

分置

平成 7 年度  
リサイクル試験炉開発プログレスレポート

1996年7月

動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、特に限られた関係者だけに開示するものです。については複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう特に注意して下さい。

本資料についての問合せは下記に願います。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

システム開発推進部技術管理室

1996年7月

## 平成7年度

### リサイクル試験炉開発プログレスレポート

笠井重夫\*、戸澤克弘\*、赤津 実\*  
小川伸太\*、渡辺一郎\*、早船浩樹\*、  
永沼正行\*\*、一宮正和\*、林 秀行\*\*\*  
向坊隆一\*\*\*\*

### 要旨

事業団では、平成6年度策定された原子力開発長期計画を踏まえ「リサイクル試験炉の必要性」を幅広く検討している。その中で、プラント工学室ではこれまでのFBRの実用化段階に求められる経済性及び固有の安全性の高い大型炉概念を基に環境負荷低減と核拡散防止を目指したリサイクル炉心概念の検討を開始し、その実用化への課題を解決する観点からのリサイクル試験炉の必要性を検討している。

リサイクル試験炉の概念設計は第一段階として平成7年、8年の2年間で行うこととした。平成7年度はリサイクル炉心開発計画、試験炉での試験内容と試験炉運用を想定して、原子炉出力を設定し、試験炉の運用を含めた特徴的なプラント構想を設定し、これに基づいて試験炉全体の概念を構想した。

平成7年度概念設計の特徴的な設計結果を以下に記す。

- (1) 試験炉の規模は、大型炉物理試験の模擬性を考慮し炉心径は最大約2.5m（炉物理試験）、約15万MWd/tの炉心燃焼の臨界性より最低1.6m（照射炉心）とし、その照射炉心での最大出力400MWtを試験炉最大熱出力とした。
- (2) 炉心設計は、様々な炉心の試験を意図し、設計は酸化物及び窒化物（MA入り）炉心を対象に大型炉炉物理試験、過渡試験、照射（燃焼）試験炉心を構成し諸特性を評価した。また、炉心の受動的安全性は酸化物炉心ではGE-Mを窒化物炉心ではZrHによるスペクトル調整による設計とした。
- (3) 炉心燃料は、ダクトレス燃料集合体とし燃料寸法は窒化物燃料も包絡するように酸化物で決定し、互換性があるようにした。また、ハイドロリックホールドダウンの強化を行い流量変更を伴う試験運用の自由度を高めた設計とした。
- (4) 原子炉構造は、ヘッドアクセスループ型原子炉をベースに試験炉心を考慮し炉心変更に容易に対応できる引抜き式UISと交換可能な炉心支持（流調モジュール）の採用、試験計装への制約の少ない上部遮蔽プラグを採用した概念とした。また、試験の機動性を考慮して低出力試験では常設FHMによる燃料交換が出来るようにした。また各部の寸法を設定し原子炉容器径は7.8mとした。

(5) 冷却系については、受動的安全性実証試験を原子炉入口温度を下げて行うことと想定したヒートバランスの検討を基に設計条件を設定した。また、主冷却系構成は2ループとし崩壊熱除去に対して自然循環にクレジットをとることとした。なお、1ループメンテナンス対応にDRACSを設ける構成とした。

(6) 燃取系は、基本構成をメンテナンス台車とのレールが共用化出来る台車方式とした。使用済み燃料はEVSTで冷却した後リサイクル施設に渡すものとする。EVSTの容量は炉心変更時の燃料以外の炉心要素の中継の要否により120～300体を想定した。また、試験用集合体の照射途中の検査を可能とする中間検査設備を持つ設計とした。

(7) プラント設計では乾式再処理リサイクル試験施設との近接設置を想定しプラント計画を行い、総合系統構成、配置設計を行った。総合系統構成では燃取系の合理化（新燃料関連設備の簡素化等）、電気計装の共用化（常用母線の共用、非常用電源）、メンテナンス・廃棄物関連では極力水を使わない乾式システムを目指すとともに設備の共用化（廃棄物スタッフ等）を計った。配置はリサイクル施設と近接しトータルで極力コンパクトな配置とした。

また、要素研究は試験炉概念を構築する上で重要な、試験炉での炉内計装技術の調査と引抜型UISにおける機器再使用性について検討し開発課題を明らかにした。

今後は、試験炉プラント概念をさらに詳細化すると共に、想定した種々の前提条件を確認し大型リサイクル炉概念の開発、先進リサイクル研究開発との整合を計り試験炉の有効性を定量化し、平成8年度に試験炉概念設計をとりまとめる方針である。

- 
- \* 大洗工学センターシステム開発推進部 プラント工学室
  - \*\* 現、基盤技術開発部 燃料技術開発室
  - \*\*\* 現、東海事業所 技術開発推進部 炉心燃料室
  - \*\*\*\* 現、本社企画部

COMMERCIAL PROPRIETARY

PNC TN9430 96-004

July, 1996

JFY 1995 Progress Report  
of the Development on the Actinide Recycle Test Reactor (ARTR)

Shigeo Kasai \*, Katsuhiro tozawa \*, Minoru Akatsu \*  
Shinta Ogawa\*, Ichiro Watanabe\* Hiroki Hayafune\*  
Masayuki Naganuma\*\*, Masakazu Ichimiya\*  
Hideyuki Hayashi\*\*\*, Ryuichi Mukaibou\*\*\*\*

Abstract

Authors are studying the Actinide Recycle Fast Breeder Reactor (named ARFBR in this paper) ,which contribute to the reduction of burdens to environments and to enhance the capability to prevent the nuclear proliferation as the entire nuclear recycle system (named Advanced Fuel Recycling FBR system (AFRFS) in this paper ) ,and also investigating the ARTR for developing the ARFBR.

The investigation of the ARTR consists of the design study of the ARTR and R&Ds of key technology existing in ARTR concept.

The conceptual design study of the ARTR is planed to be conducted for 2 years from 1995 to 1996 as first stage . 1995's design study have been performed with drawing over all plant concept with supposing various tests in reactor and usage of reactor. Followings are distinctive feature of 1995's design study.

- (1) Maximum reactor power is 400MWt with about 1.6m diameter irradiation (burning) cores ,which are designed to be operated up to 150GWd/t as average burn up .Maximum core diameter is about 2.5m for low power nuclear physics tests which are designed to be able to estimate characteristics of large scale core by using the test results .
- (2) Mixed oxide (MOX) and Mixed nitride (MN) core is designed respectively to be able to be used for static nuclear physics test ,for nuclear and thermal transient test, and for full power irradiation or burning test. Each core is designed to terminate ATWS events passively ,with using GEM for MOX core and with using spectral adjustment for MN core.

- (3) Fuel assembly is employed ductless type which is a promising candidate for the ARFBR . Sizing of a fuel assembly is determined in basis on MOX fuel design because MOX fuel pin length covers MN fuel pin which accommodates lesser FP gases because of its lower temperature. Fuel assembly is managed to be held by hydraulic force in case of freeing mechanical stopper by requirement of testability.
- (4) Reactor assembly is designed based on so called Head Access Loop Type Reactor .Main changes for the ARTR are as follows.
  - (a) Be able to change core configuration by employing the withdrawal upper internal structure (UIS) and replaceable core support ( named Flow control modules)
  - (b) Employ high stiff reactor cover to avoid restricting design by large amount of penetrations for test instrumentation and test apparatuses.
  - (c) Use no maintenance fuel handling machine(FHM) during low power physics test.
- (5) Heat-transfer system is consists of 2 main cooling loops radiating by 4 air coolers each with capability of natural circulation for decay heat removal and 1 direct reactor auxiliary cooling system (DRACS) for 1 main loop maintenance.
- (6) Fuel transport system is employed cask car system which use same rail of the maintenance cask. Volume of the ex-vessel storage tank(EVST) is considered whole core exchange at the same time, number of storage assembly is estimated 120 ~ 300 (including non fuel assembly). Father, interim examination, disassembling and reassembling cells for the irradiated fuel are planed to be equipped in the fuel transport area.
- (7) Plant design is performed in basis on co-location with the ARTR and the recycle test facility (named RTF in this paper),which is supposed to develop innovative recycling process and fuel fabrication method and also to research irradiated fuel behavior in its hot cell .Thus , parts of radioactive waste management , electric system and equipment maintenance system of both the ARTR and the RTF are intended to be designed for common use each other . Systems concerned with fuel treatment system of ordinary nuclear steam supply system (NSSS) are eliminated in the ARTR , such as sodium removing system ,fresh fuel inspection system and fresh fuels storage system, by reason why such systems supposed to be settled in the RTF.

Plant layout is deigned concerning with extending to have

steam generators replaced 2 air color each loop in future

Study on in-reactor instrumentation for ARTR tests and on re-usability of control rod drive mechanism in the withdrawal UIS have been performed so as to clarify key technologies for the ARTR .

Authors points that effectiveness of the ARTR should be clarified by analyses of test simulation and ARTR concept should be discussed more detail in conjunction with the ARFBR design and also total AFRFS design through each design

- 
- \* Plant Engineering Office, System Engineering Division, O-arai Engineering Center
  - \*\* Nuclear Fuel Research Section , Advanced Technology Di vision , O-arai Engineering Center
  - \*\*\* Nuclear Fuel Design Section ,Technology Development C-ordination Division,  
Tokai Works
  - \*\*\*\* Policy Planning Division , Head Office

## 目 次

I. まえがき	1
II. リサイクル炉心の開発	3
1. リサイクル炉心概念	3
2. 新型燃料炉心の開発	5
3. ダクトレス炉心の開発	6
III. 平成7年度概念設計	10
1. 試験炉での試験及び炉心サイズ	10
1. 1 試験内容と試験方法	10
1. 2 炉心サイズと出力規模	10
2. プラント構想の設定（想定）	13
3. 各部設計	18
3. 1 炉心設計	18
3.1.1 試験炉心配置	18
3.1.2 ダクトレス燃料集合体概念	18
3.1.3 炉心特性評価	19
3.1.4 窒化物炉心の反応度係数と受動的事故終息性	19
3.1.5 その他炉心構成要素	19
3.1.6 大型リサイクル炉開発条件にたいする試験炉心の評価	20
3. 2 原子炉構造設計	35
3.2.1 炉上部構造	35
3.2.2 炉心支持構造	35
3.2.3 燃料交換方法	36
3.2.4 過渡試験能力	36
3.3.5 原子炉構造システム概念	37
3. 3 冷却系設計	54
3.3.1 試験に応じたヒートバランス	54
3.3.2 主冷却系の系統構成	56
3.3.3 受動的冷却システムの強化	57
3.3.4 冷却系機器の概念	58
3. 4 燃料取扱系設計	74
3.4.1 設計方針と使用済燃料条件	74
3.4.2 燃料取扱系の基本構成	74
3.4.3 E V S Tの検討	75
3.4.4 中間検査設備	75
3. 5 プラント設計	83
3.5.1 総合系統構成	83
3.5.2 プラント配置の検討	84
4. 平成7年度概念設計まとめ	97

IV. リサイクル試験炉要素開発	99
1. 試験炉計装技術開発	99
2. 引抜式U I S 開発	111
V. おわりに	121
<参考文献>	122

付録1：先進的核燃料リサイクル研究開発課題と利用可能施設比較

付録2：リサイクル試験炉での原子炉試験の概念（試験装置）例

付録3：リサイクル試験炉設計で想定した乾式リサイクル試験施設概念

## 表リスト

## II 編

表3-1	ダクトレス炉心の課題表 (1/3)	7
表3-2	ダクトレス炉心の課題表 (2/3)	8
表3-3	ダクトレス炉心の課題表 (3/3)	9

## III 編

表1-1	試験計画及び試験装置	11
表3.1-1	評価対象炉心	21
表3.1-2	燃料及びMAの仕様	22
表3.1-3	ドライバー燃料集合体仕様	23
表3.1-4	酸化物燃料炉心の炉心特性	24
表3.1-5	窒化物燃料炉心の炉心特性 (ZrH5%、MA3%ケース)	25
表3.1-6	試験用燃料集合体構造概念構想	26
表3.1-7	大型リサイクル炉とリサイクル試験炉炉心の評価	27
表3.2-1	炉内計装項目と炉上部配置におけるサイズ	38
表3.2-2	UISサイズによる課題の比較	39
表3.2-3	ホールドダウンプレート (HDP) の板厚設定	40
表3.2-4	燃料集合体に作用する上向き力と浮上り抑止対策の成立性	41
表3.4-1	リサイクル試験炉炉心構成要素出し入れ計画案	77
表3.4-2	最大発熱集合体崩壊熱 (窒化物燃料炉心) (1/2)	78
表3.4-2	最大発熱集合体崩壊熱 (酸化物燃料炉心) (2/2)	78
IV 編		
表1-1	中性子検出器の比較	100

## 図リスト

I 編	
平成7年度リサイクル試験炉概念設計フロー	2
II 編	
リサイクル炉心の概念	4
III 編	
図1-1 臨界性による炉心サイズの設定	12
図2-2 リサイクル試験炉の計画	17
図3.1-1 酸化物燃料炉心配置の例	28
図3.1-2 窒化物燃料炉心配置の例	29
図3.1-3 典型的な試験炉心の例	30
図3.1-4 燃料ピン軸方向寸法	31
図3.1-5 メカニカルホールドダウン型ドライバー燃料集合体組立図	32
図3.1-6 ハイドローリックホールドダウン型ドライバー燃料集合体組立図	33
図3.1-7 窒化物燃料リサイクル炉心のULOF時成立性	34
図3.2-1 スタンドパイプ及び試験装置	42
図3.2-2 UISのサイジング	43
図3.2-3 UIS昇降及び引き抜き時カバーガスシールの検討	44
図3.2-4 燃料交換方法	45
図3.2-5 下部遮蔽体（流調モジュール）の構造概念の設定	46
図3.2-6 下部遮蔽体の概念設定の考え方	47
図3.2-7 ハイドローリックホールドダウンの模式図	48
図3.2-8 燃料交換機の基本構造	49
図3.2-9 炉心支持構造の板厚の設定	50
図3.2-10 遮蔽プラグ上配置（RVより内側）	51
図3.2-11 炉内配置から定まる原子炉容器の必要性	52
図3.2-12 原子炉構造概念図	53
図3.3-1 ULOF事象模擬試験予備解析評価結果（炉心出力を63%に条件設定）	60
図3.3-2 ULOF事象模擬試験予備解析評価結果（炉心入口を284℃に条件設定）	61
図3.3-3 ULOF事象模擬試験予備解析評価結果（コストダウン最低流量を35%に条件設定）	62
図3.3-4 1次系循環型補助冷却系の構成概念	63
図3.3-5 DRACSの構成概念	63
図3.3-6 流量半減時間と炉心最低流量の関係	64
図3.3-7 ULOF時の短時間挙動	65
図3.3-8 炉心流量半減時間と冷却材最高温度の関係	66
図3.3-9 フローコストダウンの概略特性、要求条件（プラント安全性確保のために ポンプ流量半減時間の延長が必要となる場合）	67
図3.3-10 1次主冷却系配管引き廻し図（平面図）	68
図3.3-11 1次主循環ポンプ概略構造図	69
図3.3-12 中間熱交換器概略構造図	70
図3.3-13 2次主冷却系配管引き廻し図	71
図3.3-14 2次主循環ポンプ概略構造図	72
図3.3-15 空気冷却器概念構造図	73
図3.4-1 炉心構成要素取扱フロー	79

図3.4-2	燃料取扱系の基本構成	80
図3.4-3	EVST概念	81
図3.4-4	中間検査セル設備概念	82
図3.5-1	リサイクル試験炉総合系統図	85
図3.5-2	リサイクル研究センター（仮称）構想	86
図3.5-3	プラント基本配置計画のまとめー建物隣接配置の追求ー	87
図3.5-4	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図縦断図（南北）	88
図3.5-5	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図縦断図（東西）	89
図3.5-6	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（地下4階）	90
図3.5-7	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（地下3階）	91
図3.5-8	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（地下2階）	92
図3.5-9	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（地下1階）	93
図3.5-10	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（1階）	94
図3.5-11	プラント基本配置計画ー原子炉補助建物機器配置図（2階）	95
図3.5-12	プラント基本配置計画ー蒸気発生器設置への展開構想ー	96
<b>IV 編</b>		
図1-1	炉内中性子束マッピングのために必要な検出器達成概念図	101
図1-2	広域中性子検出器外形図	102
図1-3	炉心変形測定装置	103
図1-4	炉心温度分布測定装置	104
図1-5	炉心支持板変形測定装置	105
図1-6	GEM内液位測定装置	106
図1-7	制御棒伸び測定器	107
図1-8	ETEM効果測定器	108
図1-9	高温小型核分裂計数管開発工程	109
図1-10	炉心拳動計測システムの開発工程	110
図2.1-1	引抜式UISおよび対流制御スリーブ概念図	115
図2.2.-1	引抜式UIS搭載再使用型CRD概念図	116
図2.2-2	引抜式UIS搭載再使用型CRD保管状態概念図	117
図2.3-1	アニュラス自然対流試験試験結果；ギャップ5mm、水温30℃、乾燥試験	118
図2.3-2	アニュラス自然対流試験試験結果；ギャップ30mm、水温30℃、乾燥試験	119
図2.3-3	アニュラス自然対流試験まとめ試験結果と臨界レーリー数の比較	120
<b>付 錄</b>		
図A2-1	炉内中性子検出器	A2-1
図A2-2	サンプルオシレーション試験装置	A2-2
図A2-3	サンプルオシレータ（高温）	A2-3
図A2-4	液面制御装置	A2-4
図A2-5	計測線付き集合体	A2-5
図A2-6	急速照射装置	A2-6
図A2-7	温度・流量制御装置	A2-7
図A2-8	間隙調整機能付き集合体	A2-8
図A3-1	リサイクル施設プロセスセル内配置概念	A3-2
図A3-2	リサイクル施設建屋内配置（地下3階）	A3-3
図A3-3	リサイクル施設建屋内配置（地下2階）	A3-4
図A3-4	リサイクル施設建屋内配置（地下1階）	A3-5
図A3-5	リサイクル施設建屋内配置（地上1階）	A3-6

## I. まえがき

事業団では、平成6年度策定された原子力開発長期計画を踏まえ「リサイクル試験炉の必要性」を幅広く検討している。その中で、プラント工学室ではこれまでのFBRの実用化段階に求められる経済性及び固有の安全性の高い大型炉概念<sup>(6)</sup>を基に環境負荷低減と核拡散防止を目指した、TRU（Pu及びMA）燃焼に対する柔軟な炉心（リサイクル炉心）概念の検討を開始し、その実用化へ向けての開発炉としてのリサイクル試験炉の必要性を検討している。このリサイクル炉心概念は経済性を追求した先進的核燃料リサイクル技術と整合がとれたFBRリサイクルトータルシステムを構成するものである。従って、リサイクル炉心開発は先進的核燃料リサイクル技術開発と協調して進める必要があり、リサイクル試験炉の必要性検討に考慮すべき開発課題は燃料種類、再処理方法、燃料製造方法等の先進的核燃料リサイクル技術も重要な要素となる。つまり、リサイクル試験炉はリサイクル炉心技術開発計画と先進リサイクル技術開発計画を具体化した概念となるものであり、リサイクル炉心開発と先進的核燃料リサイクル技術開発の両者の中核をなす施設となる。ところで、リサイクル炉心概念と先進的核燃料リサイクル概念そのものは共に構築段階にあるため、リサイクル試験炉開発の第一段階はそれぞれの候補概念の技術課題について試験炉で想定される試験の検討を行い、それを基にしてリサイクル試験炉概念を描くこととした。そのリサイクル試験炉概念は、リサイクル炉心開発及び先進的核燃料リサイクル技術開発の具体的な開発の展開の検討に資するものとなる。

リサイクル試験炉の概念設計は第一段階として平成7年、8年の2年間で行うことし、平成7年度はリサイクル炉心開発を主体に、試験炉での試験内容と試験炉運用スケジュールを想定し原子炉出力、原子炉試験方法など特徴的なプラント構想を設定しそこを中心検討することでプラント概念を構築した。平成7年度のリサイクル試験炉概念設計研究の流れを図I-1に示す。

また、リサイクル試験炉の要素開発は試験炉概念の構築に必要な裏付けを得ることを目標に今年度は特に試験計装の調査と引抜UISに関わるCRDの再使用性について検討した。

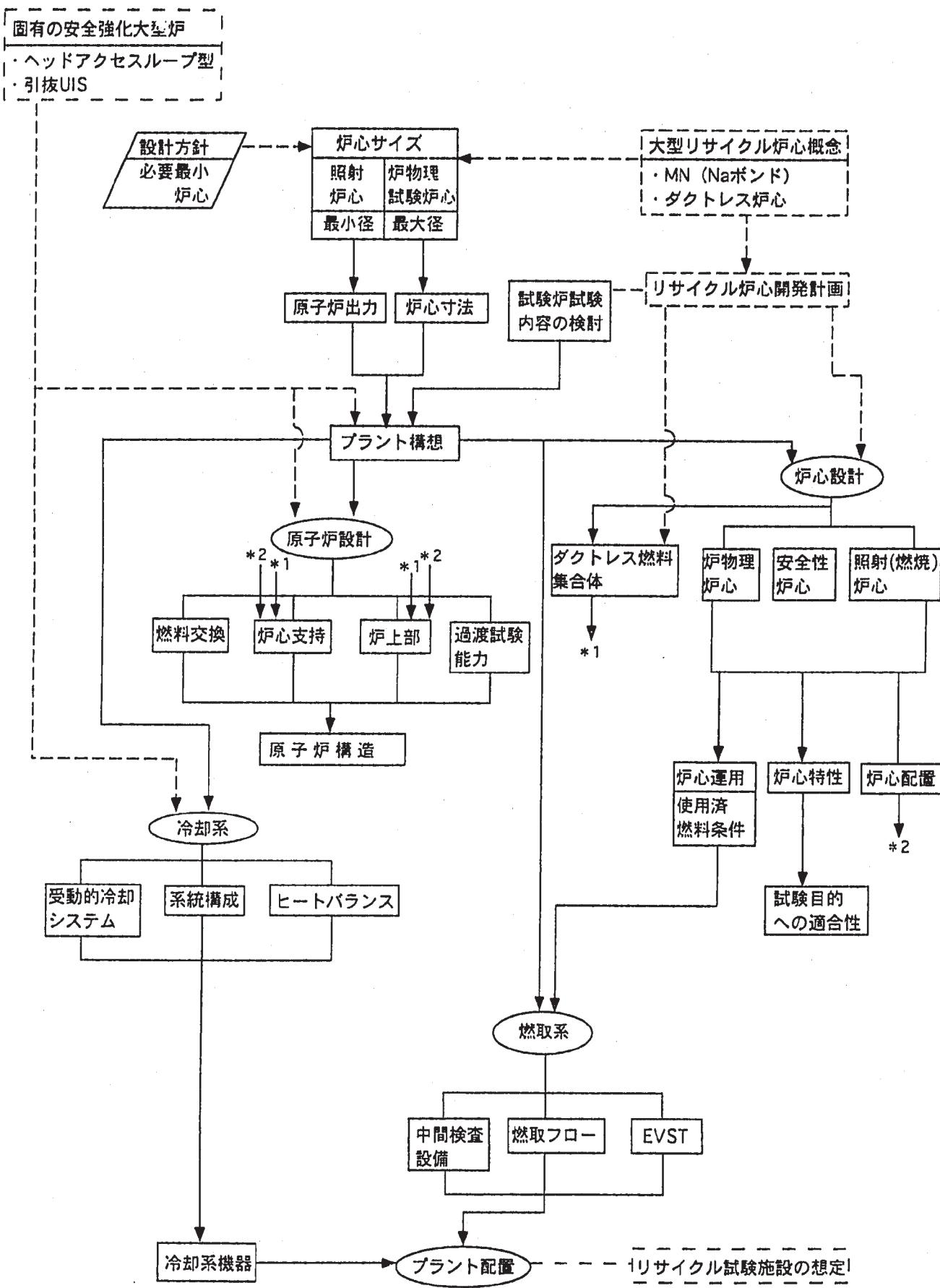


図 I -1 平成7年度リサイクル試験炉概念設計フロー

## II. リサイクル炉心の開発

### 1. リサイクル炉心概念

FBRの実用化段階に求められる多様な機能をもつ炉心としては環境負荷低減と核拡散に対する強い抵抗性を持つことが必要である。即ち、原子力発電で生ずるアクチニド（MA及びPuなど）を柔軟にリサイクルが行える炉心が求められ、それには、経済性の高いリサイクル技術開発（先進的核燃料リサイクル技術）と整合し、MA含入、高Pu富化度、低除染など様々な燃料を受け入れ、それによる安全性、炉心性能に係わる反応度変化を吸収できる能力を持つ必要がある。そのためには、安全性と経済性を確保しつつ炉心運用の自由度を極限まで広げることができる炉心（リサイクル炉心）を開発する必要がある。

このリサイクル炉は図1-1に示すように、原子炉構造はPu増殖から燃焼までの柔軟性の幅を考慮し炉心の組み替えも視野にした交換可能な炉心支持構造や引抜炉心上部機構を採用した概念、ベース炉心は増殖、燃焼のポテンシャルの高さと、受動的安全性のポテンシャルの高さの最適炉心概念で燃料としては現在原子力委員会の先進的核燃料リサイクル分科会で審議中のMOX（振動充填）、金属（射出成形）、窒化物（ペレットまたは振動充填）が候補概念となる。また、炉心構造概念としては自らの固体廃棄物発生を削減し燃料体積比を高めるダクトレス炉心概念が考えられる。

プラント工学室では、この様な設計思想を具体化するための最も有力なベース炉心概念として、ダクトレス・Naボンド窒素物燃料炉心概念を検討している<sup>(1) (3) (5)</sup>。この炉心のリサイクル炉心としての特徴は次の通りである。

#### (1) 増殖特性、燃焼特性に高いポテンシャルを有す

ダクトレスとすることで幾何学的に燃料体積比を極力高めることができ、さらに窒化物燃料とすることで重金属割合が高く燃料装荷能力が最大限に活用できる。そして、窒化物燃料は重金属割合が高く中性子スペクトルが硬いことでPuの増殖・消滅、MAの燃焼、低除染燃料の燃焼等に関する能力を最大限に引き出すことができる。

#### (2) 受動的安全性に高いポテンシャルを有す

窒化物燃料は高い熱伝導性とNaとの親和性を利用したNaボンドピンとすることで、冷却材温度変化に対して燃料温度の追随性が極めてよく、冷却材温度上昇に対して（ドップラ反応度を利用し）負の反応度フィードバック炉心が実現できる。この概念によりTRU装荷量による中性子スペクトルの変化を炉心組成で修正する（スペクトル調整）方策が有効に發揮できる。

このような、リサイクル炉心は全く新しい燃料形態の炉心であること、Pu、MAなどの需給等に対応した広範の炉心運用に関する運転実績を持つ必要があることから、その実用化には実炉心での実証試験が不可欠と考えられる。（これを受けるのがリサイクル試験炉の使命）

## リサイクル炉の概念

アクチニドの柔軟なリサイクル  
(Pu増殖・燃焼、MA燃焼)

Pu増殖・燃焼、MA燃焼が共に可能な炉心

設備(炉心組替え)

交換容易な炉心支持構造  
(流調モジュール)

交換容易な炉上部  
(引抜式炉心上部機構)

中性子利用(高性能炉心)

増殖性、燃焼性の高いポテンシャル

受動的安全性の高いポテンシャル

図1-1 リサイクル炉心の概念

## 2. 新型燃料炉心の開発

ここではリサイクル炉の燃料としては新型燃料を想定する。その場合、燃料製造再処理の開発も基礎的な段階から進める必要がある。その燃料製造及び再処理プロセスの最適化のためには原子炉内での性能を評価して判断する必要があり原子炉内での性能としては燃料の照射特性と炉心特性とがある。つまり、この新型燃料炉心開発は燃料製造及び再処理プロセス開発と一体に進める必要がある。

ここで、炉心・燃料開発を燃料製造、再処理プロセス開発と一体で進めることを念頭に次のように想定する。

炉心技術は、基本的には従来のMOX炉心技術で構築した炉心設計手法で炉心基本特性を把握する。また、MA核種、RE等の核データの整備とドップラ反応度、冷却材密度反応度等の反応度特性を実験的に把握しその信頼性を高めるとともに修正炉定数の整備・改良をしていく。そのうえで炉心の柔軟性をリサイクル試験炉で実証試験することを想定する。

燃料技術は、基本物性値の整備、想定される燃料破損因子（FCMI、FCCⅠ、FPガス放出、など）の分析とシミュレーション解析を行い燃料の照射挙動のモデルを作成する。同時に、常陽において燃料仕様をパラメータとした照射試験を行い照射挙動モデルの検証を行う。そのうえで、そのデータを基にし新型燃料炉心の安全性を立証する。その燃料はリサイクル試験炉で使用しながら段階的に高燃焼度化の実証することを想定する。

以上の考え方で具体的な開発項目が次のように摘出できる。

### (1) 炉心技術（設計手法の開発）

- ・臨界実験
- ・MA積分実験
- ・MA核データ整備
- ・修正炉定数整備・改良

### (2) 炉心技術（リサイクル炉心での実証）

- ・炉心規模での炉特性試験（定常：各種反応度）
- ・炉心規模での炉特性試験（動的：反応度・受動的安全性）
- ・Pu燃焼及びMA燃焼柔軟性実証

### (3) 新型燃料（設計手法の開発）

- ・基礎物性値取得・評価
- ・照射挙動モデル作成
- ・パラメータ照射試験（常陽）

### (4) 新型燃料（リサイクル試験炉での実証）

- ・定常照射試験
- ・RTC試験
- ・RBC試験
- ・計測照射試験

### 3. ダクトレス炉心の開発

ダクトレス炉心の技術課題を整理し表3-1に示す。

ダクトレス炉心は従来炉心においてラッパ管に係わった問題がその削除によって設計的な困難さに直面する課題と逆に有利になる面を持ち合わせている。ダクトレス炉心開発は、これらの課題の解決とメリットの活用をバランスよく進める必要がある。FBRダクトレス炉心は、これまでに実績のない新しい概念であることから燃料集合体構造開発はもとより、炉心熱流動挙動（定常、過渡）、炉心構造挙動（耐震、湾曲）、炉心局所事故挙動について、特性把握と設計手法の開発、それによる設計評価と設計改善を行っていく必要がある。また、この特性及び設計改善は燃料集合体設計、炉心核設計、反応度制御設計、炉心計装設計、原子炉構造設計、冷却系設計、燃取系設計等と相互に関連すること、それぞれの設計も新たな課題を抱えることからその解決を協調して行い最適な原子炉概念を構築する必要がある。

このように、ダクトレス炉心は炉心技術はもとより原子炉構造、炉内計装、冷却系、燃取系と関連するため、実用化のためには原子炉規模での実証が不可欠である。また、原子炉規模の実証をするためにはその安全性を事前に立証する必要もある。初めての技術を炉心規模で実証するには事前に安全性を証明できる範囲内で、特別な対策を施した試験炉を使い実証を行い、その成果で更なる安全性を試験炉で証明するような、段階的実証アプローチをとることを想定する。

以上の考え方で具体的な開発項目が次に様に摘出できる。

#### (1) 炉外試験（ダクトレス炉心解析技術の高度化）

- ・ダクトレス集合体単体機械特性
- ・ダクトレス集合体単体流動特性
- ・ダクトレス炉心熱・流動特性
- ・ダクトレス炉心流力振動特性
- ・ダクトレス炉心湾曲特性
- ・ダクトレス炉心耐震特性
- ・ダクトレス炉心局所閉塞挙動

#### (2) ダクトレス集合体照射試験（集合体設計及び解析技術の実証）

- ・グリッド・燃料ピン相互作用
- ・スケルトン・グリッド健全性
- ・燃料交換性

#### (4) 炉心規模最適化試験（リサイクル試験炉での試験）

- ・ダクトレス炉心の最適化

#### (5) 炉心規模実証試験（リサイクル試験炉での試験）

- ・ダクトレス最適化炉心の実証

表 3-1 ダクトレス炉心の課題表 (1/3)

ダクトレス炉心構造の特徴	ラバ管炉心からの着眼点	設計上の課題 (1/3)				
		炉心核特性	炉心熱流特性(定常)	炉心熱流特性(過渡・崩壊熱除去)	反応度制御	炉心弯曲特性
燃料体積比増加	炉心設計自由度拡大→燃料体積比は対面配列(ギャップ3mm)で(38%→43%)、ネスト配列で(38%→44.6%)	燃料体積比向上→ネスト配列が理想	—	—	・燃料集合体反応度評価增加 →弯曲・地震・流力振動反応度→評価	—
固体廃棄物削減	固体廃棄物削減→炉心のみで22%、アラウトを含め42%	アラウト配置の見直し(理想はダクトなしアラウト)→概念→評価	—	—	—	—
ラバ管削除構造	燃料ピン保護機能→弱まる	—	—	—	—	直接燃料ピンの健全性に關係→特性把握・解析手法→設計手法
ラバ管流路機能→なし	—	・周辺流れ係数変化→ネスト配列が理想 ・螺旋れによる除熱性能の低下 ・UISの流動抵抗の影響大 →特性把握 ・熱流動特性の把握と解析手法→設計手法の開発	・インタラクション効果向上 →特性把握 ・熱流動特性の把握と解析手法→設計手法の開発	—	—	・温度分布の評価法の詳細化 と ・ダクト集合体の弯曲挙動→特性把握
HHD機能→弱まる	—	—	—	—	—	—
炉心内流量配分機能→なし	—	出力分布の平坦化→評価	—	—	—	—
破損伝播範囲制限→広がる	・燃料ランダム破損時冷却反温度投入→特性把握	・燃料ランダム破損時冷却 →特性把握→対策	—	・燃料ランダム破損時冷却 反温度投入→特性把握→制御 上の対策	—	—
低剛性集合体	変形復元力→弱まる	—	—	反応度運動特性把握→評価	剛性特性把握	—
/スリーブ削除構造	流量配分機能→なし	—	—	—	—	—
集合体の自立性	—	—	—	—	—	適切なモデル化→確認
支持板の遮蔽	—	—	—	—	—	—

表3-1 ダクトレス炉心の課題表(2/3)

ダクトレス炉心構 造の特徴	ラバ' 管炉心からの 見直しの着眼点	設 計 上 の 課 題 (2/3)			
		炉心耐震特性	炉心支持	炉心流力振動	燃料設計
燃料体積比増加	炉心設計自由度拡大→燃 料体積比は対面配列(ラ バ' 3mm)で(3.8%→ 4.3%)、ネスト配列で(3.8%→4.6%)	—	—	—	—
固体廃棄物削減	固体廃棄物削減→炉心の みで22%、ラジカットを含 め42%	—	—	—	—
ラバ' 管削除構造	燃料ピン保護機能→弱ま る	直接燃料ピン→特性把握 手法	—	直接燃料ピンの健全性に關係 →特性把握・解析手法→設計 手法	・DDI、BDI(除菌・事象緩和) ・燃料ピン／バ' -ガ相互作用 →特性把握・解析手法→設計 手法
ラバ' 管流路機能→なし	・上下動浮き上がり(冷却 性)制限排除(事象緩和) ・ダ'ビ'グ'係數変わる ・ダ'外集合体との衝突力→特 性把握	横流れの抑制対策→構造検討 →効果評価	群振動と燃料ピン振動の減 弱化の抑制対策→構造検討 →効果評価	・流路所要時冷却性向上(事 象緩和)→特性把握	・流路所要時冷却性向上(事 象緩和)→特性把握
HHD機能→弱まる	—	MHDの強化対策→構造対策 →効果評価	—	—	—
炉心内流量配分機能→な し	—	—	—	—	—
破損伝播範囲制限→広が る	—	—	—	・燃料ランダム破損時が「不 反応度投入→特性把握→燃料 設計対策	・破損伝播収束シナリオ→設 計対策→効果評価
低剛性集合体	変形復元力→弱まる	固有特性把握	—	振動特性把握	・弯曲、荷重荷重は遮減(条件緩和) ・種々荷重は直接燃料ピンに 影響
ノス'削除構造	流量配分機能→なし	別置き構造(交換可能セジ -ル)	別置き構造(交換可能セジ -ル)	—	—
集合体の自立性	適切なモデル化→確認	—	—	—	—
支持板の遮蔽	—	別置き構造(交換可能セジ -ル)	—	—	—

表3-1 ダクトレス炉心の課題表 (3/3)

ダクトレス炉心構造の特徴	ラッパ管炉心からの見直しの着眼点	設計上の課題 (3/3)		
		炉心計装	冷却系設計	燃取系設計
燃料体積比増加	炉心設計自由度拡大→燃料体積比は対面配列(ラッパ3mm)で(38%→43%)、ネスト配列で(38%→44.6%)	—	—	—
固体廃棄物削減	固体廃棄物削減→炉心のみで22%、アシケットを含め42%	—	—	—
ラッパ管削除構造	燃料ピン保護機能→弱まる	—	—	燃料取り扱い時の管理・監視機能強化→設計対策→効果評価
ラッパ管流路機能→なし	—	—	—	燃料取り扱い時により自然循環力向上→安全性向上→効果評価
HHD機能→弱まる	—	—	—	—
炉心内流量配分機能→なし 破損伝播範囲制限→広がる	—	—	—	—
低剛性集合体	変形復元力→弱まる	—	—	・燃料交換時荷重低減(条件) ・燃料取り扱い時の許容芯ズレは極力制限される→交換機位置法・荷重監視精度の改善
ノズル削除構造	流量分配機能→なし	—	—	—
集合体の自立性	—	—	—	・ガス・強化→標準対応
支持板の遮蔽	—	—	—	—

### III. 平成7年度概念設計(I)

#### 1. 試験炉での試験及び炉心サイズ<sup>(7)</sup>

##### 1.1 試験内容と試験方法

試験炉概念を構築するために、試験炉での試験項目とその内容を想定する必要がある。試験炉での試験の内容を現時点で考えられる試験を参考にして試験炉概念設計を進める。なお、今後、かかる時期にチェックし見直す必要がある。

試験炉概念設計での試験内容は、前節で検討したリサイクル炉心開発で期待している「実炉での実証」という要求を受けて以下のように考えた。

- (1) 新型燃料、MA等の炉物理試験
- (2) 安全性試験（過渡時炉特性）
- (3) 新型燃料の照射試験
- (4) 新型燃料の破損後挙動試験
- (5) 先進リサイクル実証試験

これらのなかでさらに個々の試験とそのときの必要な試験装置を検討しそれらを試験毎に整理したものを表1-1に示す。なおこれらの試験を既設施設の利用の可能性について評価したものを作録1に示す。また、表1.1であげた試験装置の概念を作録2に示す。

##### 1.2 炉心サイズと出力規模

炉心サイズ及び出力は必要最小のものとする方針で検討を進めた。炉心サイズについては、昨年度の大型炉検討<sup>(2)</sup>において、実用炉心の各種炉特性は炉心径2.5mで模擬できるとの結論を得ている。したがって低出力炉物理試験の炉心の最大径は約2.5mと設定する。図1-1は2.5m以下の酸化物 ダクトレス炉心（Pu富化度30%）に於いての臨界性を計算したものである。これより、照射試験、燃焼試験を想定し平均15万MWD/t燃焼（実用炉想定）し、余剰反応度10%程度確保（設計余裕）できる炉心径は約1.6mと設定する。従って燃料集合体が実用炉レベルの出力での照射試験及び燃焼試験は約1.6mの炉心で十分である。さらに昨年度の大型炉検討<sup>(2)</sup>で炉心サイズと炉心出力との関係について検討しているが、それによると1.6mの炉心で約400MWtの出力となる。この範囲では安全性過渡試験は反応度係数と温度条件を同時に実用炉条件を満足することはできない。しかし、反応度分離試験を中心にそれらの組み合わせ試験を行うのであればこの範囲で十分満足できると判断し、試験炉の炉心サイズは最大2.5m、出力は最大400MWtと設定する。

### 表1-1 試験計画及び試験装置

\* 試験体ドラム装着試験用器具の構成と実験手順

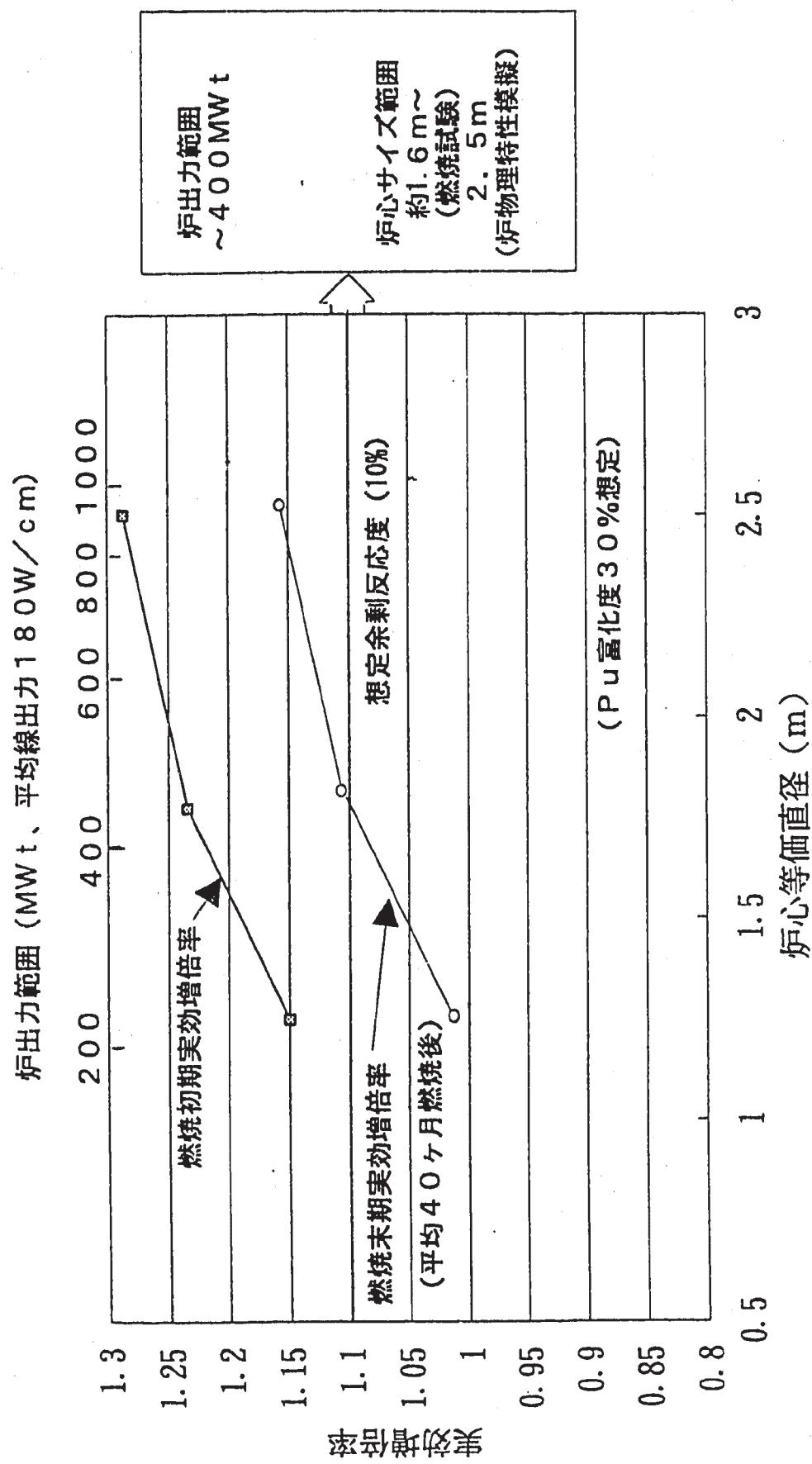


図1-1 臨界性による炉心サイズの設定

## 2. プラント構想の設定

試験炉プラントは、経験豊富でその運用が明確な発電プラントと違い、その目的から特徴的な運用となること、先進的核燃料リサイクル開発の研究計画についての検討も同時進行中であること等から現時点では厳密に定義できない。そこで試験炉運用、プラント運用を仮に定した試験炉概念を構築し、その概念を基に研究計画の検討をすすめ試験炉運用を見直すこととした。以下に試験炉運用を想定しプラント構想を示す。

### 2. 1 試験炉運用の想定

#### <計画の前提>

- ・新型燃料は常陽照射及び炉外試験でピンレベルの知見が得られ燃料性能に関するモデル開発が進められている。
- ・ダクトレス燃料は炉外試験及び既存炉での照射試験により構造健全性が実証されている。（つまり、リサイクル試験炉はダクトレス集合体で開始できる）
- ・リサイクル試験炉の想定スケジュールを表2-1に示す（平成7年11月の原子力委員会第7回高速増殖炉研究開発分科会で審議）。ここで最初のMOX炉心をPhase 1と後の新型燃料炉心をPhase 2と称して以下にその想定内容を示す。なお、もちろん開発テンポによってはPhase 2からスタートも考えられるが、試験炉設計としては包絡しているため特に順番は問題ではない。

