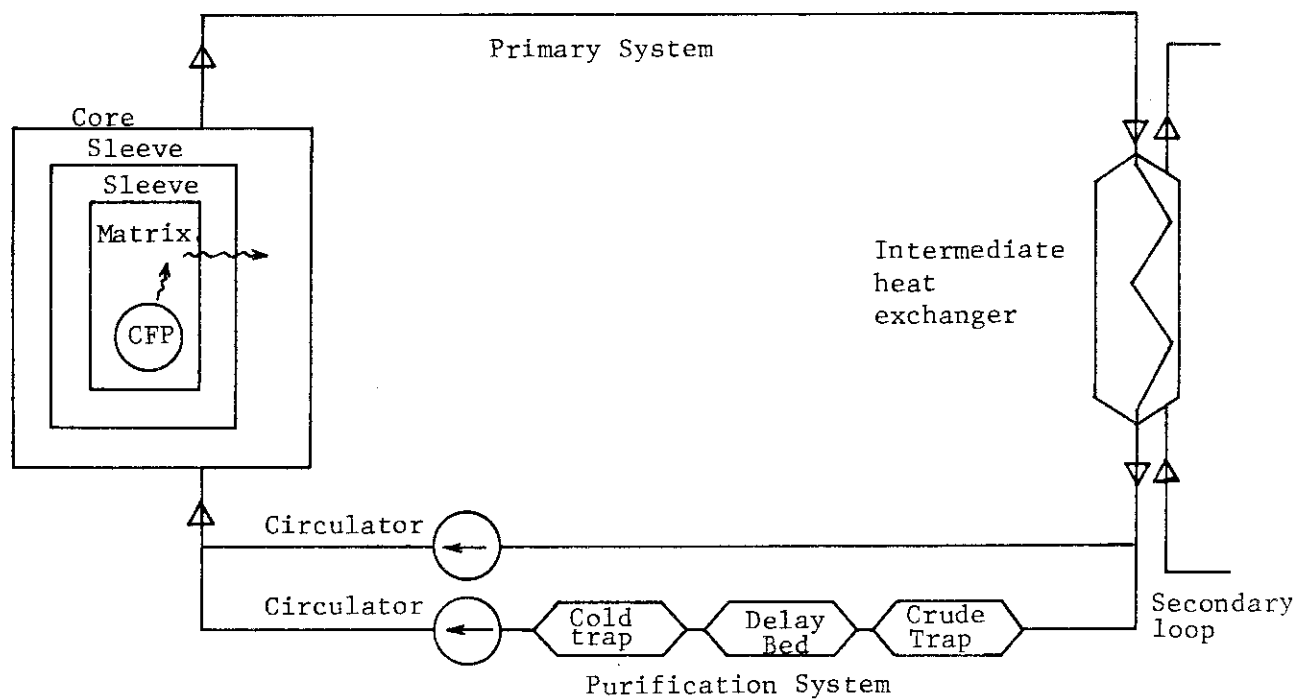
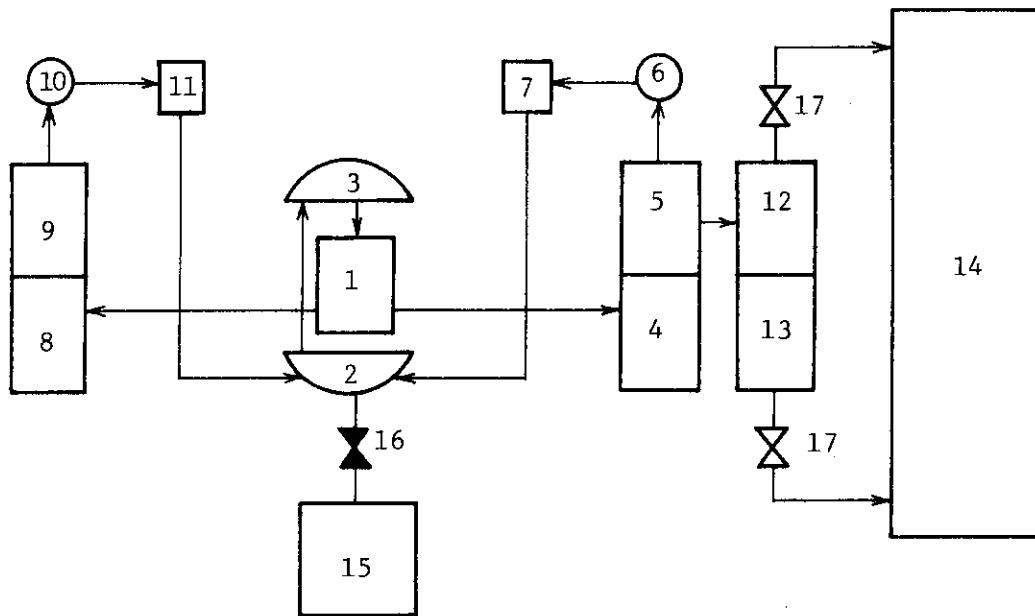


Fig. 3.1.1 Conceptual diagram illustrative of the Radioactivities Transport in the primary cooling system. This is a basic calculation model of "RAD-2" code.



- Legend -

- |  |   |
|--|---|
| 1. Outlet plenum                       | 10. Piping                                |
| 2. Lower plenum                        | 11. Circulator                            |
| 3. Upper plenum                        | 12. Secondary side of IHX (ruptured loop) |
| 4. Primary side of IHX (ruptured loop) | 13. Secondary side of IHX (ruptured loop) |
| 5. Primary side of IHX (ruptured loop) | 14. Auxiliary building                    |
| 6. Piping                              | 15. Dump tank                             |
| 7. Circulator                          | 16. Valve and compressor                  |
| 8. Primary side of IHX (Intact loop)   | 17. Isolation valve                       |
| 9. Primary side of IHX (Intact loop)   |   |

Fig. 3.1.2 Calculation model for analysing the secondary pipe rupture accident.

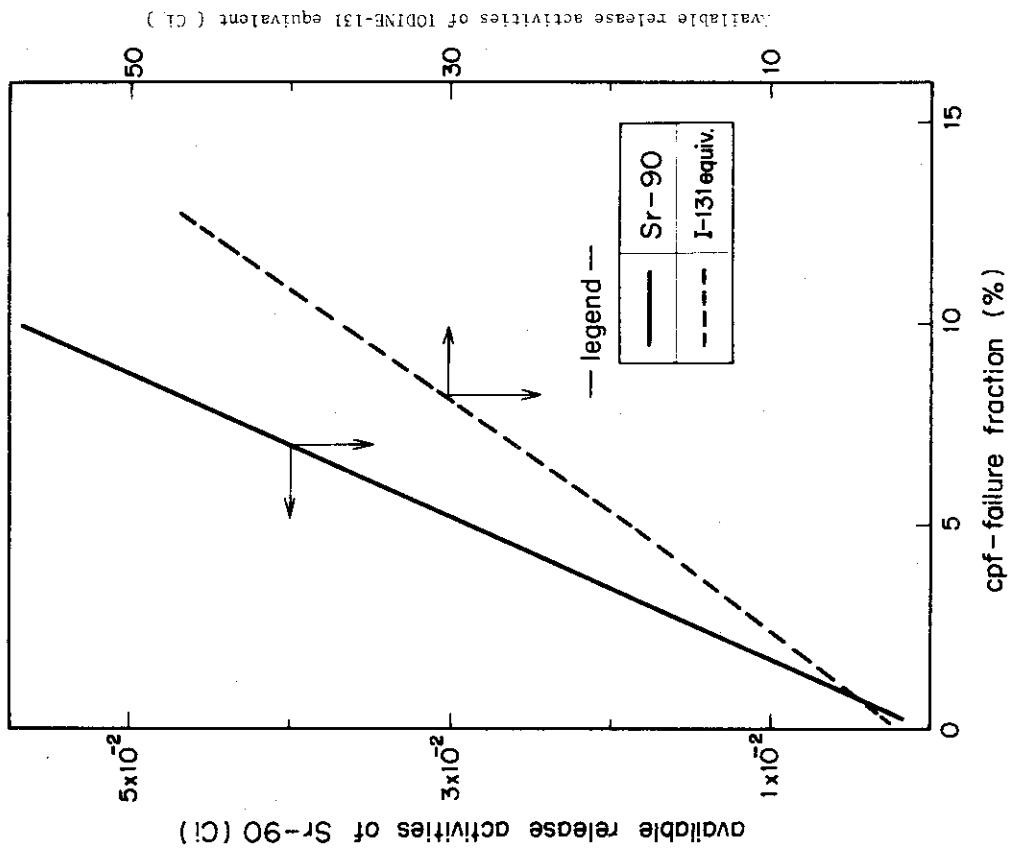


Fig. 3.2.1 Activities of Iodine ( I-131 equivalent ) and Sr-90 circulating in the primary cooling system versus cpf-failure Fraction. All of them are assumed to be released into the AUXILIARY BUILDING by the pipe-rupture accident in the secondary loop.