#### <Phase 1> (2008年～2017年)

MOX大型炉物理、炉特性試験、MOXドライバでの新型燃料照射試験（含むリサイクル試験）。

主要な試験は以下の通りであり、（1）により大型MOX炉の炉心設計手法の確立及び受動的安全性の実証を行う。次に小型炉心で（2）の定常照射（4）の破損想定試験の順序で進め（4）の試験（RTC）の結果を反映し（2）、（4）を繰り返し再処理、燃料製造と関連し新型燃料の改良を進める。（3）は新型燃料仕様をパラメータに実施する。この期間でリサイクル新型燃料の仕様を設定する。

##### (1) MOX (without MA) 大型炉静的・過渡炉特性試験

・・・最大2.5m炉心による

- ・MAサンプル等を用いた基礎炉物理試験

- ・大型炉心の過渡特性の把握（受動的安全性の実証）

##### (2) MOXドライバ 照射試験（兼 破損限界試験前照射）

・・・約1.6mの小型炉心による

- ・新燃料の長寿命対策をパラメータ（再処理要求を含めた燃料製造仕様と破損モードの相関把握、寿命対策）にしたRTCを前提とした定常照射

- ・再処理試験への試験用照射燃料供給。

##### (3) MOXドライバ 計測照射試験 (with 溶融限界試験)

・・・約1.6mの小型炉心による

- ・新燃料の長寿命対策パラメータ（再処理要求を含めた燃料製造仕様と燃料挙動・溶融限界との相関把握）による短期試験。

(4) MOXドライバ 破損限界試験

・・・約1.5mの小型炉心による

- ・MOXドライバー（リーディング集合体）の破損限界試験

- ・新燃料の長寿命対策をパラメータ（再処理要求を含めた燃料製造仕様と破損モードの相関把握、寿命対策）にしたRTCB。（(2)の継続）

<Phase 2> (1028~2030年)

Phase 1で選定したリサイクル新型燃料でリサイクル実証試験を行う。主要な試験は以下の通り。(1)はリサイクル新型燃料大型炉の炉心設計手法の確立及び受動的安全性の実証を行う。(2)は全炉心規模でリサイクル実証試験を行う。またそのなかでリサイクル大型炉燃料の照射実証試験をおこなう。

(1) 新型燃料大型静的・過渡炉特性試験

・・・最大2.5m炉心による

- ・大型炉心の設計予測精度把握（炉心設計手法の確立）

- ・大型炉心の過渡特性確認（受動的安全性確認）

(2) リサイクル実証試験（全炉心規模燃焼試験、兼照射試験）

・・・約1.6mの小型炉心による

- ・新型燃料炉心でMAリサイクルを繰り返し燃焼試験を行う。

## 2.2 プラント構想

(1) リサイクル試験施設との整合（コロケーション）

- ・想定する試験計画を考慮するとリサイクル試験炉は試験Phaseに沿ってPIE試験施設、リサイクル試験施設（再処理試験施設、燃料製造試験施設）と緊密に連携する必要がある。
- ・従って、これらの試験施設の効率的な運用を計るために互いに隣接し燃料輸送の制限を局限することが望ましい。
- ・廃棄物処理施設、メンテナンス施設、燃料貯蔵施設の共用化が可能である。

(2) 想定炉心

<Phase 1>

- ・MOX炉物理試験炉心
- ・MOX安全性試験炉心
- ・MOXドライバ照射炉心（含むリサイクル試験）

<Phase 2>

- ・新型燃料（新型燃料はMNを想定する）炉物理試験炉心
- ・新型燃料安全性試験炉心
- ・新型燃料リサイクル試験炉実証炉心（プランケットあり）

(3) プラント配置

- ・原子炉施設の廃棄物処理、メンテナンス施設はPIE、再処理、燃料製造核施設を原則カバーする。（個々に固有のもので各施設が持った方がよいもの

は除く)

- ・メンテナンス施設は燃料取扱機械、各種試験装置、キャスク・取扱機、新規UISなどの保管・点検施設を想定する。

(4) 原子炉機器の運用（除く試験用）

(a) 炉心上部機構（引抜UISの実証：複数体運用する）

- ・炉心変更に柔軟に対応するためUISの交換を可能にする。

- ・炉物理試験と高出力試験との試験計装や燃料交換頻度を考慮しUISを複数用意することも考慮する。

(b) 炉心支持構造

- ・炉心変更に柔軟に対応するため燃料下部支持機構の交換を可能にする。

(c) 試験用装置、CRDM（点検セル）

検出器組み替え等の試験の便宜、引き抜きUISの保管雰囲気が異常をきたし性能不良が確認された場合を想定し検査セルを設ける。

(d) 特殊燃料（再組立セル）

再組立し原子炉に戻す燃料検査・再組立セルを設ける。

(5) 燃料交換／貯蔵

(a) 炉物理試験の燃料交換は試験用燃料の入れ替えを頻繁に行うことを考慮し常設の燃料交換機を備える。

(b) 安全性試験、照射試験での燃料交換は引き抜き式UISを引き抜いた後燃料交換を行う。

(c) 燃料貯蔵はIVSをめざす。その場合でもリサイクル試験施設との燃料授受の調整（高崩壊熱のリサイクル試験等）にEVSTを設ける。

(d) 制御棒などは崩壊熱がないため廃棄物処理設備に乾式貯蔵し適宜処理する。

(e) 燃料の洗浄はPIE、再処理などの必要により各施設で行う。従って通常のルーチンでは燃料は洗浄しない。（乾式システムの実証）

(6) メンテナンス施設

(a) メンテナンス設備はリサイクル試験炉、リサイクル試験施設、PIE施設の機械の共通メンテナンスを考える。

(b) 原子炉関係では試験機器、燃料交換機器の洗浄・保管・組立調整を行う。従ってここに機器洗浄設備を設ける。（しかし乾式システム追求を考慮する）

(7) 廃棄物処理施設

(a) 廃棄物は試験炉（メンテナンス設備含む）、リサイクル試験施設、PIE設備より受け入れる。

## 2. 3 リサイクル試験施設及びPIE施設との取り合い考え方

(1) リサイクル試験施設

(a) 照射燃料受け入れ条件

- ・燃料は未洗浄で渡す

目標としてIVSをめざしリサイクル実証試験時期（Phase 2）には1炉心分

の炉内貯蔵が可能。リサイクル試験施設で必要な時に燃料洗浄を行う。

- ・一体あたりの崩壊熱はや約 2 kW を暫定  
(リサイクル試験側要求を鑑みて見直す)

(b) 新燃料受け渡し条件

- ・使用前検査済み燃料

詳細検査設備は燃料製造施設側で用意する。

(2) PIE試験施設

(a) 照射後燃料受け渡し条件

- ・燃料は未洗浄で渡す

破損燃料等を考慮し特殊Na除去法が必要。PIE試験目的に添った方法でPIE施設で洗浄する。

- ・一体あたりの崩壊熱は約 2 kW を暫定  
(破損燃料の直接取り出しを検討し見直す)

(b) 再装荷用燃料要素受け入れ条件

- ・使用前検査済み

詳細検査設備は燃料製造施設側で用意する。

- ・集合体は原子炉施設側再組立セルで組み立てる  
設備の重複を防ぐ為原子炉側の照射試験用燃料集合体組立解体施設を利用する。

- ・ $\alpha$  除染

原子炉の破損燃料検出系への影響を考慮し  $\alpha$  持ち込みを制限する。

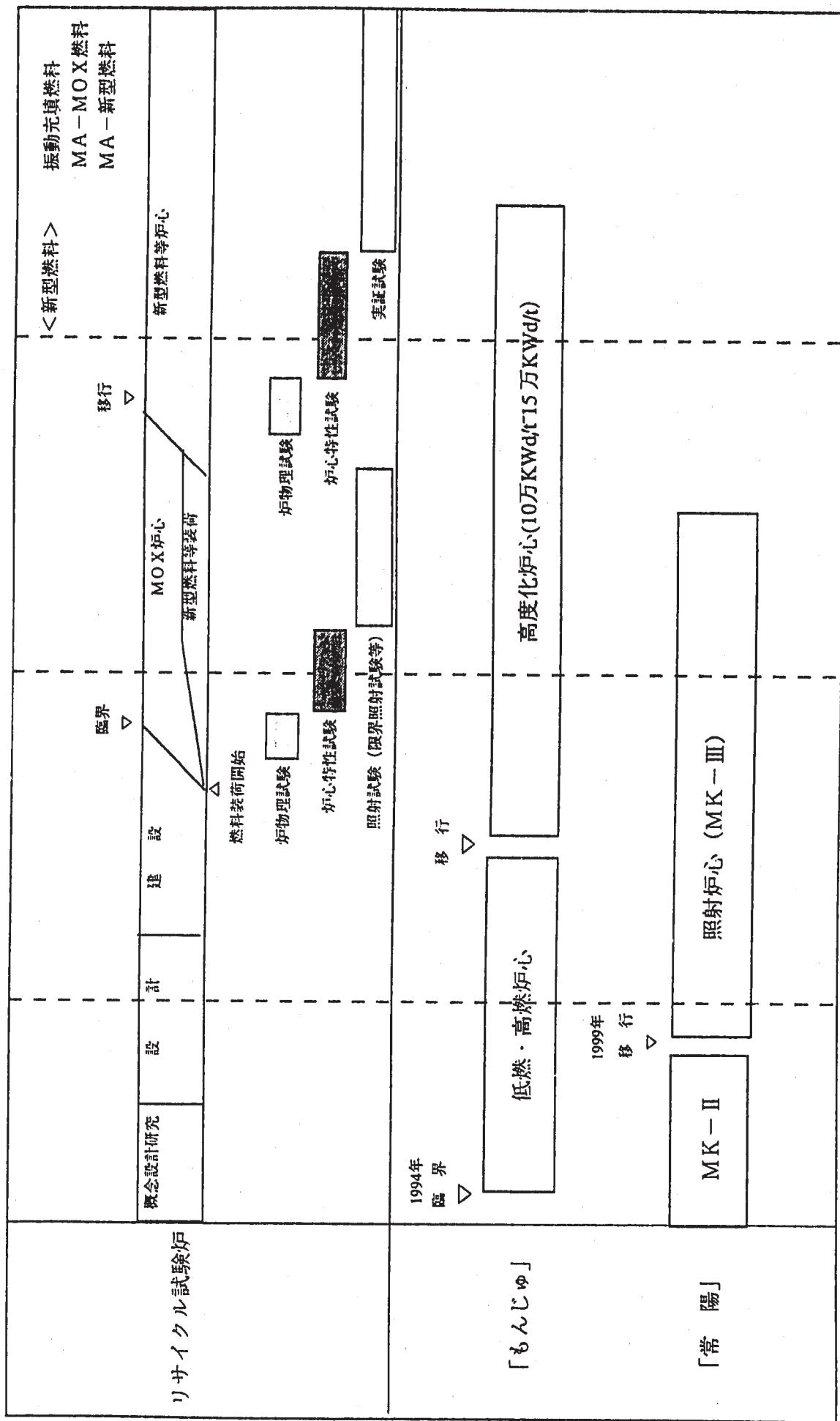


図 2-2 リサイクル試験炉の計画

### 3. 各部設計

#### 3. 1 炉心設計

##### 3.1.1 試験炉心配置<sup>(7)</sup>

炉心配置は次の考え方で設定する。試験炉心は前章の構想に基づき検討炉心として表3.1-1のように設定した。

(1) 炉心燃料は酸化物と窒化物を対象とし、大型炉仕様のダクトレス燃料集合体とする。

(2) 大型炉模擬性を考慮した約2.5m炉物理試験炉心を構成。

ここで制御棒は固定吸収体で模擬する。但し試験出力制御に必要な可動制御棒を最小限とする。

(3) 燃料集合体の出力、燃焼度を大型炉条件を達成できる約1.6m照射(燃焼)用炉心の設定。

ここで制御棒は前述のように炉物理試験で想定した制御棒位置の中から選定(可動制御棒の共通共通化)。

(4) 安全性試験は(2)と(3)の間で行う。代表炉心を中間寸法で設定。

この考え方で設定した炉心配置を図3.1-1(酸化物)及び3.1-2(窒化物)に示す。また燃料仕様を表3.1-2示す。ここで、炉心の受動安全の確保は酸化物についてはGEMの設置、窒化物についてはスペクトル調整によるとした。

なお、これらの基本炉心をベースにしたMSM法炉物理試験炉心、計測照射試験炉心の例を図3.1-3に示す。これらの炉心は炉上部から試験装置が炉心に挿入されるため原子炉構造設計での工夫が必要となる。

##### 3.1.2 ダクトレス燃料集合体概念<sup>(8)</sup>

ダクトレス燃料集合体は大型リサイクル炉設計で検討しているダクトレス燃料集合体<sup>(3)</sup>を基本とし(従って、構造及び諸特性の詳細はそちらの報告書を参照)、試験炉の特徴として以下の工夫を行っている。

(1) 窒化物燃料及び酸化物燃料が共に装荷できる寸法であること。

(2) メカニカルホールドダウン(MHD)を期待しない厳しい試験条件を考慮し、ハイドロリックホールドダウン(HHD)力強化をする。

(1)に関して、MOX燃料と窒化物燃料の燃料要素寸法を比較し図3.1-4に示す。酸化物燃料要素はHeボンドでFPガスを下部プレナムにためる方式で、窒化物燃料要素はNaボンドでFPガスを上部プレナムにためる方式とした。共に15万MWD/tの燃焼を考慮し寸法を設定した。両者の寸法の違いはガスプレナム温度、炉心高さ、HM重量等もあるが、窒化物燃料は低温のためFPガス放出率が約25%程度であることによるものが大きく寄与している。この結果から、燃料集合体は燃料要素長の長い酸化物燃料で設計しておけば窒化物燃料との互換性が確保できる。

(2) の検討は3.2節の原子炉構造設計で示すが、大型炉設計(3)で検討しているMHDに対応した燃料集合体はハンドリングヘッド外側に炉心上部機構(UIS)で押さえつけるコイルバネを設けている概念(図3.1-5)であるのに対して、HHD強化概念はコイルバネをとりハンドリングヘッド長を短くする替わりにエントランスノズルでの差圧を確保する下部リークパスを長くする必要がありそれに対応しエントランスノズルを長くなる。しかし、燃料集合体長は両者を包絡するように同じとした。(図3.1-5、図3.1-6)

燃料集合体の構造仕様を表3.1-3に示す。

### 3.1.3 炉心特性評価<sup>(7)</sup>

3.1.1に示した酸化物燃料と窒化物燃料のそれぞれ炉物理、安全性及び照射(燃焼)試験炉心について以下の考え方でPu富化度を設定し炉心評価した。

- (1) 酸化物炉心は炉物理試験炉心の内外出力平坦化と照射炉心(18カ月5バッチ)の燃料として炉物理試験の外側炉心燃料の共用化を考慮する。
- (2) 窒化物炉心ではMA混入(3%、5%)とスペクトル調整のためのZrH(0%,5%)の添加し炉物理試験及び照射(燃焼)試験の出力平坦化を考慮。

評価は、核断面積ライブラリはJENDL-2ベースの修正炉定JFS-3-J2(ADJ91)を用い基準計算は2次元RZ拡散燃料計算とした。また、燃焼計算の制御棒位置は上部軸ブランケット下端と一致させている。

酸化物炉心の評価結果を表3.1-4に窒化物炉心の評価結果を表3.1-5に示す。

これらの結果、酸化物炉心は照射炉心のような小型炉心でもPu富化度30%以下で15万MWd/tの燃焼度が得られ線出力、制御棒収支も成立の見通しがあることが示された。また、GEM反応度もULOF時の受動的炉停止達成の目安(1\$)を十分上回っている。窒化物炉心についてはMA装荷を前提としているがZrHの最適化が今後必要である。

### 3.1.4 窒化物炉心の反応度係数と受動的事故終息性<sup>(7)</sup>

窒化物炉心はNaホウソド燃料として冷却材温度に対して燃料温度の追随性が優れていることを利用しULOF時ドップラ係数を負に作用させることが出来る。さらにZrHを添加し中性子スペクトルを調整しMA装荷による反応度係数の悪化を補償することができる。試験炉の窒化物炉心もこの特徴を利用し受動的炉停止を達成させる。そこでリサイクル試験炉窒化物炉心での上記受動的炉停止の成立性を評価する。別途実施の大型炉設計研究<sup>(4)</sup>により窒化物炉心のULOF時の受動的安全性成立範囲が検討されている。これにリサイクル試験炉の燃焼炉心においてZrHでスペクトル調整しMAを添加し評価した反応度係数を対比してみると図3.1-7の通りなる。これよりMAとZrHをほぼ等量添加すると受動的事故終息が達成できる。

### 3.1.5 その他炉心構成要素

その他炉心構成要素としては、制御棒、ブランケット集合体、遮蔽体及び照射試験用集合体がある。

制御棒、プランケット集合体、遮蔽体は必要流量が低流量であることからダクト付きとし全長等基本寸法は燃料集合体と同じであり従来の炉心構成要素と同じ概念である<sup>(8)</sup>。

照射試験用集合体は特に原子炉施設での中間検査設備で燃料ピンの解体検査が出来るようにする。基本概念は「常陽」の集合体を参考にその技術を高度化していくものとする。主な候補概念を表3.1-6に示す<sup>(11)</sup>。

### 3.1.6 大型リサイクル炉開発条件に対する試験炉心の評価

大型リサイクル炉心の想定仕様とリサイクル試験炉の検討条件を対比させその対比に基づいて試験炉で実施する試験内容を表3.1-7に示す。表に見るように試験炉での試験はリサイクル大型炉心実証のため諸試験が実施可能である。

表 3.1 - 1 評価対象炉心

No.	酸化物燃料炉心	目的	炉心配置図（注）
1 - 1	MOX (MAなし) 大型炉物理試験 用炉心	大型炉炉物理試験	
1 - 2	MOX (MAなし) 安全性試験用炉心	安全性試験	図 3.1 - 1
1 - 3	MOX ドライバ	新型燃料照射試験	
	窒化物燃料炉心	目的	配置図
2 - 1	窒化物燃料 大型炉物理試験	大型炉炉物理試験	
2 - 2	窒化物燃料 安全性試験用炉心	安全性試験	図 3.1 - 2
2 - 3	窒化物燃料	リサイクル実証試験	

表 3.1 - 2 燃料及びMAの仕様

## MA 組成条件

核種	存在比 (%)
Np-237	54.76
Am-241	31.41
Am-242m	0.08
Am-243	10.79
Cm-244	2.96
Gd-156/MA 比率	0.2

注) MAに混入するRE重量はMA重量の20%とし、Gd-156で代表するものとした。

## 燃料集合体基本仕様条件

項目	酸化物炉心	窒化物炉心
Pu同位元素比 (Pu238/Pu239/Pu240/Pu241/Pu242) 3/5 3/2 5/1 2/7		同左
U同位元素比 (U235/U238)	0.003/0.997	同左
炉心燃料集合体		
燃料ピン本数	265	同左
被覆管外径	8.7 mm	同左
被覆管肉厚	0.6 mm	同左
燃料スミヤ密度		
炉心	83.7%	80.0%
軸プランケット	90.5%	同左
プランケット燃料集合体		
燃料ピン本数	127	同左
被覆管外径	12.5 mm	同左
被覆管肉厚	0.5 mm	同左
燃料スミヤ密度	90.9%	同左
ワイヤ径	1.14	同左
集合体ピッチ	166.4 mm	同左

表 3.1 - 3 ドライバー燃料集合体仕様

項目	仕 様
燃料	炉心：振動充填型、ブランケット：ヘレット型
炉心燃料	
炉心高さ	1000 mm
燃料材料	プルトニウム・ウラン混合酸化物
核分裂性プルトニウム富化度	内側炉心 16.2 wt% 外側炉心 26.6 wt%
ウラン235含有率	0.3 wt%
燃料スマミ密度	ハイパック燃料 83.7 %TD
軸方向ブランケット燃料	
ブランケット高さ	上／下 300 mm
燃料材料	ウラン酸化物
ウラン235含有率	0.3 wt%
燃料スマミ密度	ヘレット燃料 90.9 %TD
被覆管	薄肉円管
材料	PNC FMS鋼
外径	8.7 mm
内径	7.5 mm
肉厚	0.6 mm
燃料要素	一体密封型
カスプローレム長さ	炉心下部 1000 mm 上部（アーリング含む） 180 mm
全長	2900 mm
燃料要素数 P/D	265 本 1.14
燃料集合体	タクトレス型
材質	PNC FMS鋼
タイロッド	コナ 6 本
ビンスヘーザ	ハニカム型クリット 7 段
クリット高さ	30 mm
ハントリングヘッド	円筒型
メカニカルホールドタウン用スプリング	外面装着
上部遮蔽	練炭状SUSブロック又はB4Cビンガントル
エントランスノズル	差し込み型円筒ノズル
下部遮蔽／ノズル	練炭状SUSブロック／燃料集合体分離型
集合体外径	165.4 mm
集合体全長（下部遮蔽除く）	4250 mm
集合体配列ピッチ	166.4 mm

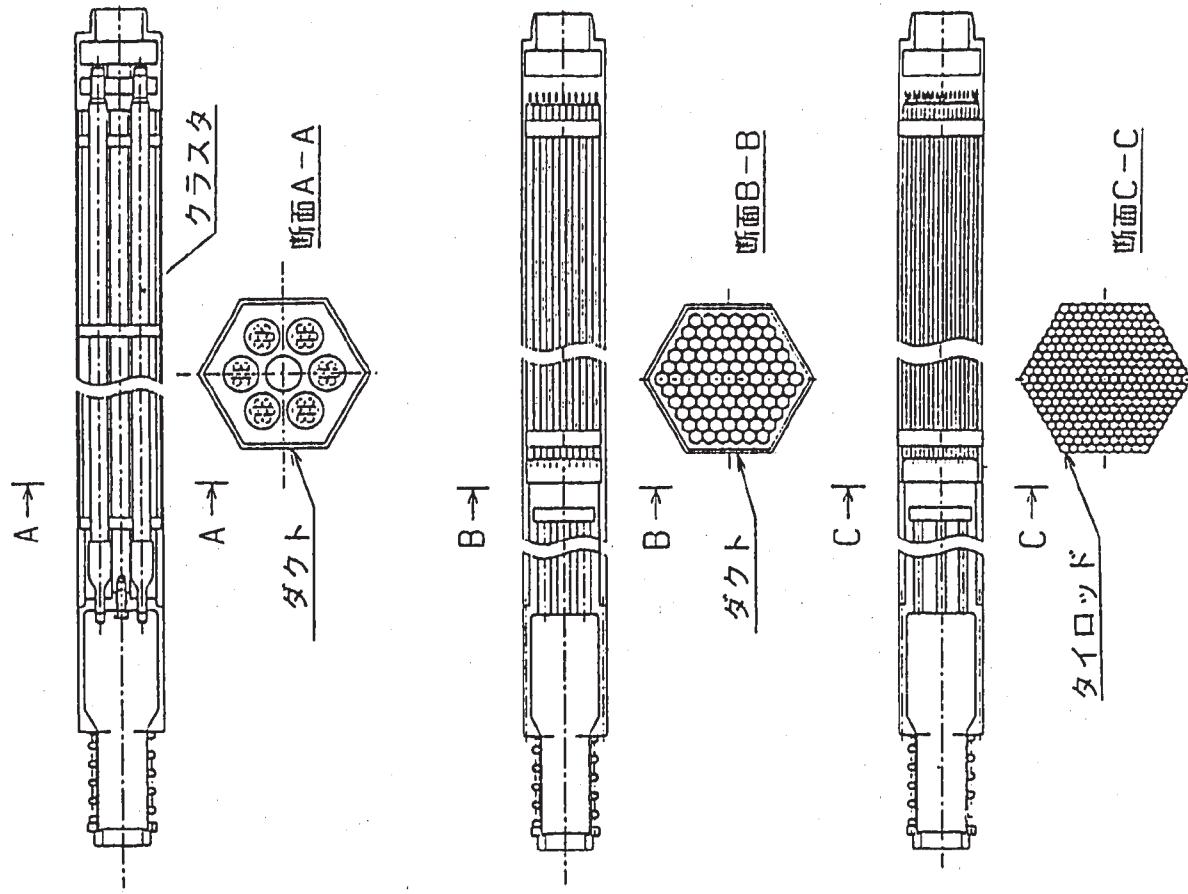
表 3.1 - 4 酸化物燃料炉心の炉心特性

項目	単位	炉物理試験		安全性試験		照射試験用炉心	
		炉心	炉心	炉心	(初装荷)	(平衡)	
<b>炉心本数</b>							
内側炉心	体	102	30	30	—	—	
外側炉心	体	72	78	42	72	72	
燃焼期間	月	—	—	18	18	18	
バッチ数	—	—	—	5	5	5	
<b>(1)燃料富化度</b>							
内側炉心	%	18.2	18.2	18.2	—	—	
外側炉心	%	26.5	26.5	26.5	26.5	26.5	
<b>(2)燃焼反応度</b>							
(%)	% $\Delta \rho$	—	—	5.3	5.8	5.8	
<b>(3)増殖比</b>							
炉心		0.779	0.681	0.602	0.585	0.585	
半径方向ブランケット		0.176	0.161	—	—	—	
軸方向ブランケット		0.222	0.178	0.168	0.176	0.176	
合計		1.179	1.020	0.770	0.761	0.761	
(Pu241崩壊を除く)							
<b>(4)燃焼度</b>							
万 MWd/t		—	—	3.1	15.6	15.6	
(炉心平均)							
<b>(5)最大線出力 (RZ 計算値)</b>							
内側炉心	W/cm	0.0351	159	252	—	—	
外側炉心	W/cm	0.0351	223	313	435	435	
(炉出力 100KW 時) (炉出力 400MW 時)							
<b>(6)平均線出力</b>							
	W/cm	0.0199	133	202	196	196	
(炉出力 100KW 時) (炉出力 400MW 時)							
<b>(7)最大照射量</b>							
	* 10 <sup>23</sup> nvt	—	—	0.5	5.1	5.1	
<b>(8)制御棒価値</b>							
主炉停止系ワンロッドスタック	% $\Delta \rho$	4.3	7.1	9.6	9.2	9.2	
後備炉停止系ワンロッドスタック		0.9	3.4	3.6	3.9	3.9	
<b>9)ボイド反応度</b>							
	% $\Delta k$						
炉心部		0.86	0.56	0.89			
径ブランケット		-0.03	-0.06				
軸ブランケット		-0.09	-0.10	-0.09			
GEM		-0.90	-1.11	-1.41			
<b>10)ドップラー係数</b>							
	T $\Delta k / \Delta T$						
炉心部		$8.03 \times 10^{-3}$	$6.76 \times 10^{-3}$	$5.15 \times 10^{-3}$			
径ブランケット		$3.74 \times 10^{-4}$	$2.54 \times 10^{-4}$				
軸ブランケット		$7.72 \times 10^{-4}$	$6.28 \times 10^{-4}$	$8.52 \times 10^{-4}$			

表 3.1 - 5 窒化物燃料炉心の炉心特性 (ZrH5%、MA3%ケース)

項目	単位	炉物理試験		安全性試験		照射試験用炉心	
		炉心	炉心	炉心	(初装荷)	(平衡)	
<b>炉心本数</b>							
内側炉心	体	102	30	34	34		
外側炉心	体	72	78	42	42		
燃焼期間	月	—	—	18	18		
バッチ数		—	—	5	5		
<b>(1)燃料富化度</b>							
内側炉心	%	18.50	18.50	21.26	21.26		
外側炉心	%	26.32	26.32	31.98	31.98		
<b>(2)燃焼反応度</b>							
	$\% \Delta \rho$	—	—	3.0	14.5		
<b>(3)増殖比</b>							
炉心		0.749	0.653	0.486	0.545		
半径方向プランケット		0.182	0.224	0.221	0.256		
軸方向プランケット		0.225	0.194	0.166	0.195		
合計		1.155	1.071	0.852	0.996		
<b>(Pu241崩壊を除く)</b>							
<b>(4)燃焼度</b>							
(炉心平均)	万 MWd/t	—	—	2.7	13.1		
<b>(5)最大線出力</b>							
内側炉心	W/cm	0.0373	179	323	321		
外側炉心	W/cm	0.0416	264	356	309		
<b>(炉出力 100KW 時) (炉出力 400MW 時)</b>							
<b>(6)平均線出力</b>							
	W/cm	0.0254	163	233	219		
<b>(炉出力 100KW 時) (炉出力 400MW 時)</b>							
<b>(7)最大照射量</b>							
	$* 10^{-23} \text{nvt}$	—	—	0.34	3.6		
<b>(8)制御棒価値</b>							
主炉停止系ワンロッドスタック		1.4	4.2	4.8	5.3		
後備炉停止系ワンロッドスタック		1.0	1.9	1.7	1.8		
<b>(9)ボイド反応度</b>							
	$\% \Delta k$						
炉心部		0.57	0.38	0.77			
径プランケット		-0.10	-0.10	-0.15			
軸プランケット		-0.11	-0.12	-0.07			
<b>(10)ドップラー係数</b>							
	$-T \Delta k / \Delta T$						
炉心部		$1.07 \times 10^{-2}$	$9.04 \times 10^{-3}$	$7.08 \times 10^{-3}$			
径プランケット		$4.29 \times 10^{-4}$	$4.93 \times 10^{-4}$	$1.15 \times 10^{-3}$			
軸プランケット		$7.03 \times 10^{-4}$	$6.13 \times 10^{-4}$	$9.38 \times 10^{-4}$			

表 3.1 - 6 試験用燃料集合体構造概念構想



	特徴	課題
コンパートメント型	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解体、再組立が最も容易</li> <li>・クラスタ毎の流量を柔軟に設定できる</li> <li>・仕様の異なる試験用燃料ピンの装荷に対応できる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リサイクル試験炉の条件に適合する構造の検討が必要</li> </ul>
バンド型 ダクト付	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バンドを模擬しており、炉心核特性を他領域と合わせやすい</li> <li>・仕様の異なる試験用燃料ピンの装荷に対応できる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・試験燃料に要求される機能（照射途上での検査が可能な構造）の実現について、更なる検討を要す</li> </ul>
バンド型 ダクトレス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バンドを模擬しており、炉心核特性を他領域と合わせやすい</li> <li>・ダクトレス模擬により、ダクトレス燃料間のインタラクションの把握可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・同上</li> <li>・仕様の異なる燃料ピンへの対応に余地あり</li> </ul>

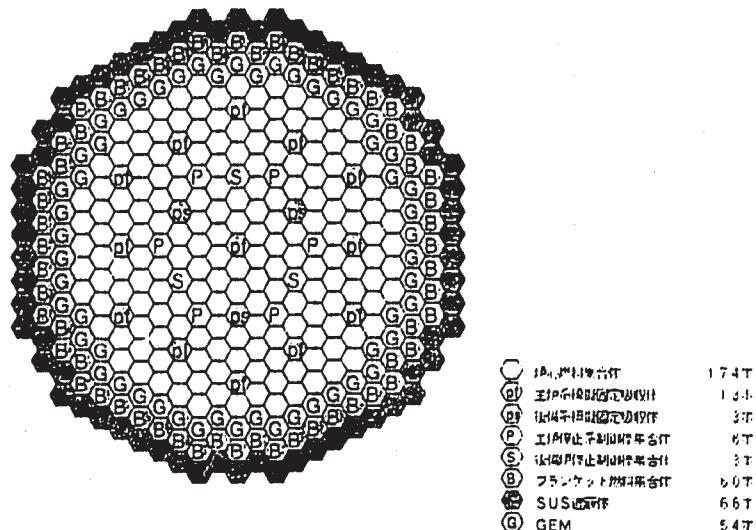
表 3.1 - 7 大型リサイクル炉とリサイクル試験炉炉心の評価

大型リサイクル炉炉心設計	大型炉条件	リサイクル試験炉	
		H 7 設計	評 価
経済性の向上－高燃焼度化  炉心性能向上 (運転サイクル長期化、 増殖比向上)	1 5～2 0万 MWd/t  ダクトレス燃料 新型燃料	約 1 5万 MWd/t  ダクトレス 窒化物燃料	燃焼特性試験炉心で達成可能  各炉心で対応できる。 照射試験炉心で試験可能。 炉物理特性試験炉心で試験 可能。*
安全性の向上－受動的安全性	A T W S 対応  新型燃料	成立範囲内  窒化物燃料	安全特性試験炉心で試験可能  安全特性試験炉心で試験可能。 炉物理、安全特性試験炉心で の燃焼状態の模擬試験を検討す る必要あり。
環境負荷低減	ダクトレス/ノズルレス  MAリサイクル燃料	同左	各炉心で対応できる。
核不拡散性	P u 燃焼の柔軟性	M.A装荷	燃焼性試験炉心で実証  燃焼特性試験炉心での実証を 検討する必要あり。

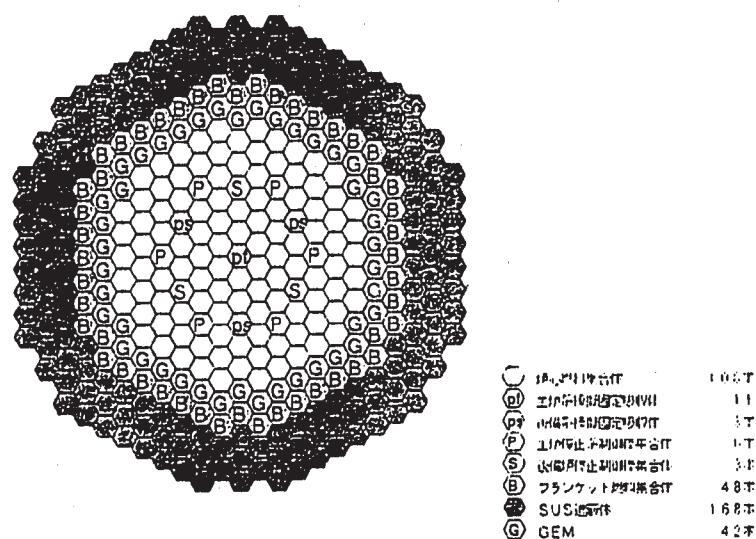
\*注) 炉物理特性は 出力ピーピング係数：大型炉約 1.6、炉物理試験炉 1.64、

増殖比：大型炉約 1.2、炉物理試験炉 1.16)

## 炉物理試験



## 安全性試験



## 照射試験

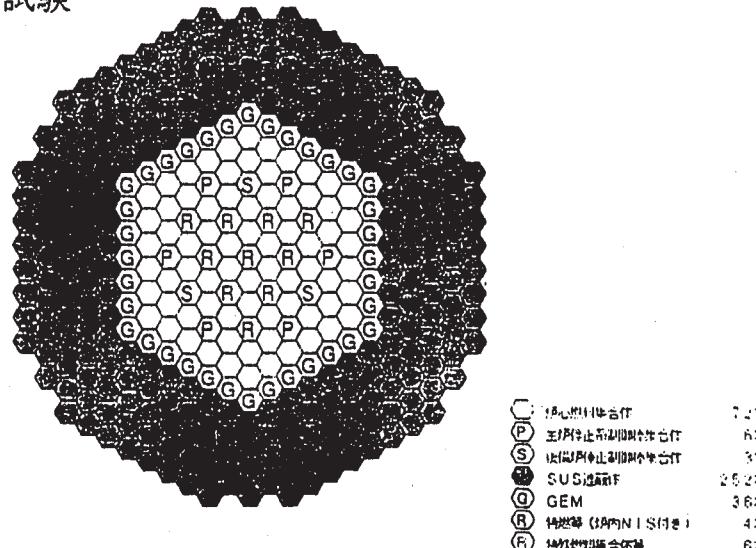
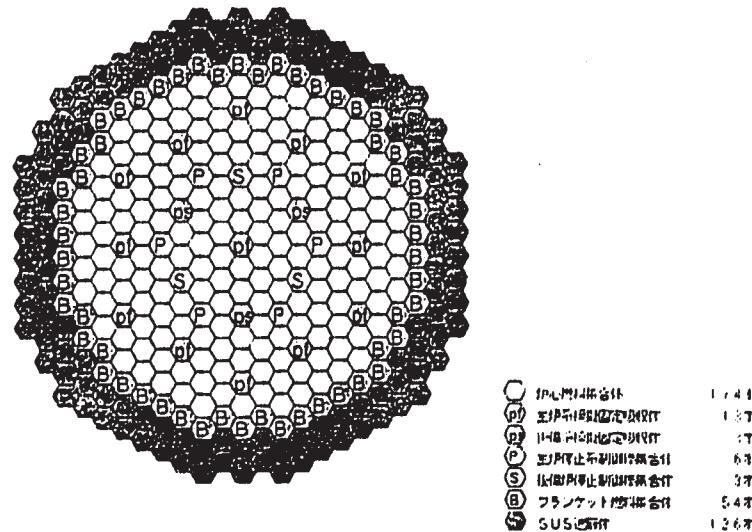
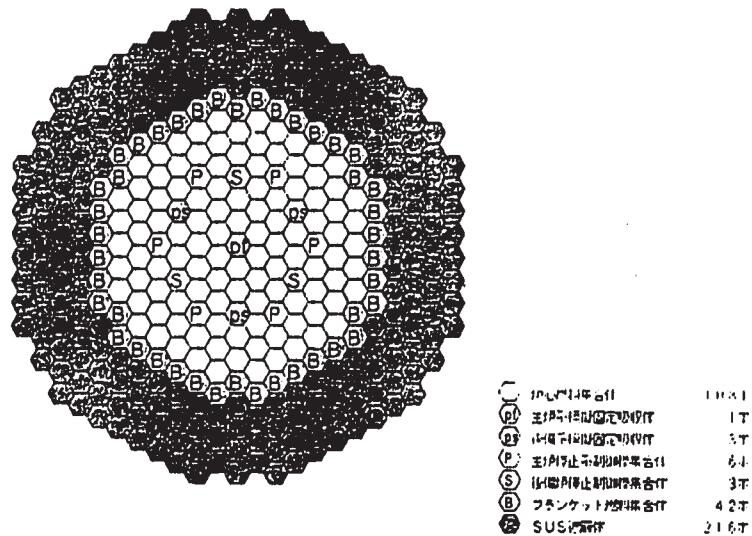


図 3.1 - 1 酸化物燃料炉心配置の例

## 炉物理試験



## 安全性試験



## リサイクル実証試験

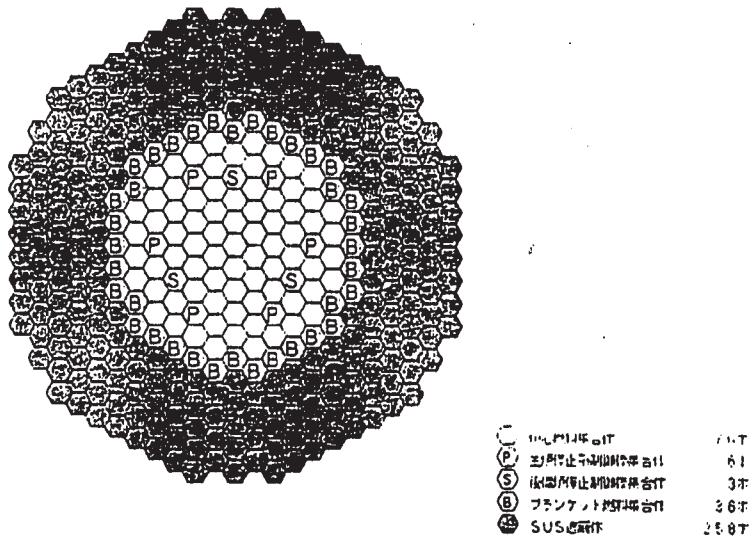
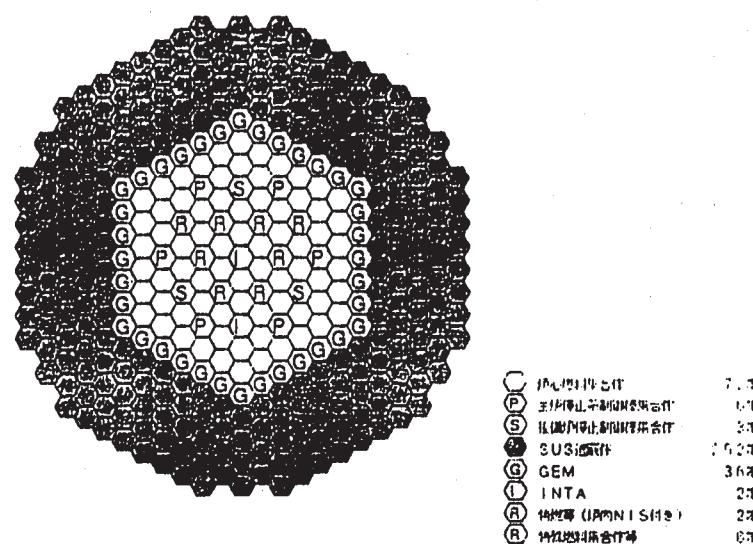


図 3.1 - 2 窒化物燃料炉心配置の例

## 計測照射試験



## MSM法炉物理試験

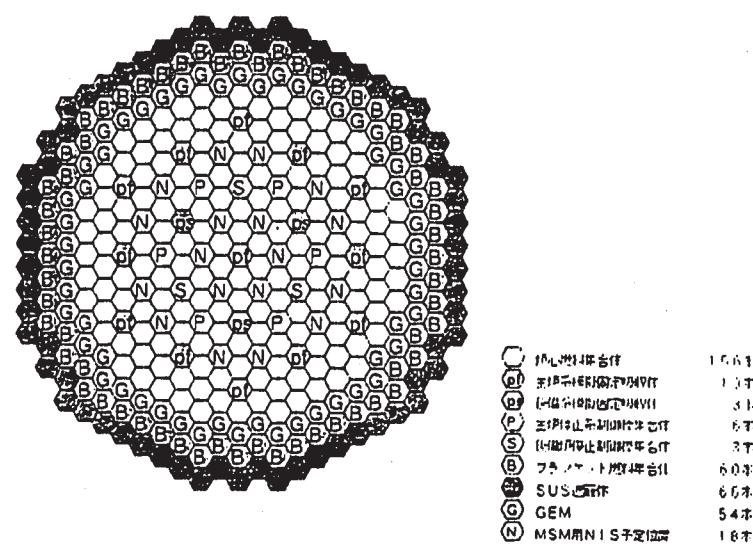


図 3.1 - 3 典型的な試験炉心の例

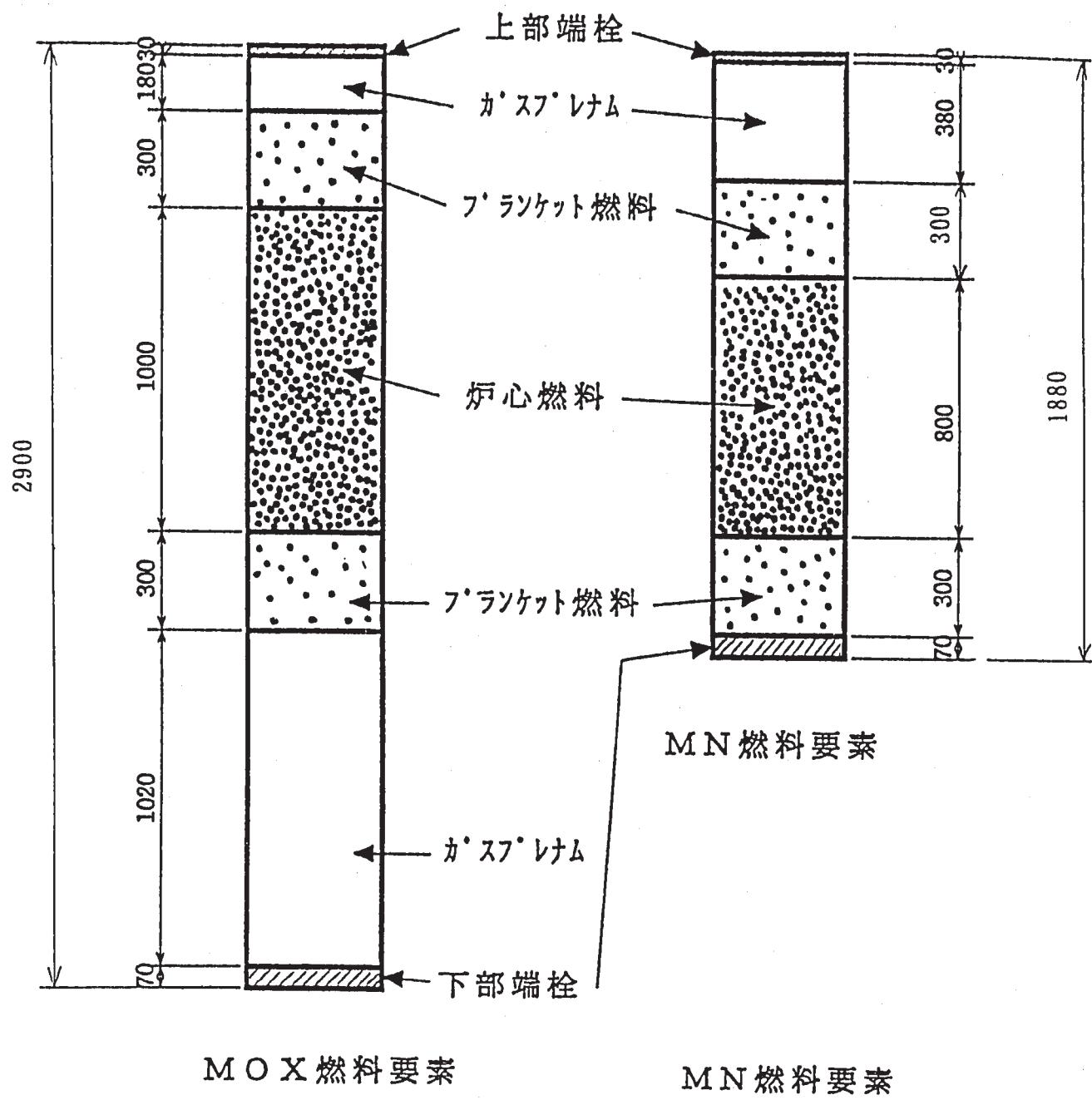
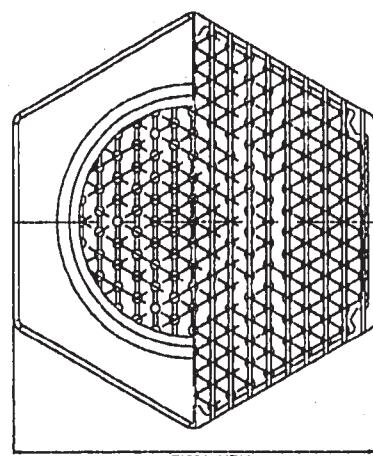
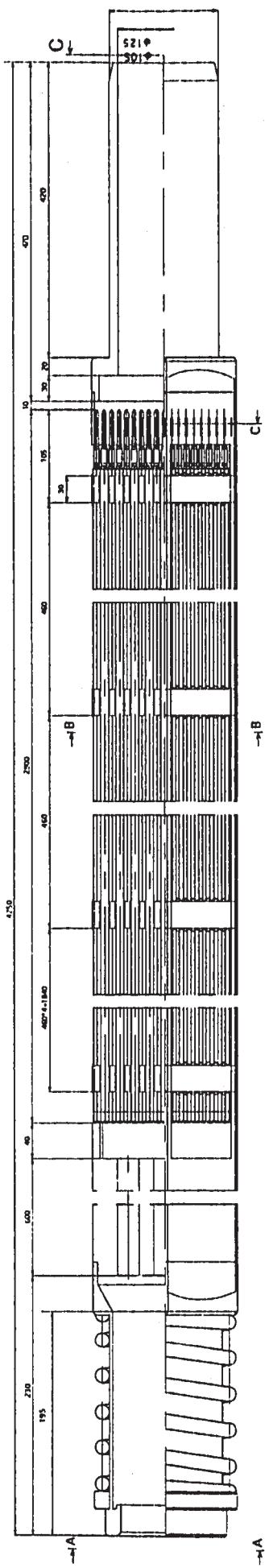
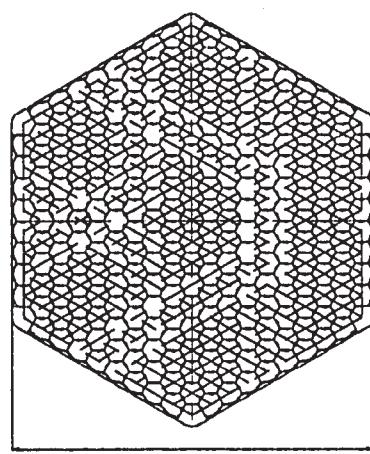


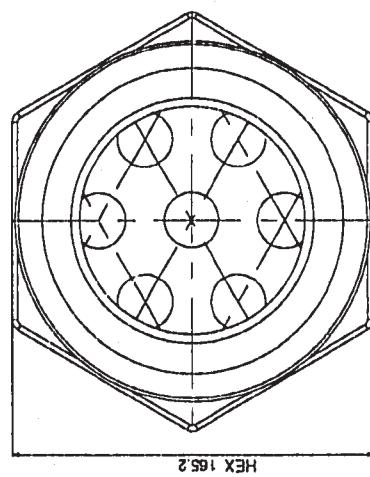
図 3.1 - 4 燃料ピン軸方向寸法



C-C観



B-B観



A-A観

図3.1-5 メカニカルホールドダウン型ドライバー燃料集合体組立図

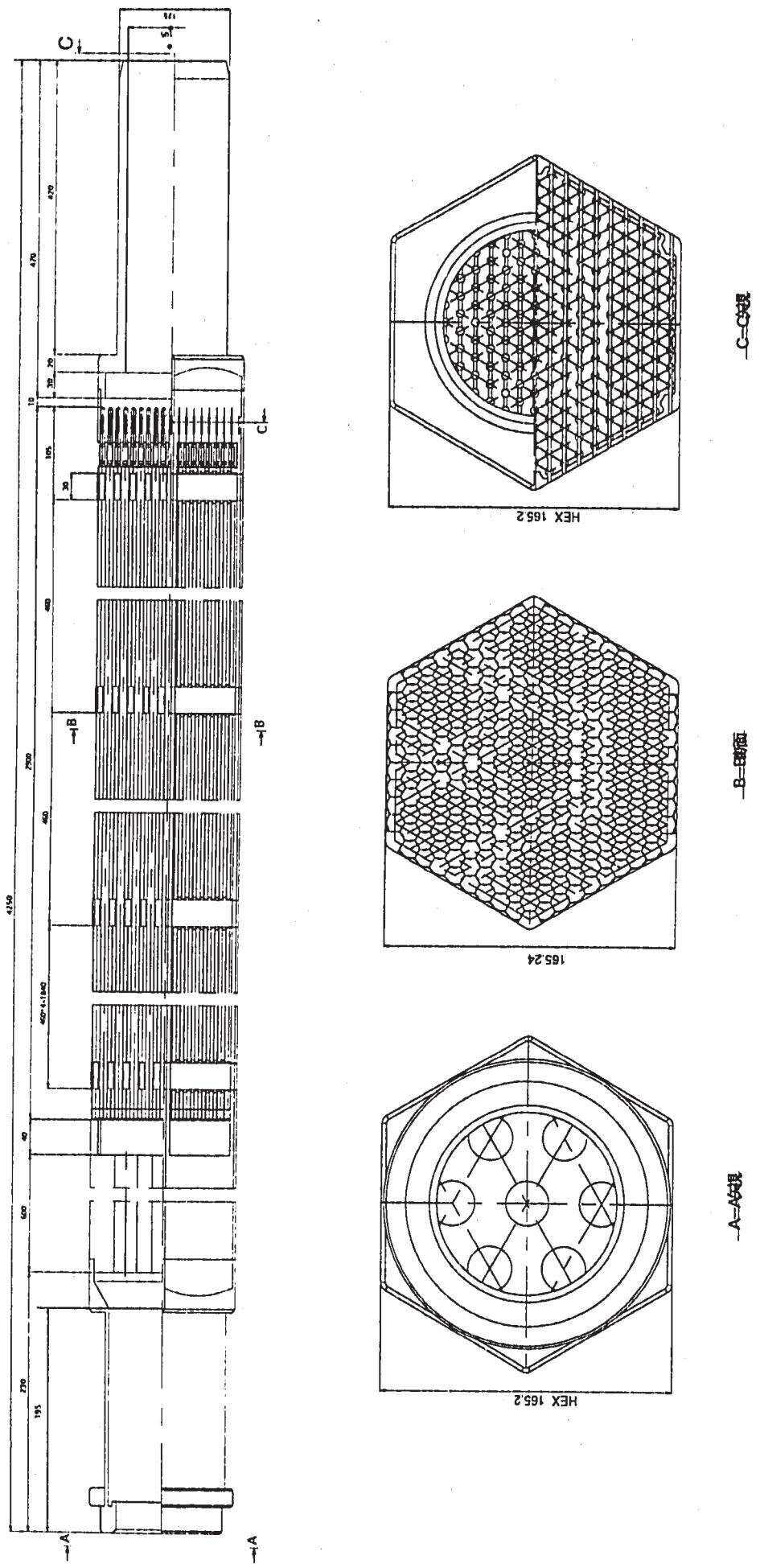


図3.1-6 ハイドローリックホールドダウン型ドライバー燃料集合体組立図

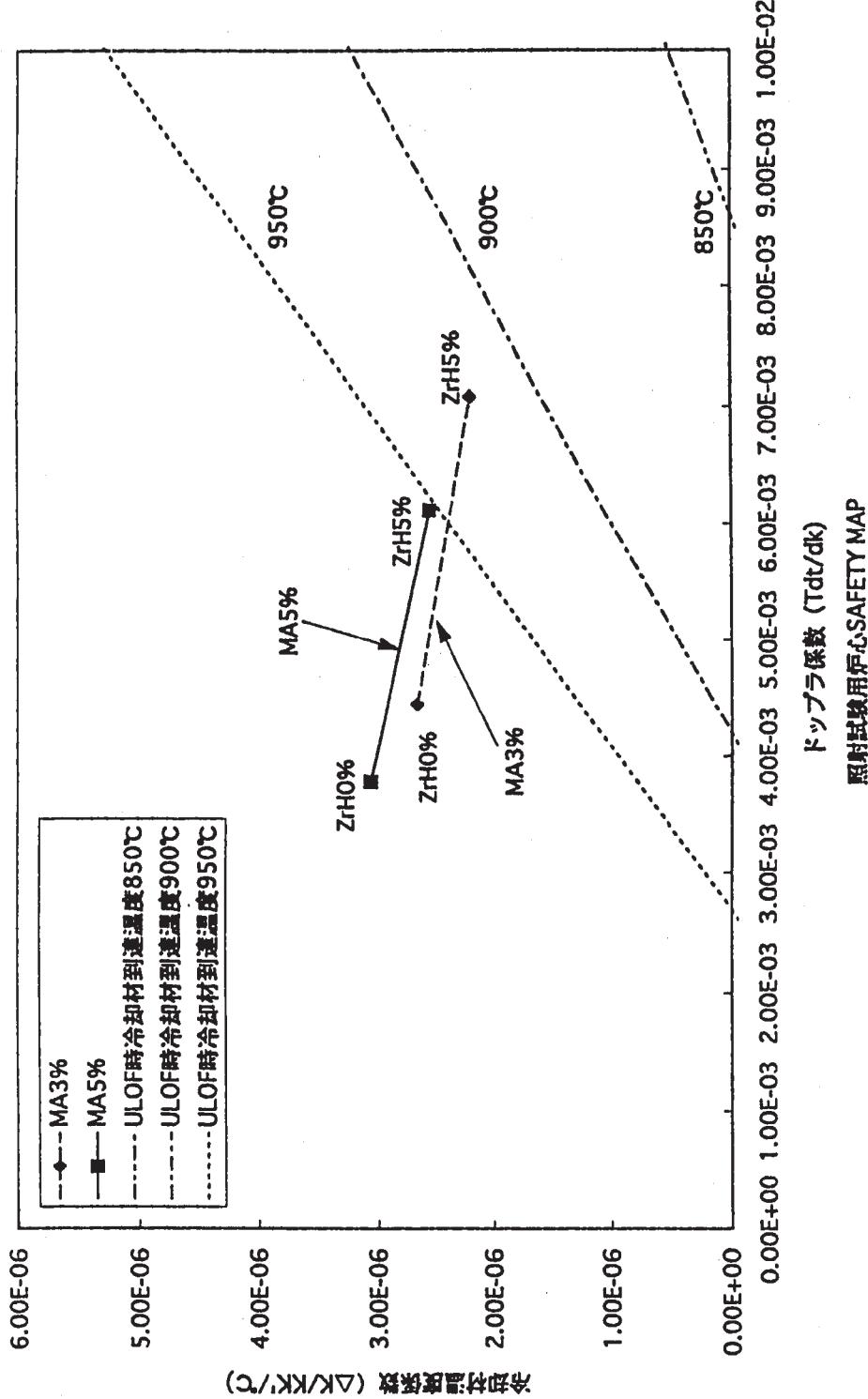


図 3.1 - 7 窒化物燃料リサイクル炉心のULOF時成立性

### 3. 2 原子炉構造設計

#### 3.2.1 炉上部構造<sup>(8)</sup>

炉上部構造設計は試験炉での各種試験計装・装置の設置、引抜型UISの実証（柔軟な炉心変更に係わる運転実績も含む）、ダクトレス炉心の浮き上がり防止（MHD）等従来の炉心上部機構設計にない新たな要求に応える必要がある。

上記要求に対して、以下の検討を行った。

- (1) 試験に対応した構造検討
- (2) UIS引抜き、昇降の検討
- (3) MHD対応構造検討

(1) に関しては、試験に必要な計装・装置を表3.2-1の通り、試験計装・装置は交換性を考慮し図3.2-1の様な方式でとりつけることとして、UISのサイジングの炉心配置は最も広範に試験計装・装置が必要で他の試験を包絡するGEM付きMOX炉心のMSM（修正中性子源増倍法）試験炉心を対象に検討した。表

3.2-2にS/V法FFDLの設置を考慮しUIS径と試験計装の課題を整理した。このうち原子炉容器径へのインパクトがない最大2800mm、最小2000mmのUIS直径と炉心の関係を図3.2.-2に示す。2000mmのUISについて炉物理試験ではFFDLを設置しない（つまり特性UISとする）、GEM液位計測は代表GEM一体をUIS直下に配置する等の対応が可能であること、照射試験の試験計装としてのNIS一カ所測定不可は實際上問題とならないことから、UISは最低2種類用意することを前提に、引き抜きUISであることを考慮してUIS寸法の2000mmとして検討を進める。

(2) に関しては、炉物理試験、炉特性試験を考慮し「UISの昇降」と「常設燃料交換機」による燃料交換を行う。また、炉物理試験から照射試験、燃焼試験と炉心の変更時UISの入れ替えることも計画されている。そこでUISの引抜及び昇降時のカカバーガスシール方法と挿入時の位置決め概念を検討した。図3.2.-3にその概念を示す。また昇降式UISによる燃料交換（常設FHM）及び引抜式UISによる燃料交換の概念を図3.2-4に示す。

(3) に関しては別途実施のリサイクル大型炉設計<sup>(5)</sup>でコイルスプリング等の詳細検討がされている。ここではその成果を受け、特に試験炉寸法でのUIS構造評価を行った。表3.2-3にUISホールドダウンプレートの板厚評価を示す。これより材料インコネルを採用すれば最低板厚40mmで成立する。これに荷重伝達の不均一性を考慮し50mm程度の板厚にして進める。

#### 3.2.2 炉心支持構造<sup>(8)</sup>

炉心支持構造は、大型リサイクル炉で想定している炉心組替の実証、ダクトレス炉心に対応する設計の実証及びULOHS模擬安全性試験（入り口温度上昇）に耐えること等従来の炉心支持構造設計に無い新たな要求に応える必要がある。

上記要求により以下検討を行った。（安全性試験要求については3.2.4

項で記す。)

- (1) 交換可能な流調モジュール概念の検討（ダクトレス燃料対応）
- (2) 集合体の浮き上がり防止構造の検討

(1) については交換可能な流調モジュールの基本概念は大型リサイクル炉設計<sup>(5)</sup>で検討している。それを試験炉用に設定した概念を図3.2-5に示す。この流調モジュールは交換できること、ダクトレス炉心からの漏れ流量を制限する構造であること及び浮き上がらないことが要求される。これらを満足する概念として、(a)漏れ防止のため外径六角、(b)バイヨネットピンで浮上がり防止、(c)バイヨネットピンを回転させる内側円形の2重構造(d)取り扱いはFHM(e)ポート内で事前方位決めという概念とした。この考えを整理して図3.2-6に示す。

(2) についてはHHDを強化し不足分をMHDで補うという考え方とした。また、HHDの確保は図3.2-7に示す概念による。浮き上がり防止は5%過流量（1ループ10%過流量）でスクラム設定地震（0.1Gとした）で成立することとした（それ以上の地震では原子炉は自動停止する。たとえ浮き上がってもUISでとまりダクトレス炉心では冷却は確保できる）。表3.2-4にダクトレス燃料と試験用に使うダクト付き燃料の浮き上がりを評価した結果示す。その結果、ダクトレス燃料についてはHHDが完全に成立するが試験用のダクト付き燃料についてはMHDでサポートする（試験用計測装置をつけそれで押さえる考え方もある）。

### 3.2.3 燃料交換方法<sup>(8)(10)(11)</sup>

燃料交換方法は前述のように炉物理試験、炉特性試験は短期間の試験と燃料入替交換が想定され、試験の機動性を考慮して「UISの昇降」と「常設燃料交換機」による燃料交換を行う。また、照射試験（燃焼試験）での常設燃料交換機は定格運転中の炉内常設には運転温度が高く開発課題が多いことから炉運転時には引き抜くものとする。昇降式UISによる燃料交換（常設FHM）及び引抜式UISによる燃料交換の概念を図3.2-4に示す。また、FHMは前述のように流調モジュールの取り扱いも行う。そのために燃料集合体長さに相当するアダプタを介して行う。炉内常設FHMの概念の例を図3.2-8に示す。

### 3.2.4 過渡試験能力<sup>(8)</sup>

試験炉ではATWS模擬試験を行う。そのため原子炉は通常運転温度より高い運転が要求される。そこで以下の概略検討を行った。

- (1) 炉壁保護なしでの出口最高温度
- (2) ULOHS試験を想定した入り口温度上昇対応

(1) については従来の設計経験より起動時液位一定で長時間保持なしとの条件で40kg/mm<sup>2</sup>近い応力の発生は許容出来る可能性がある。そこで目安として10kg/mm<sup>2</sup>程度を制限とすれば△T=60°C、即ち出口温度510°Cに対して570°C程度を炉壁保護なしでの試験制限温度と考える。更なる高温要求には積極的な対策を施す必要がある。

(2) については炉心支持構造の熱応力を極力抑えるため放射ウェブのない構

造としその場合の炉心支持構造の板厚評価を図3.2-9に示す。これより支持板の板厚を200mmと設した。

### 3.3.5 原子炉構造システム概念<sup>(8)</sup>

原子炉構造はヘッドアクセスループ型（6）を基本にする方針で試験炉概念設定として以下の検討を行った。

- （1）炉上部構造
- （2）原子炉容器

（1）については表3.2-1の試験計装の搭載を考慮し（試験計装の足枷にならないように）炉上部は鏡構造とはせず遮蔽プラグ構造とする。遮蔽プラグ上の機器配置を図3.2-10に示す。

（2）については原子炉容器径を「昇降式UIS／常設FHM」の組み合わせで検討し約7.8mと設定した。炉内寸法関係を図3.2-11に示す。

以上の検討を踏まえ図3.2-12に原子炉構造図を示す。

表 3.2-1 炉内計装項目と炉上部配置におけるサイズ

計装項目		基数	案内管径 (mm)	法兰径 (mm)	炉上部に占める エリア (mm)	
U-I-S上	プラント計装	炉心出口温度	174	φ140×3基	250	φ400 ウェル径 φ12 (暫定)
		CR位置検出	9	—	—	CRD内に設置
		SV·FFDL	1	300	425	φ500
		DN·カウンタ	1	—	—	幅400×長さ約1000 扇形
		FFDL用 βプローブ・シーティングユニット	1	—	—	400×750(埋込) 605×750(UIS上)
	試験計装	CR出口温度	9	—	—	—
		ETEM温度	未定	—	—	—
		炉心出口流量	40~50	φ300×3基	425	ウェル径 φ40
		サンプルオシレーション	1	200	300	
		計測線付FA (INTA)	2	200	300	試験後は計測線を切離し
遮蔽プラグ上	プラント計装	MSM用炉内NIS	18	200	300	同上
		計測線付GEM	各試験 で3程度	200	300	同上
		炉内NIS	4	240	400	
		液位計	3	450	600	
	試験計装	USV (炉内ISI)	2	850	1100	多関節型USV
		DN·FFD	2	—	—	常設FHMを設置する場合は冷却系側に移設
	試験計装	中性子計数管	3	200	350	案内管に昇降駆動機構 が入るので、CRD案内 管相当の径に暫定
		γスキャナ	1	200	350	
		箔ホルダ	1	200	350	

(注) 炉心支持板の熱膨張変位を測定したいとの要求があるが、現実的には容易ではなく、今後実施するかどうかを含めて検討していく必要がある。

表 3.2-2 UIS サイズによる課題の比較

概念 (UIS 径)	配置上の課題	試験上の課題			備考
		炉物理試験	安全試験	照射試験	
遮蔽プラク移設型 ( $\phi$ 2000)	① $\beta$ プレシビテー $\alpha$ タの切り離し ② DN カウンターの別置	NIS 2 体設置不可		NIS 1 体設置不可	・ GEM の計測は 照射試験で行う
		GEM の計測不可		GEM の計測不可	・ SV-FFDL を設置 しない場合も、 $\phi$ 2000 となる (T : 温度, Q : 流量)
		FA の T, Q 測定一部不可			
$\beta$ プレシビテー $\alpha$ タ ユニット搭載型 ( $\phi$ 2700)	① DN カウンターの別置	NIS 2 体設置不可			
		GEM の計測不可			
$\beta$ プレシビテー $\alpha$ タ ユニット搭載型 ( $\phi$ 2800)	① DN カウンターの別置	NIS 2 体設置不可			
		NIS 4 体設置不可		NIS 1 体設置不可	
DN カウンター搭載型 ( $\phi$ 2800)					
干渉のない UIS ( $\phi$ 3400)	RV 値の増大となる				

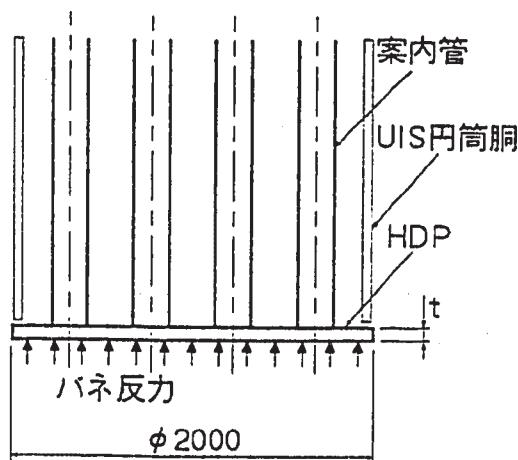
表 3.2 - 3 ホールドダウンプレート (HDP) の板厚設定

(ダクト付きの燃料集合体をコイルバネで押さえる場合)

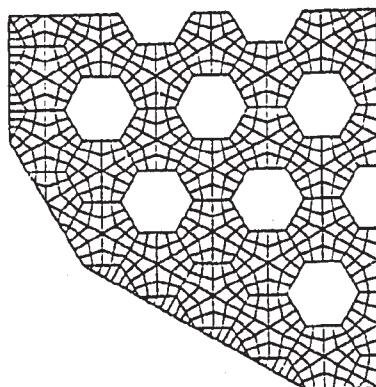
状態	板厚(mm)	変位(mm)		応力強さ (kg/mm <sup>2</sup> )		評価
		発生値	制限値	発生値	制限値	
<sup>1)</sup> S <sub>0</sub> 地震時	30	0.53		5.89		×
	50	0.14	0.5	2.16	20	○
	75	0.05		0.97		○
<sup>2)</sup> S <sub>2</sub> 地震時	30	1.25		13.8		○
	50	0.34	—	5.05	30	○
	75	0.12		2.26		○

1) 1体の燃料集合体からのバネ反力: 468 kg

2) 1体の燃料集合体からのバネ反力: 1092 kg



材料: インコネル718



解析モデル  
(孔部: 案内管、孔まわりの上下変位拘束)

- ・バネ反力に対するホールドダウンプレートの必要板厚: 40<sup>t</sup>
- ・但し、案内管によりこじられることを考慮し、板厚に余裕を見込むものとして、50<sup>t</sup>とする。

表 3.2 - 4 燃料集合体に作用する上向き力と浮上り抑止対策の成立性

燃料集合体	HHDあり		HHD無し	
	全てダクトレスの 場合	一部をダクトにする場合	全てダクトレスの 場合	一部をダクトにする場合
集合体下面の圧力 (定格時)	$P_1 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$ $P_2 = 0.4 \text{ kg/cm}^2$ $P_3 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$	$P_1 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$ $P_2 = 0.4 \text{ kg/cm}^2$ $P_3 = 5.0 \text{ kg/cm}^2$	$P_1 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$ $P_2 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$	$P_1 = 2.3 \text{ kg/cm}^2$ $P_2 = 5.0 \text{ kg/cm}^2$
① 圧力による上向き力 <sup>1)</sup>	332 kg	542 kg	601 kg	1167 kg
② 自重による下向き力	446 kg	446 kg	446 kg	446 kg
③ $S_0$ 地震 (0.1G) による上向き力 上向き力 <sup>2)</sup> ① + ② + ③	45 kg	45 kg	45 kg	45 kg
集合体の浮上がり抑止対策	HDD	HDD+MHD	MHD	MHD
MHD構造 (コイルφ: $\phi 19.4$ , コネクタ718) の耐荷能力	—	約570kg <sup>3)</sup>	$\left( \frac{\text{剪断応力}}{1.5\sqrt{3}} \cdot Mn[1.35S, 0.75] \right) = 29.6 \text{ kg/mm}^2$	—
浮上がり抑止対策の成立性	○	○	○	×

1) 炉心流量として5%過流量のときの値である。

2) 淫度を含めない値である。なお、浮力は集合体出口のジエット力とチャンセルされるので無視した。  
3) 制作据付誤差、クリープによるバネの応力緩和、設計裕度等を考慮すると、コイルバネで押さえ込む  
上向き力は300kg程度が限度である。

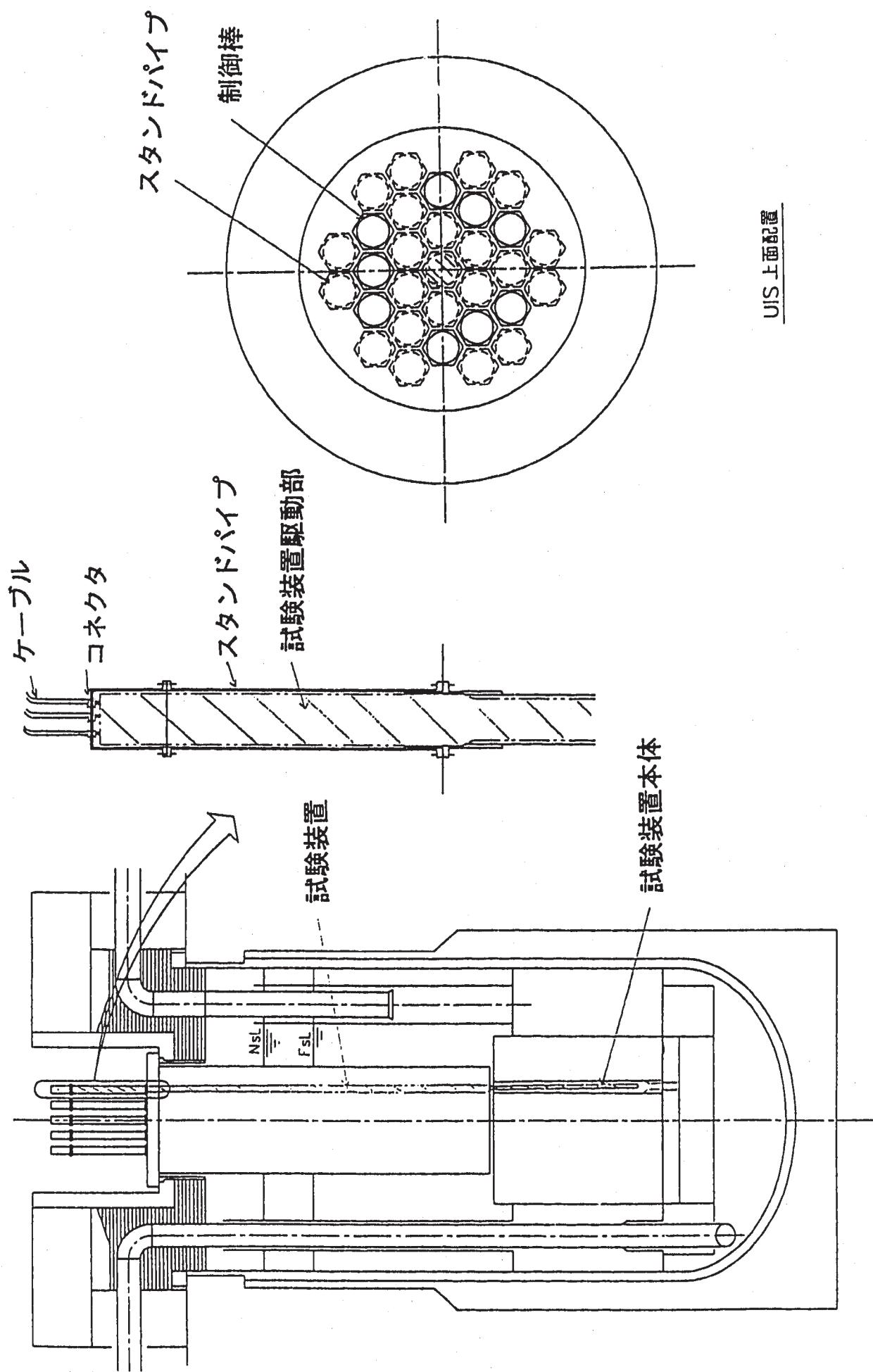


図 3.2-1 スタンドパイプ及び試験装置

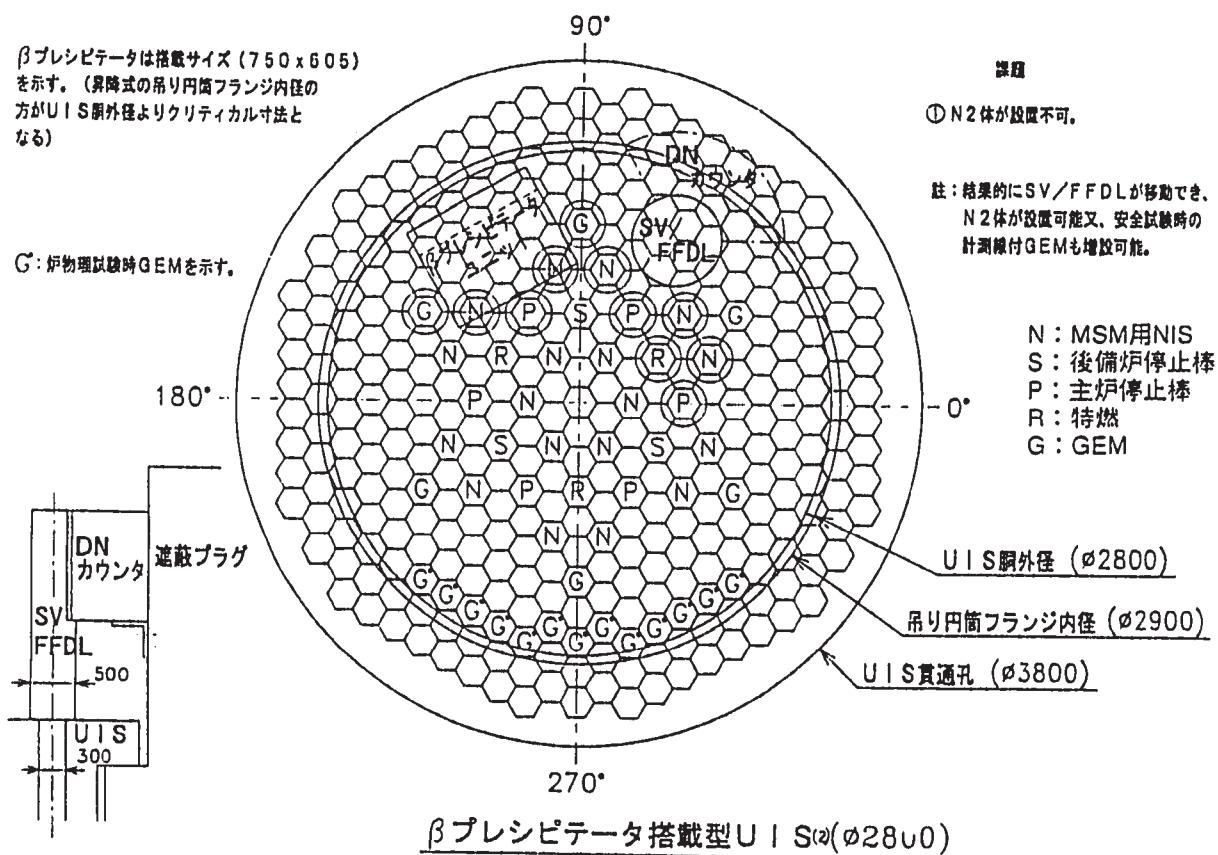
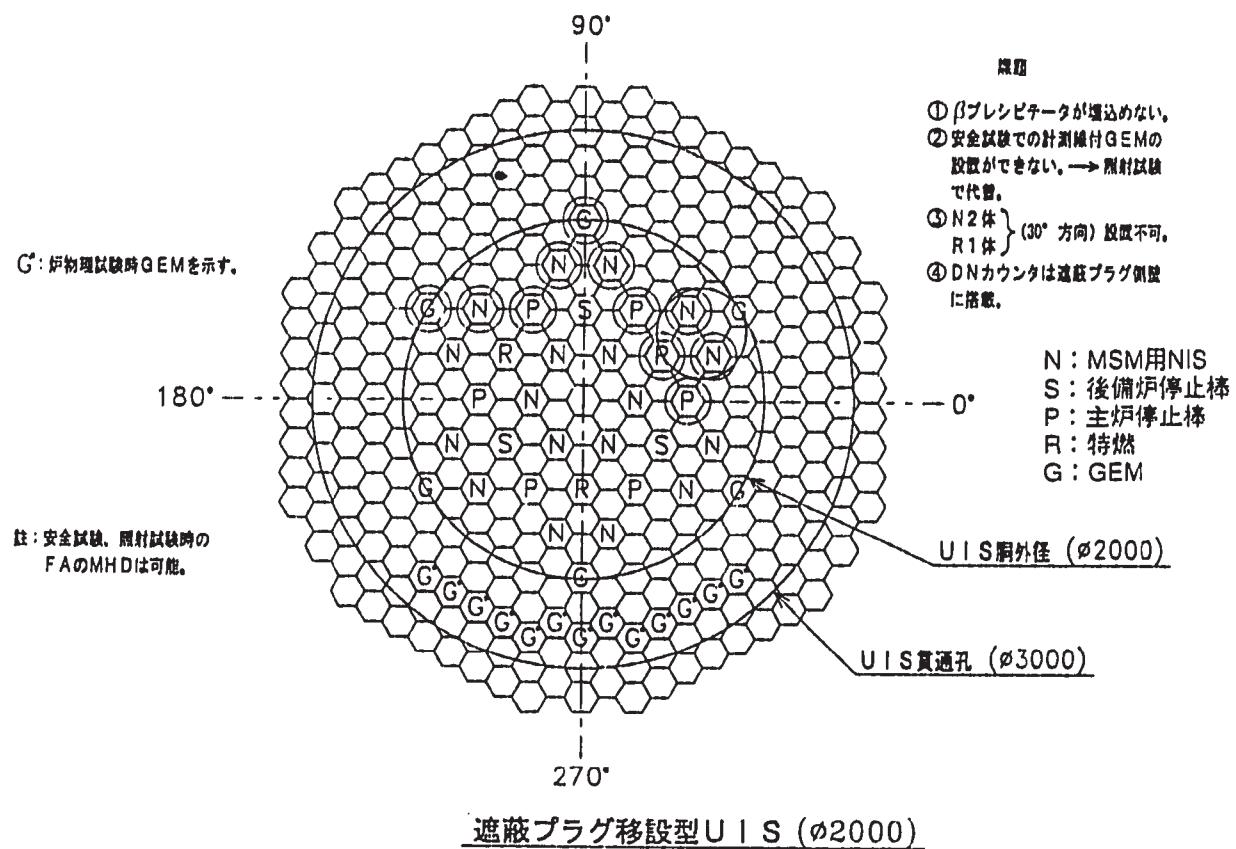


図 3.2 - 2 UISのサイジング

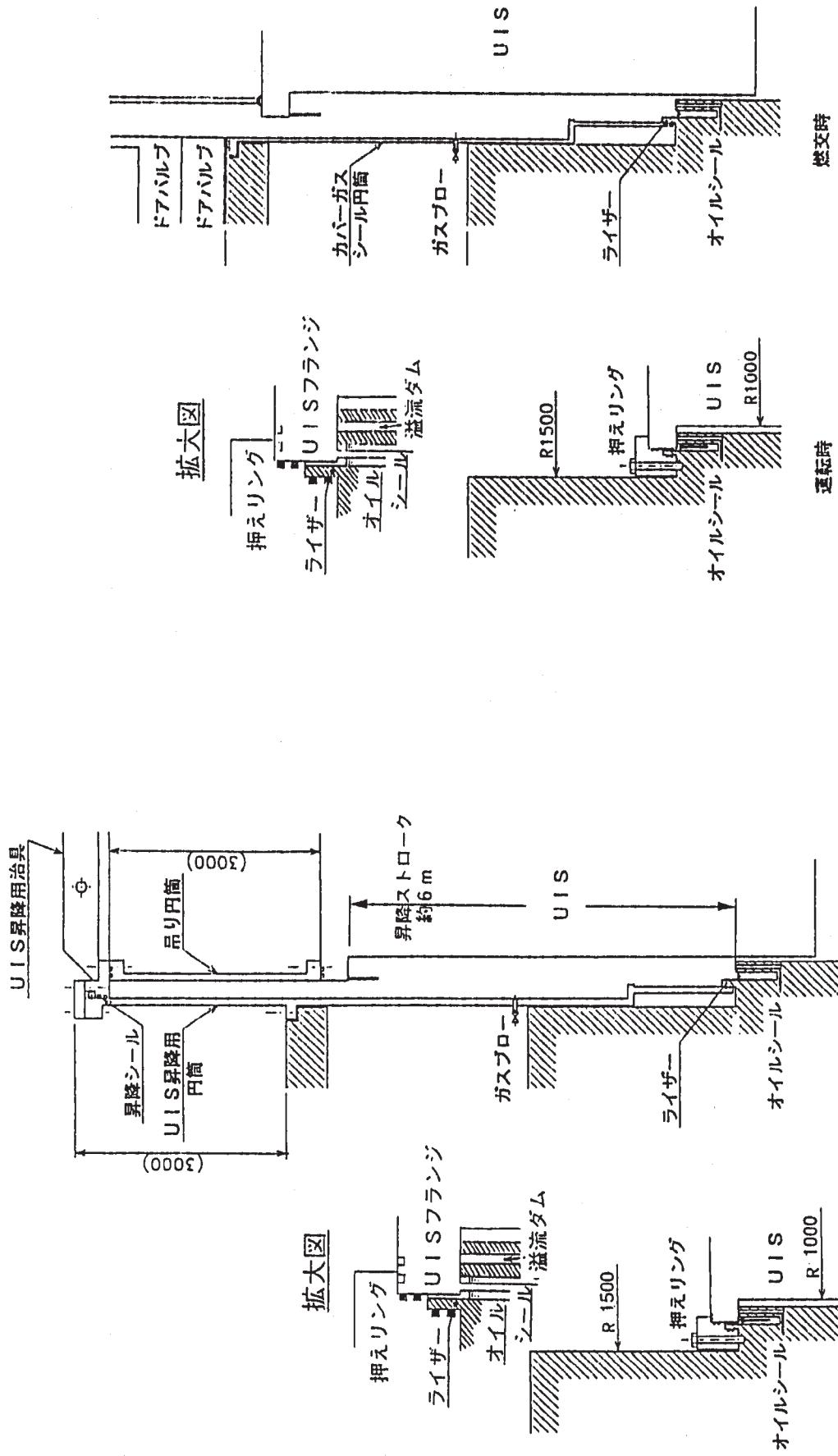
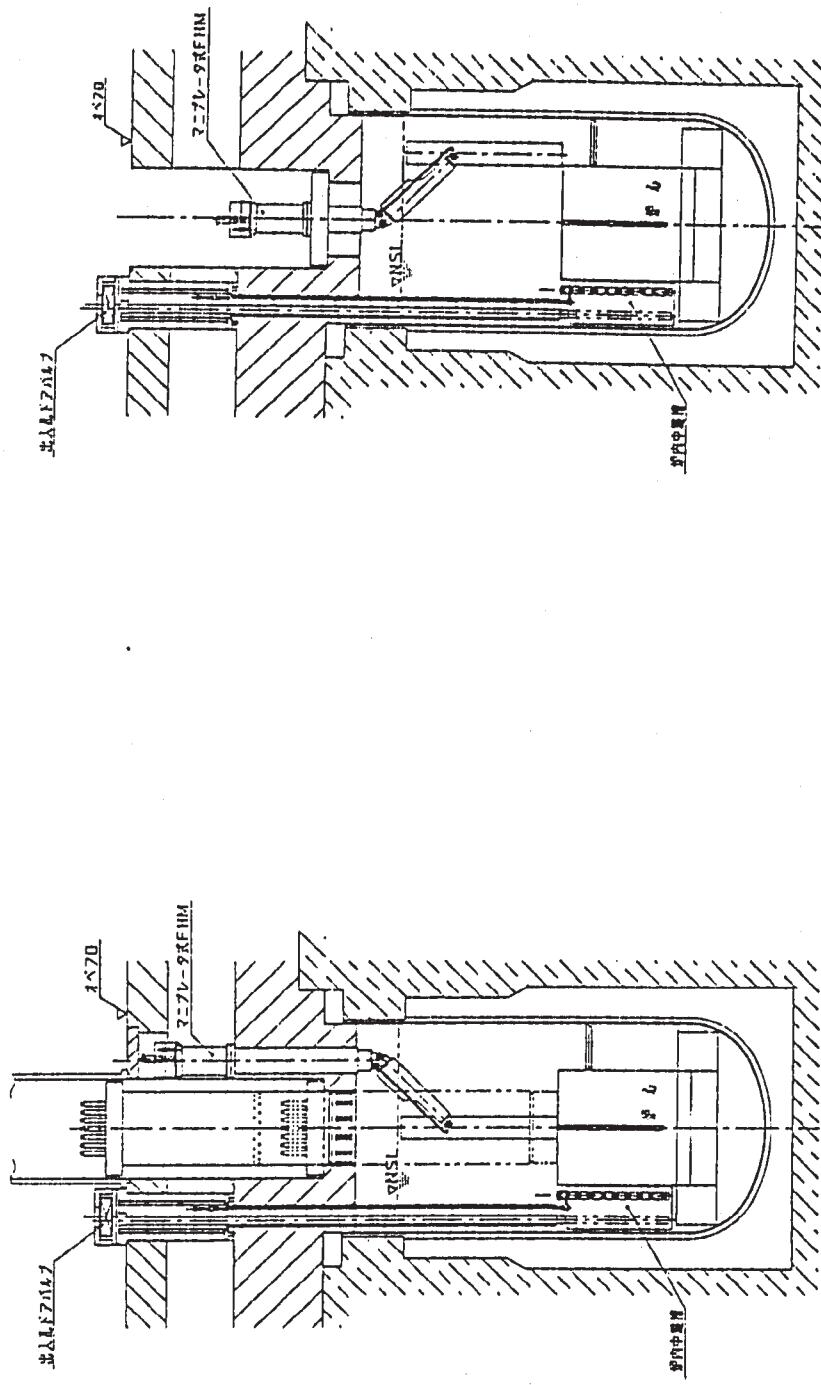
UISを引き抜く場合の概念