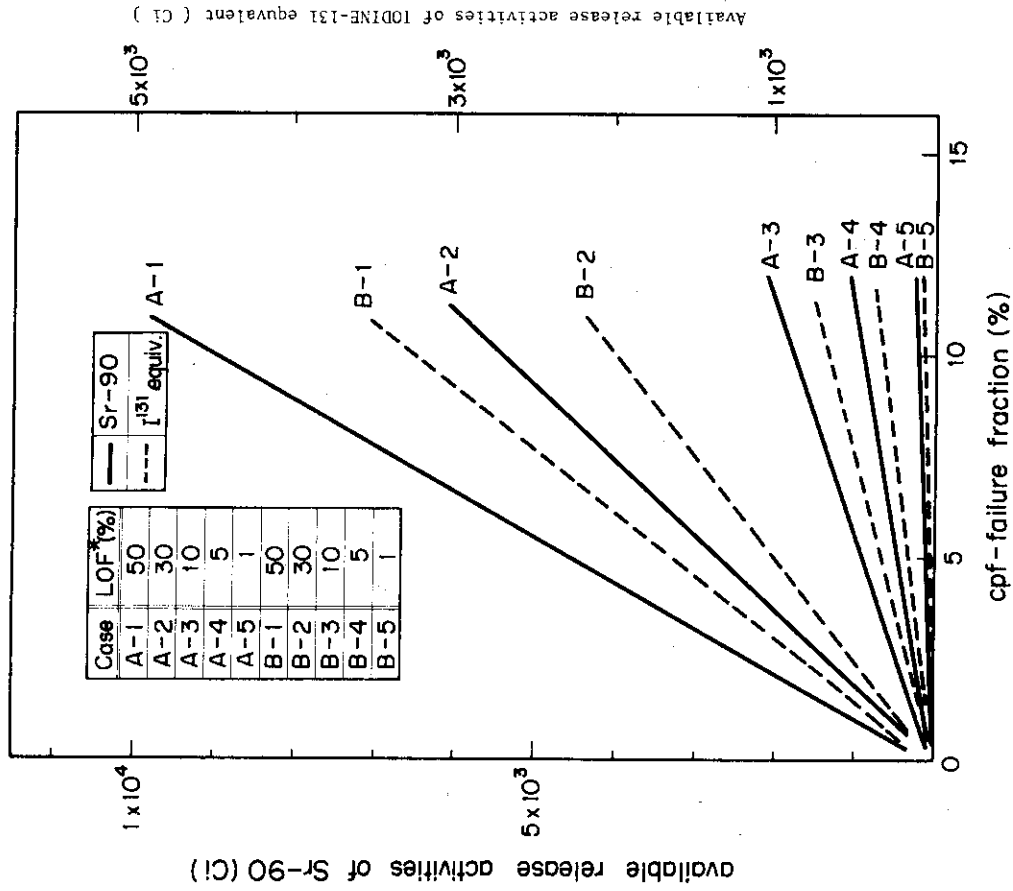


Fig. 3.2.2 Activities of Sr-90 and IODINE-131equi. plated out in the primary system which are assumed to be released into the AUXILIARY BUILDING by the secondary pipe rupture accident. (\*) LOF is used in place of the term " Lift Off Factor ".

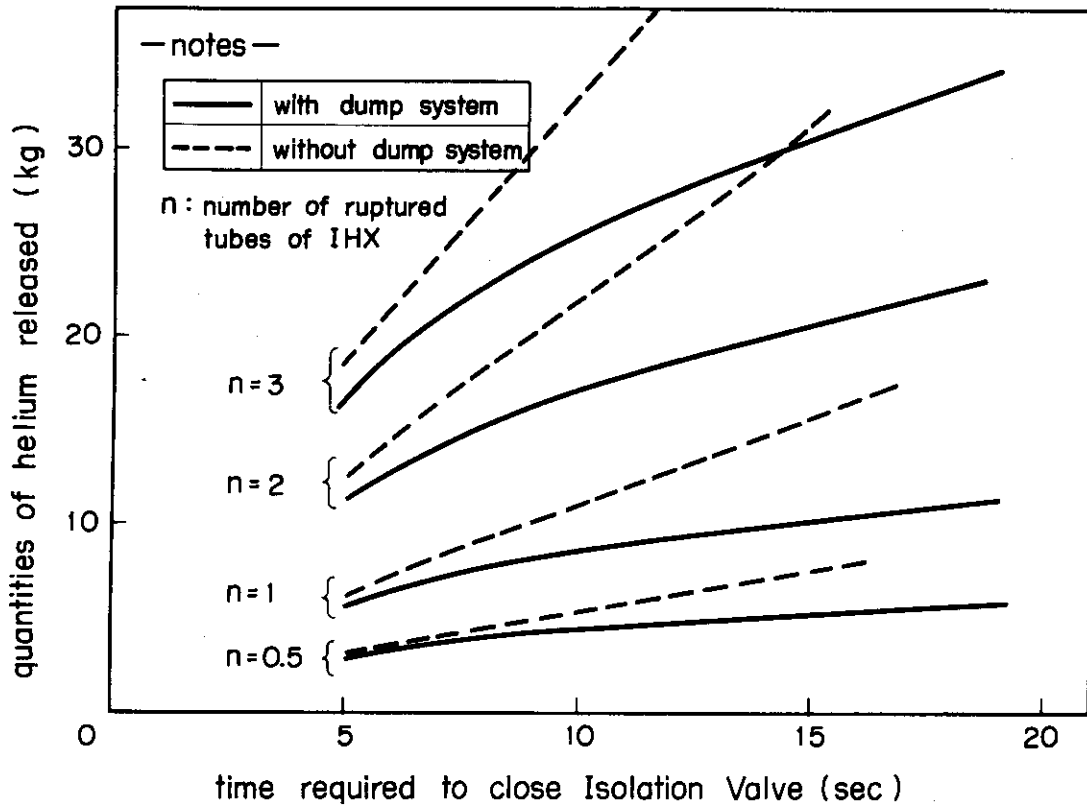


Fig. 3.2.3 Quantities of helium released versus time required to close ISOLATION VALVE completely. Solid line and dotted line show the cases with DUMP SYSTEM and without one respectively.

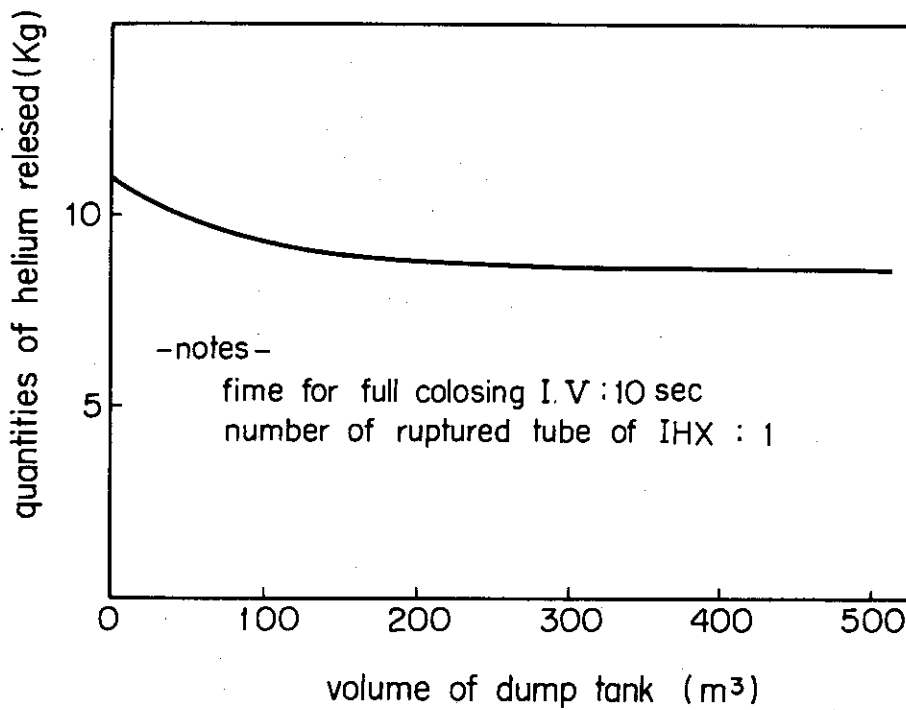


Fig. 3.2.4 Relations between quantities of released helium and volume of DUMP TANK under the conditions of 10sec of time for closing ISOLATION VALVE fully and one of the number of ruptured tubes in IHX.