図 3.2-3 UIS昇降及び引き抜き時力バーガスシールの検討

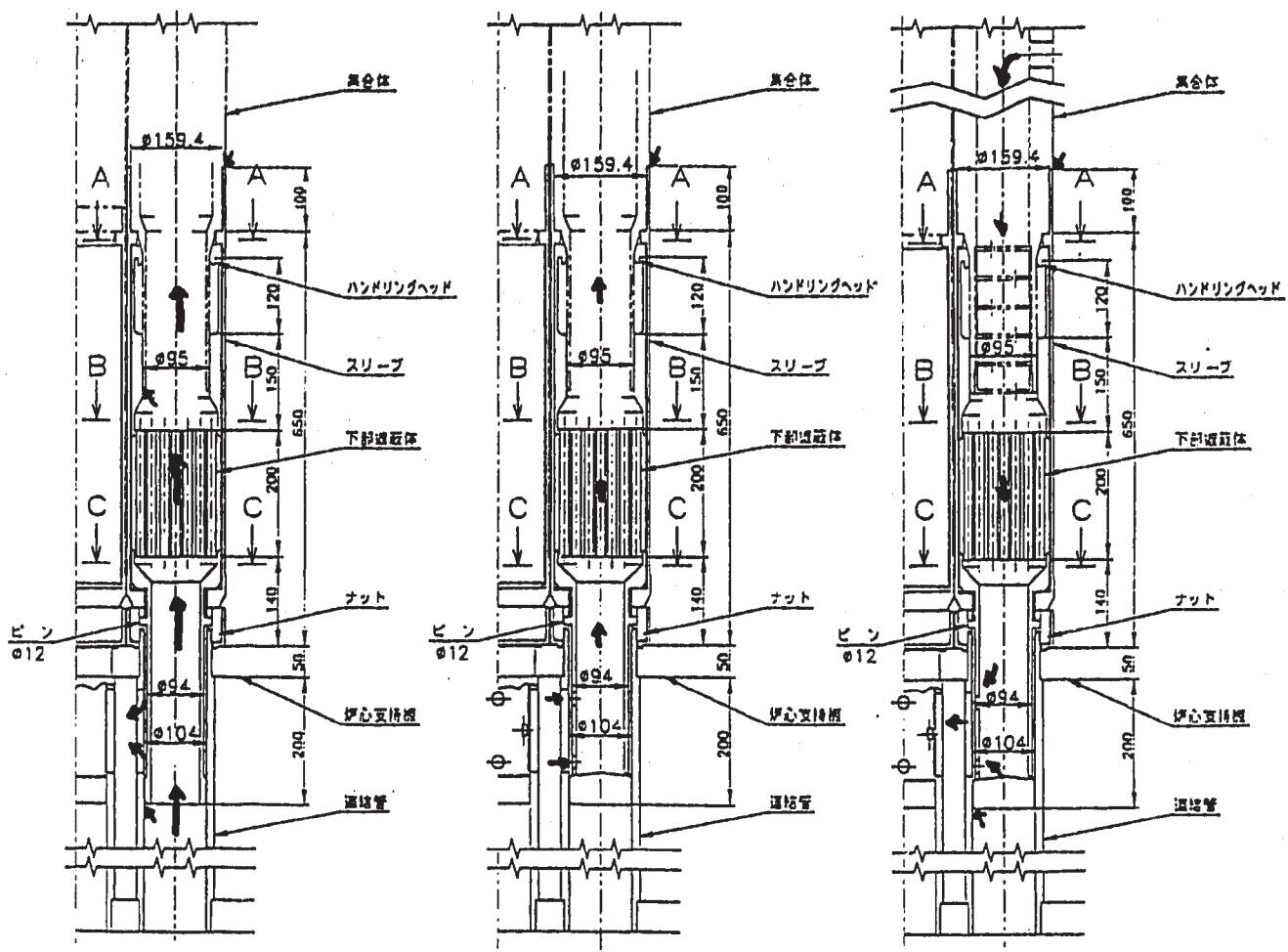


UIS 引抜き後設置型

周辺設置

(UISは引抜、昇降に対応可)

図 3.2-4 燃料交換方法



[燃料集合力用]

[CR, ブランケット, 遮蔽体用]

[GEM用]

図 3.2-5 下部遮蔽体（流調モジュール）の構造概念の設定

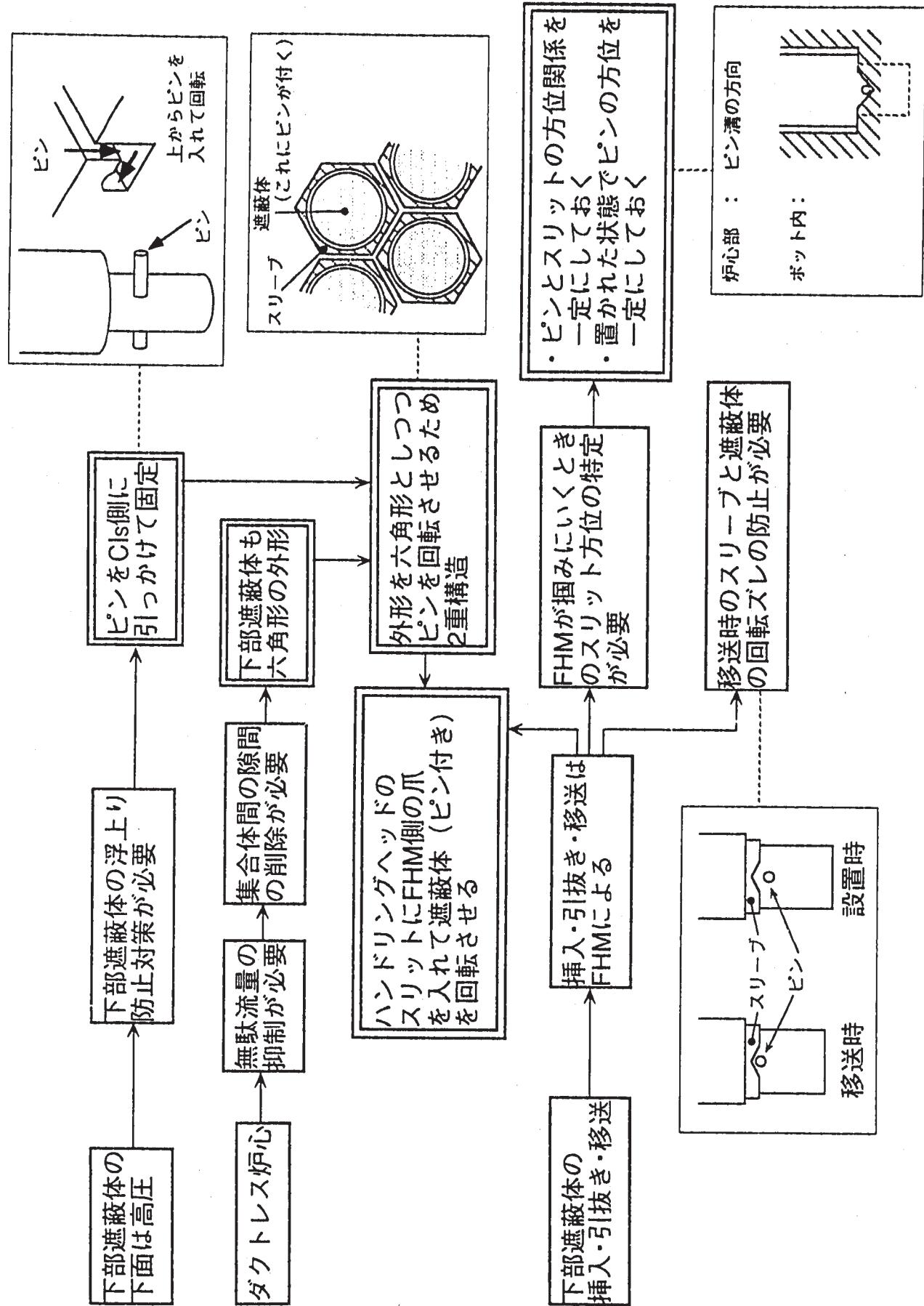


図 3.2-6 下部遮蔽体の概念設定の考え方

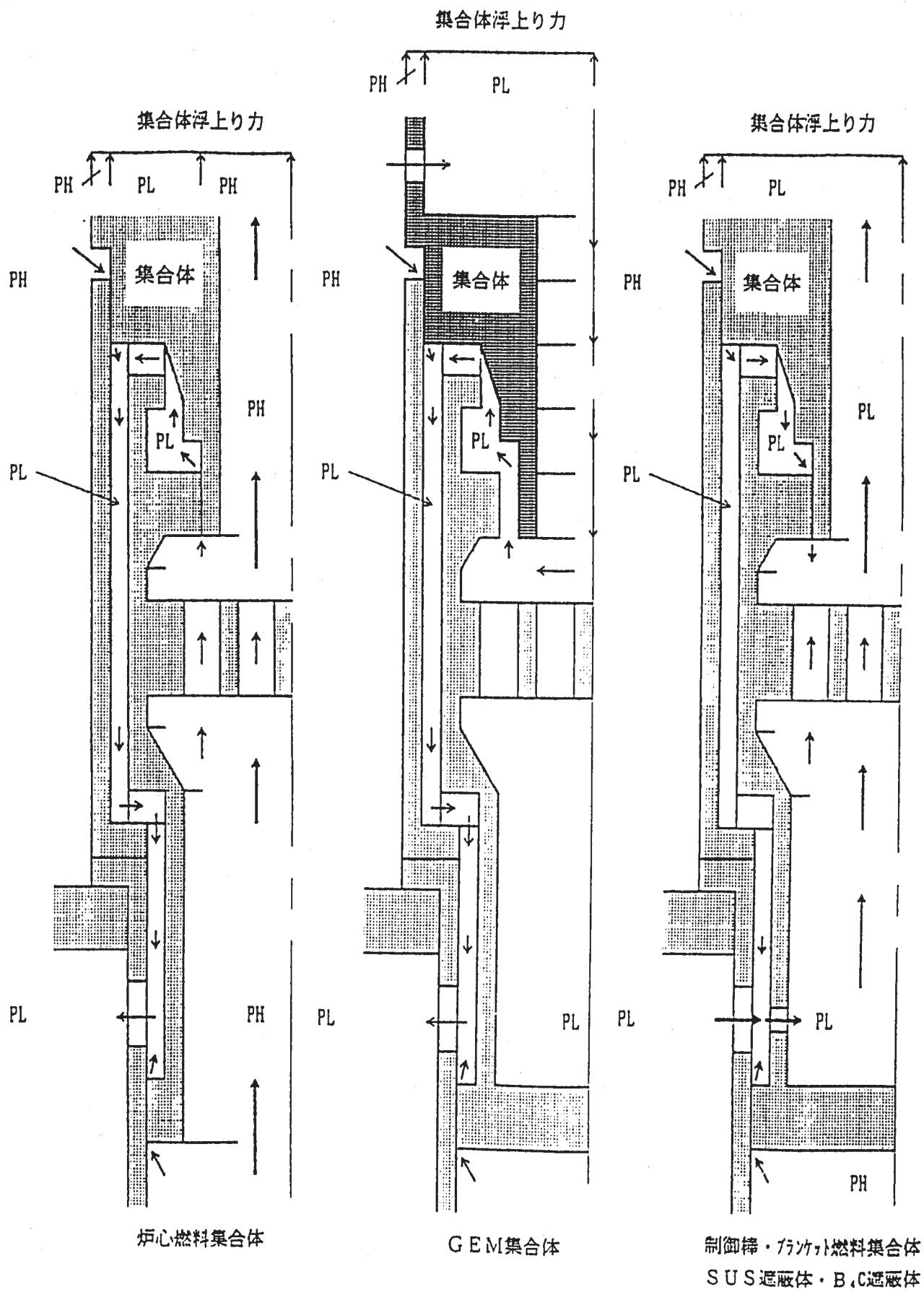


図 3.2-7 ハイドローリックホールドダウンの模式図

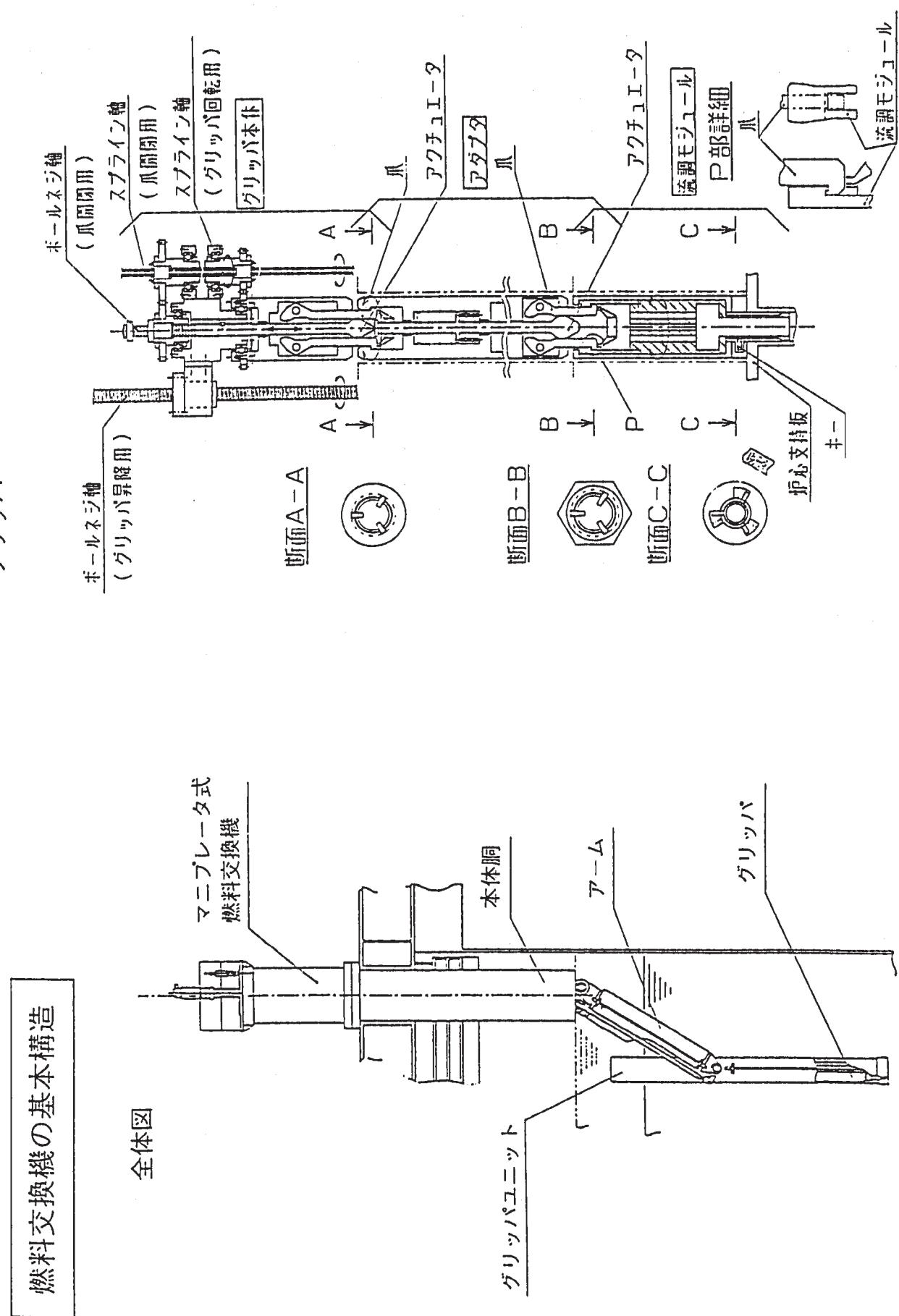


図 3.2-8 燃料交換機の基本構造

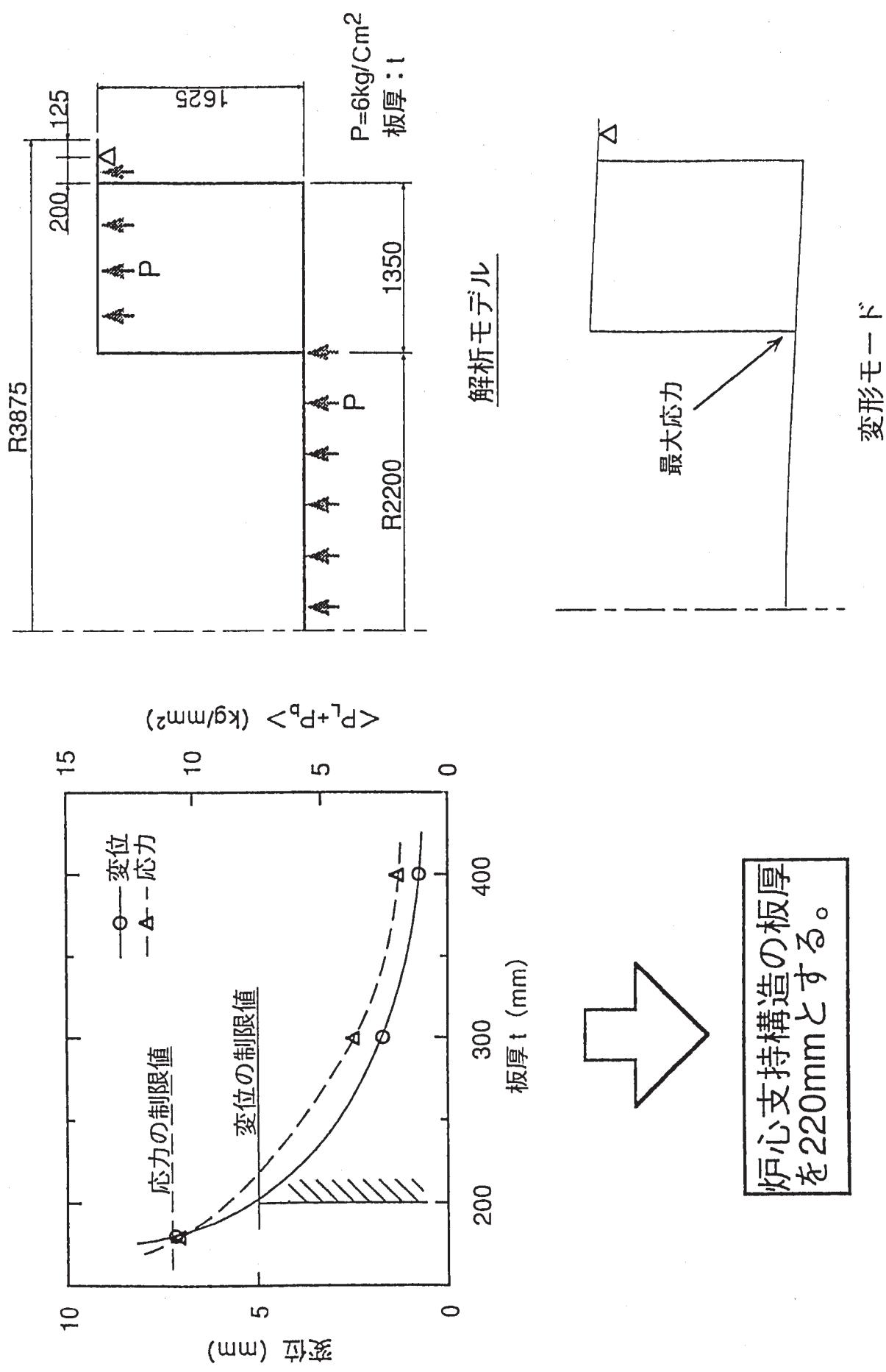


図 3.2-9 炉心支持構造の板厚の設定

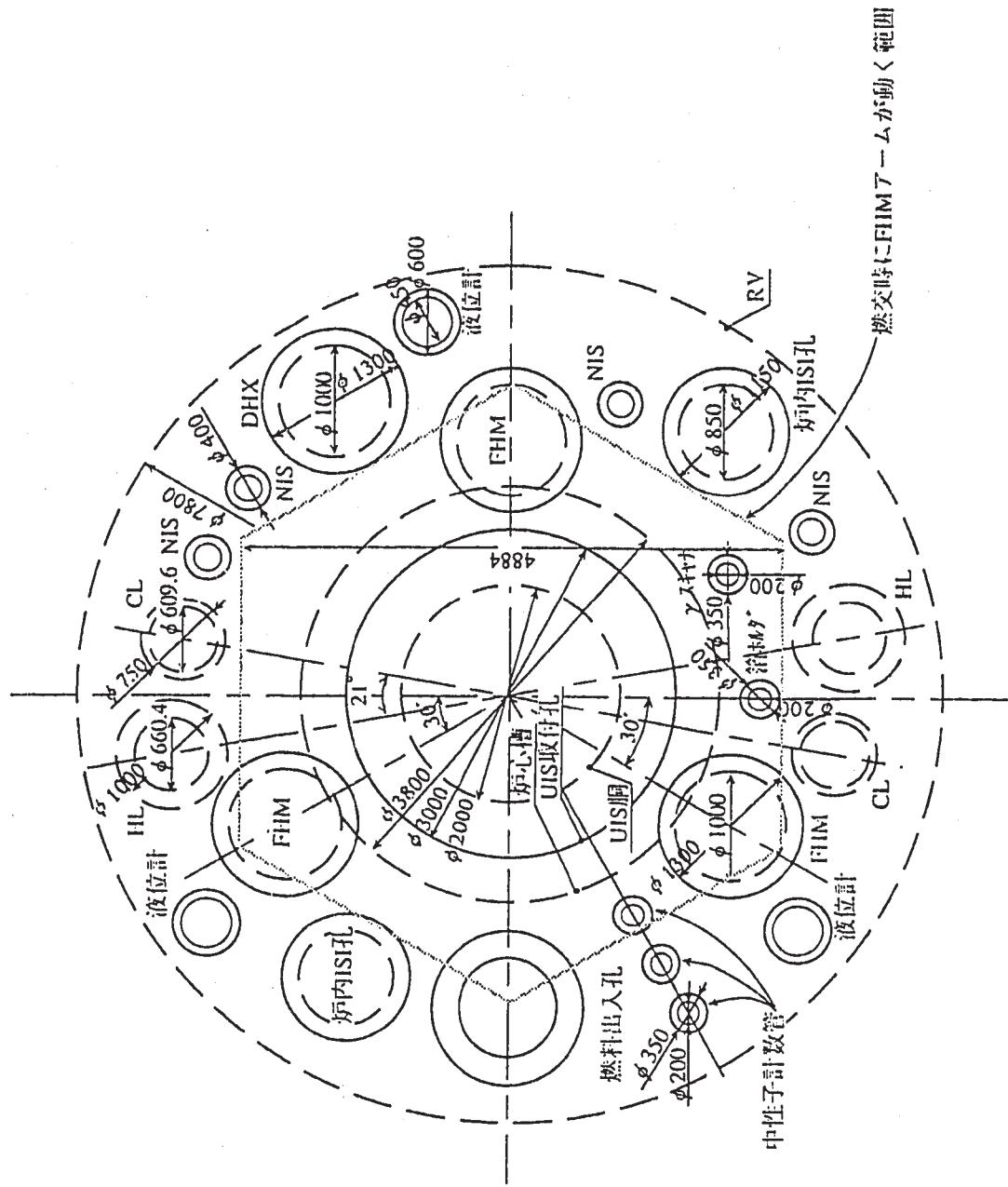


図 3.2-10 遮蔽プラグ上配置 (RVより内側)  
FHM及びDHXを遮蔽プラグ上に設置した場合

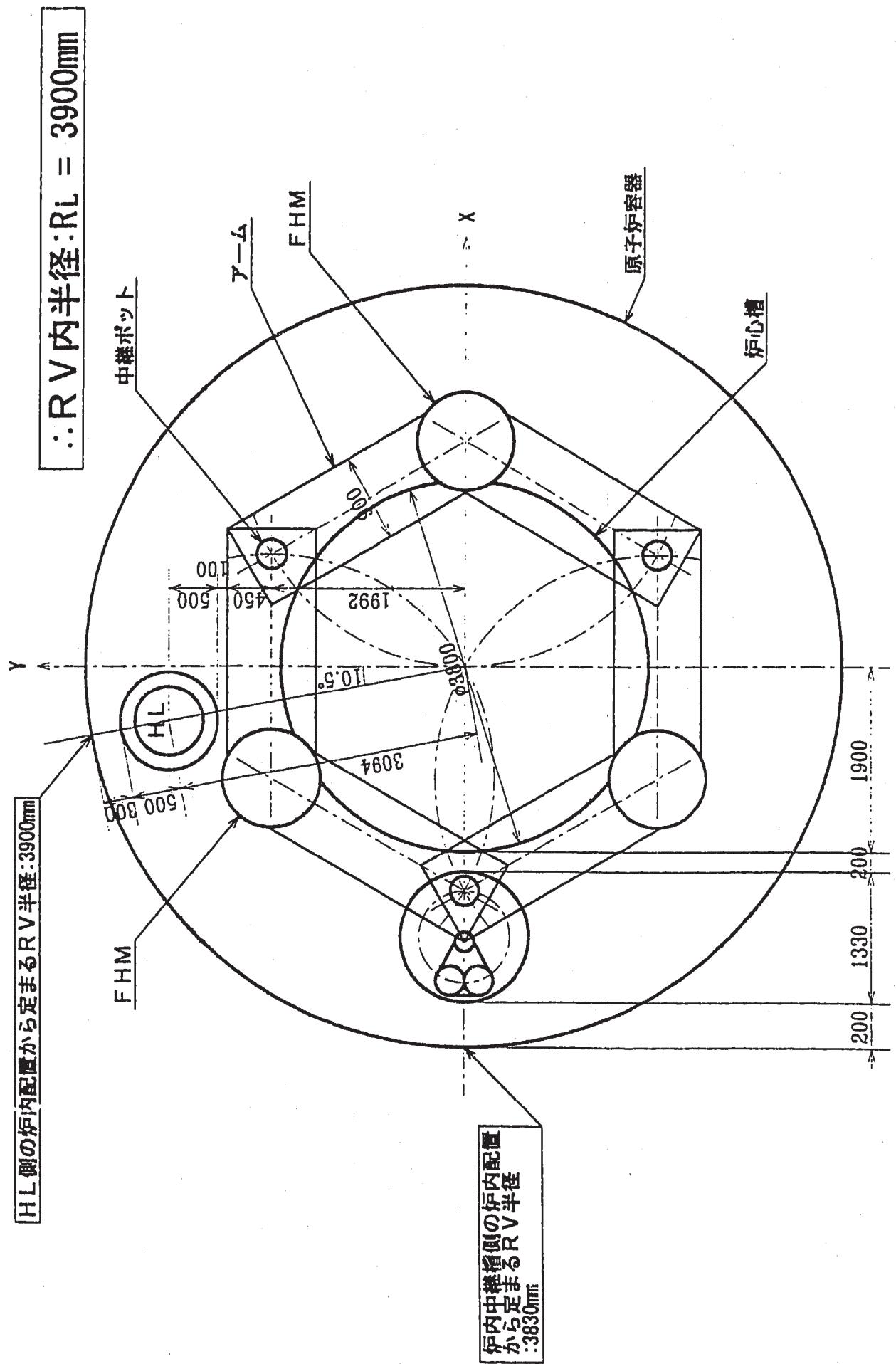


図 3.2-11 炉内配置から定まる原子炉容器の必要径

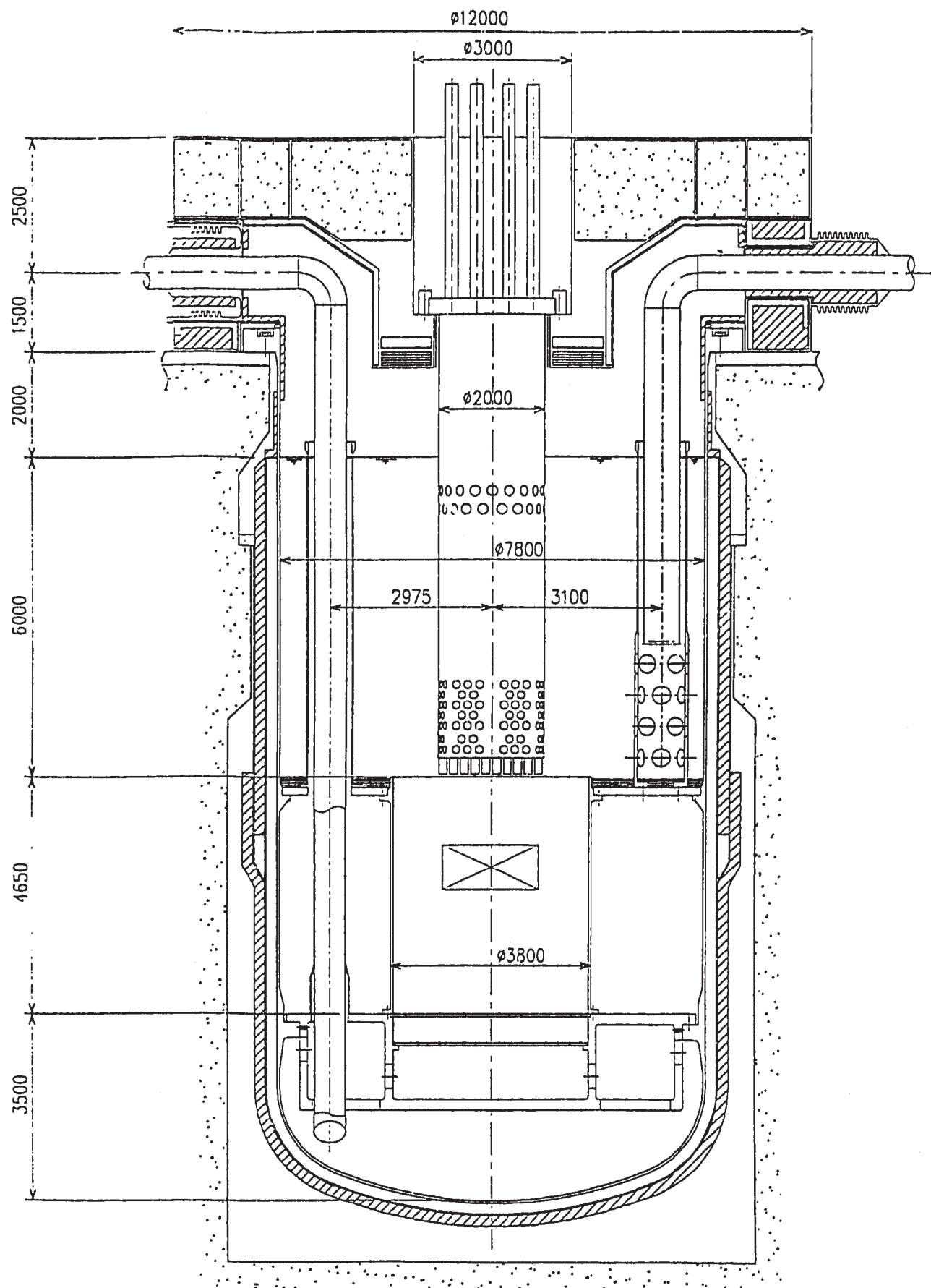


図 3.2 - 12 原子炉構造概念図

### 3.3 冷却系設計<sup>(9)</sup>

リサイクル試験炉に要求される機能・運転条件を明確にして、リサイクル試験炉に求められる冷却系設備仕様を明らかにする。今年度はプラント全体の設計及び実施される各種試験内容との整合性を考慮したヒートバランス、施設の簡素化の観点からの系統構成、設計基準事象及びATWS時の受動的冷却システムの強化策、および主要冷却系機器の概念を検討した。

#### 3.3.1 試験に応じたヒートバランス

各試験項目の目的達成のために必要な温度条件（ヒートバランス）を明らかにするため、試験項目、内容を整理し、試験条件を明確にするとともに各試験毎に必要な炉心出力、流量、出入口温度を明らかにした。試験項目としては、低出力炉物理試験および定常状態で行われる照射試験はここでは対象外とし、過渡時挙動の模擬が重要となる受動的安全性試験を対象とした以下に示す試験を想定した。

##### (1) 試験条件

###### ① ATWS 総合試験（静的反応度同定試験）

- ・ GEM 反応度効果測定⇒出力 0%、入口温度 250°C、出口温度 250°C、流量 10%～100%
- ・ Na ポイド反応度測定⇒ 同 上
- ・ 燃料膨張効果測定⇒出力 100%、入口温度 250°C、出口温度 370°C→490°C 流量 100%→50%
- ・ 炉心支持板膨張効果測定⇒出力 10%, 入口/出口温度 250°C→498°C/260°C→510°C, 流量 10%
- ② ATWS 試験(ULOF)⇒出力 100%、入口/出口温度 390°C/510°C→570°C、流量 100%→15%
- ③ ATWS 試験(UTOP)⇒出力 100%→150%、入口/出口温度 390°C/510°C→570°C、流量 100%
- ④ ATWS 試験(ULOHS)⇒出力 50%→100%，入口/出口温度 390°C→470°C/510°C→570°C，流量 100%

以上の検討結果から試験炉に求められる温度条件等は次のようになる。

項目	仕 様	備 考
原子炉熱出力	0～400MWt	
炉心出入口温度 (試験開始条件)	入口	250～390°C
	出口	370～510°C
過渡的炉心出口最高温度	570°C	
炉心流量	約 2490kg/sec	
流量半減時間	5～20 秒	

## (2) 試験条件への反映

試験目的に合致させながらも、設備へのインパクトをできるだけ抑えるため、前項の試験内容について予備的安全解実施した結果、安全上の温度制限（過渡時の原子炉出口温度 570°C）を満足させるには過渡時挙動試験のうち、ULOF 試験での試験条件を下記のように見直した。

初期設定試験条件	炉心出力	入口温度	出口温度	炉心流量	参考図
炉心入口温度を 390°C とした 完全コストダウン試験	63%	390°C	510°C→570°C	100%→15%	図 3.3-1
初期出力を 100% からの 完全コストダウン試験	100%	284°C	404°C→570°C	100%→15%	図 3.3-2
定格条件（初期出力、入口温度） からの完全コストダウン試験	100%	390°C	510°C→570°C	100%→35%	図 3.3-3

## (3) プラント主要仕様への反映

各試験条件からプラント主要仕様への反映項目は次のようになる。

### ● 一次系ヒートバランス

一次系の機器容量を決めるのは最終ヒートシンクである大気との温度差の小さい ATWS 総合試験(ULOF)時の試験条件がサイジング用ヒートバランスなる。

- ・交換熱量…約 200 Mw t／ループ
- ・流 量…約 4800 t／h／ループ
- ・出入口温度…約 284°C／404°C

### ● 炉心流量制御

#### ①流量半減時間

実用炉で流量半減時間が 20 秒程度となる可能性を踏まえ、最大 20 秒まで達成可能なポンプ制御設備とする。

#### ②ボニーモータ流量

最低流量は 15% を想定するが 35% まで達成できるように可変範囲を 0~35% とする。

### ● 二次系ヒートバランス

中間熱交換器対数温度差を小さく、中間熱交換器伝熱面積を大きくするほど空気冷却器伝熱面積は小さくなる。中間熱交換器伝熱面積と空気冷却器伝熱面積のバランスを考慮して中間熱交換器平均温度差を常陽と同じ約 30°C とする。

- ・交換熱量…約 200 Mw t／ループ
- ・流 量…約 4800 t／h／ループ
- ・出入口温度…約 374°C／254°C

### 3.3.2 主冷却系の系統構成

#### 3.3.2.1 原子炉主冷却系

リサイクル試験炉のプラント主要仕様選定のために主冷却系および全崩壊熱除去系の系統構成を検討した。安全性確保の観点からはポンプや非常用DCGの台数を増やすことが望まれるが、プラントの簡素化に反することになる。従って、2系統の主系統で通常の崩壊熱除去を自然循環で実現できるのが望ましい。加えて、事故評価で自然循環除熱状態での除熱機能を要求されることから、プラントはもともと全自然循環で炉心冷却できる設計としておくのが合理的と考えられる。従って、系統構成としては以下のものが考えられる。

①主冷却系2系統+（自然循環IRACS2系統）

②主冷却系1系統+（自然循環IRACS1系統）+補助炉心冷却系1系統

以上の2案について比較した場合、②の補助炉心冷却系は单一故障の想定により機能喪失に至らないように事故後に運転状態を切り替える必要がない設計として、プラント運転時から運転状態にする必要がある。また、配管破損時においても補助炉心冷却系の駆動力のみで炉心流量を確保できる必要があるためかなりの容量が必要であるのと同時に通常のヒートロスも大きくなる。また、主冷却系1系統に400MWの除熱容量を持たせ、さらに補助炉心冷却系の除熱容量が必要なことからトータルの除熱容量が①より大きくなる。従って、リサイクル試験炉としては

主冷却系2系統（+自然循環IRACS2系統）+補助炉心冷却系

を候補とする。

#### 3.3.2.2 原子炉補助冷却系

異常時の单一故障条件の重ね合わせを想定したとしても安全機能を想定できる主冷却系及び崩壊熱除去系は主冷却系2系統の他に主冷却系メンテナンスのために原子炉補助冷却系1系統が必要であることが判った。本節で補助冷却系の候補概念を摘出し、除熱性能、設備インパクト、信頼性、研究、開発要素等の概略比較を実施した。検討の結果、RVACSは除熱性能が十分でなく、かつ大型炉への適用とも整合しないので候補外した。その結果、除熱能力的には1次循環型（図3.3-4参照）直接炉心冷却型（図3.3-5参照）が適用可能である。設備合理化の観点からは十分な除熱能力を持ち研究開発要素も少ない1次循環型も有力であるが、今回のリサイクル試験炉の特性を考えて除熱性能も問題なくダクトレス炉心との適合性が良いことを考え、その技術開発の観点を重視して直接炉心冷却型（DRACS）を選定した。

原子炉補助冷却系；DRACS

今後、さらに炉容器径へのインパクト等の影響を詰める必要がある。

### 3.3.3 受動的冷却システムの強化

リサイクル試験炉は 3.3.2 項で検討したように 2 系統構成を指向することが望ましいが、その場合、2 系統構成から生じる原子炉除熱機能信頼性の低下を自然循環崩壊熱除去機能の確保で補うこととした。また、設計基準事象並びに ATWS 事象に対してもプラントの固有の特性を活かし、受動的にプラントを安全な状態に整定させるこたができるよう MOX 炉心を対象に受動的安全性の検討を行った。

#### (1) 異常時の必要炉心流量および流量半減時間

設計基準事象および ATWS 事象の過渡解析を行い、炉心および構造材の健全性を保つ上で必要な炉心流量と流量半減時間の関係を導き出した結果、冷却材を沸騰させないためにはそれぞれ以下に示すような炉心最低流量および流量半減時間が必要である。

○ATWS 事象⇒流量半減時間；20 秒、炉心最低流量；5.5%（図 3.3-6 参照）

○設計基準事象⇒流量半減時間；5.5～20 秒、炉心最低流量；5%（流量半減時間  
5 秒程度で数十秒間 800°C を越えるが CDF は 0.2 以下となる）

#### (2) 全自然循環崩壊熱除去系の自然循環力評価

炉心特性設計結果を受けて自然循環評価上最も厳しいダクト付 MOX 安全性試験用炉心を採用した場合の ULOF 事象発生時の自然循環力除熱による安全裕度を検討した。検討の結果、図 3.3-7 に示すように流量半減時間が短い 5 秒の場合でも炉心に GEM 反応度（5.4 \$）が挿入され炉心出力は崩壊熱レベルまで低下し、1 次ピークでもノミナルホットピンは 624°C までしか上がらず被覆管変態防止温度 825°C を越えることはない。従って燃料の健全性が問題になることはない。これは空気冷却器の容量が大きいため、空気冷却器の出口温度を制御することにより IHX に大きな温度差が生じて自然循環流量が確保されるためである。また、流量半減時間が 20 秒に延長された場合でも、ポンプ停止までの時間軸が延長されるだけで流量半減時間が 5 秒の場合と大差ない。従って、MOX 安全試験用炉心でも ULOF に対する十分な裕度を持った炉心であることが確認できた。一方、GEM の反応度を変えた場合の流量半減時間／冷却材最高温度の関係を図 3.3-8 に示す。GEM の反応度を 1 \$とした場合、冷却材の沸騰を防止するには流量半減時間が 5.5 秒以上、燃料ピンの変態（PNC-FMS : 810°C）を防ぐためには約 8 秒以上必要である。本条件で解析した結果、冷却材のピーク温度は自然循環による領域である 80 秒後に生じ、その時の自然循環量は約 6% 程度となる。これは炉心-IHX 高低差、空気冷却器容量が大きく自然循環流量が大きくとれることから従来のプラントより良好な結果が得られた。

本検討炉心ではダクト有りの MOX 燃料を対象としており、ダクトレス炉心及び窒化物燃料でも問題がないと予想される。

### (3) ポンプ流量半減時間の実現方法

前述の検討から、自然循環による最低流量は約 6%程度で確保されるため、流量半減時間が 5~8 秒程度であれば ATWS 対しても安全性を確保できる見通しを得た。しかしながら、試験パラメータ対応で 0~20 秒の流量半減時間が要求されるため、回転慣性側への要求条件は図 4.4-9 に示すような条件と達成する手段としてポンプ主モータへフライホイールによる回転数制御方式、サイリスタ方式及び MG セット方式が考えられるが、連続的可変性を重視してサイリスタ方式を候補として選定することとした。

#### 3.3.4 冷却系機器の概念

前項でプラント主要仕様選定のための検討結果に基づき、冷却系システムの全体の系統構成、主要機器仕様を設定した。

##### (1) 1 次主冷却系配

配管口径は原子炉容器内配置のコンパクト化の観点から出来るだけ縮小を図ると同時に従来炉の流速実績 (8m/s) を考慮して設定した。配管引き回しは基本的にヘッドアクセス方式と同じであるが、特にミドルレグ配管の水平長の短縮を目的として水平長と鉛直長のバランスを考慮して寸法を設定した。図 3.3-10 に配管検討図を示す。

##### (2) 1 次主冷却ポンプ

図 3.3-11 にポンプ構造を示す。本ポンプは機械式縦型自由液面遠心式ポンプでいわゆる Hallam 型を採用している。

##### (3) 中間熱交換器

ヘッドアクセス方式の採用に伴い、炉心 - IHX 伝熱中心差を取るために、伝熱管の短尺化を意図するとともに熱交換器の伝熱性能上必要な伝熱部寸法の検討、伝熱管と外胴の熱膨張差に対する構造健全性および構造概念検討を実施した。構造を図 3.3-12 に示す。

##### (4) 2 次主冷却配管

配管の引き回し設定根拠は本配管系の設計温度が高温であることから配管の熱膨張変位を拘束しないように限られた配管スペースを有効に活用し、直管長さが長くなる配管についてはエルボを介して配管の撓性を確保する引き回しとした。

炭素鋼の適用については IHX および空気冷却器の双方に炭素鋼を用いており配管についても炭素鋼を適用することにした。また、2 次系のヒートバランスから判断しても高温強度上問題になることはないと判断される。2 次系主冷却配管の配管ルート図を図 3.3-13 に示す。

### (5) 2次系主循環ポンプ

本ポンプは2次主冷却系ナトリウムの循環用として設ける機械式ポンプである。1次循環ポンプと同様、縦型自由液面式の Hallam 型を採用した。定格回転数は吸込性能、危険速度を考慮しながら決定したが、1次系に比べて全揚程が低いことから羽根形状を決定する比速度  $N_s$  が大きくなり羽根は斜流型となった。

尚、2次主冷却液面上部については  $\gamma$  線遮蔽は不要となる。ポンプ据付部廻りの温度を抑えるための熱遮蔽のみが必要となる。

以上の検討結果から得られたポンプ概念構造を図 3.3-14 に示す。

### (6) 空気冷却器

空気冷却器は通常運転、受動的安全性試験時の原子炉除熱の最終放熱源でもある。一方、リサイクル試験炉では受動的安全性試験の初期ヒートバランスの実現を空気冷却器の運転制御によって行う必要があるが、ATWS 試験のように低い温度条件での運転で 400 MWt の除熱を行う必要があるから、除熱効率が通常の空気冷却器より劣る心配が生じる。このため本検討では空気冷却器を原子炉補助建屋内に設置することを前提に極力設置スペースを削除することを目的として検討した。リサイクル試験炉では 2 ループ構成であることから、単基容量としては 400 MW を 2 基、4 基、8 基に分割する案が考えられるが、大型化には伝熱不均衡の問題があり、前者の 2 つは実績から大きく逸脱しており、ここでは 8 分割 (50 MWt × 8 基) を選定することとした。空気冷却器の基本構造を図 3.3-15 に示す。

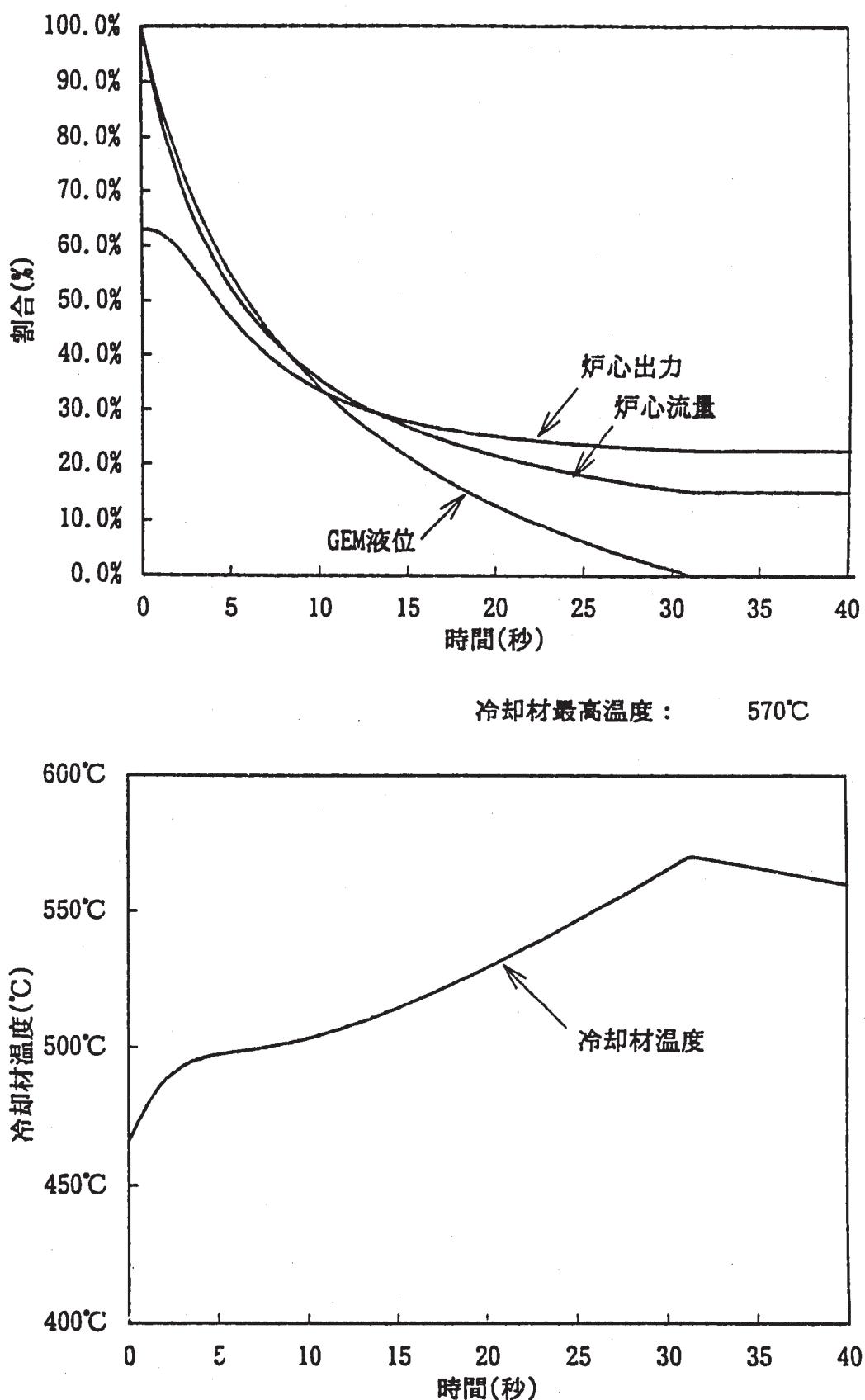


図 3.3-1 UL OF 事象模擬試験予備解析評価結果  
(炉心出力を 63% に条件設定)