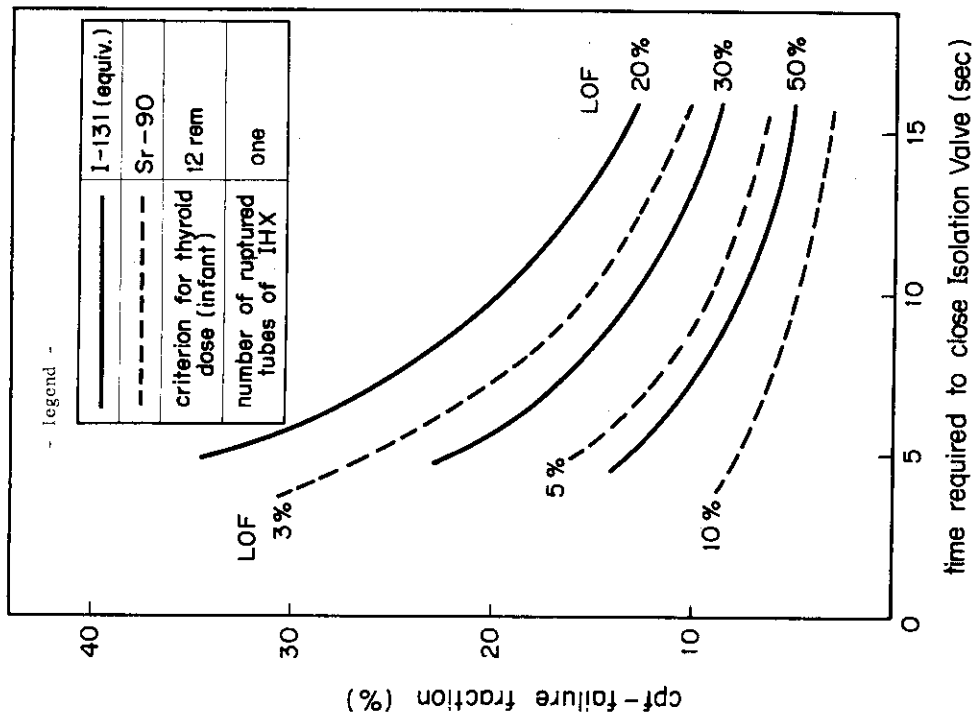


Fig. 3.2.6 Trajectories on which cpf-failure Fraction and time required to close ISOLATION VALVE fully keep the thyroid dose for an infant less than 12 rem ( 15rem multiplied by 0.8 ).

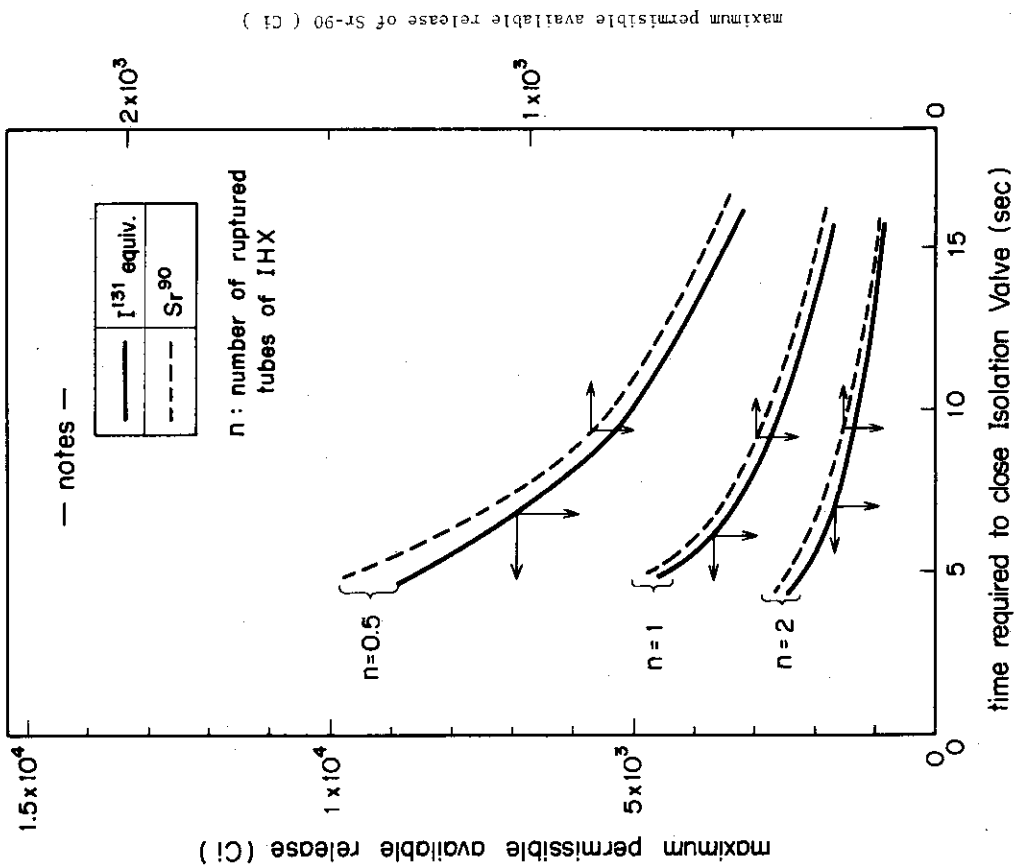


Fig. 3.2.5 Maximum permissible release of activities versus time required to close ISOLATION VALVE completely. Solid line and dotted line show the cases of IODINE ( I-131 equivalent ) and Sr-90 respectively.

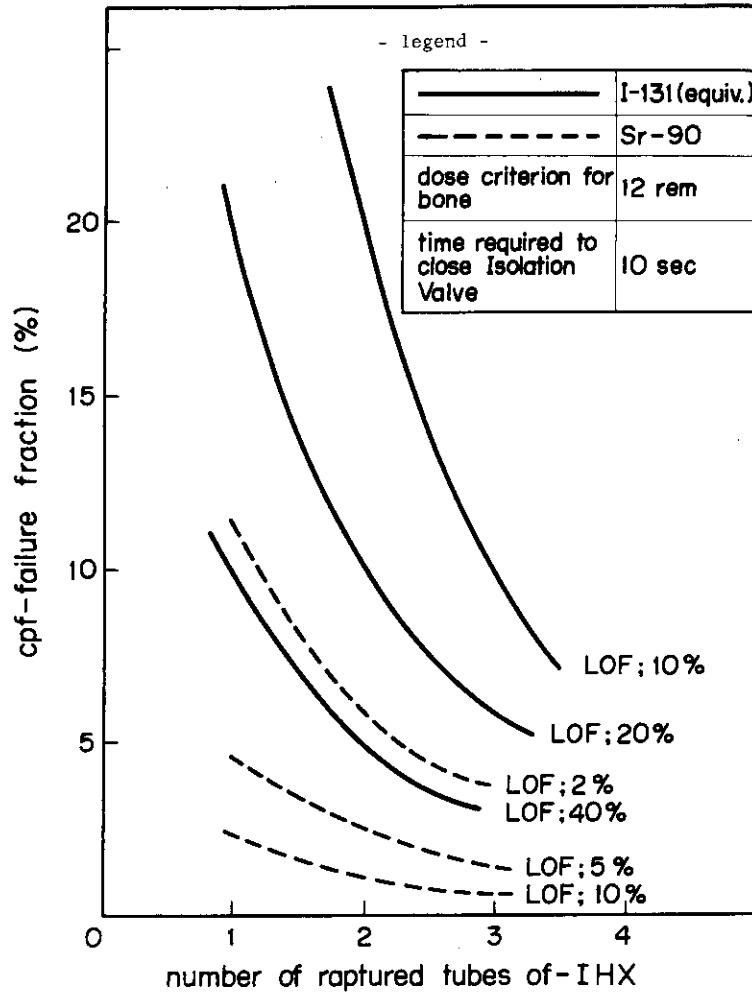


Fig. 3.2.7 Trajectories on which cpf-Failure Fraction and the number of ruptured tubes of IHX keep the BONE DOSE for the public less than 12 rem ( 15 rem multiplied by 0.8 ).



## IV章 炉心内流路閉塞事故の検出可能性検討

### 4.0 はじめに

#### 4.0.1 目的

プラント状態Ⅲ、Ⅳに属するような炉心内流路閉塞事故を想定した場合、その検出手段としては、原子炉出口冷却材温度と冷却材中のF・P濃度が考えられる。これまで、Mark-Ⅱ炉心については、流路閉塞時の温度挙動解析が行なわれており、閉塞チャンネル10本以上では検出可能性が有るとされていた。また、F・P濃度についても、第1次概念設計の破損燃料検出系の感度の検討において、3,4本の異常チャンネル(100%破損)が有れば検出可能とされている。しかし、いずれの解析も予備的なものであるため、いくつかの大胆な仮定が設けられている。そこで今回、その詳細化を図る意味で、Mark-Ⅲ炉心について、炉心内流路閉塞事故の検出可能性を、冷却材温度とF・P濃度の双方について系統的に検討した。

#### 4.0.2 解析の概略

今回の解析では、プラント状態Ⅲに属する単一チャンネルの完全閉塞と、ブロックの部分的閉塞を想定した。解析の第1段階は、温度挙動解析である。想定した現象は、何らかの原因による1本の燃料チャンネルの冷却材流量の減少(今後これを流路閉塞とよぶ)と、1個の標準ブロック(12チャンネル)の冷却材流量の減少であり、この時の閉塞チャンネルとそれに隣接するチャンネルの温度上昇を計算する。第2段階は、F・P濃度解析であり、ここでは第1段階で得られた各部燃料温度(閉塞チャンネル、隣接チャンネル、その他の健全チャンネル)に基づいて、1次冷却材中へのF・P平衡濃度の計算を行うものである。

### 4.1 解析方法

#### 4.1.1 概要

##### (1) 温度挙動解析

単一チャンネルの閉塞事故では、閉塞チャンネルの周囲に120度対称で3本の健全チャンネルが存在すると仮定した。Mark-Ⅲ炉心では、標準ブロックには12本、制御棒用ブロックには、3本の燃料チャンネルが有り、制御棒挿入孔にも制御棒冷却のため、燃料チャンネルとはほぼ同量の冷却材が流れている。したがって、炉心内のどのチャンネルも周囲に最少限3本のチャンネルが隣接していると考えられる。また、ブロック閉塞事故の場合は、60度対称で、閉塞ブロックの周囲に6個の標準ブロックが隣接していると仮定した。これは、黒鉛ブロックが蜂の巣状に配列されているためである。解析の手順としては、まず、定格出力、定格流量での定常温度分布を求め、その後、片方のチャンネル流量を減少させて温度挙動を計算する。

解析ケースについては、プラント状態Ⅲに属する単一チャンネルの完全閉塞とブロックの部分的閉塞に相当するものの中から代表的なケースとして下記の4ケースを選定した。

- ケース1 単一チャンネルの流量 50%
- ケース2 単一チャンネルの流量 10%
- ケース3 単一チャンネルの流量 1% (完全閉塞相当)
- ケース4 単一ブロックの流量 50%

## (2) F・P濃度の解析

F・P放出量は、温度挙動解析の結果を入力として、閉塞チャンネルと隣接チャンネルおよび健全チャンネルについて計算する。F・P濃度は、燃料棒からの放出量と純化系による純化量および崩壊量が平衡に達した値として求める。濃度の計算点は、冷却材の流れや検出位置を考慮して、閉塞チャンネル出口、隣接チャンネル出口閉塞チャンネルを含む燃料取替領域出口（高温プレナム）および原子炉入口、出口部とした。なお、計算したF・Pは、プレシピテータ法で測定することを想定して、Xe、Krの同位体の中から各々3種、計6種とした。すなわち、ゼノンの同位体として、Xe-138、Xe-139およびXe-143を、クリプトンの同位体として、Kr-88、Kr-91およびKr-94を対象とする。

## 4.1.2 モデル化と計算コード

## (1) 流路閉塞事故時の温度計算

## (i) 使用コード

ここで使用したコードは、米国のGA社で開発された汎用2次元伝熱計算コード“TAC-2D”である。<sup>(\*)</sup>

下記に“TAC-2D”の主な特徴を示す。

- ①定常および非定常問題を取扱うことができる。
- ②軸方向および径方向の熱伝導を計算できる。
- ③材料、冷却材およびガス特性の温度、時間等の依存性を考慮できる。
- ④内部ギャップ面の輻射を考慮できる。
- ⑤内部冷却体を模擬できる。

## (ii) 解析モデル

## (a) 単一チャンネルの閉塞

Fig. 4.1.1 (a)で示す2チャンネルをFig. 4.1.1 (b)のR-Z方向の2次元モデルに変換した。熱の授受については斜線部で行なわれると考え、実線部において断熱境界条件を与える。R-Z方向の2次元モデルに変換するに際しては、物性値などで現実の体系とモデルとの差を補正した。

## (b) ブロック閉塞

Fig. 4.1.2 (a)で示す2ブロックをFig. 4.1.2 (b)のR-Z方向の2次元モデルに変換した。熱の授受については直角三角形の斜線部で行なわれると考え、実線部において、断熱境界条件を与える。R-Z方向の2次元モデルに変更するに際しては、単一チャンネル閉塞の場合と同様、物性値などで現状の体系とモデルとの差を補正した。

## (2) 流路閉塞事故時のF・P濃度計算

## (i) 使用コード

ここで使用したコードは、F・P濃度計算コード“CALFIP-0”である。

(\*) GA-8868, “TAC-2D, user's manual” (1969)

GA-9262, “TAC-2D, A general purpose two-dimensional heat transfer computer code” (1969)

下記に“CALFIP-0”の主な特徴を示す。

- ①このコードは、炉心を適当数のユニットに分割し、F・P量の計算は、各ユニット出口、入口、及び出口の結合点で行なう。ただし、出口の結合は任意のユニット結合を選ぶことができる。
- ②ユニットは任意数(≤10)のセクションに分割できる。
- ③冷却材中のF・Pについて考慮されるのは、各セクションからの放出、崩壊による減衰、純化系での除去である。
- ④純化系による除去は、F・Pのみとし、主冷却ループから純化系へ分岐した冷却材は100%主ループへ戻る。また、分岐した冷却材中のF・Pは全て除去されると仮定する。
- ⑤定常状態の1次冷却材中F・P濃度を計算する。

### (iii) 解析モデル

解析モデルをFig.4.1.3に示す。単一チャンネルの閉塞事故の場合、Unit 1は閉塞チャンネル、Unit 2は隣接チャンネル、Unit 3は同じ燃料取替領域の閉塞チャンネルでも隣接チャンネルでもない残りすべての健全チャンネルを表わし、Unit 1, 2, 3で1つの燃料取替領域を示す。Unit 4は、炉心の残り全ての燃料チャンネルである。1次冷却系は、図中のUnit 1, 2, 3, 4で構成される原子炉と純化系によって一循環ループを形成している。F・P濃度の主な計算点は、原子炉入口、閉塞チャンネルを含む燃料取替領域および原子炉出口で、Unit 1, 2, 3, 4に燃料温度を入力することにより、各Unitでの燃料破損率、F・P放出量を計算し、これと、崩壊による減衰量および純化系による除去量が平衡に達した点での値を求める。なお、ブロック閉塞事故時のF・P濃度計算の場合は、閉塞ブロックを内側と外側の2Unitに分けて解析する。

### 4.1.3 解析条件およびデータ

#### (1) 燃料温度解析の前提条件およびデータ

解析のための前提条件を下記に示す。

- ①健全チャンネルの流量は、閉塞の規模にかかわらず定格値であるとした。
- ②燃料の軸方向出力分布は、燃料最高温度が低めになる制御棒全引抜状態のものを用いた。
- ③ブロック閉塞の場合、隣接するブロックはすべて、標準ブロックとした。

使用した物性値をTable 4.1.1に示す。

#### (2) F・P濃度解析の前提条件およびデータ

解析のための前提条件を下記に示す。

- ①ブロック閉塞の場合、冷却材温度は、内側と外側の平均温度とする。
- ②炉心バイパス流は無視する。
- ③燃料コンパクトの温度は径方向一様とする。

使用したデータをTable 4.1.2に示す。

## 4.2 解析結果と検討

### 4.2.1 流路閉塞事故時の温度挙動

解析ケース1, 2, 3の場合について、燃料最高温度と冷却材出口温度の時間的変化をFig.4.2.1

～2にそれぞれ示す。

図から明らかなように、冷却材流量が減少する程、燃料や冷却材出口温度も上昇する。50%流量の場合(ケース1)、閉塞チャンネルの燃料最高温度は、30分で約1300℃に達して平衡状態となっている。このケースでは燃料温度はcpfの破損温度レベルの1585℃を越えていない。10%流量の場合(ケース2)、閉塞チャンネルの燃料最高温度は、約50分で1555℃に達して平衡している。隣接チャンネルの燃料最高温度と冷却材出口温度は、事故後60分で1480℃前後に達して、なお上昇の傾向にある。このケースでも燃料温度はcpfの破損温度レベルの1585℃を越えていない。

完全閉塞の場合(ケース3)は、現象が苛酷なため、事故後15分まで温度挙動を計算し、その後の時間的変化は省略して、飽和に達した温度を求めた。このケースでは、閉塞チャンネルの約60%部分が燃料破損レベルを越えている。流量がこの程度まで減少すると、閉塞チャンネルの発熱量は、そのほとんどが隣接チャンネルへ流れる。したがって、閉塞チャンネルの流量が1%以下にさらに減少しても、燃料温度分布は、1%流量の場合のそれと殆んど同じと考えられる。

最後に、ブロック閉塞(ケース4)の場合も、ケース3と同様に事故後の平衡温度を求めた。閉塞ブロックの内側6本の燃料最高温度は、1588℃、外側6本は1487℃、隣接ブロックで平均した燃料最高温度は1161℃に達した。また、冷却材出口温度については、それぞれ1507℃、1365℃、1126℃となった。この時、閉塞ブロックについては、定常状態より数十℃程度しか温度上昇していない。

#### 4.2.2 流路閉塞事故時のF・P放出挙動

閉塞チャンネルの1ワット当りのF・P放出量をFig.4.2.3に示す。核種は、崩壊定数の最も小さいKr-88である。図から明らかなように、解析ケース3(単一チャンネルの完全閉塞)の場合が極端な放出量を示している。これは、炉心の下半分の燃料温度が燃料破損温度1585℃を越えているためである。他のケースについては、燃料の破損がないか、もしくは、破損が極く僅かしか発生していないため、放出量の増加は少ない。

Table 4.2.1に、原子炉各部のF・P濃度を示す。表から明らかなように、F・Pの濃度の閉塞規模への依存は小さい。この原因として考えられることは、まず第1に燃料温度が上昇してF・P放出量が多くなっても、冷却材の温度も高いために冷却材の体積が増大すること、第2には、閉塞チャンネルと隣接チャンネルから放出されるF・P量が少ないため、バルク濃度で比較すると、僅かの違いしか生じないこと、第3には核種の半減期が比較的短いこと等が考えられる。ブロック閉塞の場合のように、閉塞がより苛酷になって燃料破損が生ずれば、F・P濃度の各制御領域毎の差が顕著になり、その結果破損燃料チャンネル検出が可能になることも考えられるが、少なくとも今回検討した程度の閉塞規模では、F・P濃度測定による破損燃料検出は不可能であるといえよう。