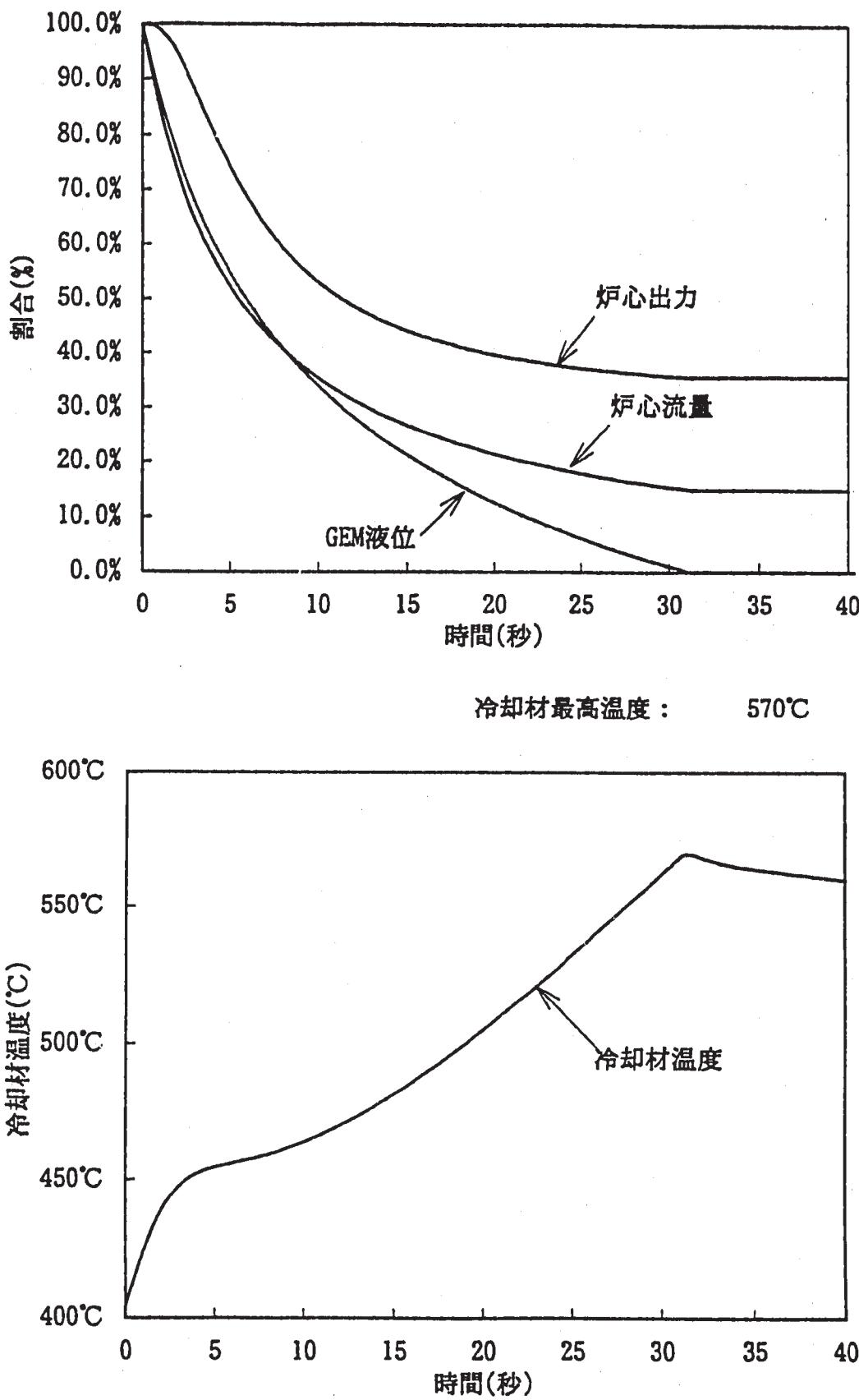


図 3.3-2 ULOF 事象模擬試験予備解析評価結果  
(炉心入口温度を 284°C に条件設定)

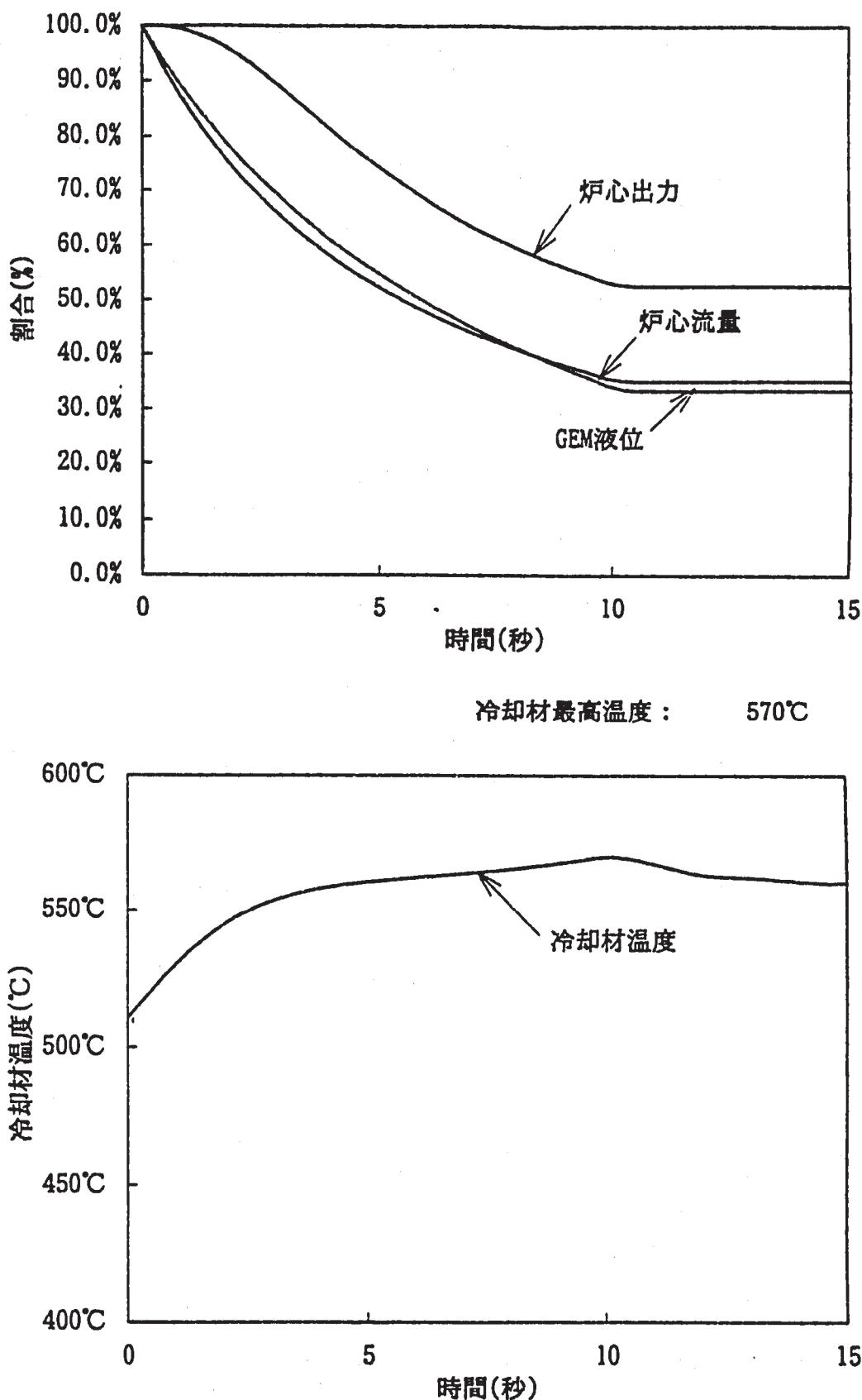


図 3.3-3 ULOF 事象模擬試験予備解析評価結果  
(コーストダウン最低流量を 35% に条件設定)

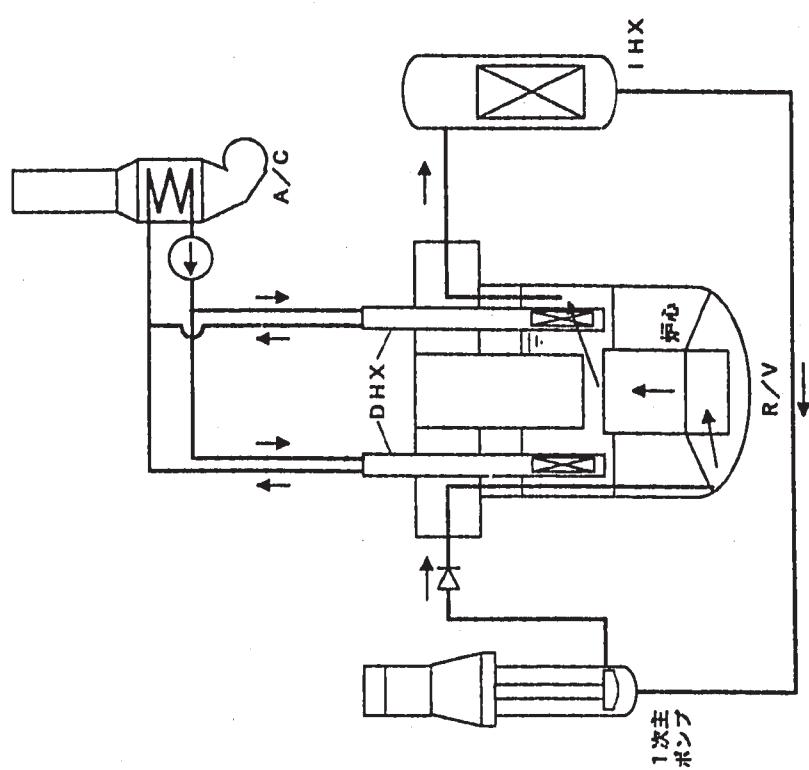


図 3.3-5 DRACS の構成概念

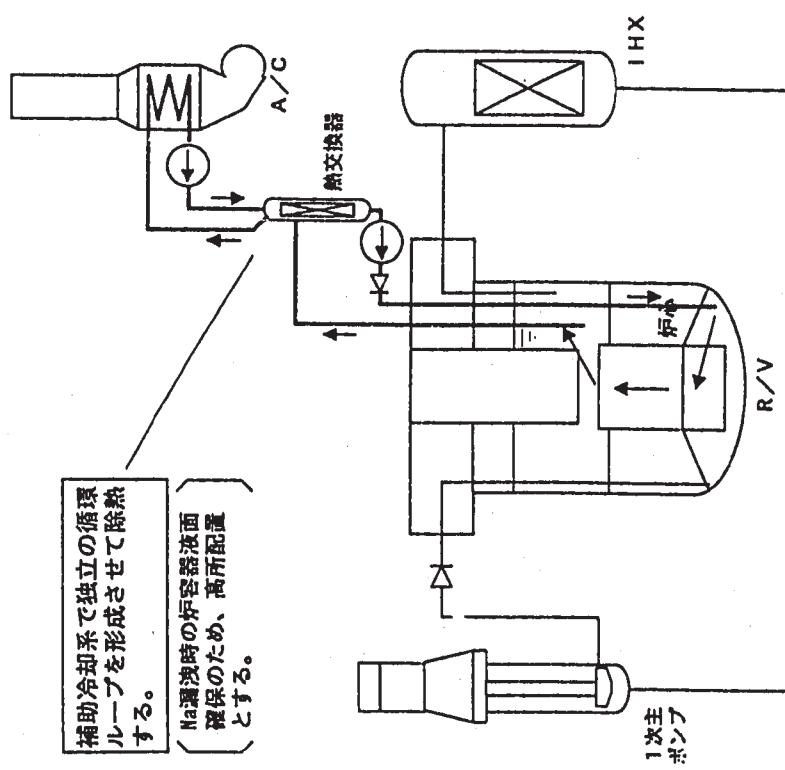


図 3.3-4 1次系循環型補助冷却系の構成概念

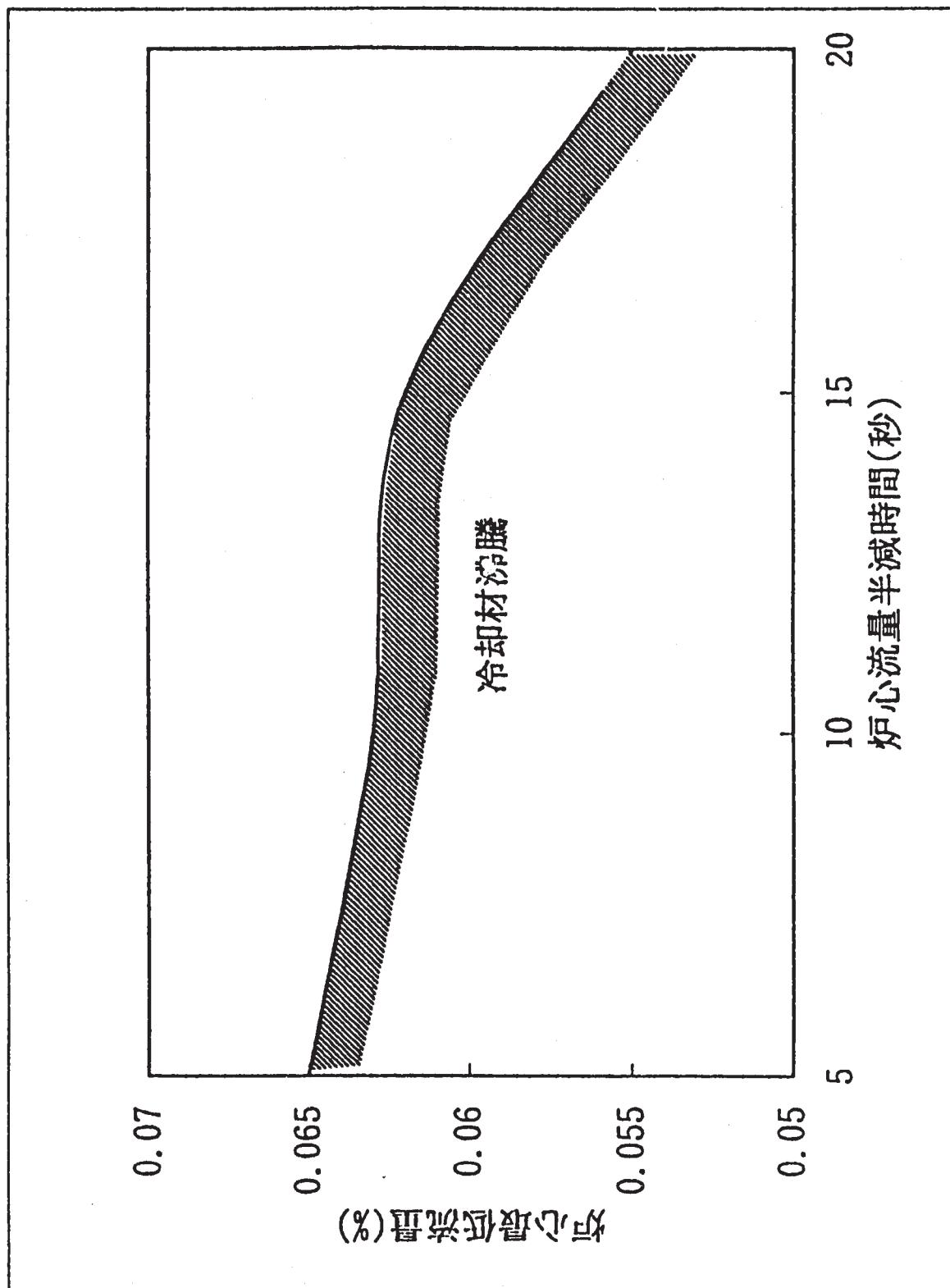
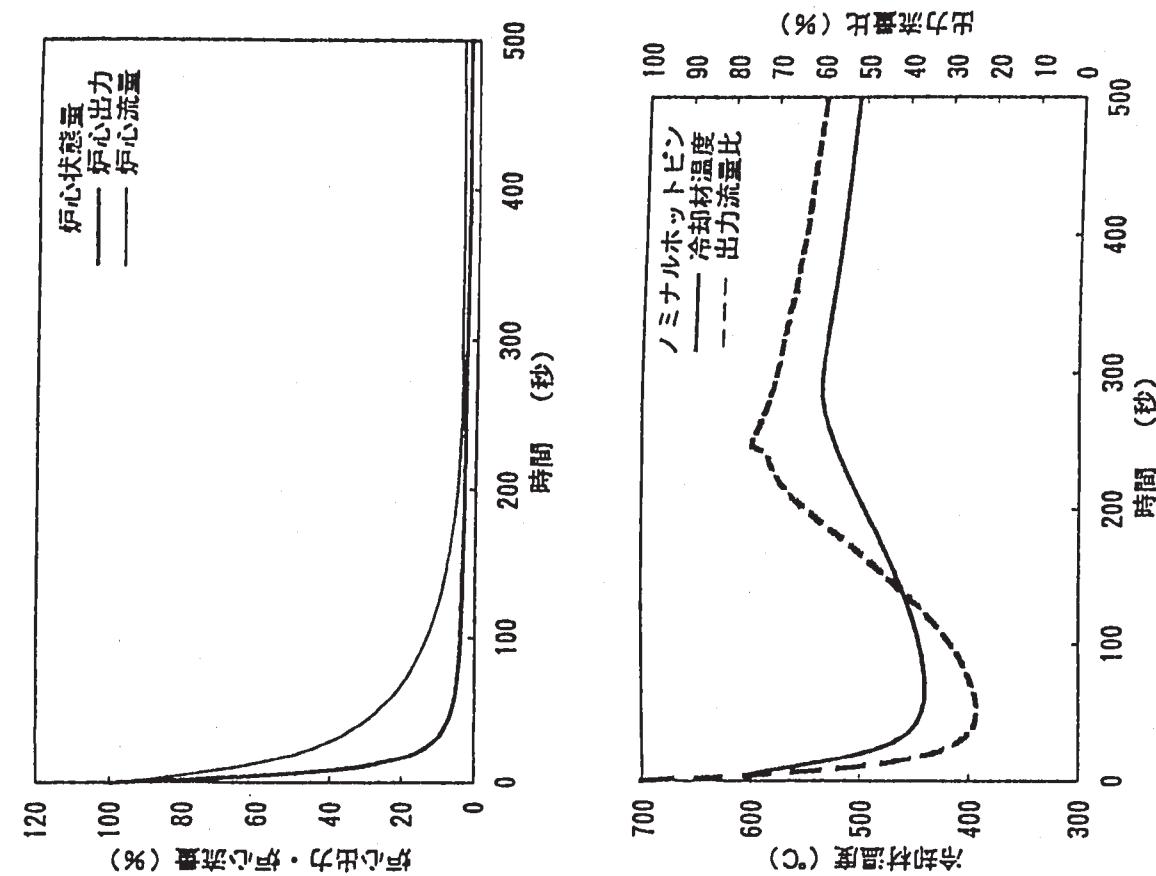
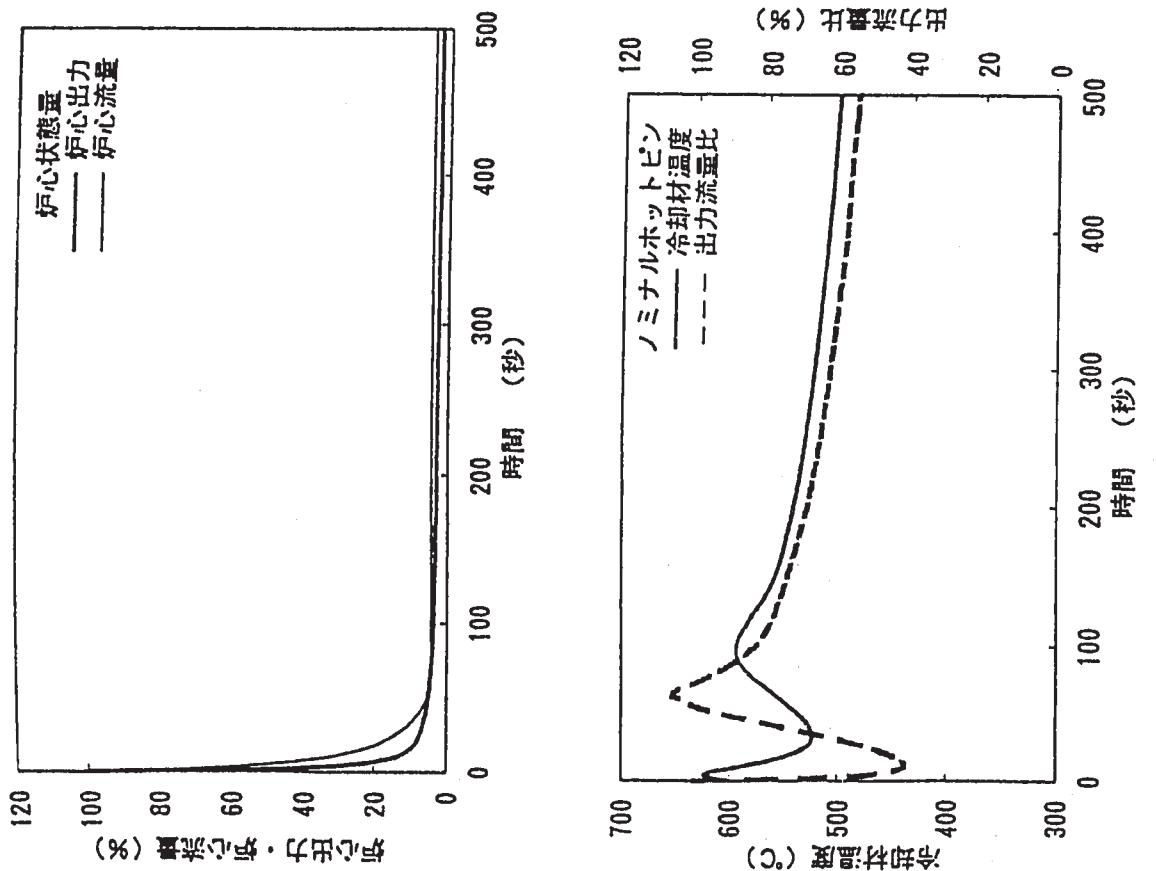


図 3.3-6 流量半減時間と炉心最低流量の関係



流量半減時間20秒の場合



流量半減時間5秒の場合

図 3.3-7 ULOF 時の短時間挙動

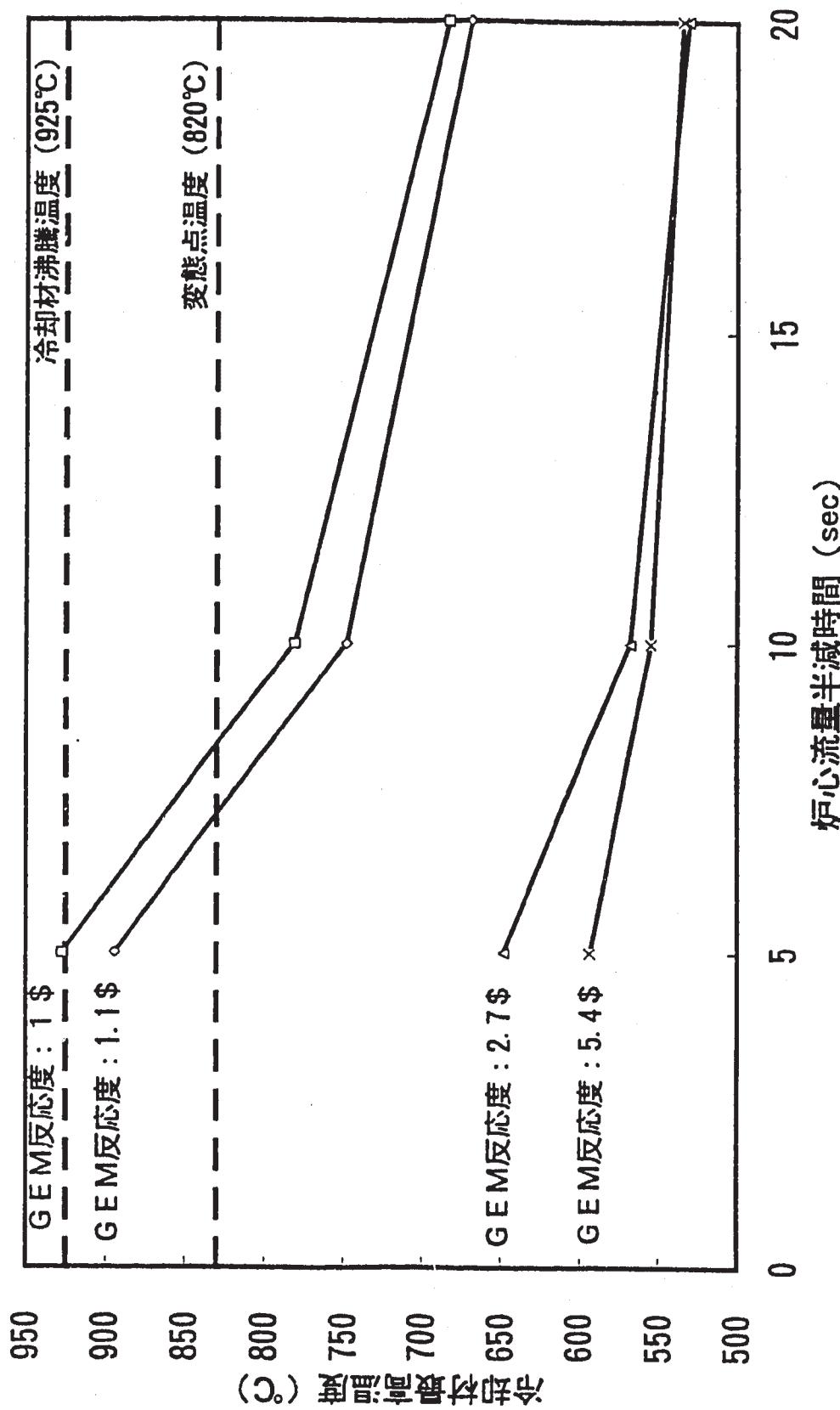


図 3.3-8 炉心流量半減時間と冷却材最高温度の関係

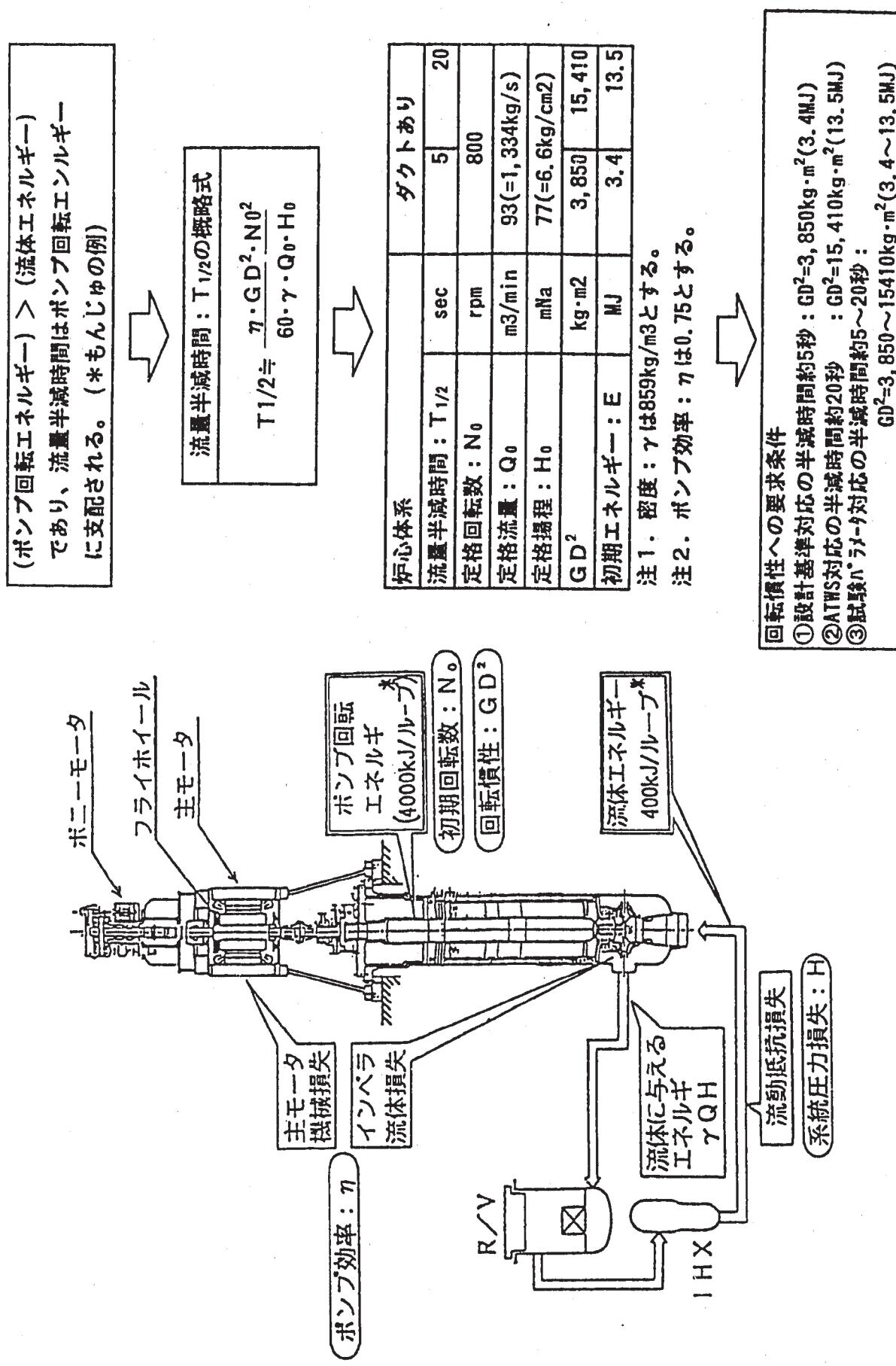


図 3.3-9 フローコーストダウンの概略特性、要求条件(アラート安全性確保のためにポンプ流量半減時間の延長が必要となる場合)

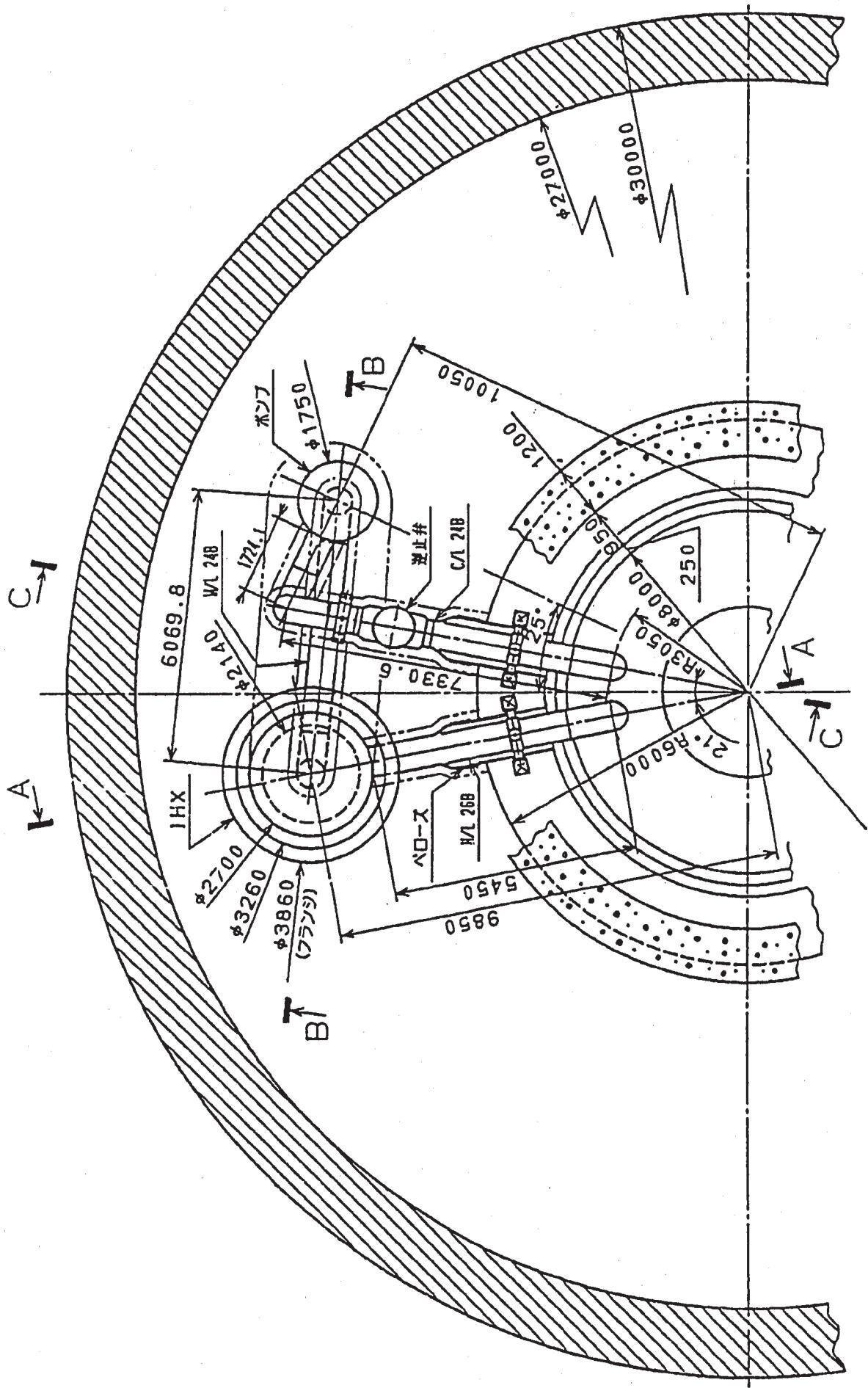
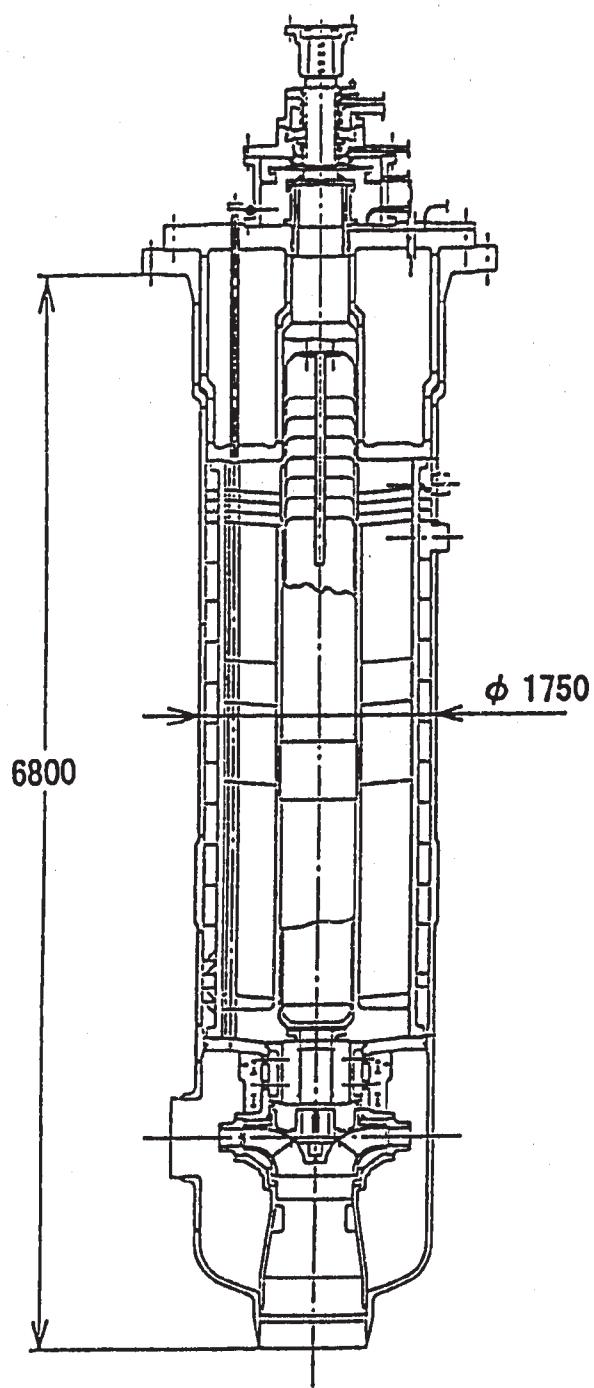
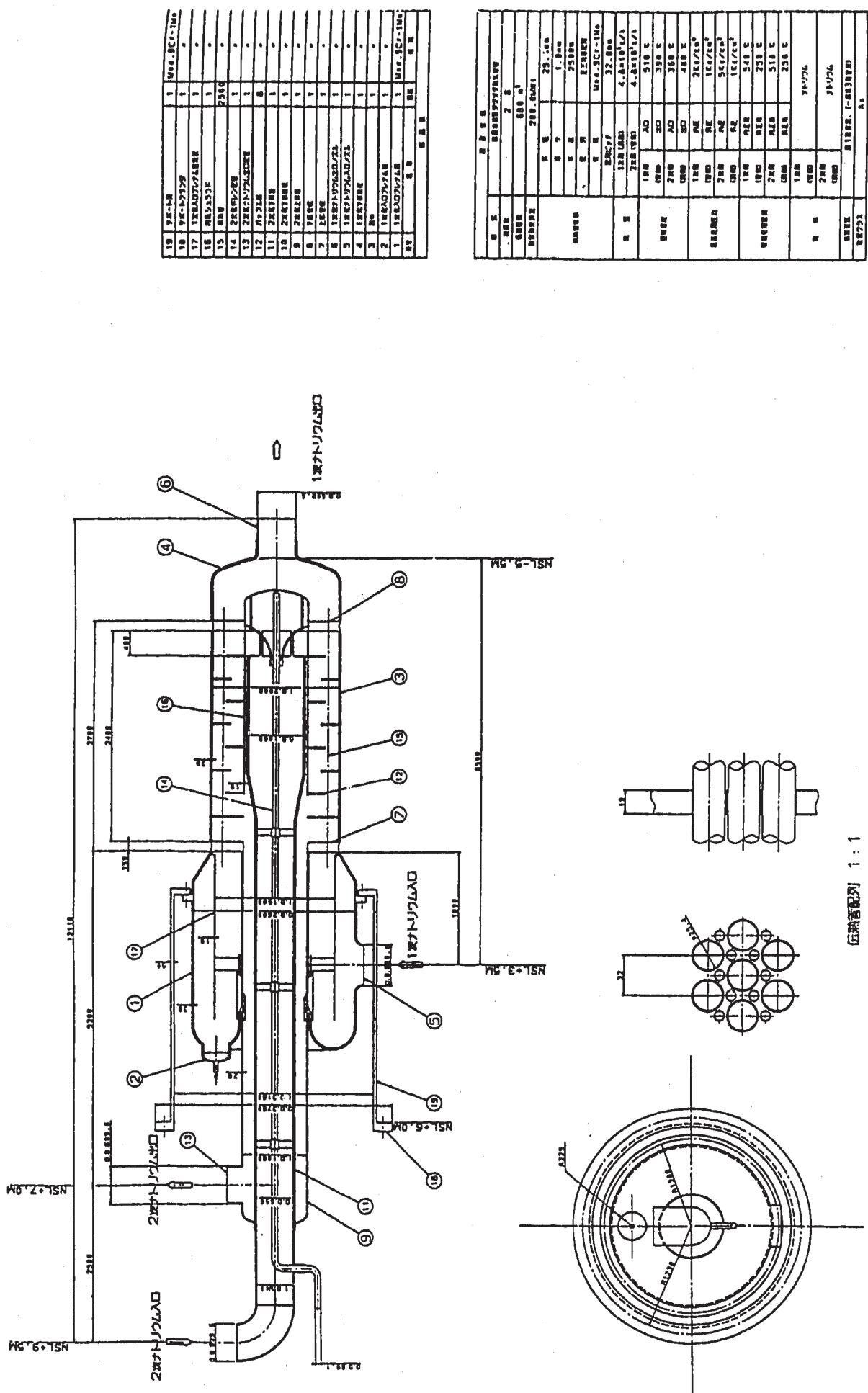


図 3.3-10 1 次主冷却系配管引き廻し図（平面図）

**1次主循環ポンプ主要目**

- (1)形式 機械式縦型自由液面  
遠心式(ターボ型)
- (2)数量 2基(1基/ループ)
- (3)最高使用圧力  
内圧 低圧側 2.0 kg/cm<sup>2</sup>  
高圧側 10.0 kg/cm<sup>2</sup>  
外圧 1.0 kg/cm<sup>2</sup>
- (4)最高使用温度  
内圧時 420 °C  
外圧時 250 °C
- (5)定格仕様  
定格流量 5590 m<sup>3</sup>/h/基  
定格揚程 77 mNa  
定格回転数 740 r.p.m.  
定格温度 390 °C  
NPSHav. 12.1 m  
NPSHreq. 8.8 m