### 4.3 結論と問題点

#### 4.3.1 冷却材出口温度による閉塞事故検出について

VHTRでは炉心出口冷却材温度が1000℃に達するため、冷却材温度測定用熱電対の計測

誤差を3%と仮定しなければならない。その場合、温度誤差は30℃程度になる。したがって、原子炉出口の冷却材温度によって流路閉塞を検知するには、60℃程度の温度上昇が発生しなければならない。しかるに、今回の解析の結果、単一チャンネルの閉塞の場合、完全閉塞であっても、燃料取替領域出口の冷却材温度は数度しか上昇せず、燃料取替領域毎に温度を測定する限り、単一チャンネル閉塞事故の検出は不可能である。(この場合、燃料取替領域の冷却材出口温度は、各チャンネルの冷却材出口温度に、冷却材流量比の重みをかけて、燃料取替領域に含まれるチャンネル本数ぶん加算して求めたものである。)また、閉塞ブロックの周囲のブロックを流れる冷却材流量が増加しないと仮定しても、燃料取替領域の冷却材温度上昇は50℃程度である。このため、ブロックの部分的閉塞(50%流量)事故の燃料取替領域出口の冷却材温度による検出も難かしいと考えられる。

#### 4.3.2 F・P濃度による閉塞事故の検出

これまで、流路閉塞事故は、冷却材出口温度よりもF・Pによる方が、検出の可能性が高いと考えられてきたが、4.2節に示したように、事故時の各制御領域毎のF・P濃度差はプラント状態Ⅲ程度の閉塞規模では、必ずしも顕著ではない。したがって、事故の検出は困難であると考えられる。

#### 4.3.3 今後の問題について

今回の解析によって、冷却材出口温度でも、また、F・P濃度でも、プラント状態Ⅲまでの炉心内流路閉塞事故の検出が極めて困難であることが明らかとなった。また、解析コードに関しては、温度計算の場合、とくに実際の現象が3次元であるブロック閉塞事故の解析を2次元コードで実施するには、無理がある。したがって、今後は、流路閉塞事故解析に適したコードの開発または整備が必要であろう。F・P濃度計算の場合は、径方向の温度分布を考慮できるようにすることと、軸方向の分割数を増すこと。更には、F・P放出挙動の時間的変化を追求できるように改良することが必要であろう。

Table 4.1.1 Summary of material properties

Materials Properties	Units	Values	Remarks
<u>Fuel compact</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 0.2521 + 5.7074 \times 10^{-5} T - 1.0378 \times 10^{-4} \times (T + 273.15)^{-2}$ where $300 \leq T(^{\circ}C) \leq 2000$	
Thermal Conductivity	cal/cm·S·°C	0.03	
Density	g/cm <sup>3</sup>	1.65	
Packing fraction		0.3	
<u>Graphite</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 0.54512 - 2.42667 \times 10^{-6} T - 90.2725 T^{-1}$ $- 4.34493 \times 10^{-4} T^{-2} + 1.59209 \times 10^{-7} T^{-3}$ $- 1.43688 \times 10^{-9} T^{-4}$ where $250 \leq T(^{\circ}K) \leq 3000$	
Thermal Conductivity	cal/cm·S·°C	0.06	
Density	g/cm <sup>3</sup>	1.8	
Emissivity		0.8	
Coated fuel particle			
<u>Kernel</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 0.0683 + 0.9 \times 10^{-5} T - 0.841 \times 10^{-3} T^{-2}$	(Ref.) C.R.Tipton, "Reactor Hand Book", vol.1. 293(1960)
Thermal conductivity	cal/cm·S·°C	$0.01 - 5.2 \times 10^{-6} T$	
Density	g/cm <sup>3</sup>	10.8	

Table 4.1.1.1 (Continued)

Materials Properties	Units	Values	Remarks
<u>PyC</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 0.2802 + 0.26 \times 10^{-3} T - 0.8 \times 10^{-7} T^2$	(Ref.) JAERI-memo 4475
Thermal conductivity	cal/cm·S·°C	0.012	
Density	g/cm <sup>3</sup>	1.1	
<u>SiC</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 0.2802 + 0.26 \times 10^{-3} T - 0.8 \times 10^{-7} T^2$	T: °K
Thermal conductivity	cal/cm·S·°C	0.02	
Density	g/cm <sup>3</sup>	3.2	
<u>Helium</u>			
Specific heat	cal/g°C	$C_p = 1.24$	T: °K
Thermal conductivity	kcal/m·h·°K	$0.114 + 0.3748 \times 10^{-3} T - 0.1802 \times 10^{-6} T^2$ $+ 0.544 \times 10^{-10} T^3$	
Density	kg/m <sup>3</sup>	$5.11 - 0.77 \times 10^{-2} T + 0.58 \times 10^{-5} T^2$ $- 0.17 \times 10^{-8} T^3$	
<u>Nusselt number</u>			
Laminar flow		$N_{UL} (Re, \alpha) = 4.36$	Dwyer's formula. (Ref.) O.E.Dwyer, Nucl.Sci.& Eng.vol.17('63)
Turbulent flow		$N_{ut} (Re, \alpha) = 0.022 \left(\frac{1}{j}\right)^{0.1} \left[1 + \left(\frac{1}{j} - 1\right) \frac{250}{Re}\right] \cdot Re^{0.7} Pr^{0.5}$	Kawamura's formula. Modified Hausen's formula.
Transient region		$N_{UH} (Re, \alpha) = \left[0.116 (Re^{2/3} - 125) Pr^{1/3}\right] \times \frac{Nu(5000, \alpha)}{Nu(5000)}$	(Ref.) H. Hausen, Z.Ver.deut.Inger., Beich Verfahrenstech, vol.4, 91-98 ('43)
		where $\alpha$ : ratio of diameter <1	

Table 4.1.2 Data used in the calculation of FP-concentration

Items	Units	Values
1. Reactor thermal output	Mwt	50
2. Coolant flow rate	kg/s	15.92
Active core	kg/s	14.33
Others	kg/s	1.59
3. Coolant temp. at core inlet	°C	400
4. Coolant temp. at core outlet	°C	1000
5. Coolant pressure	ata	41
6. Number of coolant channels		813
7. Purification rate	%/pass	7.0
8. CPF failure fraction		
T < 1585°C	%	1
1585°C ≤ T ≤ 1725°C	%	1~100 (linear)
1725°C < T	%	100
9. Circulating time of Primary coolant	sec	5.0
10. J/S value in graphite		1.0
11. Contamination level		2×10 <sup>-5</sup>
12. Diffusion constant of intact cfp. at 1100°C	cm <sup>2</sup> /sec.	
for Kr		4.38×10 <sup>-15</sup>
for Xe		3.96×10 <sup>-16</sup>
13. Diffusion constant of failed cfp. at 1100°C	cm <sup>2</sup> /sec.	
for Kr		1.94×10 <sup>-9</sup>
for Xe		2.02×10 <sup>-10</sup>
Activation energy in cfp	Kcal/mol	
for Kr		12.7
for Xe		10.8
Half life of nuclides	sec	Table 4.1.3
Decay constant of nuclides	sec <sup>-1</sup>	Table 4.1.3
Fission yield of nuclides	%	Table 4.1.3



Table 4.1.3 Nuclide Data

Nuclide	Items Units	Half life	Decay constant	Fission yield
		sec.	sec <sup>-1</sup>	%
Kr <sup>88</sup>		1.01×10 <sup>4</sup>	6.88×10 <sup>-5</sup>	3.49
Kr <sup>91</sup>		1.0 × 10 <sup>1</sup>	6.93×10 <sup>-2</sup>	3.87
Kr <sup>94</sup>		1.4	4.95×10 <sup>-1</sup>	0.9
Xe <sup>138</sup>		1.02×10 <sup>3</sup>	5.79×10 <sup>-4</sup>	4.84
Xe <sup>139</sup>		4.3 × 10 <sup>1</sup>	1.61×10 <sup>-2</sup>	3.4
Xe <sup>143</sup>		1.0	6.93×10 <sup>-1</sup>	0.185

Table 4.2.1 Fission product concentration (unit; Ci/cc)

Blockage size	Flow rate	Kr <sup>88</sup>	Kr <sup>91</sup>	Kr <sup>94</sup>	Xe <sup>138</sup>	Xe <sup>139</sup>	Xe <sup>143</sup>
One channel blockage	50%	7.73×10 <sup>-8</sup>	7.10×10 <sup>-7</sup>	3.57×10 <sup>-7</sup>	2.27×10 <sup>-7</sup>	4.90×10 <sup>-7</sup>	9.35×10 <sup>-8</sup>
		7.80×10 <sup>-8</sup>	7.15×10 <sup>-7</sup>	3.59×10 <sup>-7</sup>	2.29×10 <sup>-7</sup>	4.94×10 <sup>-7</sup>	9.41×10 <sup>-8</sup>
		7.98×10 <sup>-8</sup>	7.32×10 <sup>-7</sup>	3.67×10 <sup>-7</sup>	2.34×10 <sup>-7</sup>	5.05×10 <sup>-7</sup>	9.63×10 <sup>-8</sup>
		1.49×10 <sup>-7</sup>	9.69×10 <sup>-7</sup>	5.79×10 <sup>-8</sup>	4.37×10 <sup>-7</sup>	8.73×10 <sup>-7</sup>	5.64×10 <sup>-9</sup>
	10%	7.68×10 <sup>-8</sup>	7.03×10 <sup>-7</sup>	3.54×10 <sup>-7</sup>	2.25×10 <sup>-7</sup>	4.84×10 <sup>-7</sup>	9.25×10 <sup>-8</sup>
		7.84×10 <sup>-8</sup>	7.15×10 <sup>-7</sup>	3.59×10 <sup>-7</sup>	2.29×10 <sup>-7</sup>	4.94×10 <sup>-7</sup>	9.41×10 <sup>-8</sup>
		8.03×10 <sup>-8</sup>	7.33×10 <sup>-7</sup>	3.67×10 <sup>-7</sup>	2.35×10 <sup>-7</sup>	5.06×10 <sup>-7</sup>	9.63×10 <sup>-8</sup>
		1.50×10 <sup>-7</sup>	9.70×10 <sup>-7</sup>	5.79×10 <sup>-8</sup>	4.38×10 <sup>-7</sup>	8.73×10 <sup>-7</sup>	5.64×10 <sup>-9</sup>
One block blockage	1%	8.82×10 <sup>-8</sup>	7.51×10 <sup>-7</sup>	3.78×10 <sup>-7</sup>	2.34×10 <sup>-7</sup>	4.91×10 <sup>-7</sup>	9.36×10 <sup>-8</sup>
		8.91×10 <sup>-8</sup>	7.24×10 <sup>-7</sup>	3.59×10 <sup>-7</sup>	2.38×10 <sup>-7</sup>	4.98×10 <sup>-7</sup>	9.41×10 <sup>-8</sup>
		9.13×10 <sup>-8</sup>	7.46×10 <sup>-7</sup>	3.70×10 <sup>-7</sup>	2.44×10 <sup>-7</sup>	5.11×10 <sup>-7</sup>	9.69×10 <sup>-8</sup>
		1.71×10 <sup>-7</sup>	9.87×10 <sup>-7</sup>	5.83×10 <sup>-8</sup>	4.56×10 <sup>-7</sup>	8.82×10 <sup>-7</sup>	5.65×10 <sup>-9</sup>
One block blockage	50%	7.48×10 <sup>-8</sup>	7.12×10 <sup>-7</sup>	3.96×10 <sup>-7</sup>	2.11×10 <sup>-7</sup>	4.58×10 <sup>-7</sup>	1.01×10 <sup>-7</sup>
		8.19×10 <sup>-8</sup>	7.79×10 <sup>-7</sup>	3.57×10 <sup>-7</sup>	2.33×10 <sup>-7</sup>	4.97×10 <sup>-7</sup>	9.37×10 <sup>-8</sup>
		8.39×10 <sup>-8</sup>	7.39×10 <sup>-7</sup>	3.70×10 <sup>-7</sup>	2.39×10 <sup>-7</sup>	5.09×10 <sup>-7</sup>	9.68×10 <sup>-8</sup>
		1.57×10 <sup>-7</sup>	9.79×10 <sup>-7</sup>	5.83×10 <sup>-8</sup>	4.45×10 <sup>-7</sup>	8.80×10 <sup>-7</sup>	5.67×10 <sup>-9</sup>

- legend -

1st column	FP concentration at the outlet of refuelling region with blockage.
2nd column	FP concentration at the outlet of refuelling region without blockage.
3rd column	FP concentration at the outlet of core.
4th column	FP concentration at the inlet of core.

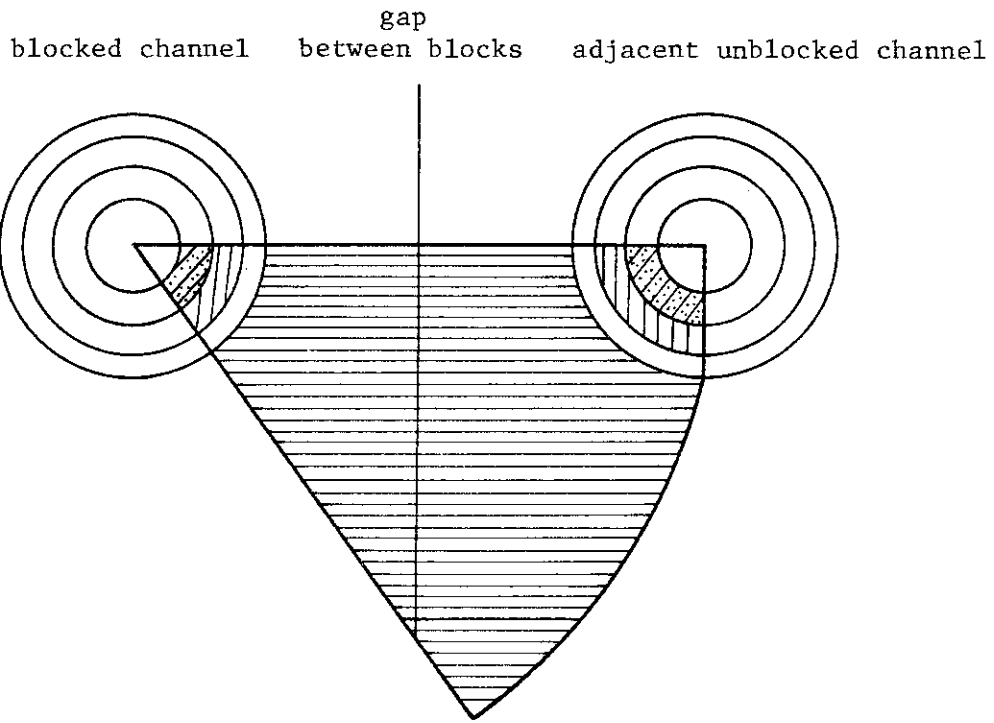


Fig. 4.1.1(a) Unit cell thermal-model of temperature calculation for blocked channel

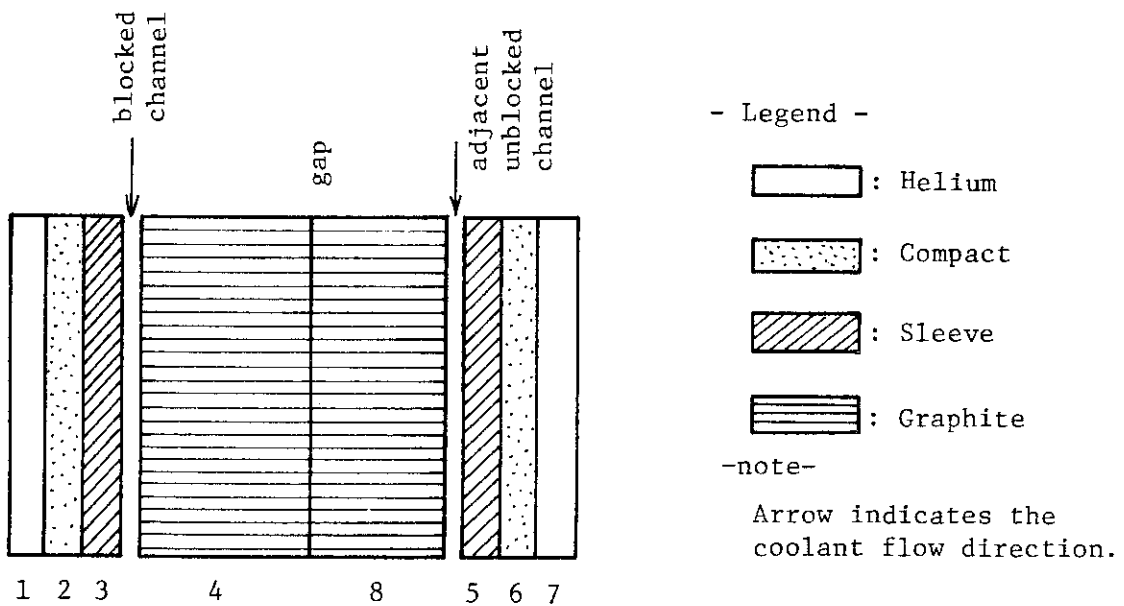


Fig. 4.1.1(b) Smear model further modifying the above.

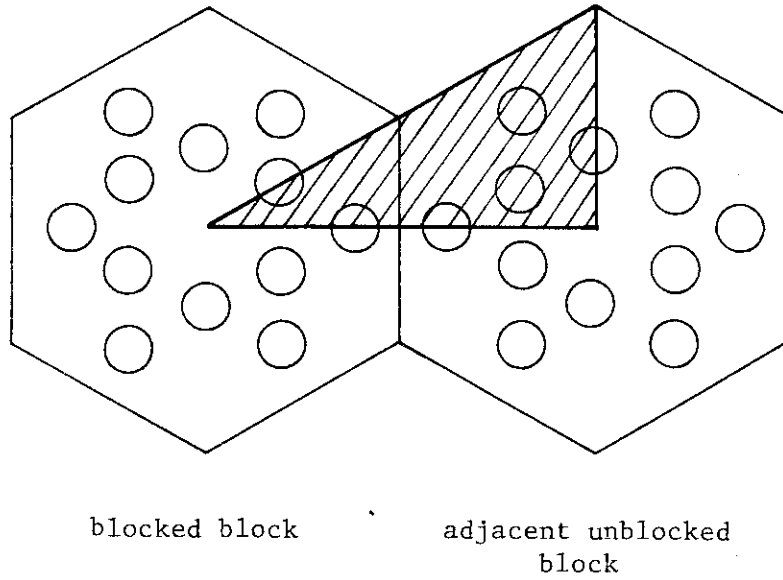


Fig. 4.1.2(a) Unit cell thermal-model for blocked block.