図 3.3-11 1次主循環ポンプ概略構造図



### 図 3.3-12 中間熱交換器概略構造図

后漢書卷三十一

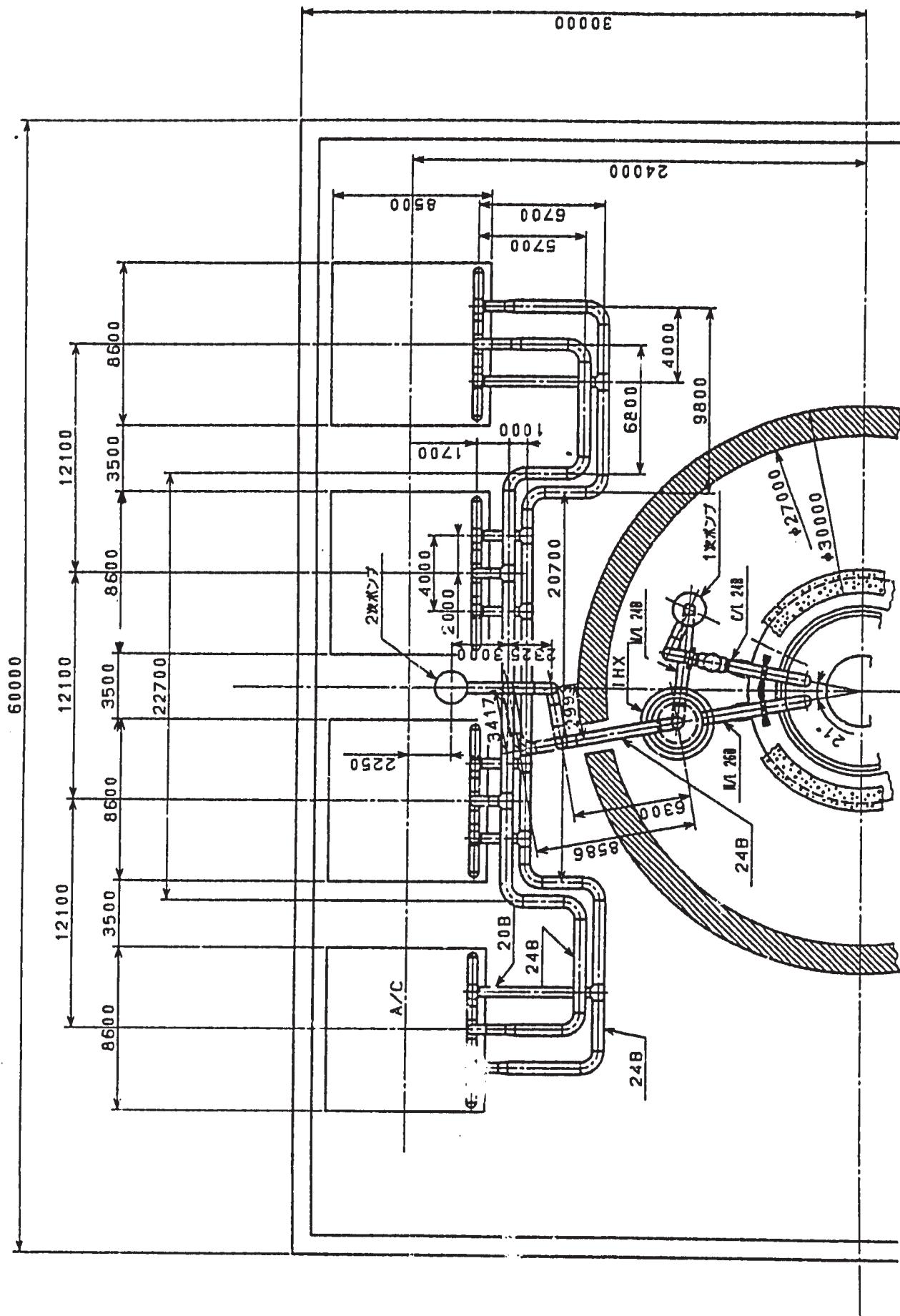
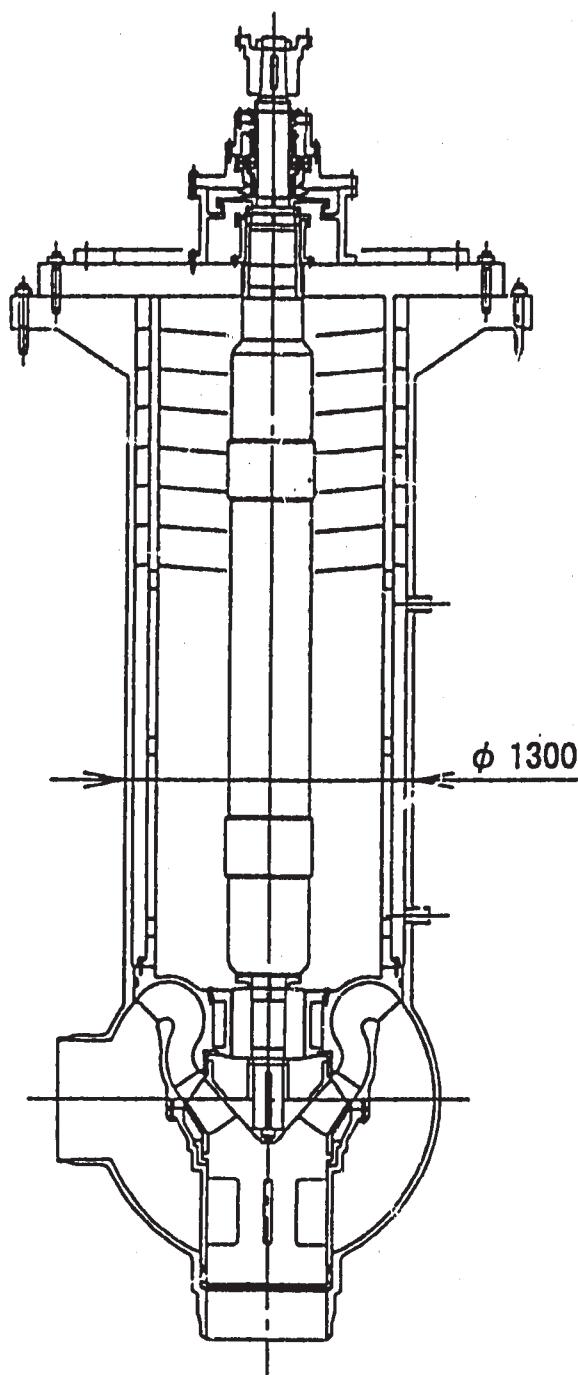


図 3.3-13 2 次主冷却系配管引き廻し

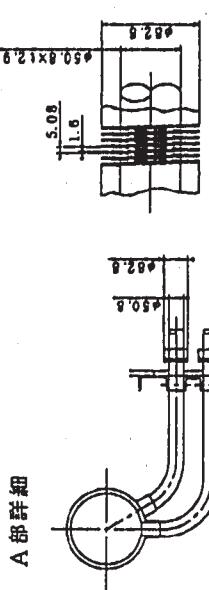


#### 2次主循環ポンプ主要目

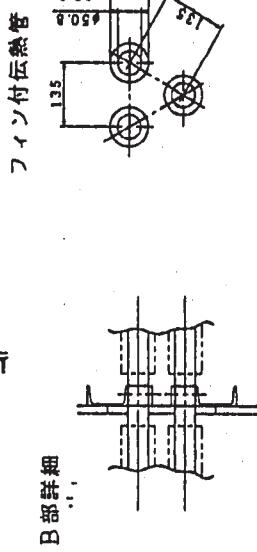
- (1)形式 機械式横形自由  
液面斜流式
- (2)最高使用圧力  
低圧側  $4.0 \text{ kg/cm}^2$   
高圧側  $10.0 \text{ kg/cm}^2$
- (3)定格仕様  
定格流量  $5590 \text{ m}^3/\text{h}/\text{基}$   
定格揚程  $35 \text{ mNa}$   
定格回転数  $900 \text{ r.p.m.}$   
定格温度  $360 \text{ }^\circ\text{C}$   
NPSH<sub>a.v.</sub>  $40 \text{ mNa}$

図 3.3-14 2次主循環ポンプ概略構造図

規 格 表	
部 分	冷却フィンチューーブ
高 度	8 mm
交換面積	50 m <sup>2</sup> /面
気 量	11777.000 m <sup>3</sup> /分
外寸法 (W×H×D)	1150 × 1150 × 282.6
内寸法 (W×H×D)	1150 × 1150 × 281.6
板金重量	180 g
構成部品	254
質量	360 g
規 格	空 気
外寸法 (W×H×D)	1150 × 1150 × 716
内寸法 (W×H×D)	1150 × 1150 × 715
開口部	2.9 mm
ピッチ	135 mm
本数	110×
バス	6



A部詳細



B部詳細



伝熱管ヒッチ

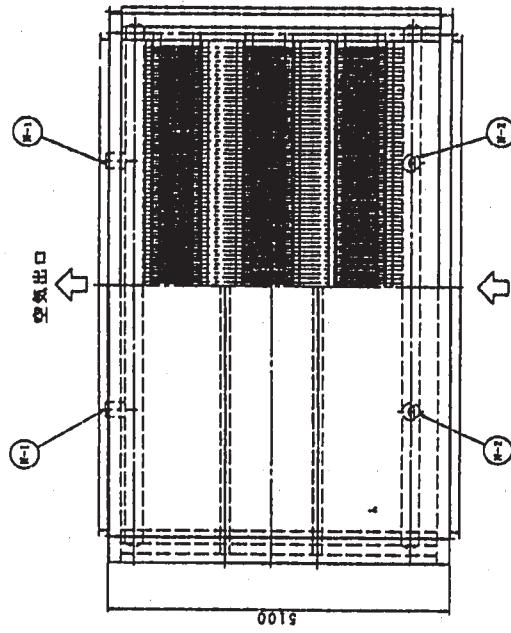
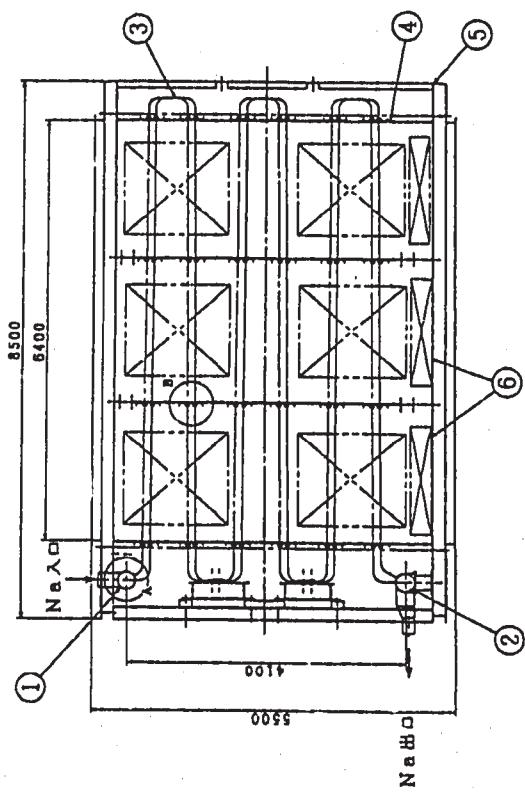
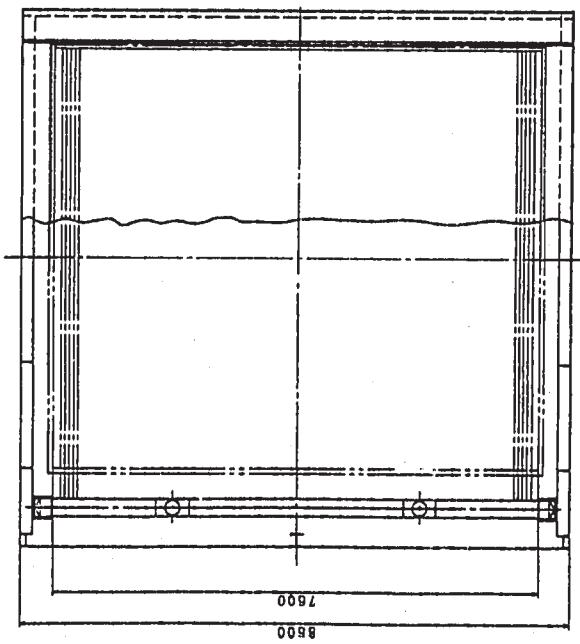


図 3.3-15 空気冷却器概念構造図



### 3. 4 燃料取扱系設計(10)(11)

#### 3.4.1 設計方針と使用済燃料条件

プラント構想を受けて、今年度の燃料取扱系構成方針は下記の通りとする

- ①試験炉の目的の一つである新型燃料開発のために、試験用集合体を早期に燃料取扱系内で検査し、再照射の可否を確認する中間検査設備を設ける。
- ②リサイクル試験炉には減衰待ち炉外貯蔵設備のみを設け新燃料もそこに貯蔵する。リサイクル施設の処理待ち貯蔵は設備稼働率の予測も困難なことから、キャスクによる乾式貯蔵前提で進める。
- ③MOX燃料の他ナトリウムボンド窒化物燃料等の水と共存性の悪い燃料要素を取り扱う必要があり、燃料取扱系は完全な乾式システムとし、水を用いない。
- ④炉心構成の変更が複数回あり、その際に大量に出てくる使用済燃料が発生するため、そのインパクトの最小化を狙い、発熱しない制御棒等は廃棄物処理設備に直接搬出し、炉心燃料とプランケット燃料のみ貯蔵する。
- ⑤試験用集合体を初めとした各種の集合体の他に流調モジュール取扱うため、炉外設備において燃料及び流調モジュールの方位を設定し、ポットと燃料交換機に方位決め機能を持たせる。
- ⑥将来の高崩壊熱燃料にも対応できるように、減衰待ち貯蔵設備は炉外貯蔵方式とし、除熱裕度の優れるEVST方式とする。IVSについては成立性を今後評価するものとし、現段階では保守的にIVSなしで貯蔵容量を設定する。

次に各設備の基本検討条件となる使用済燃料の崩壊熱及び基本運用条件を整理する。表3.4-1に取り扱い対象物と取り出し時期の一覧を、表3.4-2に使用済ドライバ燃料集合体の崩壊熱を示す。使用済燃料集合体の崩壊熱はMAを添加した窒化物燃料の方が高くなる。表3.4-2より、リサイクル施設のせん断処理工程で自然冷却可能な約2kW程度の燃料まで取り扱うものとすれば、MAなしのMOX燃料で約3年間(2サイクル)、MA添加の窒化物燃料で約5年(3サイクル)の減衰待ち貯蔵が必要となる。このため、取り出し時期の表3.4-1から、MOX燃料から窒化物燃料へ炉心構成を変更する際の貯蔵容量が最も大きくなることが予想される。その他の燃料の取り扱いの考え方(減衰待ち貯蔵設備に交換前後の非発熱燃料を中継貯蔵するか否か)によって、減衰待ち貯蔵設備の貯蔵容量は約120体(炉心燃料以外の中継貯蔵なし)～約300体(炉心燃料以外の中継貯蔵あり)程度となる。

#### 3.4.2 燃料取扱系の基本構成

3.4.1項の基本方針にしたがって燃料取扱系の基本フロー及び基本構成を設定した。図3.4-1にリサイクル施設も含む基本取り扱いフローを、図3.4-2に試験炉燃料取扱系の基本構成を示す。

基本取り扱いフローでは初装荷燃料はリサイクル施設経由で搬入し、燃料取扱系へ持ち込む際に予熱ガス置換を行って燃料は常に不活性ガス雰囲気で取り扱われる。試験用集合体の組み立て、分解再組み立ては中間検査設備にて行う構成とした。また、破損燃料検査も中間検査設備内で行うものとした。

燃料取扱系の基本構成としては、燃料の移送対象が EVST と中間検査施設のみであること、試験炉では炉外の燃料取り扱い時間は重視されないこと等から、構成の最も簡素でメンテナンス台車ともレールの共用化が可能な台車方式燃料出入機で移送する方式とした。

### 3.4.3 EVST の検討

3.4.1 項の基本方針及び貯蔵容量の検討に基づいて、EVST 構成を検討した。現状、固定ラック+槽内移送機方式及び回転ラック+槽内移送機方式を候補概念としている。図 3.4-3 に構造概念図を示す。

固定ラック+槽内移送方式は、槽内移送機により中継位置から燃料をポットより取り出して貯蔵するため貯蔵容器径を最もコンパクトにでき、可動部分も槽内移送機のみとなる概念である。現状のプラント配置では原子炉から出入機の走る方向の配置が厳しいことから、貯蔵容量が大きい場合に有利である。一方、回転ラック+槽内移送機方式は回転ラックと回転プラグ式の液面制御型槽内移送機を組み合わせることで、移送機内ナトリウム液面を上昇させ、燃料の除熱を維持しつつ貯蔵槽の軸長を短縮する概念である。貯蔵容量が小さい場合には比較的容器径も小さく、全体の物量低減効果も大きいが、液面制御型槽内移送機の開発が必要となる。

これらの概念については今後も検討を詰め、最終的な貯蔵容量の設定結果と合わせて方式を選定する予定である。

### 3.4.4 中間検査設備

中間検査設備は照射試験時の試験用集合体の分解、検査を行い、再装荷可能性の判断を行って、組み立て再装荷する設備である。図 3.4-4 に構成概念を示す。

設備全体をアルゴンガスセル内に設置し、X 線検査設備により、ナトリウム中の燃料集合体の内部構造安定性検査及び目視によるガス中の燃料集合体の外観検査に基づき上記判断を行う。解体組み立て及び外観検査は遠隔操作により X 線検査設備及びガス中解体組み立て検査設備で行う。また、試験用集合体に破損がないかを確認するため破損燃料検査設備を設置している。リサイクル施設との取り合いのため、再処理向けの照射燃料集合体のキャニスタ詰め、PIE 施設向けのピン等のキャニスタ詰め、開梱等の機能を有する封入・開梱設備を設置し、燃料搬出・搬入設備によりリサイクル施設との間を繋ぐ燃料移送台車との間の通路を形成する。また、配置上、出入機と直行方向にセル設備を配置する必要があるため、中継装置で燃料の受け渡しを行い、ここで燃料の方位決めも可能とする。その他、回転式流調モジュール貯蔵ラック、キャニスタ封入・

開梱装置、汚染機器補修セル等を設置する。

なお、乾式洗浄設備についての必要性については今後議論するものとする。

表3.4-1 リサイクル試験炉心構成要素出し入れ計画案

炉心燃料集合体	炉物理試験炉心				安全性試験炉心				照射試験炉心				
	初期装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	定期交換
主炉停止系換版固定吸収体	1.3	1.3	1.2			1.08	3.6			7.2	7.2		1.5
液端部停止系換版固定吸収体	3	3	0			1	1						
主炉停止系制御棒集合体	6	6	0			3	3						
後備炉停止系制御棒集合体	3	3	0			6	0			6	6		6
ブランケット燃料集合体	6.0	6.0	1.2			3	0			3	3		3
SUS遮蔽体	6.6	6.6	0			4.8	4.8						
GEM	5.4	5.4	1.2			4.2	6			0	3.6	3.6	
試験川集合体						2.0				2.0			
特殊燃等(炉内1.51付き)										4	4	4	
特殊燃料集合体										6	6	6	6
<b>フェーズ2炉心</b>													
炉心燃料集合体	炉物理試験炉心				安全性試験炉心				照射試験用炉心				
	初期装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	装荷	基準配管	移行時取出	試験中入り替え	定期交換
主炉停止系換版固定吸収体	1.74	1.74	6.6			1.08	3.2			7.6			1.6
後備炉停止系換版固定吸収体	3	3	0			1	1						
主炉停止系換版固定吸収体	6	6	0			3	3						6
液端部停止系換版固定吸収体	3	3	0			6	0			3			3
ブランケット燃料集合体	5.4	5.4	1.2			4.2	6			3.6			8
SUS遮蔽体	0	1.26	0			9.0	2.16	0		4.2	2.58		
GEM	0	0	0			0	0						

表 3.4 - 2 最大発熱集合体崩壊熱（窒化物燃料炉心）（1/2）

炉停止後時間	崩壊熱設計値 (kW/集合体)
1 d	45.3
14 d	21.3
30 d	17.0
60 d	13.6
1 Y	5.73
3 Y	2.71
5 Y	2.07
8 Y	1.76
10 Y	1.65

(出力履歴考慮、初期 11.2 MW、末期 6.6MW/集合体)

表 3.4 - 2 最大発熱集合体崩壊熱（酸化物燃料炉心）（2/2）

炉停止後時間	崩壊熱設計値 (kW/集合体)
1 d	37.5
14 d	16.9
30 d	13.3
60 d	10.5
1 Y	4.26
3 Y	1.89
5 Y	1.39
8 Y	1.14
10 Y	1.08

(出力履歴考慮、初期 10.6 MW、末期 5.8 MW/集合体)

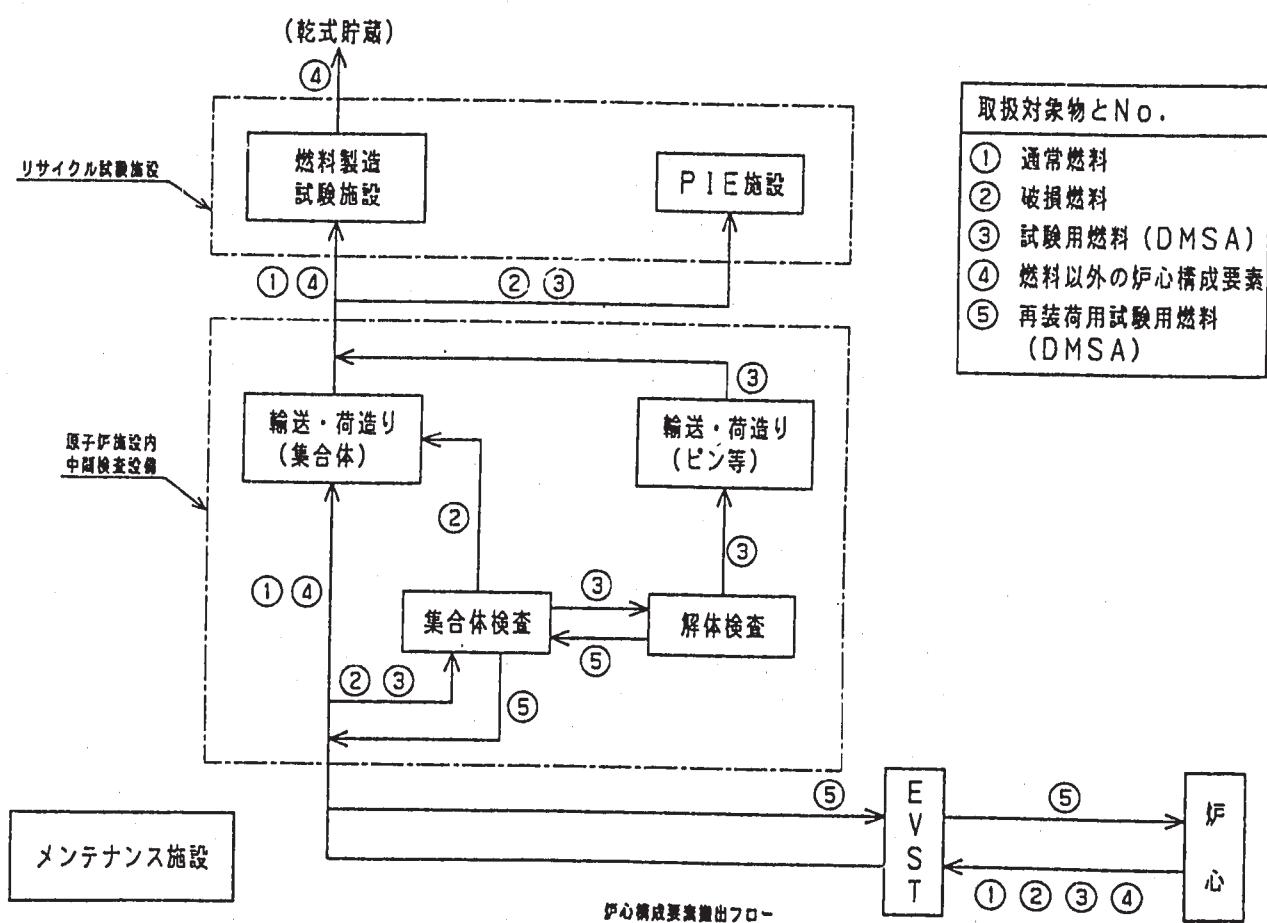
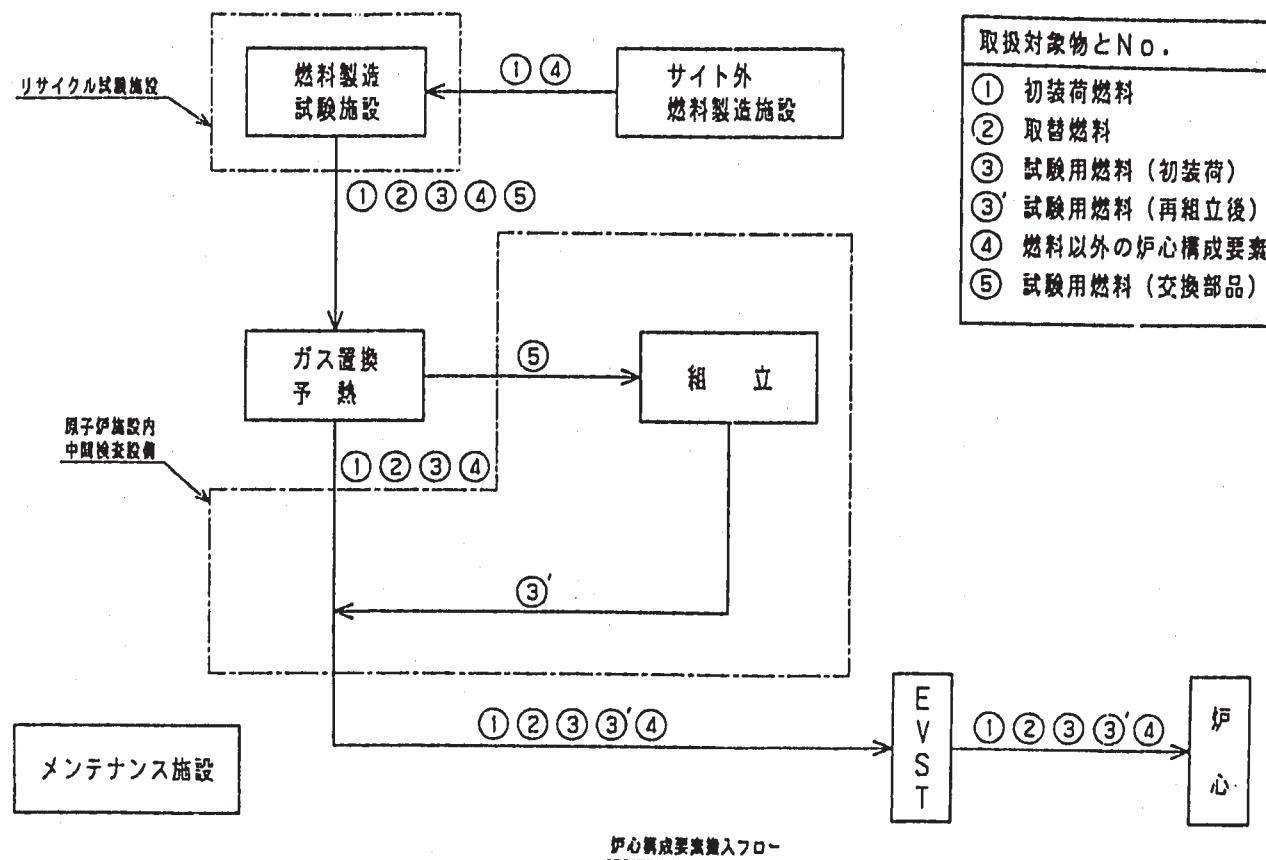


図 3.4 - 1 炉心構成要素取扱フロー

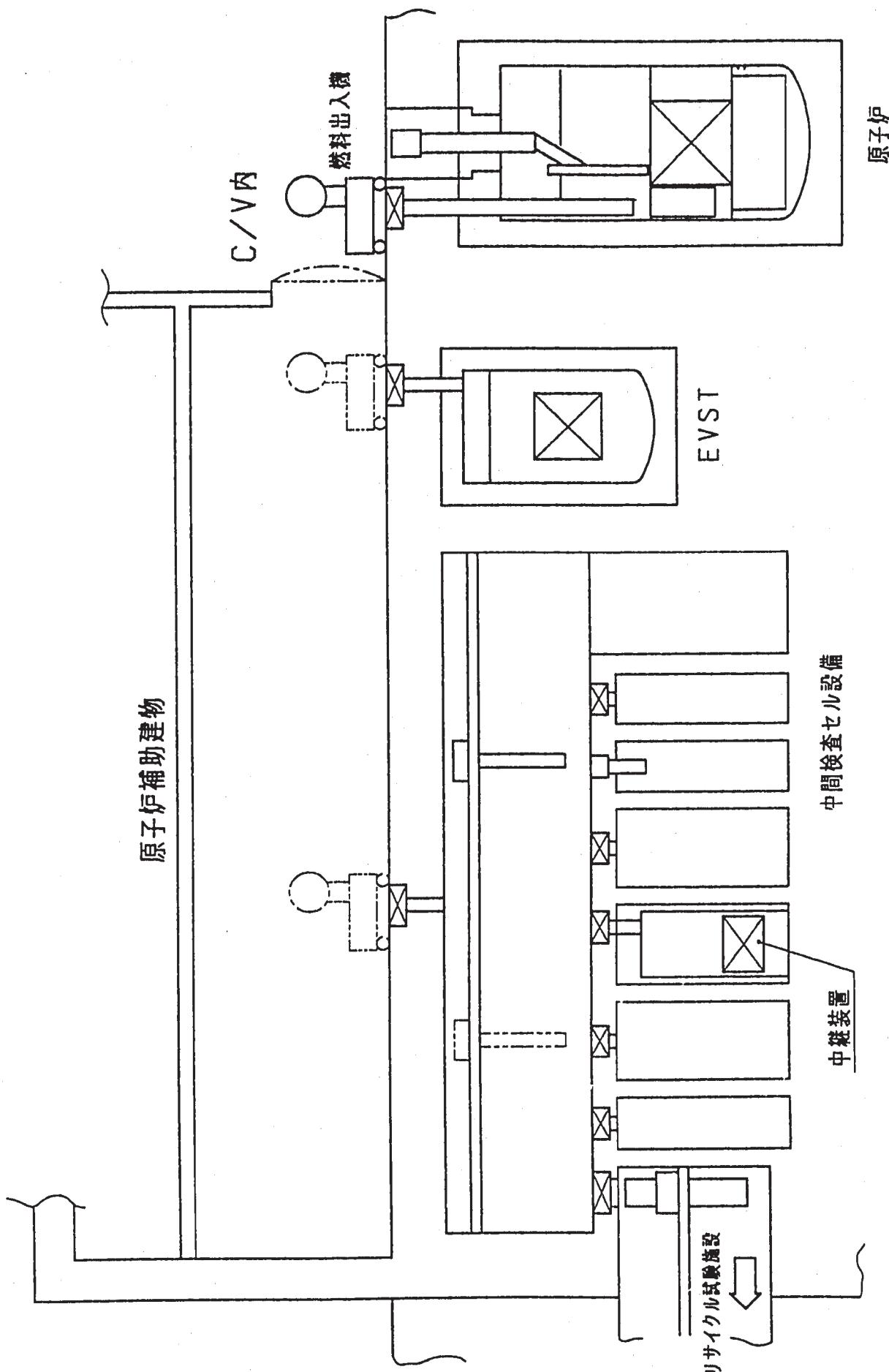
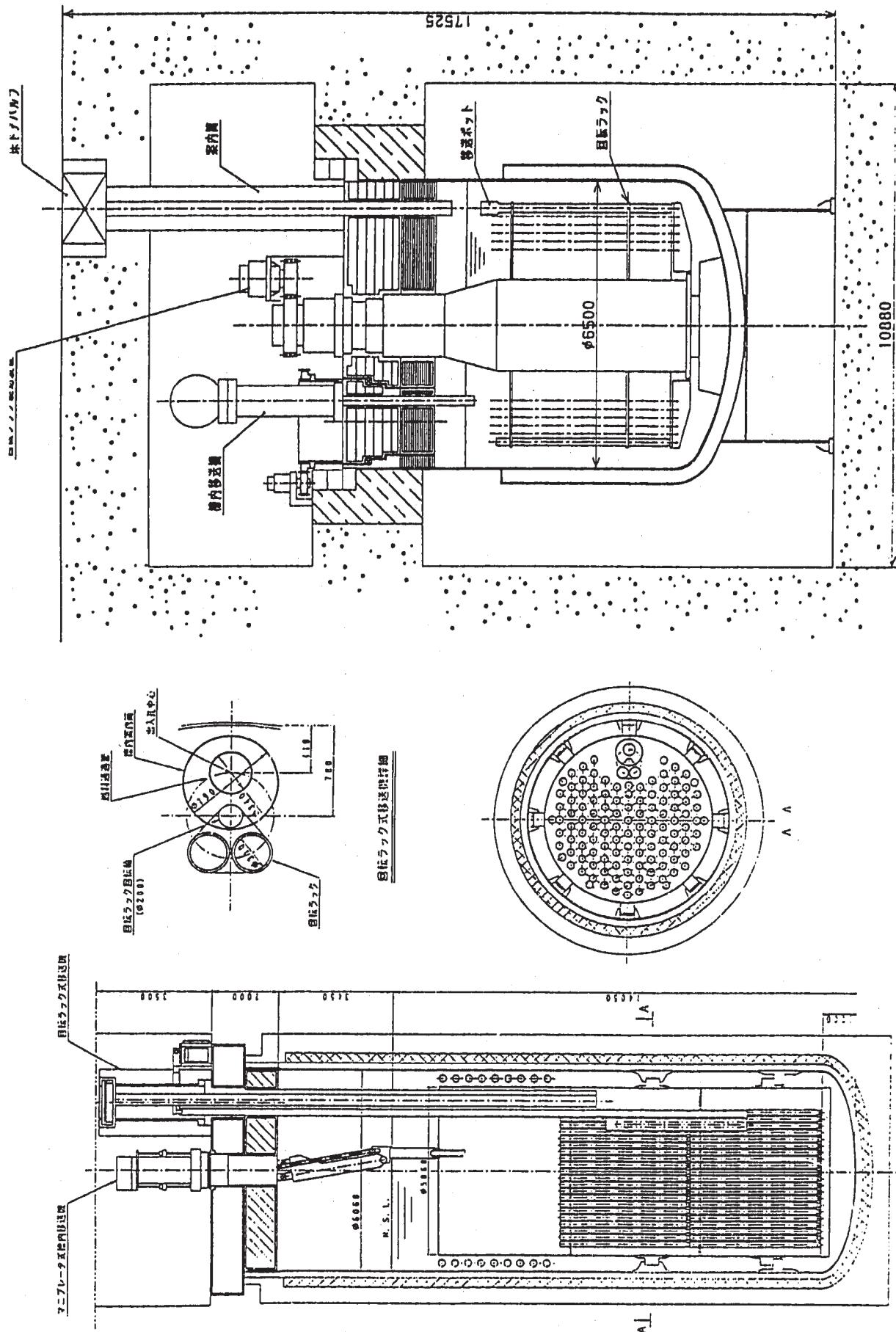


図 3.4-2 燃料取扱系の基本構成



明治文庫

3.4 - 3 LISTS概念以降

前定テツシト槽人移送ノル

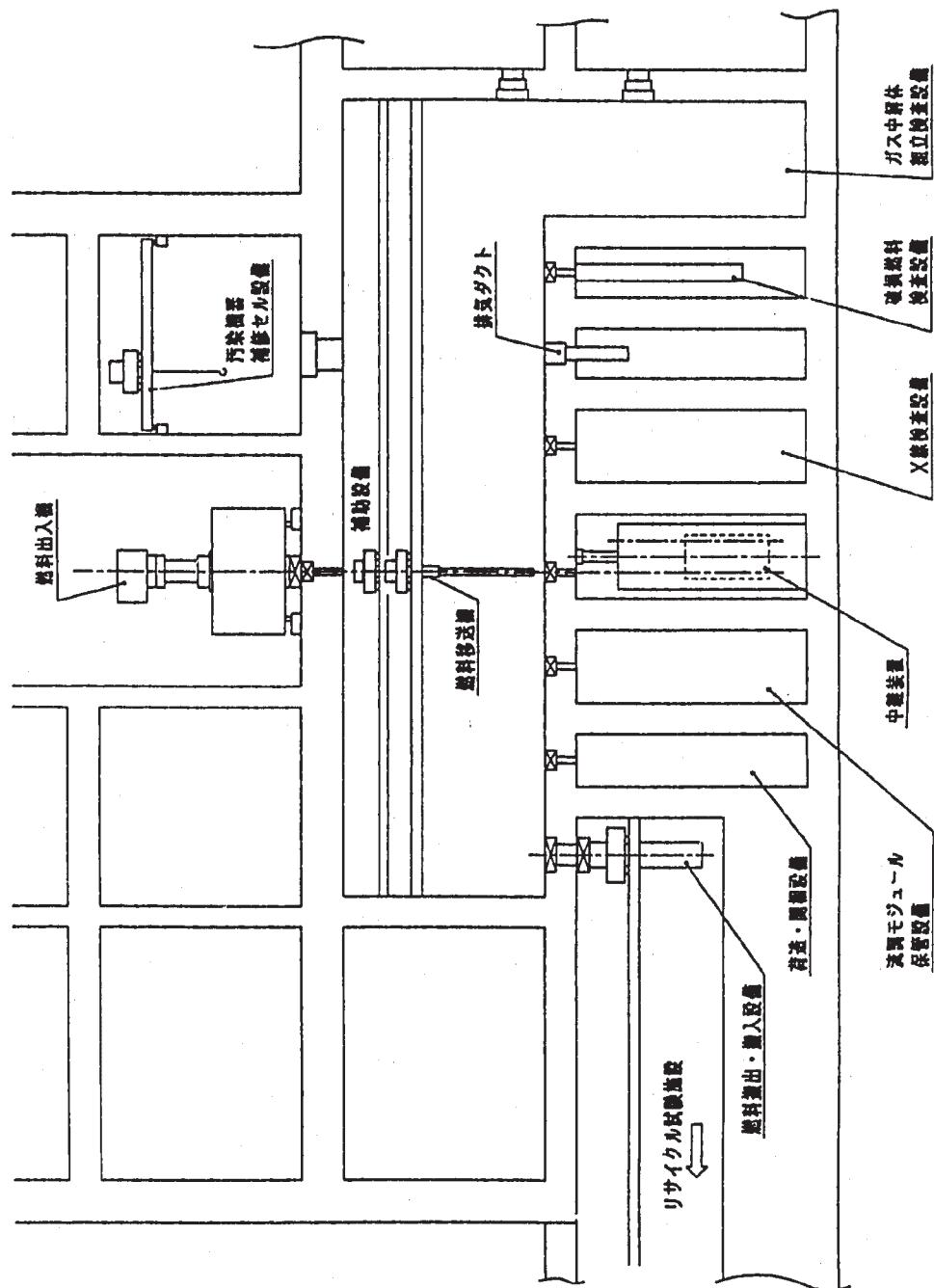


図 3.4-4 中間検査セル設備概念

### 3. 5 プラント設計<sup>(7)</sup>

#### 3.5.1 総合系統構成

試験炉はリサイクル試験施設（ここでは乾式再処理・試験、燃料製造・試験、照射後試験施設を合体した施設を想定：想定した施設概念を付録3に示す）とのコロケーションとし、設備の共用、効率化を考慮し、前項の各設計に基づき全体構成を以下のように設定した。

##### (1) 冷却系

- ・ 2次主冷却系は50MW×8基（サイジングのについて更に調整要）
- ・ メンテナンス冷却用のD R A C Sは5MW1系統
- ・ Naは全量ドレンを考慮（暫定に1、2次各ドレンランク2基）

##### (2) 燃取系

- ・ 炉外燃料取り扱いは台車方式
- ・ 新燃料の貯蔵はリサイクル施設（建設がずれる場合は当面の貯蔵場所としてリサイクル施設の当部分一部先行工事）出行い、燃料のみで容量は220体
- ・ 使用済み燃料は減衰待ちに原子炉施設のEVST（MAなし3年、MA燃料4年程度）、再処理待ちはリサイクル施設で乾式貯蔵（当面5ないし6体分）トラブル滞留対応は増設する
- ・ 燃料以外の炉心要素は固体廃棄物として処理（リサイクル施設に保管）
- ・ 水を使わない乾式システム
- ・ 中間検査施設を設ける

##### (3) メンテナンス・廃棄物処理

乾式処理の徹底で廃液削減、水そのものをなくすことを目指す

- ・ Na機器とα汚染なし機械はメンテナンス建物にて処理・保管
- ・ 流量モジュールは再使用するものは中間検査施設に保管、使用済みモジュールは炉心構成要素と同じようにリサイクル施設に保管経由処分
- ・ 引抜UIS仮置きピットを格納容器に2カ所。FHMの保管場所兼用
- ・ UISは省洗浄、UIS搭載機器のメンテナンスは仮置き場で行うこと

が出来る。

- ・ メンテナンス建物への大型機械（UIS等）の移送はメンテナンス台車でレールは出入機レールと兼用。

- ・ 気体廃棄物処理：雰囲気管理など廃ガス処理とスタック一元化

##### (4) 電気・諸設備

基本的にリサイクル施設と共用化を図る

- ・ 将来的に集中化を検討するものとし今設計は分散設置

→原子炉側 : 原子炉・燃取制御

リサイクル施設側 : リサイクル施設の制御、燃料移送トンネル  
以降制御

- ・ 電源設備は常用母線共通、非常用電源（1800kW）を100%×2系統設置

- ・補機冷却はサイトを大洗工学センター想定し冷却塔方式とする。  
(SG設置にあわせて海水冷却工事をする)

以上の概念の総合系統構成を図3.5-1に示す。。また、リサイクル試験炉、リサイクル試験施設を含む「リサイクル研究センタ（仮称）」を構成する施設とそれとの管理区分を図3.5-2に示す。

### 3.5.2 プラント配置の検討

プラント配置は、経済性、安全性と試験炉運用の調和をめざし図3.5-1の総合系統構成を具体化し以下の方針で検討する。

- (1) リサイクル施設との建物隣接配置
- (2) 原子炉補助建物の方針
  - ・「常陽」（格納容器： $18m\phi \times 54mH$ ）の経験（e.g. 地盤、建物形状）を活用し、建物のコンパクト化を局限まで追求する。
  - ・Na施設は全て原子炉補助建物に収納
  - ・試験炉各種試験への適応性
- (1) については将来のタービン施設増設を考慮し原子炉施設、リサイクル施設、諸設備施設（メンテナンス建物）の配置概念を図3.5-3に示す。A案は縦隣接、B案は横隣接、リサイクル施設C案は分離案である。C案はリサイクル施設の建設が遅れることを意識した案である。本概念設計では、先進リサイクル一体研究を標榜し共に共同施設した最もコンパクトな配置であるA案で検討を進めるこことする。
- (2) にもとづいて3.5.1の総合構成検討により構築した配置概念を図3.5-4~5に縦断面を図3.5-6~11に各階の平面図を示す。更に将来、蒸気発生器を取り付ける場合は空気冷却器4基を撤去しそこに蒸気発生器を設置する。残りの空気冷却器はIRACSとして活用する。その配置を図3.5-12に示す。

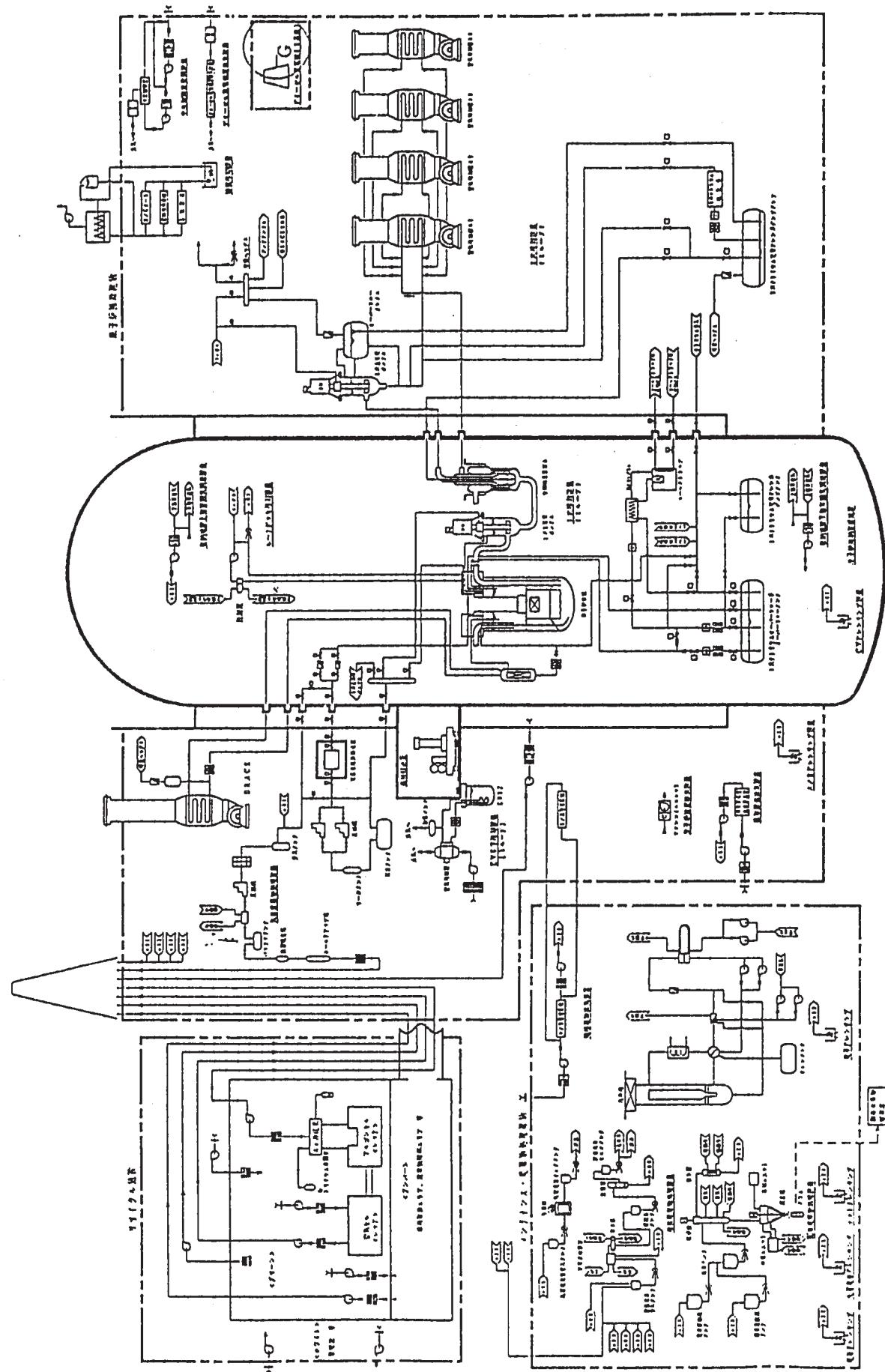


図 3.5-1 リサイクル試験炉 総合系統図

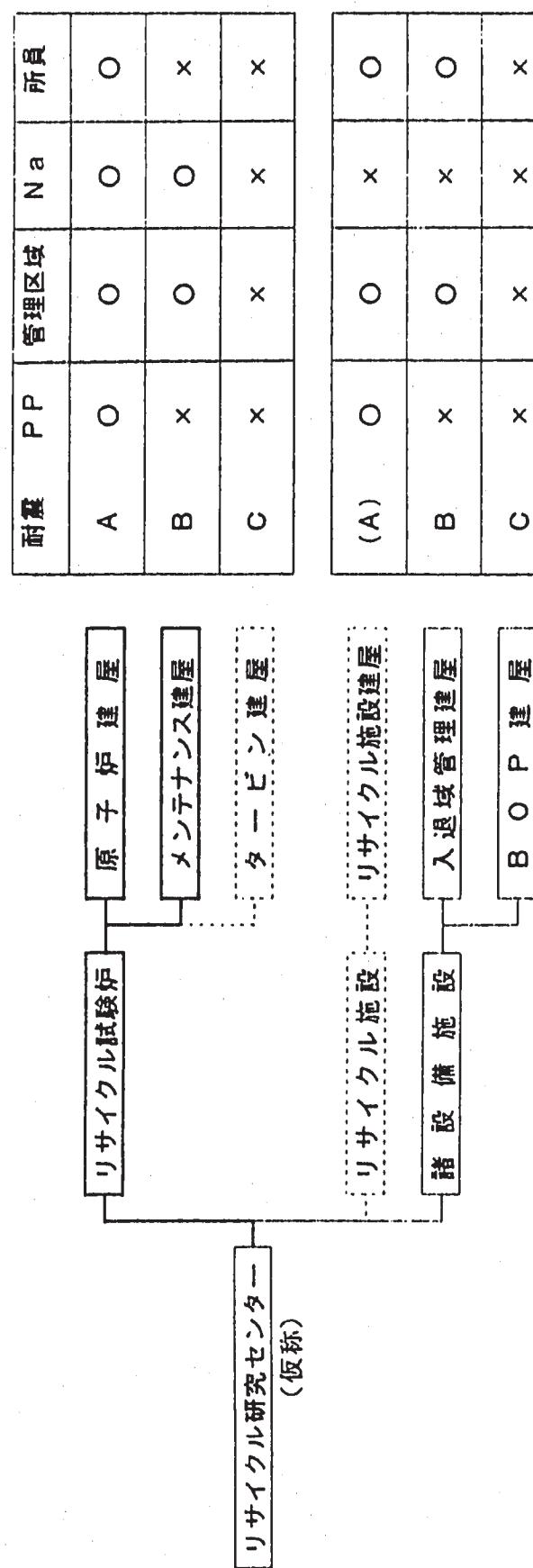


図 3.5-2 リサイクル研究センター（仮称）構想

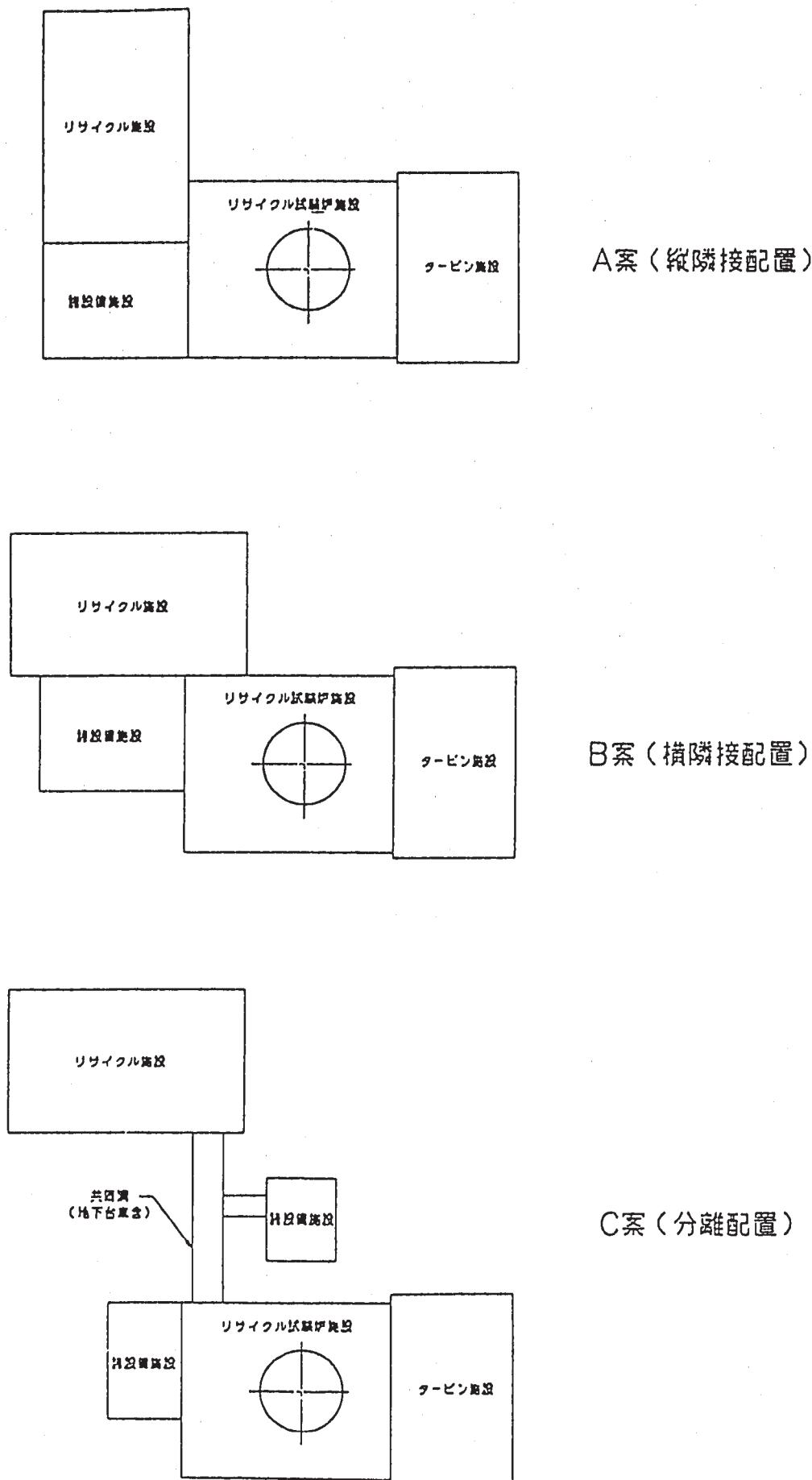


図 3.5 - 3 プラント基本配置計画のまとめ  
－建物隣接配置の追求－

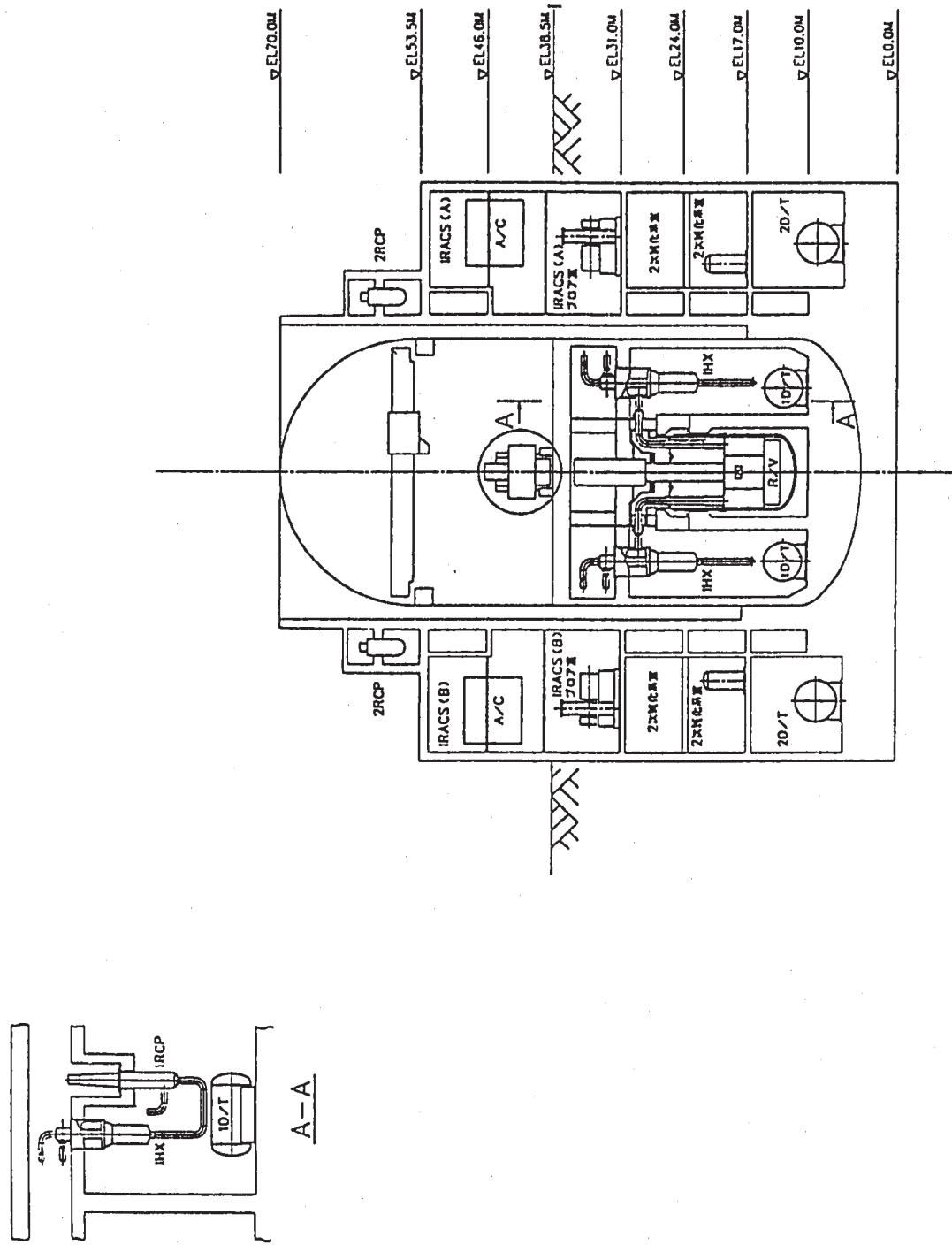
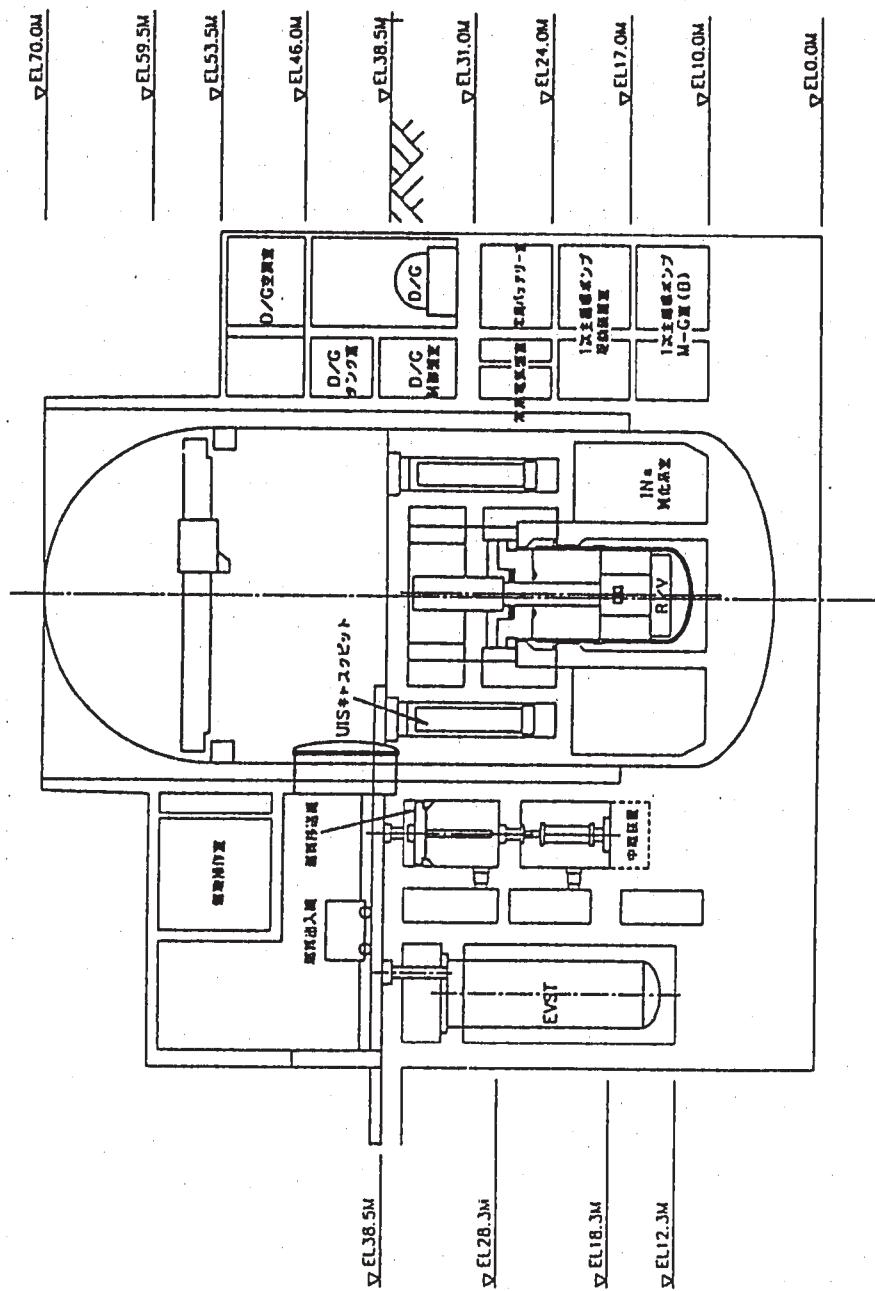


図 3.5-4 プラント基本配置計画  
—原子炉補助建物機器配置図縦断図（南北）—



### 図 3.5 - 5 プラント基本配管計画 —原子力補助建物機器配管圖解説 (東芝) —

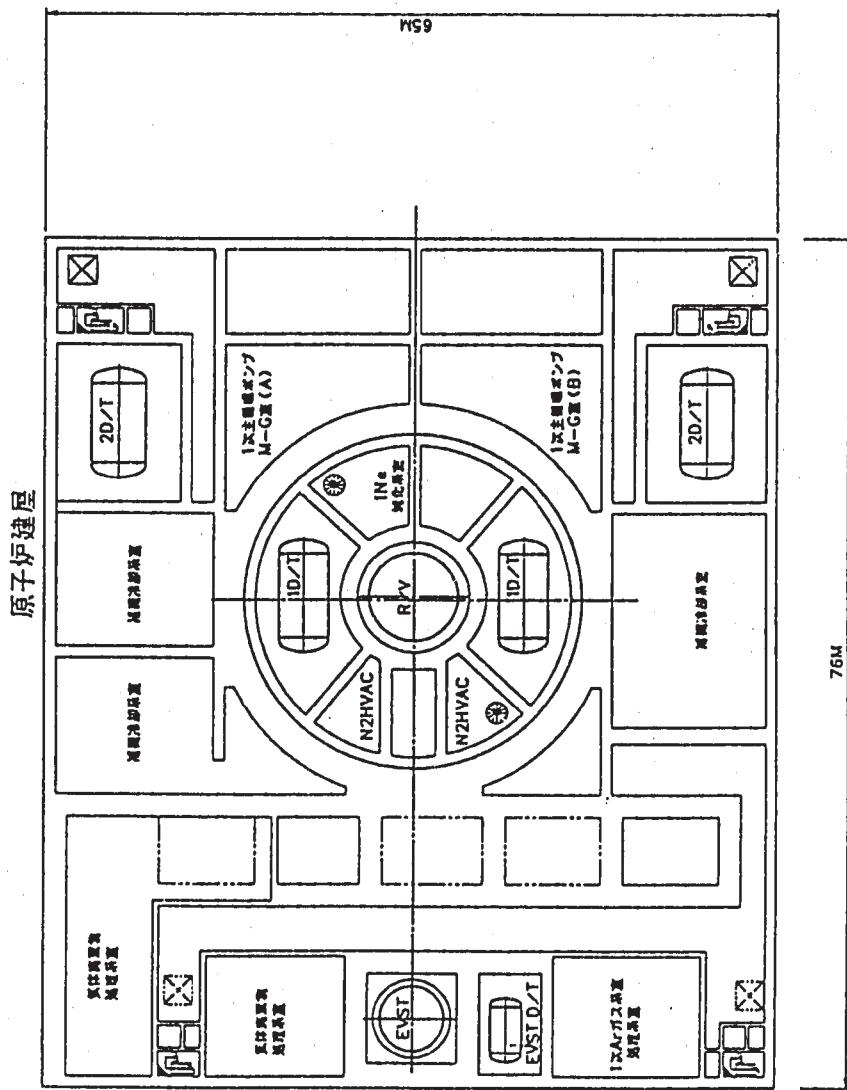


図 3.5-6 プラント基本配置計画  
—原子炉補助建物機器配置図（地下4階）—

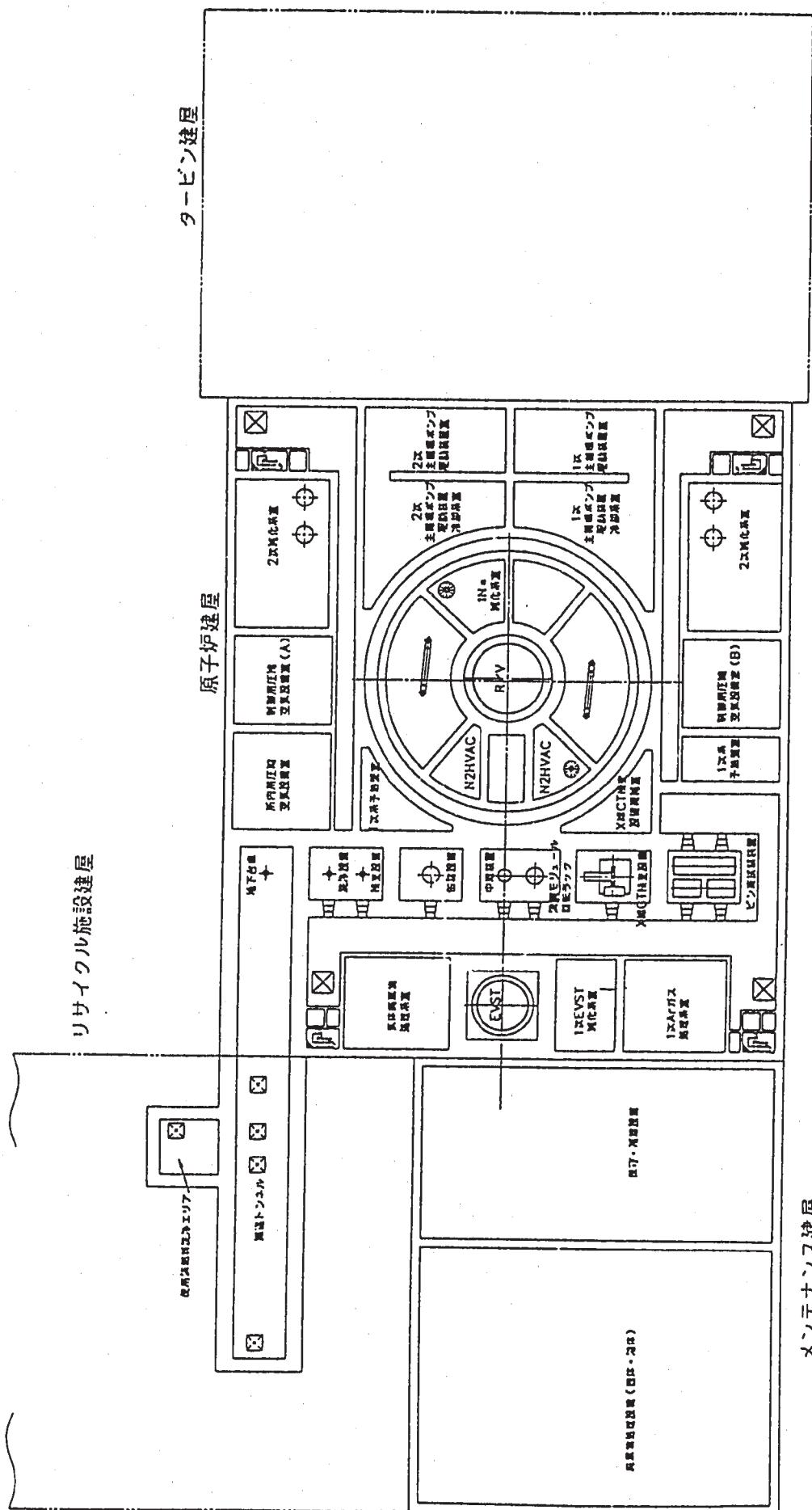


図 3.5-7 プラント基本配置計画  
—原子炉補助建物機器配置図（地下3階）—

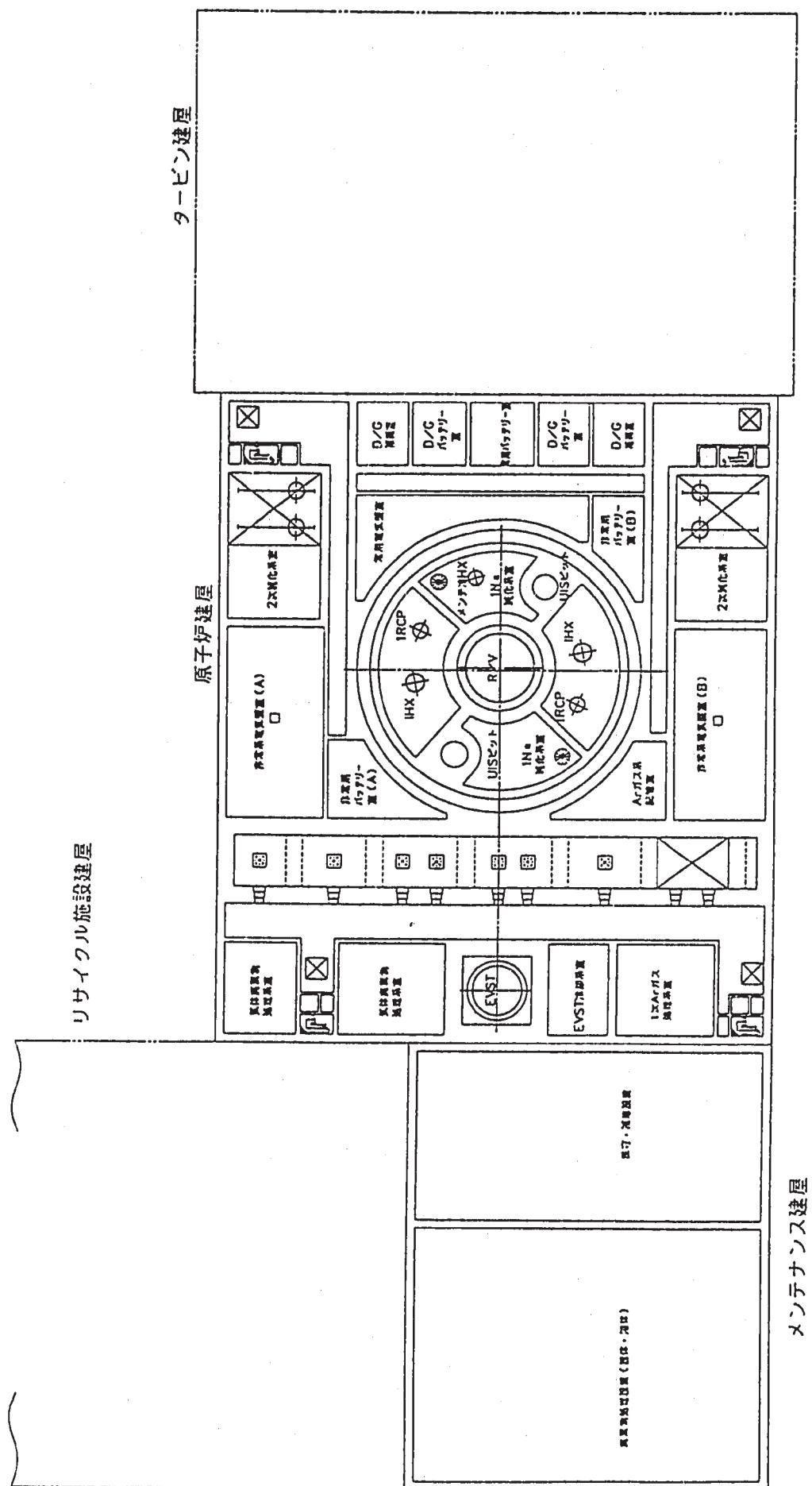
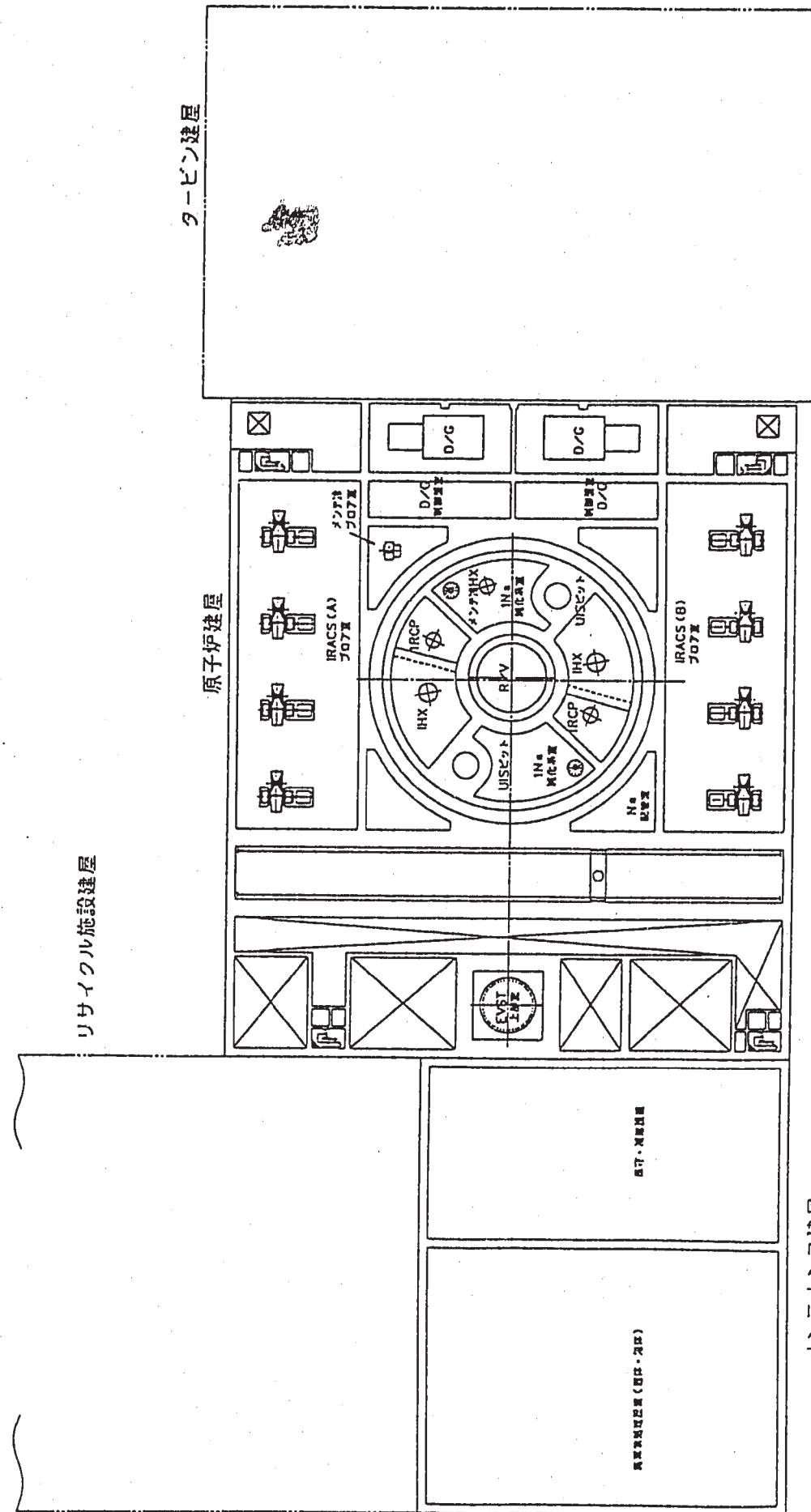


図 3.5-8 プラント基本配置計画  
—原子炉補助建物機器配置図（地下2階）—



### 図 3.5-9 プラント基本配置計画 —原子炉補助建物機器配置図（地下1階）—

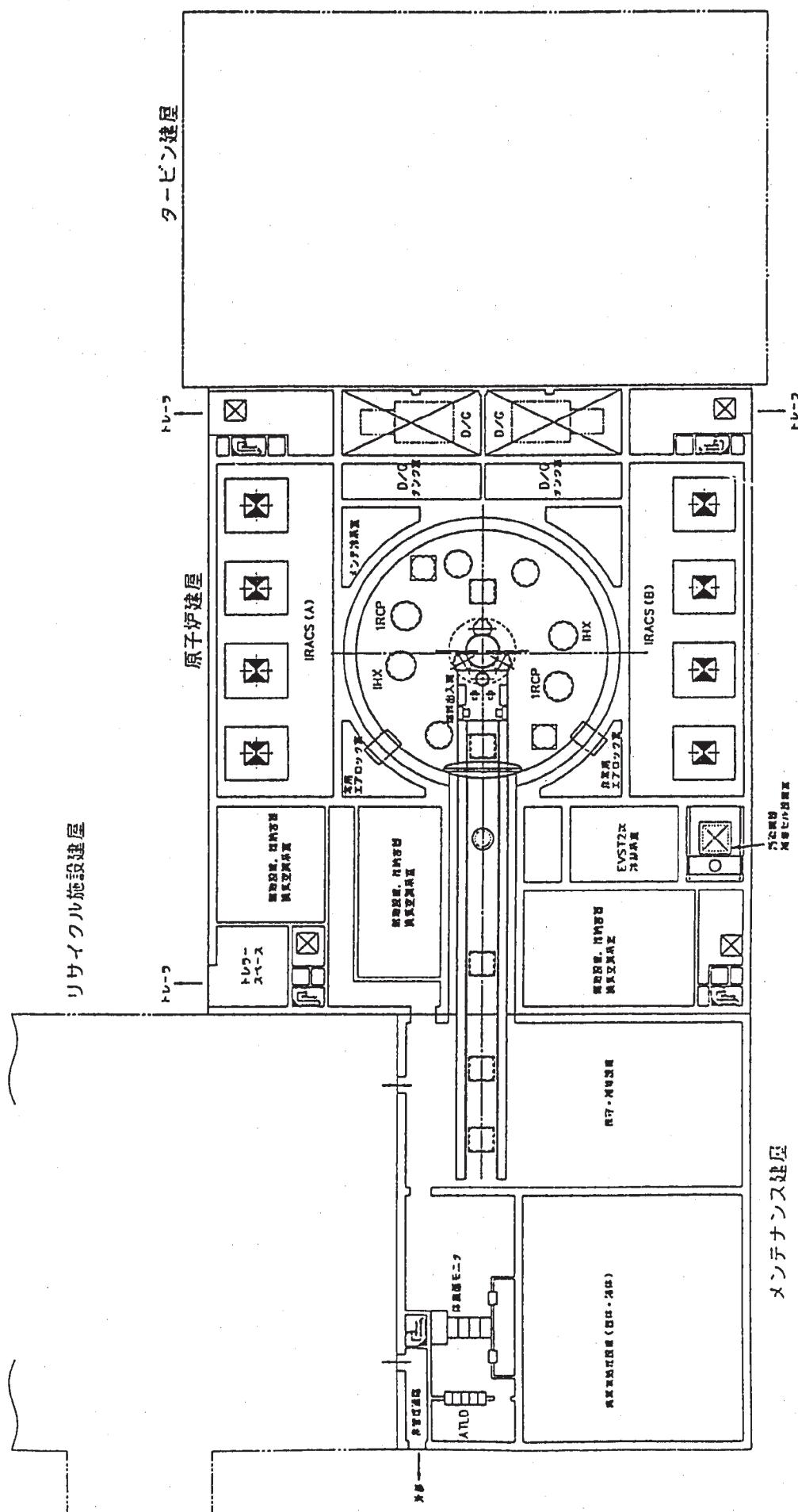


図 3.5-10 ノーナー基本配置計画  
—原手助補助建物機器配置図(1階) —

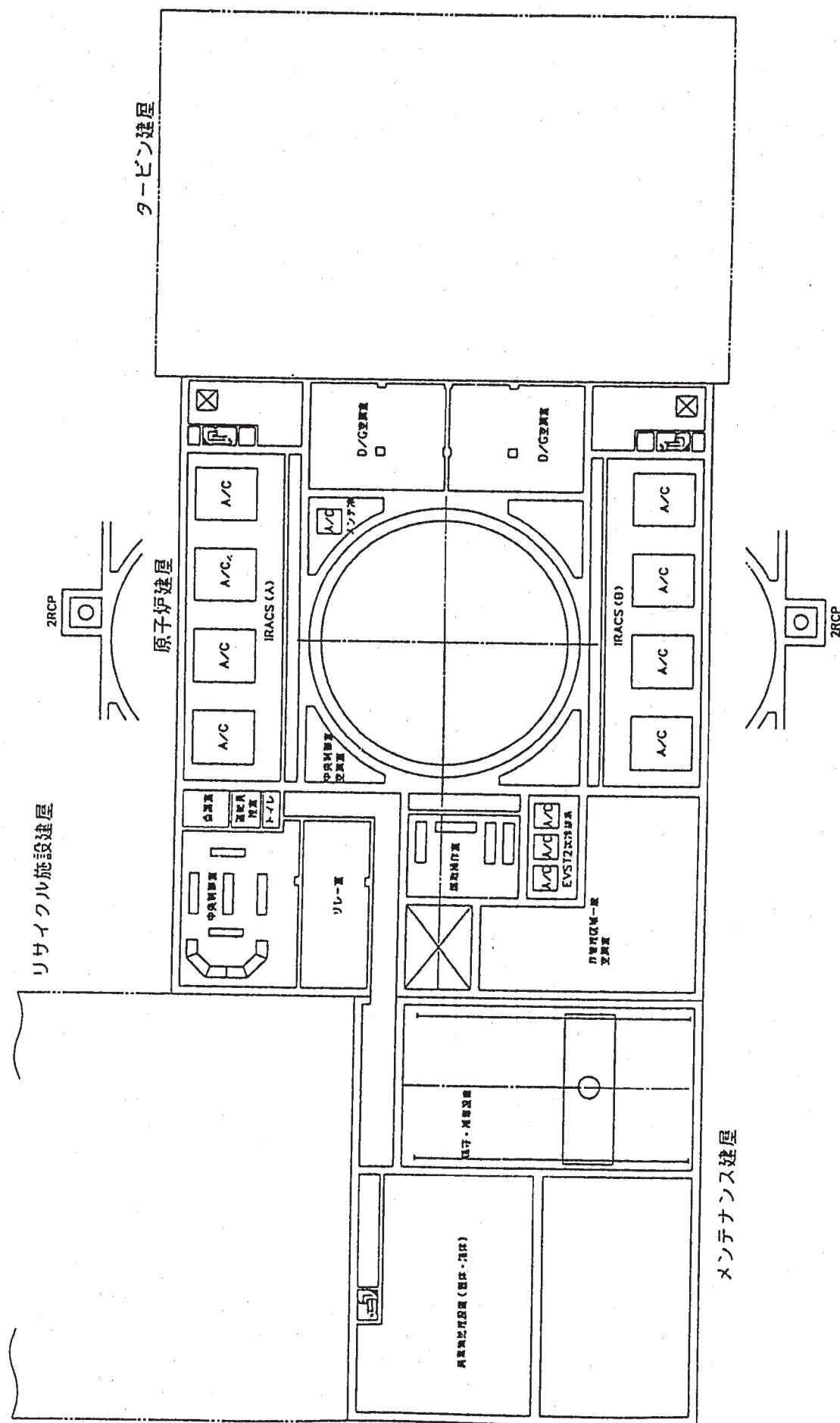


図 3.5-11 プラント基本配置計画  
—原子炉補助建物機器配置図（2階）—

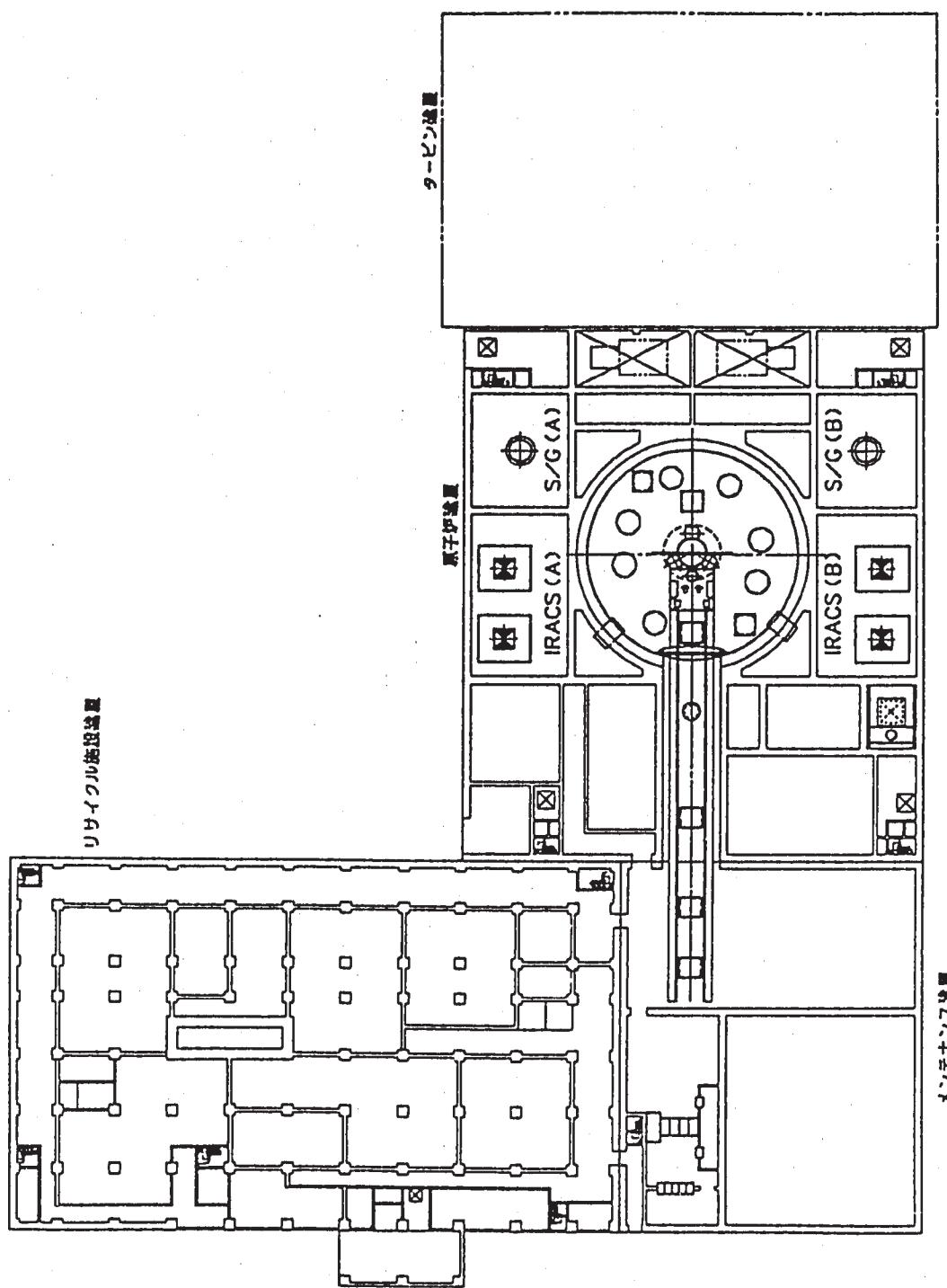


図 3.5-12 プラント基本配置計画  
—蒸気発生器設置への展開構想—

#### 4. 平成 7 年度概念設計のまとめ

平成 7 年度概念設計はプラント全般の輪郭を描くことを目的に実施した。そのため概念を検討するために必要と思われる試験炉での試験、試験炉の運用、試験炉のプラント運用を有する範囲に想定し設計を進めた。したがって、この想定について今後の補完、見直しを行い修正を加えていく必要がある。今年度設計で描けた試験炉の概念は次の通りである。

- (1) 試験炉の規模は大型炉物理試験の模擬性を考慮し炉心径は最大約2.5m（炉物理試験）、約15万MWd/tの炉心燃焼の臨界性より最低1.6m（照射炉心）とし、照射炉心での最大出力400MWtを試験炉最大熱出力とした。
- (2) 炉心設計は多様な炉心の試験を意図し、設計は酸化物及び窒化物（MA入り炉心を対象に大型炉炉物理試験、過渡試験、照射（燃焼）試験炉心を構成し諸特性を評価した。また、炉心の受動的安全性は酸化物炉心ではGEMを、窒化物炉心ではZrHによるスペクトル調整による設計とし評価した。その結果、酸化物ではGEMによる成立性を示し、窒化物炉心ではMA添加を想定しZrHの添加でその成立性を示した。
- (3) 炉心燃料はダクトレス燃料とし燃料寸法は窒化物燃料も包絡するように酸化物で決定し、互換性があるようにした。また、HHDの強化を行い試験運用の自由度を高めた設計とした。
- (4) 原子炉構造はヘッドアクセスループ型原子炉をベースに試験炉心を考慮し炉心変更に容易に対応できる引抜UISと交換可能な流調モジュールによる炉心支持機構の採用、試験計装への制約の少ない上部遮蔽プラグを採用した概念とした。また、試験の機動性を考慮して少なくとも低出力試験では常設FHMによる燃料交換が出来るようにした。ダクトレス炉心の支持機構（流調モジュール）についてHHDが成立しかつ交換性を考慮した概念を設定した。また各部の寸法を設定し原子炉容器径は7.8mとした。
- (5) 冷却系は安全性試験を原子炉入口温度を下げて低温にシフトして行うことを見定しヒートバランスを検討した。また、主冷却系構成は簡素化を目指し2ループ、崩壊熱除去をIRACSとし1ループメンテナンス対応にDRACSを設ける構成とした。また、受動的安全性を強化としてポンプコーストダウンは通常スクラム信号で5秒程度としATWS 20秒となるシステムとした。
- (6) 燃取系はMA3%を想定し、乾式リサイクル施設との連携がされることを前提とし、水洗浄設備を持たない乾式システムで、新燃料関連の設備を局限した概念とした。EVSTは炉心組替えを想定しそのときの炉心燃料以外の炉心要素の中継の要否により貯蔵容量が決まるり120～300本の貯蔵を想定した。さらに燃料の照射途中の検査を可能とする中間検査設備を持つ設計とした。以上の簡素化により燃料移送範囲はEVSTと中間検査施設のみであり最も物量低減可能であること、試験炉では燃料取扱時間は実用炉に比べ重視しないことから燃料移送系の基本構成はメンテナンス台車とのレールが共用化出来る台車方式とした

(7) プラント設計では乾式再処理リサイクル試験施設との近接設置を想定しプラント計画を行い、総合系統構成、配置設計を行った。総合系統構成では燃取系の合理化（新燃料関連設備の簡素化等）、電気計装の共用化（常用母線の共用、非常用電源）、メンテナンス・廃棄物関連では極力水を使わない乾式システムを目指すとともに設備の共用化（廃棄物スタッフ等）を計った。配置はリサイクル試験施設と近接しトータルで極力コンパクトな配置とした。

## IV. リサイクル試験炉要素開発

### 1. 試験炉計装技術開発<sup>(12)</sup>

試験炉で想定している試験（表2-1）の計装を分析し最も有用な次の二つの計装技術について技術課題の分析を行った。

（1）中性子計装

（2）超音波利用計装

（1）については、炉物理試験、炉特性試験など炉内の詳細な中性子分布を測定できることが望ましく中性子検出器の小型化が必要になる。

従来原子力発電所で用いられている小型検出器を含め候補となる検出器をサベイした結果を表1-1に示す。これらの中性子検出器の使用実績と試験炉での使用条件（温度条件：～600°C、出力条件：0～100%）を対比した結果図1-1のようになる。この結果より低出力炉物理試験では軽水炉の広域計が適用できるが受動的安全試験の温度条件に耐えられる高温化の開発が必要である。なお、本試験炉に適用できる中性子検出器の外径を図1-1に示す。

（2）については安全性試験における炉心湾曲、炉心支持板膨張、制御棒伸びGEM液位、炉内温度分布等の測定への適用の可能性がある。これらについて試験炉の原子炉構造に対応して適用概念を検討し、技術課題を摘出した。検討した概念及び課題について以下の図に示す。

- ・炉心変形測定（図1-3）
- ・炉心温度分布測定（図1-4）
- ・炉心支持板変形測定（図1-5）
- ・GEM内液位測定（図1-6）
- ・制御棒伸び測定（図1-7）
- ・E T E M伸び測定（図1-8）