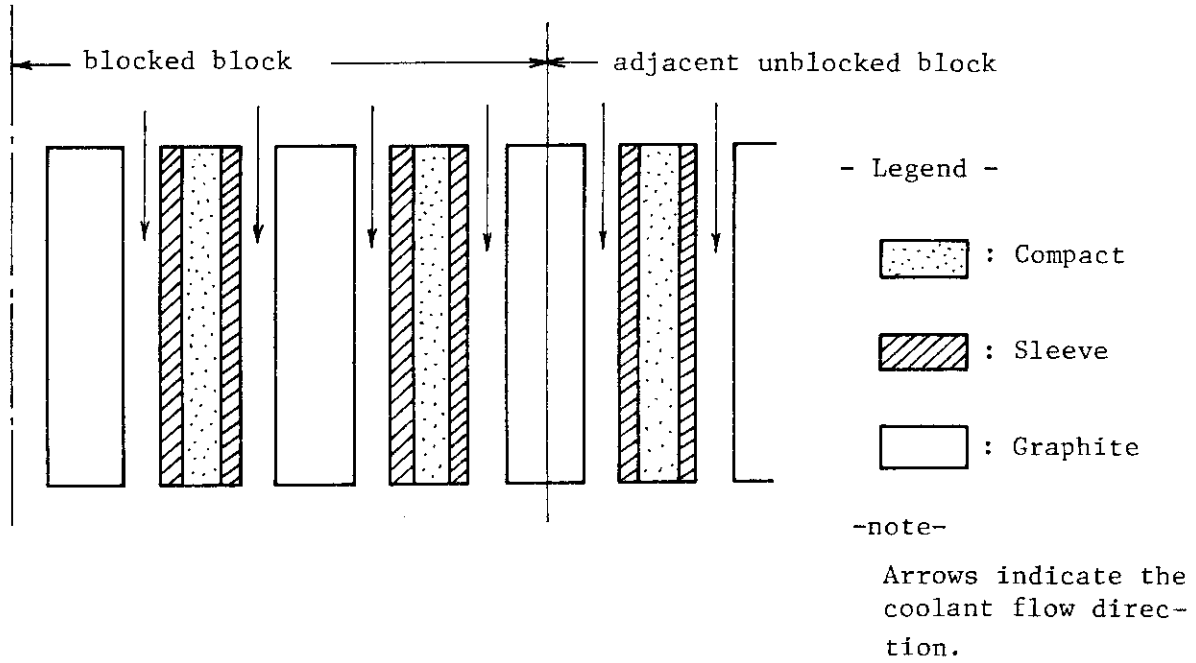


Fig. 4.1.2(b) Smear model further modifying the above.

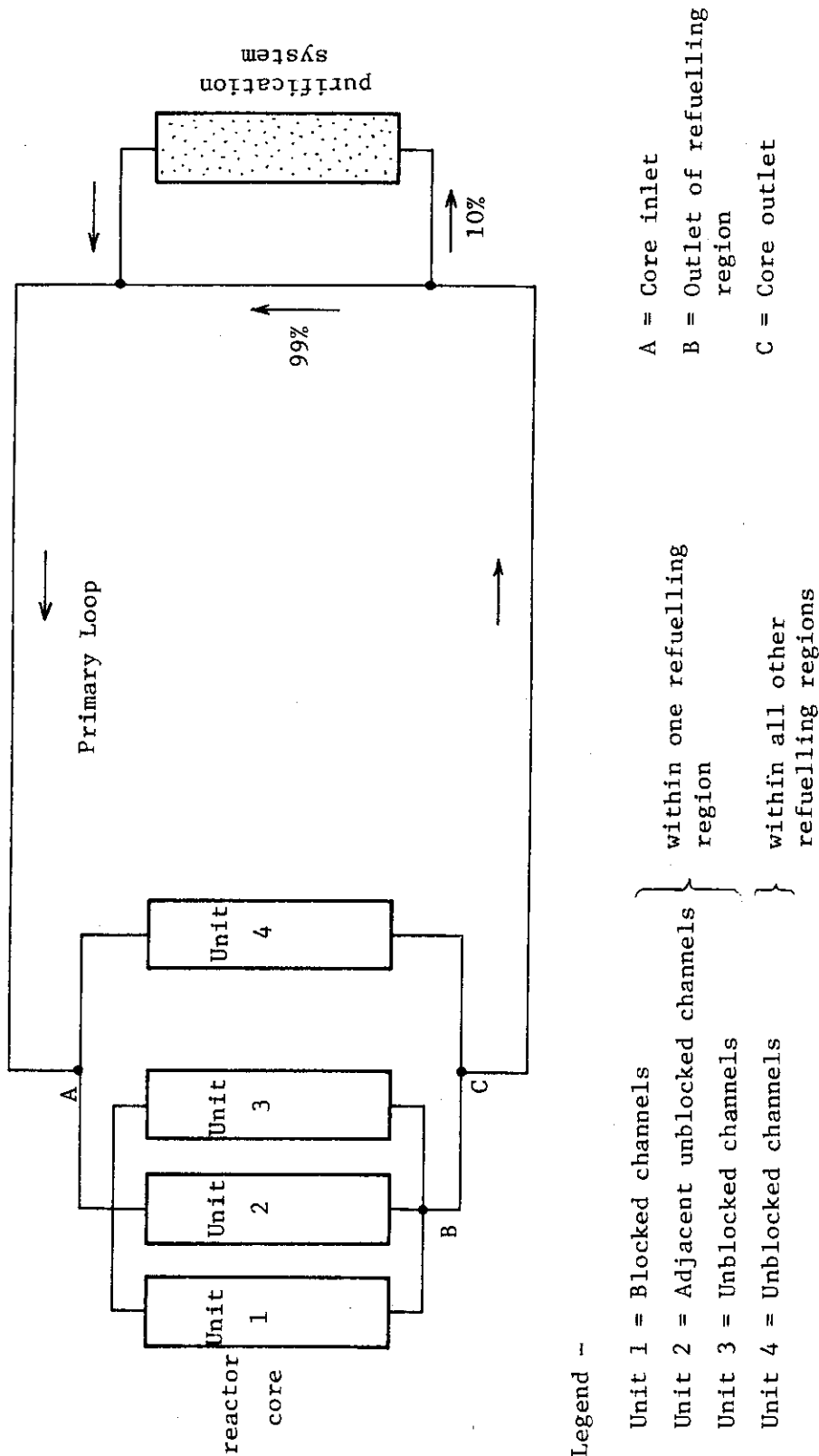


Fig. 4.1.3 Conceptual diagram illustrative of the RADIOACTIVITIES TRANSPORT from a blocked coolant channel to primary cooling loop. This is a basic calculation model of CALFIP-0 code.

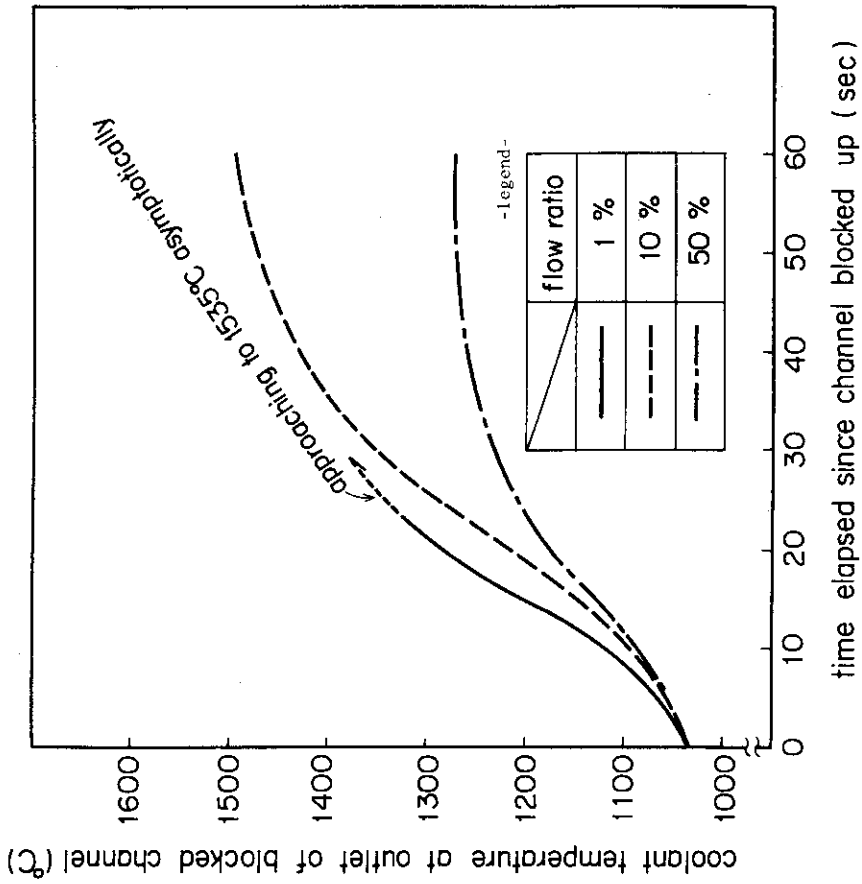


Fig. 4.2.2 Performances of coolant temperature at the outlet of blocked channel as functions of time elapsed since the channel blocked up.

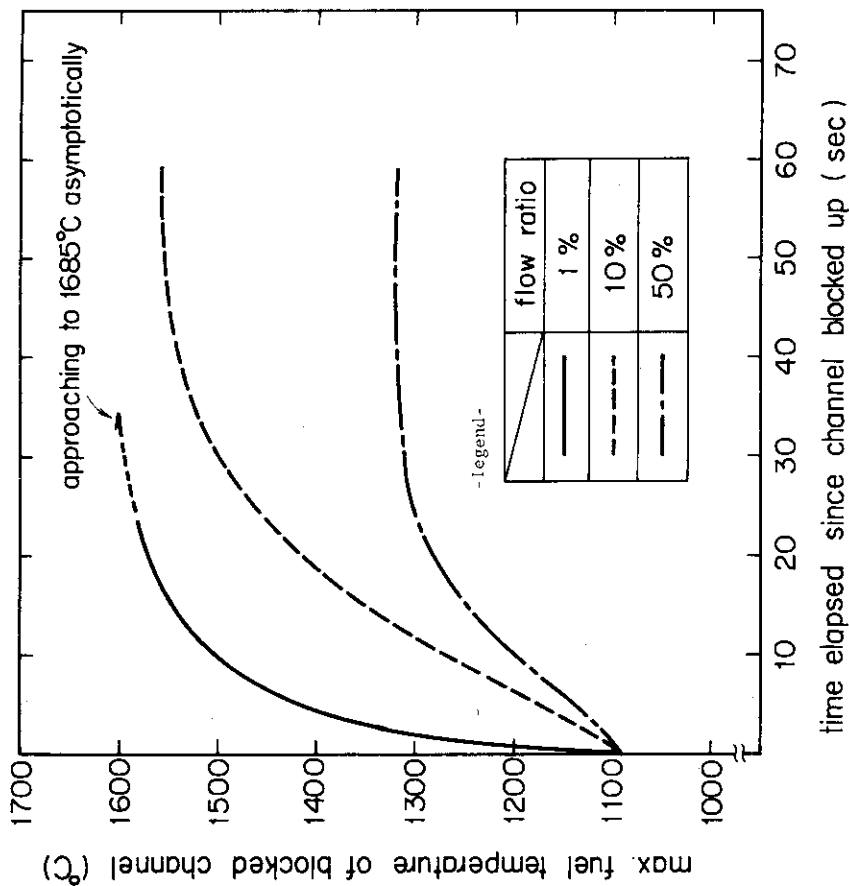


Fig. 4.2.1 Performances of maximum fuel temperature of the blocked channel as functions of time elapsed since one channel blocked up.

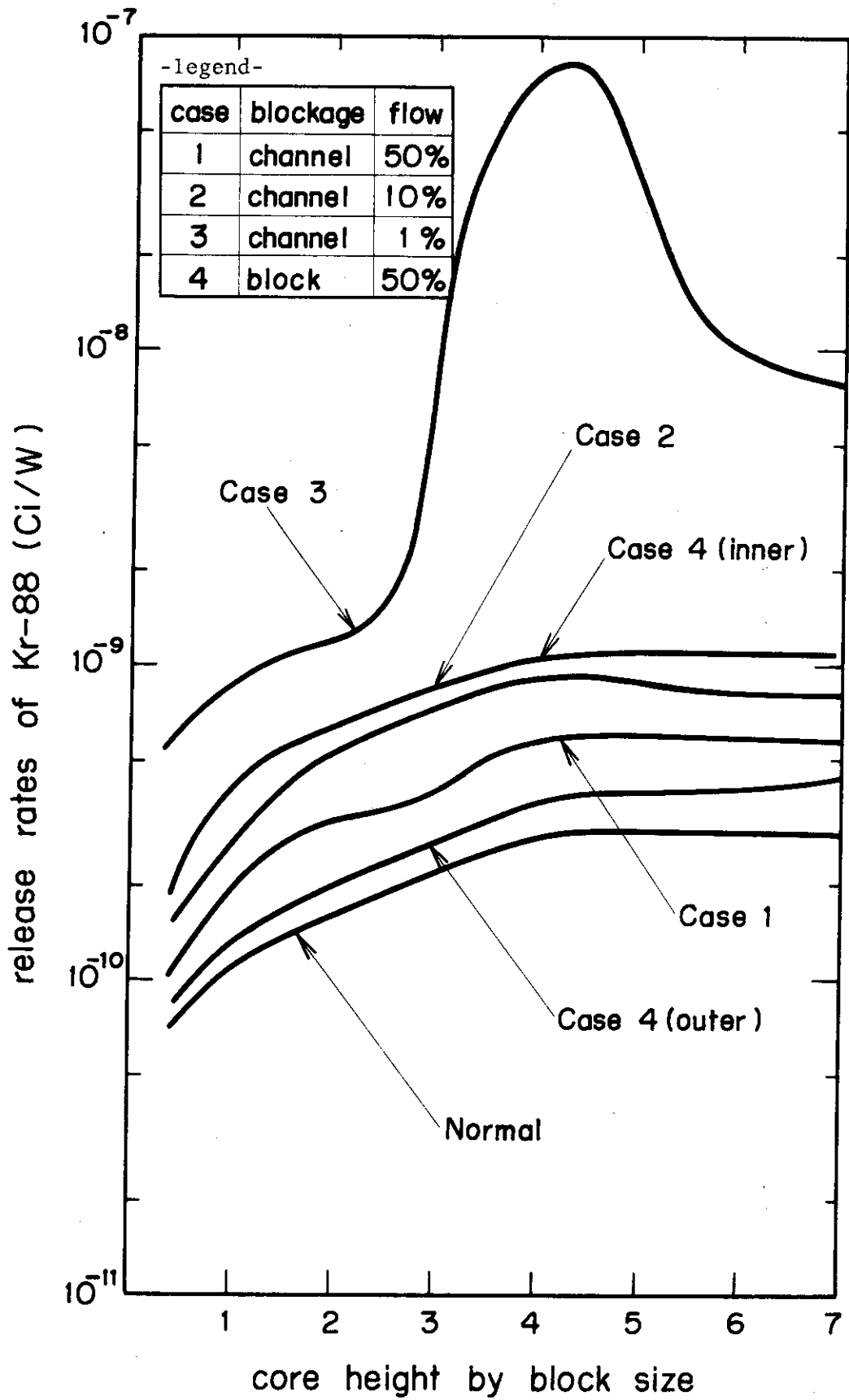


Fig. 4.2.3 Axial distributions of Kr-88 release rates under the several sizes of channel flow reduction caused by the blockage of the channel.

## 結 言

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計を対象として、通常時公衆被曝線量、点検・補修時の作業員被曝線量ならびに2次系破断事故で代表される通常時および事故時の観点から、本原子炉システムの放射能安全特性の検討を行なってきた。さらに、安全特性検討の一環として、炉心内流路閉塞事故の検出可能性の検討もあわせて行なってきた。

通常時の公衆被曝線量の検討結果は次のようである。本実験炉で結果すると予想される公衆被曝線量は原子力委員会の“as low as practicable”の線量目標値に比較しても充分小さいと考えられる。被曝線量計算手法の改善（特に甲状腺被曝線量計算に対して）、ならびに、実験炉の役割あるいは種々の実験・実証機能との関連で被曝量の評価・検討が今後の課題である。

点検・補修時の被曝線量の検討では以下のような結論が得られた。IHX室のISI必要箇所での空間線量率設計目標値100mR/hrの達成はかなり困難であるように思われ、今後、さらに検討することが必要である。放射線管理区分C区域の設定線量率500mR/hrの達成はc p f破損率、冷却期間あるいはI-131除去等を適切に組合せれば達成できると考えられる。今後は、使用するデータの精度向上をはかるとともに、実験炉の設計においては、点検・補修時の被曝線量の低減化に十分な配慮をする必要があろう。

2次系配管破断事故の検討は、緊急隔離弁設置の必要性とともに、その弁閉止時間の重要性を結論している。緊急ダンプ系の必要性については、今回の解析範囲の放出放射能の観点からは必ずしも結論しえず、今後は事故時炉心冷却、中間熱交換器伝熱管健全性等を十分考慮した上での総合的な評価が望まれる。

最後に、炉心内流路閉塞の検出可能性の検討では、1次冷却材出口（燃料取替領域の）ガス温度変化によっても、あるいは、F・P濃度変化によっても、流路閉塞事故の検出は困難であると結論された。この点に関しては、閉塞の検出の必要性も含めて、今後、議論すべきものと考ええる。

多目的高温ガス実験炉に対する放射能安全特性をこのようにシステムテックに検討したのははじめてである。今回、検討項目としてとりあげたもの以外のプラント状態についても、このような検討を行ない、現設計の安全特性の知見を豊富にし、安全余裕を確認することは、今後の設計をすすめる上で極めて有意義であると考えている。



## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、多目的炉設計研究室の三竹 晋氏には、本研究実施の過程で遭遇した種々の問題の解決にあたって、ご指導いただいた。また、外来研究員あるいは協力研究員の派遣を許可された富士電機製造株式会社ならびに石川島播磨重工業株式会社のご好意がなかったならば、本研究の遂行は到底、不可能であったと思われる。富士電機製造株式会社の森本俊雄氏、藤沢盛夫氏、ならびに余語幸二氏には、放射能量解析計算に多大の助力をえた。ここに記して、深湛なる感謝の意を表します。