これらの概念が有効かどうか精度の確認から行う必要があるので基本特性についてシミュレーション解析あるいは水中実験が必要である。また、計測方法として、超音波センサを対象に近づける場合と導波棒を使いセンサの使用条件を緩和する場合を考えられ共に対応をしておく必要がある。そこで、検出器の高温耐久性及び導波棒の開発を行っておく必要がある。

以上の中性子計装と超音波計測についての開発計画を図1-10、1-11に示す。

表1-1 中性子検出器の比較

原子力プラントで用いられている主な検出器					New technologyによる検出器
検出器種類	核分裂計数管		比例計数管 (BF <sub>3</sub> 、 <sup>10</sup> B)	電離箱 (UIC, CIC)	ガスシンチレータ
原 理	ウランを用いた核分裂反応を利用		反応物質としてボロンを利用	反応物質としてボロンを利用	核分裂時のUV波を利用
寸 法 (例) (mm)	径 14 BWRイコア	径 6 BWRイコア	径 38 FBR WR	径 9 FBRイコア	径 20~50 長さ 150~300
パルス感度 (cps/nv)	~10 <sup>-3</sup>	—	~10 <sup>-1</sup>	—	数~数十 — —
電流感度 (A/nv)	—	~10 <sup>-14</sup>	—	~10 <sup>-14</sup>	~10 <sup>-14</sup> —
使用温度 (°C)	300	300	450	600	100~200 程度 300 程度 耐高温性有り。
特徴等	<ul style="list-style-type: none"> <li>高ガンマ線下で使用できる。</li> <li>計測範囲を広くできる。</li> </ul>				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>BF<sub>3</sub>は高ガンマ線下で使用できない。</li> <li>(10<sup>3</sup>R/hrで損傷)</li> </ul>				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>比例計数管より高い中性子束の測定可能に利用</li> <li>システム簡素化が可能</li> </ul>				

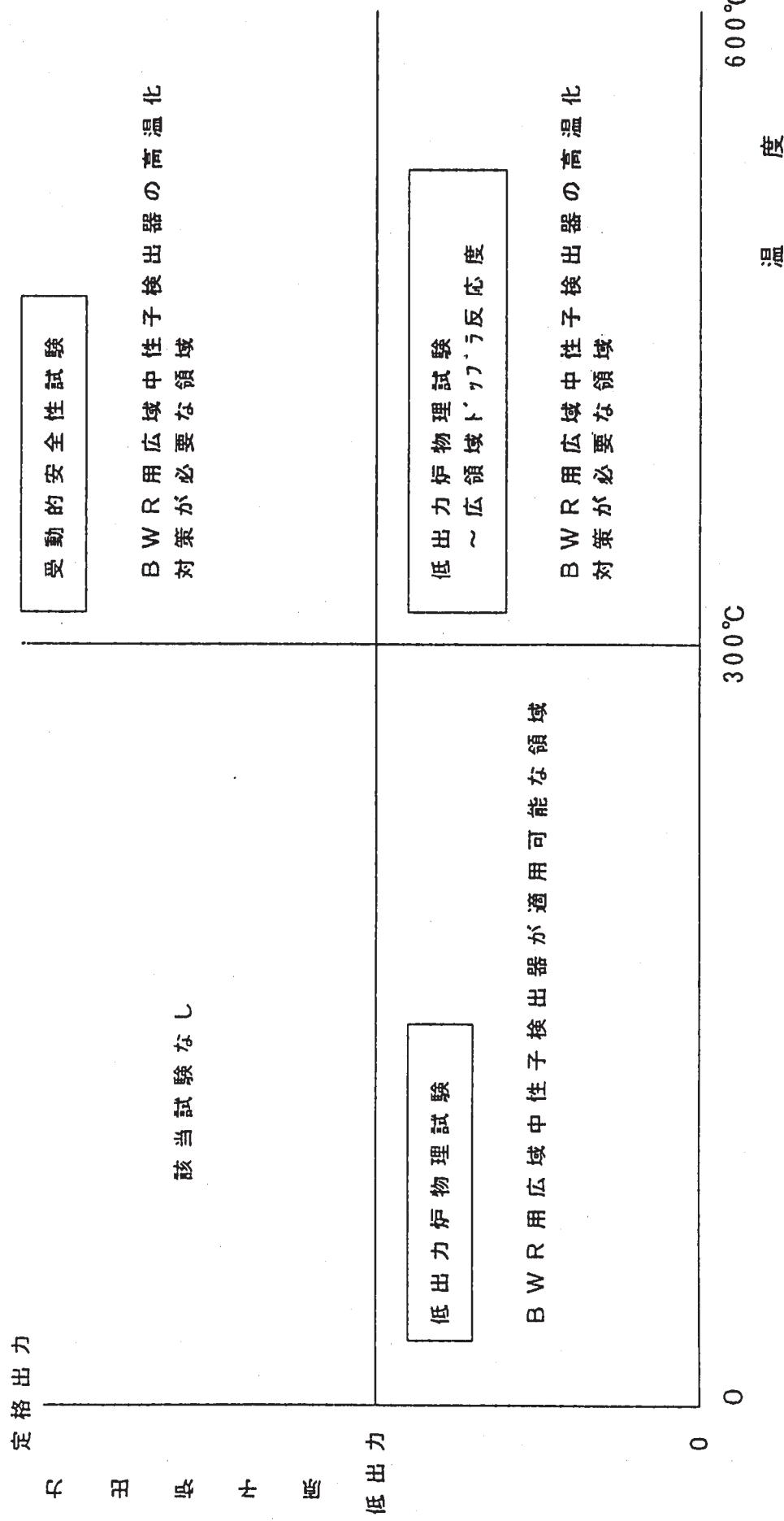


図1-1 炉内中性子束マッピングのために必要な検出器達成概念図

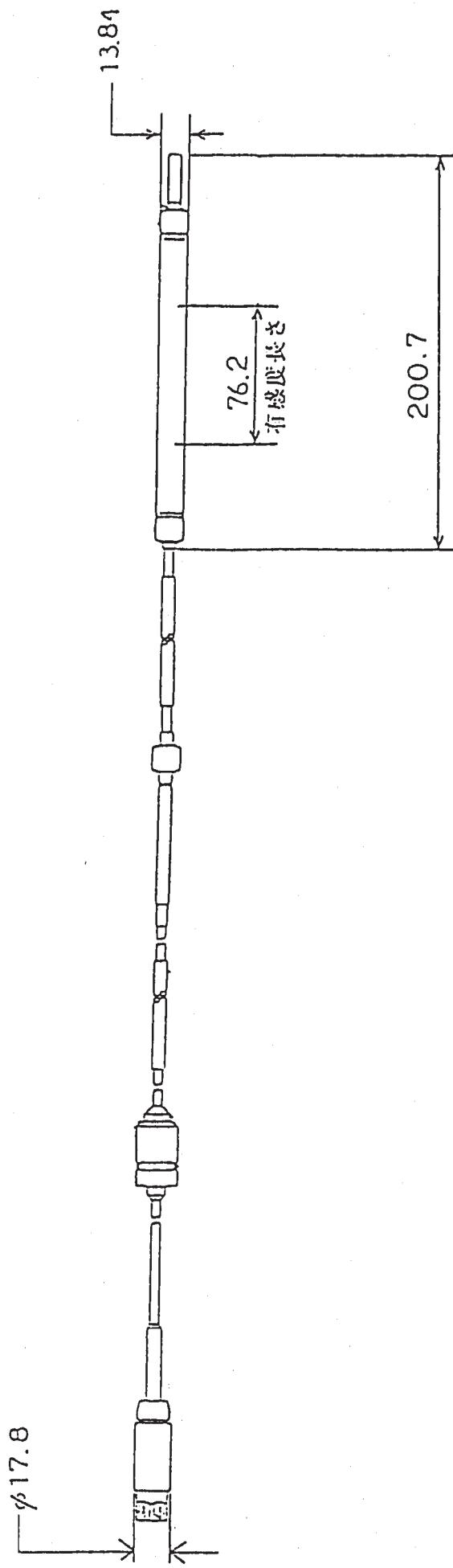
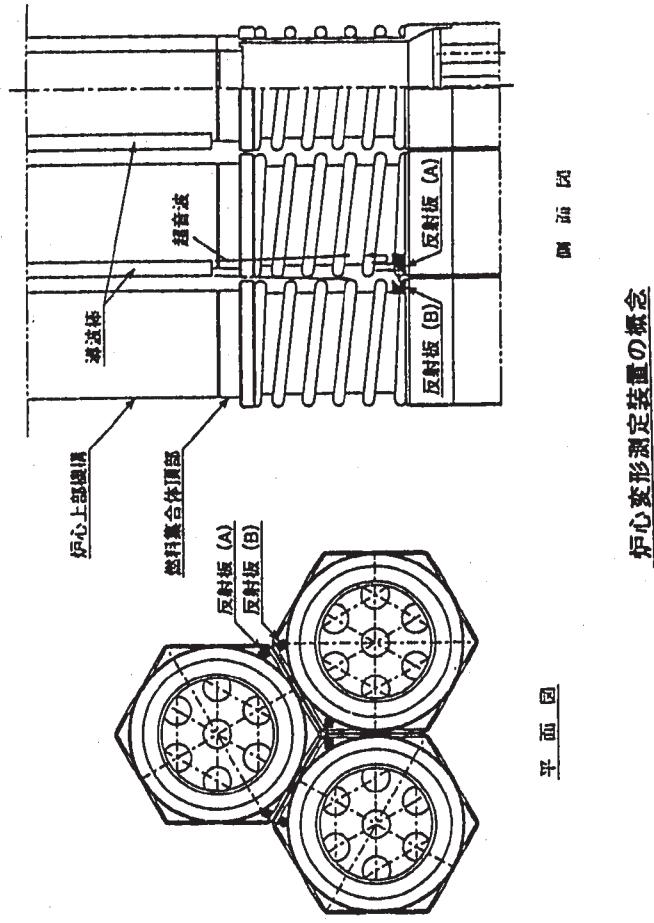


図1-2 広域中性子検出器外形図

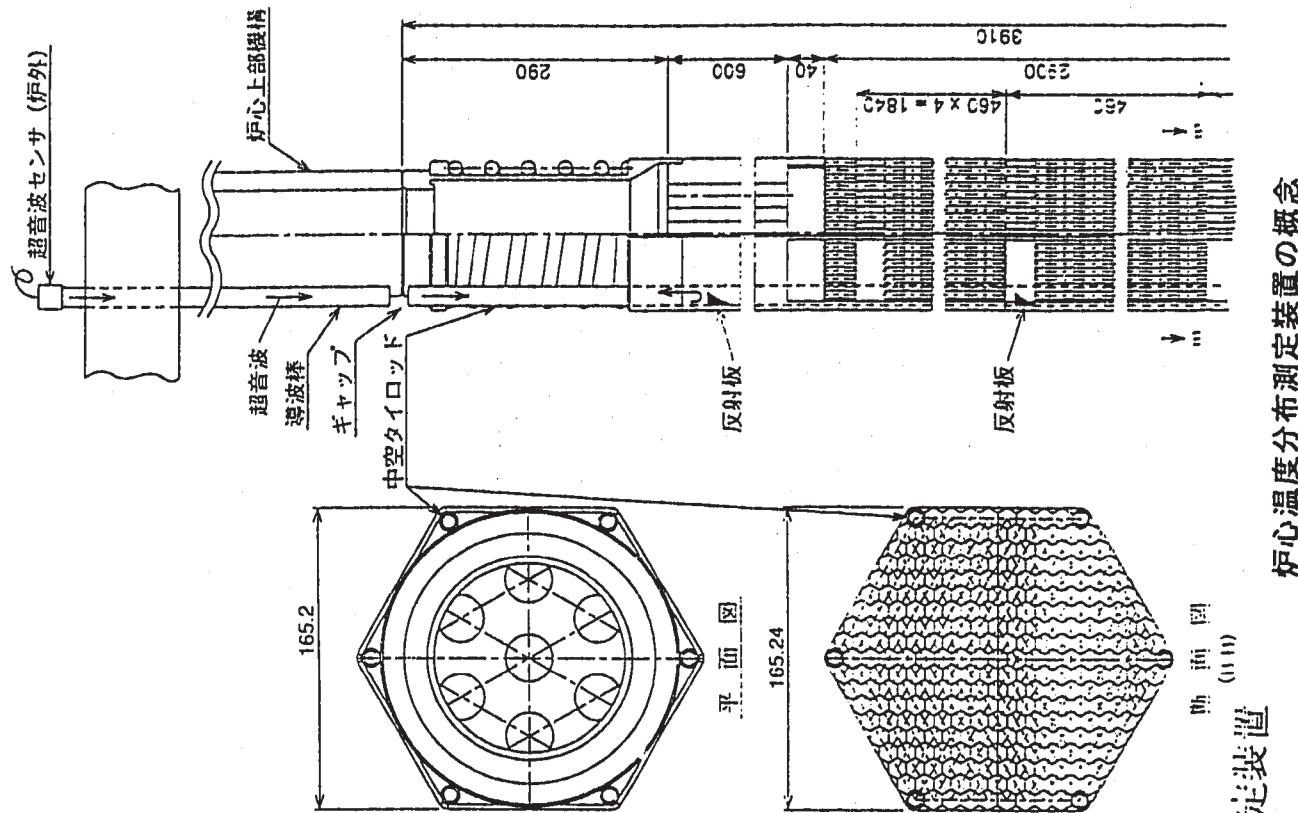
- a. 本装置の目的：  
受動的安全試験等における炉心構成要素の変位を評価するために試験中において炉心構成要素の垂直方向の変位及び水平方向の変位測定を行う。
- b. 本装置の概要
- ① 導波棒を炉心上部機構に設置し、導波棒の一端（炉外側）に設置した超音波センサから超音波を発信し、導波棒を通して超音波を炉内に入し、超音波伝播時間を計測し距離を計測する。
  - ② 計測の対象：燃料集合体のハンドリングヘッドの水平方向・垂直方向変位



## c. 課題

- ① 導波棒内の超音波の減衰及び反射等の影響による信号の劣化が予想される。  
→導波棒の寸法・形状の最適化
- ② 溫度ゆらぎの影響  
→水試験による設計仕様及び信号処理法の最適化

図 1-3 炉心変形測定装置



- a. 本装置の目的：  
受動的安全試験等における炉心構成要素の弯曲等の炉心挙動を評価するために試験中ににおいて炉心構成要素の温度分布の測定を行う。
- b. 本装置の概要：  
中空タイロッド内に一定間隔に反射板を設置し、導波棒により超音波をタイロッド内に導き、超音波音速が温度によって変化することを利用して音速と時間遅れの異なる複数の反射エコーを利用し、時間遅れを計測し、温度分布を算出する。

- c. 課題：
- (1) 反射板からのエコーが微弱になる。  
→細径の中空管内の超音波伝播特性を評価する必要がある。
  - (2) 導波棒の先端とタイロッド先端の位置がずれる。  
→導波棒と組み合せた特性評価が必要。

図1-4 炉心温度分布測定装置

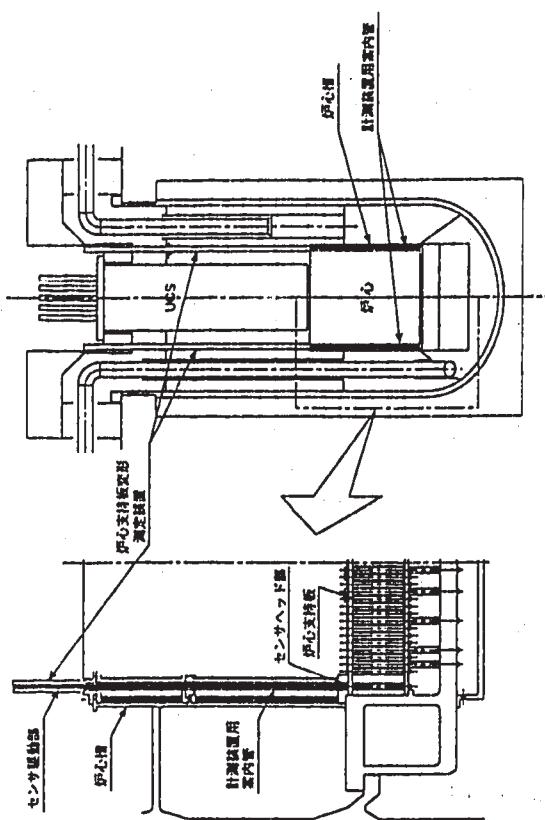
炉心温度分布測定装置の概念

a. 本装置の目的：  
熱膨張による炉心支持板の径方向の変位を計測する。

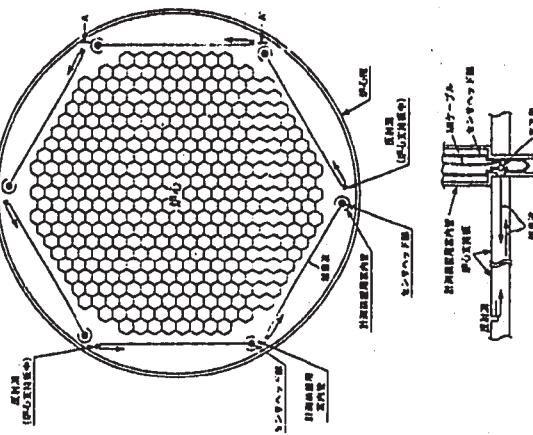
b. 本装置の概要：  
炉心の最外層の外側の炉心バレル部の6箇所に計測装置用案内管を設置し、その側面から超音波を炉心支持板の内部に水平方向へ放射し、炉心支持板内の反射溝からの反射エコーを計測し変位を計測する。

c. 課題：  
① 高温用超音波センサの開発・検証が必要  
(600°C程度の耐熱性・耐中性子照射)  
→キュリ－温度1200°Cのニオブ酸リチウムの更なる開発(使用最高温度：現状550°C)

② 炉心支持板内での温度による音速の変化。  
支持板の歪みの影響  
→高温試験・計測性能の評価及び較正データの取得



炉心支持板変形計測装置の概念（側面図）



炉心支持板変形計測装置の概念（平面図）

図1-5 炉心支持板変形計測装置

a. 本装置の目的：  
GEMの動作確認のためGEM内の液位を計測する。

b. 本装置の概要：

- ① 反射板方式  
中空管をGEM内部に貫通させ、中空管内に反射板を設置し、反射板により水平方向に進行した超音波の中空管境界面における反射の大小により、境界面がガス雰囲気かナトリウムであるかを判断する。

- ② 共振方式  
導波棒の上端部に圧電素子を取り付け、液位変化による導波棒の共振周波数の変化を計測することにより液位を計測する。

c. 課題：

- ① 中空管の小型化（反射板方式）  
→水中試験等による評価

- ② 検出性能の評価（共振方式）  
→導波棒に圧電素子を内蔵させるためナトリウム中コネクタの開発が必要となる。

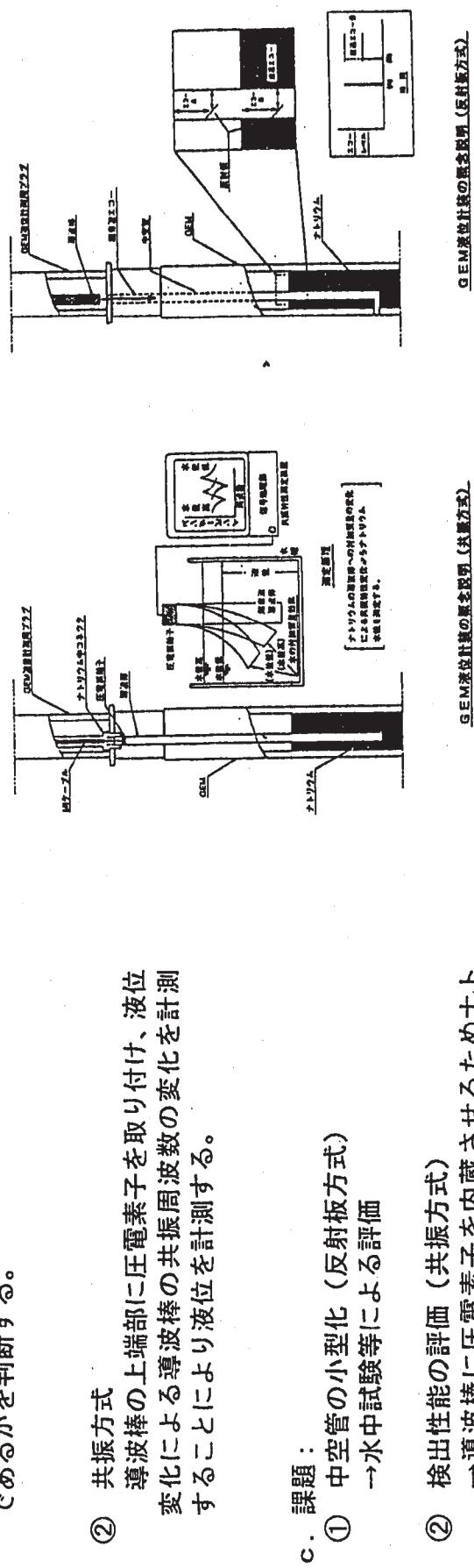
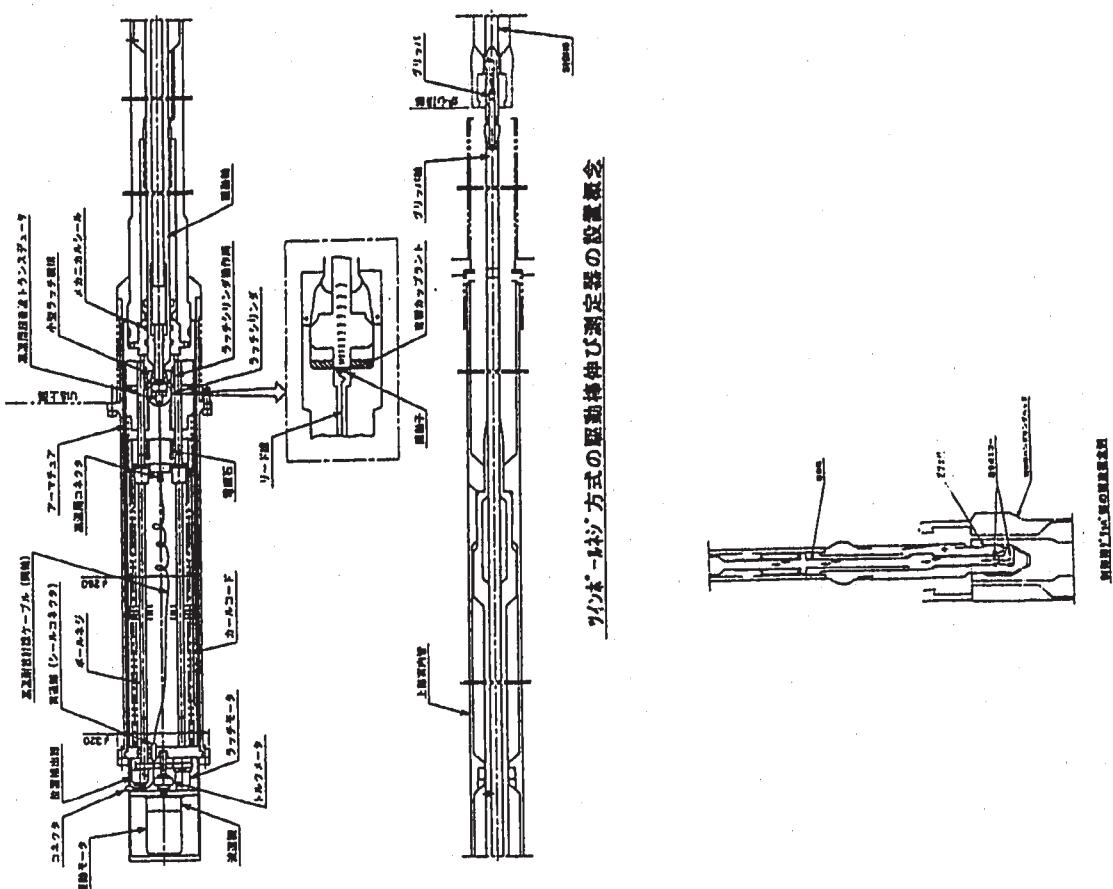


図1-6 GEM内液位測定装置

GEM液位計の概念説明（共振方式）



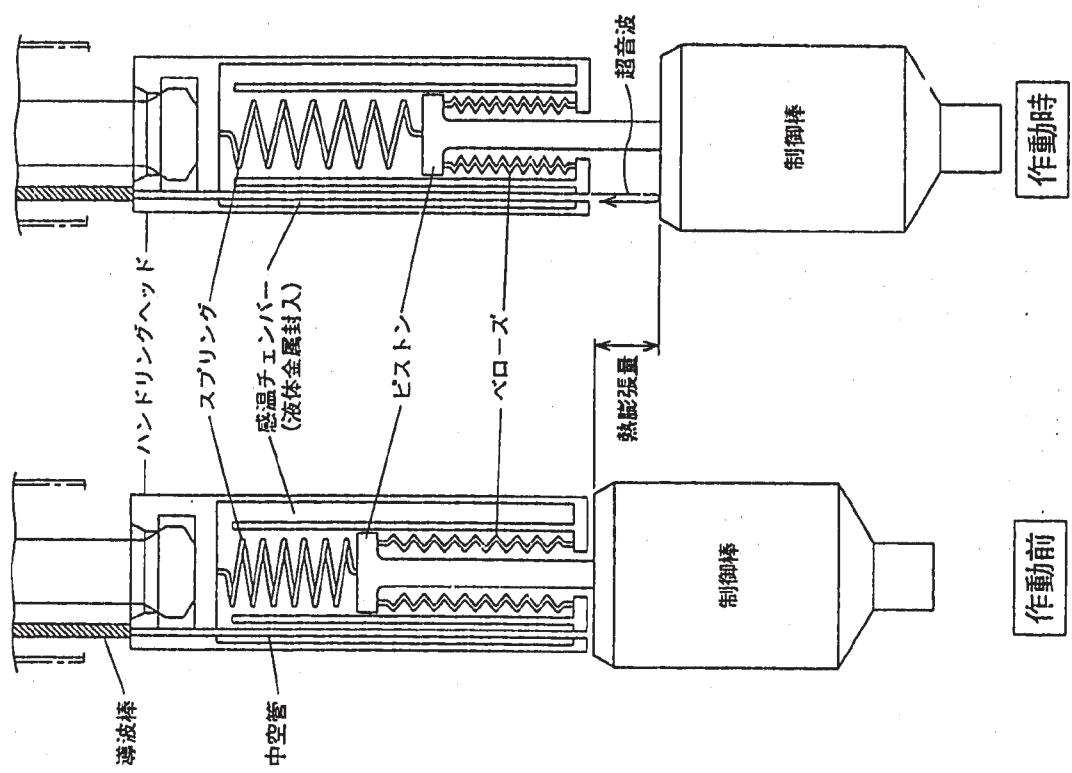
a. 本装置の目的：制御棒の位置を正確に計測する。

b. 本装置の概要：  
超音波を制御棒駆動軸の内部の操作棒に発信し、操作棒内に超音波を透過させ、制御棒グリップ部内部の底面からの反射エコー信号を計測し制御棒の位置を計測する。この際、操作棒の先端は超音波が透過しやすい平面構造とする。

課題二

- (1) 操作棒が中空構造となつており、超音波が透過しにくい。  
→操作棒上端から先端まで中実構造にする。

(2) 操作棒内の超音波伝播挙動の評価  
→超音波の伝播特性試験を行い、操作棒製作の最適化を図る。



- a. 本装置の目的：  
ETEMの動作による制御棒の正確な位置を計測する。
- b. 本装置の概要：  
ETEMの駆動部を貫通する中空管に超音波を通させて制御棒頂部からの反射エコーを計測する。
- c. 課題：  
 ① ETEMに設置する中空管の寸法及び反射板形状の小型化  
 → 中空管部と制御棒位置、中空管の径等の最適化設計を行う。

図1-8 ETEM効果測定器  
ETEMの効果測定の原理説明

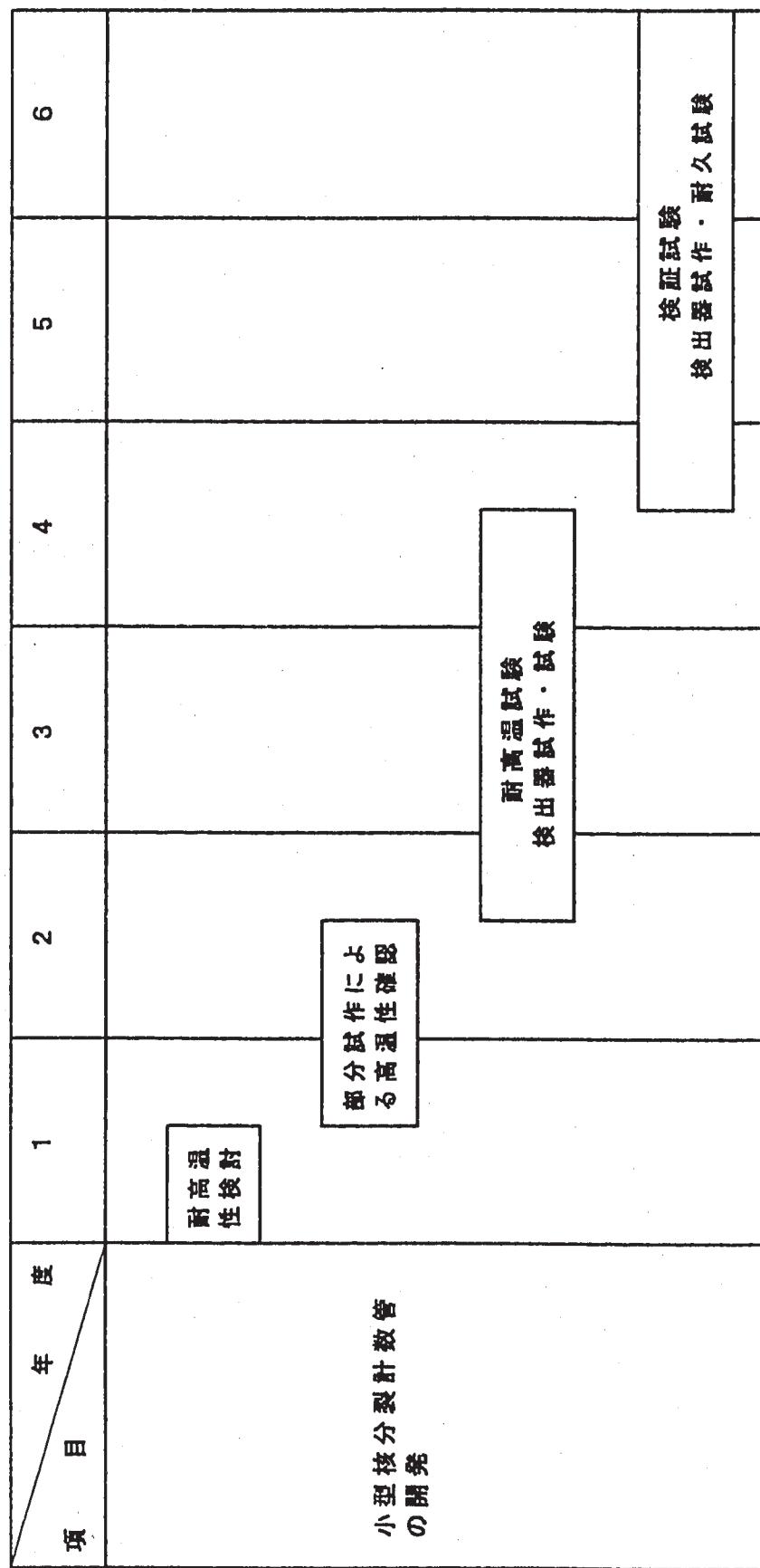


図 1-9 高温小型核分裂計数管開発工程

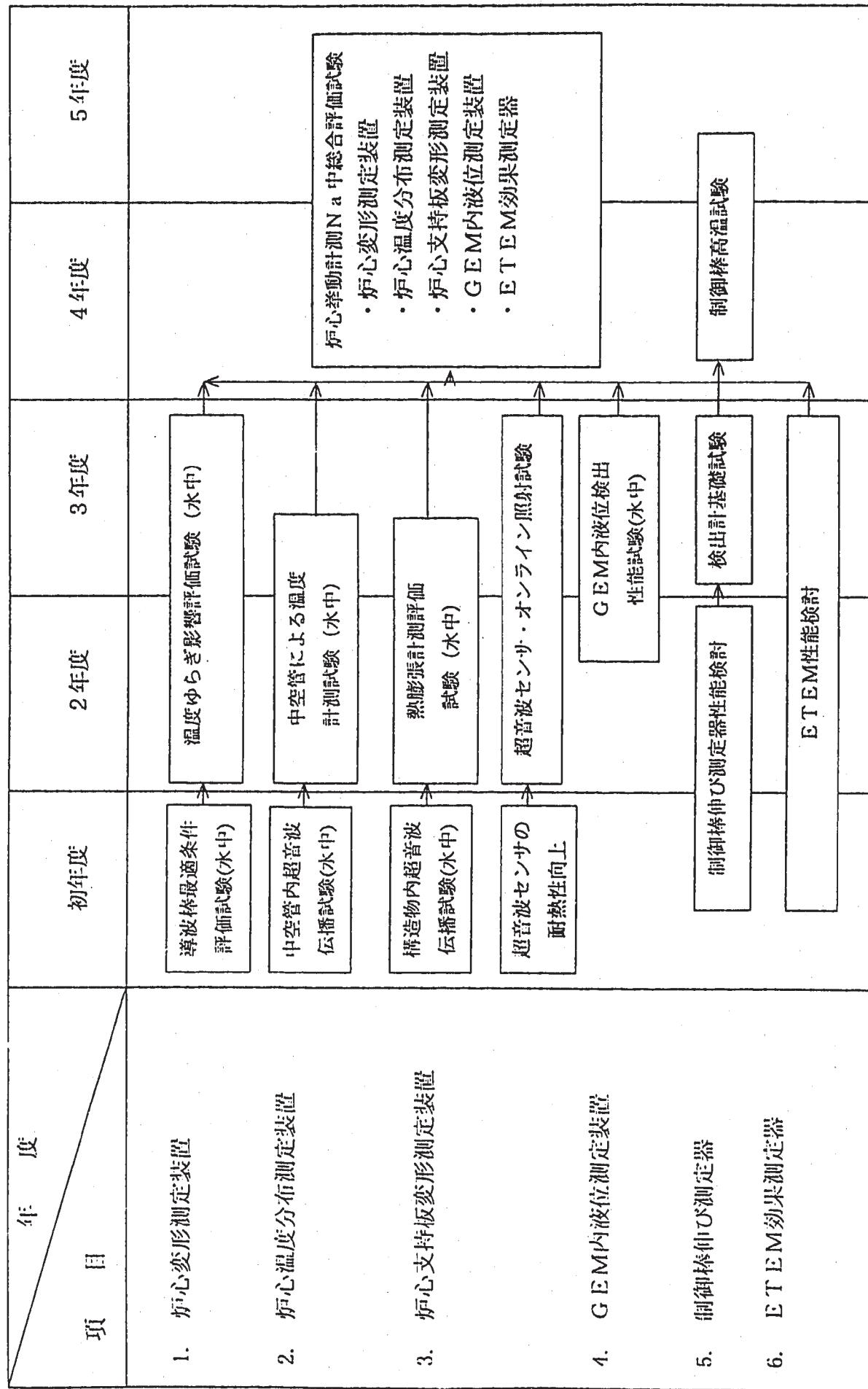


図1-10 炉心運動計測システムの開発工程

## 2. 引抜式 UIS 開発<sup>(13)</sup>

引抜式 UIS の試験炉での運用では、キャスクを用いた移動・据え付け作業を伴うため、真空引きによるキャスク内のガス置換作業を十分に行っても空気中の湿分・酸素のキャスク内への混入が避けられない。湿分・酸素の混入の結果、UIS に付着するナトリウムと反応し、NaOH および Na<sub>2</sub>O が UIS 表面に生成する。NaOH に関しては融点が 330°C であり再据え付け後の出力運転中に溶解するが、Na<sub>2</sub>O は融点が 500°C 以上であり引き抜きと再据え付けを繰り返すと UIS 表面に堆積してゆく可能性がある。また、引き抜かれた UIS に搭載される CRD は点検の後 UIS とともに再使用されるが、付着したナトリウムによってその機能が損なわれることがあってはならない。

そこで、本節では引抜式 UIS のナトリウム生成物堆積を防止するための対策と、CRD の再使用を考慮に入れた構造概念の検討を実施する。

### 2.1 引抜式 UIS の構造検討

引抜式 UIS に求められる機能としてはその UIS の本来の機能の他に、昇降動作の信頼性が確保されていることと、付着ナトリウム量が少ないことが求められる。UIS にナトリウムが付着するメカニズムとしては、ナトリウム浸漬部表面への付着とカバーガス暴露部へのナトリウムミスト蒸着が考えられる。ナトリウム浸漬部は通常高温条件であり、表面への付着はあるものの引き抜きの際に多くは滴下するものと考えられる。よって、ナトリウム付着が問題となるのはカバーガス空間におけるミスト蒸着であると考えられる。さらに昇降動作の信頼性を確保する観点から、UIS が遮蔽プラグを貫通するアニュラス間隙部のミスト蒸着は UIS の固着につながる可能性があることから、何らかの蒸着防止機構が必要とされる。

ナトリウムミストのアニュラス空間への輸送は、自然対流による輸送と拡散による輸送が考えられる。しかし、拡散による輸送量は極僅かであり、自然対流を抑制することで十分なミスト蒸着防止策となり得る。そこで、UIS のアニュラス間隙の対流防止対策を以下に示し、試験炉への適用の可能性を検討する。

- ・自然対流抑制板の設置：

もんじゅのための R&D が十分に実施され効果的な方法であるが、UIS 昇降の妨げとなるため設置できない。

- ・自然対流の発生しにくい狭間隙構造：

アニュラスのギャップを自然対流が発生しにくい幅にする方法であり、効果は高いと考えられる。しかし、十分な R&D によるその対流挙動の解明が必要である。

- ・強制的流動利用（ガスプローダウン）：

もんじゅの CRD 貫通部に採用され、十分な実績がある方法である。しかし、CRD 程度の小口径部分では有効であるが、UIS 貫通部に用いるためには過大な（試算では 410m<sup>3</sup>/min の流量が必要）ガス流量を必要とし、現実的でない。

- ・固体面改質による付着防止：

現在、適切な素材は開発されていない。

・水平面に溜まるナトリウムによるシール：

アニュラス下部を溝状の構造とし、そこに溜まる液体ナトリウムでアニュラスをシールする方法である。この方法はナトリウム化合物の堆積が進行したときそれを除去する対策が必要であり、その方法は困難である。

これらの検討より、R&D は必要とするものの対流防止効果が高く引抜式 UIS との整合性も高い、自然対流の発生しにくい狭間隙構造を採用することとした。

さらに、アニュラス部を狭間隙構造にするだけでなく、アニュラス部の接するカバーガス空間を積極的に狭くする目的で、図 2.1-1 に示すように対流抑制スリーブをナトリウム液面まで延長する構造を考案し、これを試験炉に採用することとした。

## 2.2 制御棒駆動機構(CRD)の再使用性に係わる構造検討

CRD にはその動作に対する高い信頼性が求められるが、上部延長管部および制御棒脱着部はその機能ゆえ構造が複雑であり、ナトリウムが残留・付着しやすく、引き抜き再装荷後の機能に影響を及ぼす可能性がある。そこで、残留・付着ナトリウムの影響を排除する CRD 構造の検討を行う。

UIS とともに引き抜かれる CRD は、その運用方法としては停止時間短縮のためにナトリウム洗浄および機能確認をすることなく再装荷・使用可能とすることを設計コンセプトとしている。また、CRD は複雑な動作部を持っており、ナトリウム残留を無くすることは現実的に困難である。そこで、上部延長管部分の設計概念として、ナトリウムの残留は許容するが、外表面以外の残留ナトリウムが酸化することを防止できる構造とした。制御棒脱着部については、外面に機構が露出しナトリウムの付着・酸化が避けられないことから、従来の制御棒グリッパのような 2 重管構造をとらず単純形状による制御棒の保持を目標とした。

これらの設計概念の基、具体的な引抜式 UIS 搭載再使用型 CRD の構造を検討した結果、図 2.2-1 および図 2.2-2 に示す CRD 概念となった。この CRD では上部延長管部分が上部案内管と組合わざり、下部のナトリウムフリーズシールならびに循環口の多孔性物質でのフリーズシールにより保管時に密閉空間をつくるようになっている。この密閉により制御棒延長管擦動部はナトリウムが付着・残留しているものの酸化はせず、再装荷時に機能劣化が生じない。また、制御棒脱着部は制御棒上端にノック機構を設けることにより、延長管下端側は単純なくぼみ構造だけとなり、ナトリウム酸化物が付着しても再装荷時に容易に溶解し制御棒保持機能に影響を与えない。

## 2.3 アニュラス部対流抑制に関する水試験

2.1 節において、UIS アニュラス部に対流抑制スリーブを設置することにより、ナトリウム蒸着を防止することを検討した。この対流抑制スリーブについてはその対流抑制効果や設計条件について、今後の R&D が必要である。そこで、アニュラスでの自然対流に関する R&D の第一歩として、水と空気を作動流体とした環状間隙での自然対流試験を実施し、対流抑制スリーブの有効性を確認するとともに、今後の R&D

のための基礎的なデータとした。

### 2.3.1 試験の概要

試験装置および試験体を図 2.3-1 と図 2.3-2 にそれぞれ示す。試験は UIS と対流抑制スリーブに挟まれる環状間隙空間を模擬したアクリル製の試験体を、温水上に設置し密閉することによりミストの発生及びその対流挙動を模擬した。計測は熱電対温度計をアニュラスおよび壁面各部に合計 56 点設置し、その温度分布により対流発生の有無を判定した。試験でのパラメータは、間隙幅 (5, 10, 30mm)、液面高さ (1, 15cm および空気のみの乾燥試験) および水-空気の温度差 (0 から 20°C) とした。パラメータの選定は臨界レーリー数評価式<sup>(2-1)</sup>に基づく評価により、対流開始点が試験範囲に収まり対流開始が観察できることを目標に設定した。

試験方法は恒温槽の水温を目標温度まで徐々に上昇させ、各点の温度を連続記録し対流開始点を測定した。温度の計測と同時に、アニュラス側壁への水の蒸着状況を黙視で観測した。また、空気のみの乾燥試験においては、間隙下面にアルミ板を取り付け、間隙に水が流入しない形で水温 (=アルミ板温度) を上昇させ試験を実施した。

### 2.3.2 試験結果

試験結果の一例として、自然対流が生じなかったケース (アニュラス間隙 5mm、水温 30°C、乾燥試験) のアニュラス内空気温度の軸方向および周方向分布測定結果を図 2.3-1 に、自然対流が生じたケース (アニュラス間隙 30mm、水温 30°C、乾燥試験) の結果を図 2.3-2 に示す。図 2.3-1 よりアニュラス間隙 5mm のケースでは、周方向の温度分布がほぼ一様であり、自然対流が発生していないことがわかる。図 2.3-2 のアニュラス間隙 30mm のケースでは、周方向に温度分布が発生し対流が上昇する部分と下降する部分が 1 対の自然対流が発生していることがわかる。また、軸方向の温度分布でも部分的に温度分布が逆転 (上部の方が温度が高い点の出現) が生じており、自然対流の発生が確認された。

### 2.3.3 アニュラス自然対流試験のまとめ

これらの試験データを  $H_2$  (アニュラス間隙と間隙高さの比) と臨界レーリー数で整理した結果を図 2.3-3 に示す。図中に示した熱抵抗値については、水-空気を用いた試験においては 1.9~3.7 となる。この結果、臨界レーリー数で表す自然対流開始条件と、試験結果の対流の有り無しの境界とは近い関係を示している。よって、アニュラス空間における自然対流開始条件は臨界レーリー数で判定できる見通しが得られた。

## 2.4 引抜式 UIS の構造検討のまとめ

本章での検討をいかにまとめる。

- 引抜式 UIS のアニュラス間隙でのナトリウムミスト蒸着防止構造としては、UIS 外面と遮蔽プラグの間隙をナトリウム液面まで狭い状態を保つ構造の対流抑止ス

リープの設置が適している。

- 対流抑止スリープの構造は、臨界レーリー数による自然対流開始条件を考慮してアニュラス間隙等を設計できる見通しが得られた。
- 対流開始条件判定の精度を向上させるためには、ナトリウム試験等、さらに詳細な試験が必要である。
- 引抜式 UIS に搭載する再使用型 CRD の概念検討の結果、上部案内管と延長管で密閉空間を形成しナトリウムの酸化を防止する構造と、ノッチ式の制御棒脱着部により酸化ナトリウムの影響による制御棒保持機能阻害を防止する構造を創出した。

## 2章参考文献

- (2-1) 鳥居 卓爾ら、「下部を加熱された狭い垂直環状空間内自然対流（第3報：各種要因が対流発生に及ぼす影響）」、機論B 49巻 447号、昭和 58年 11月

引拔式UIS

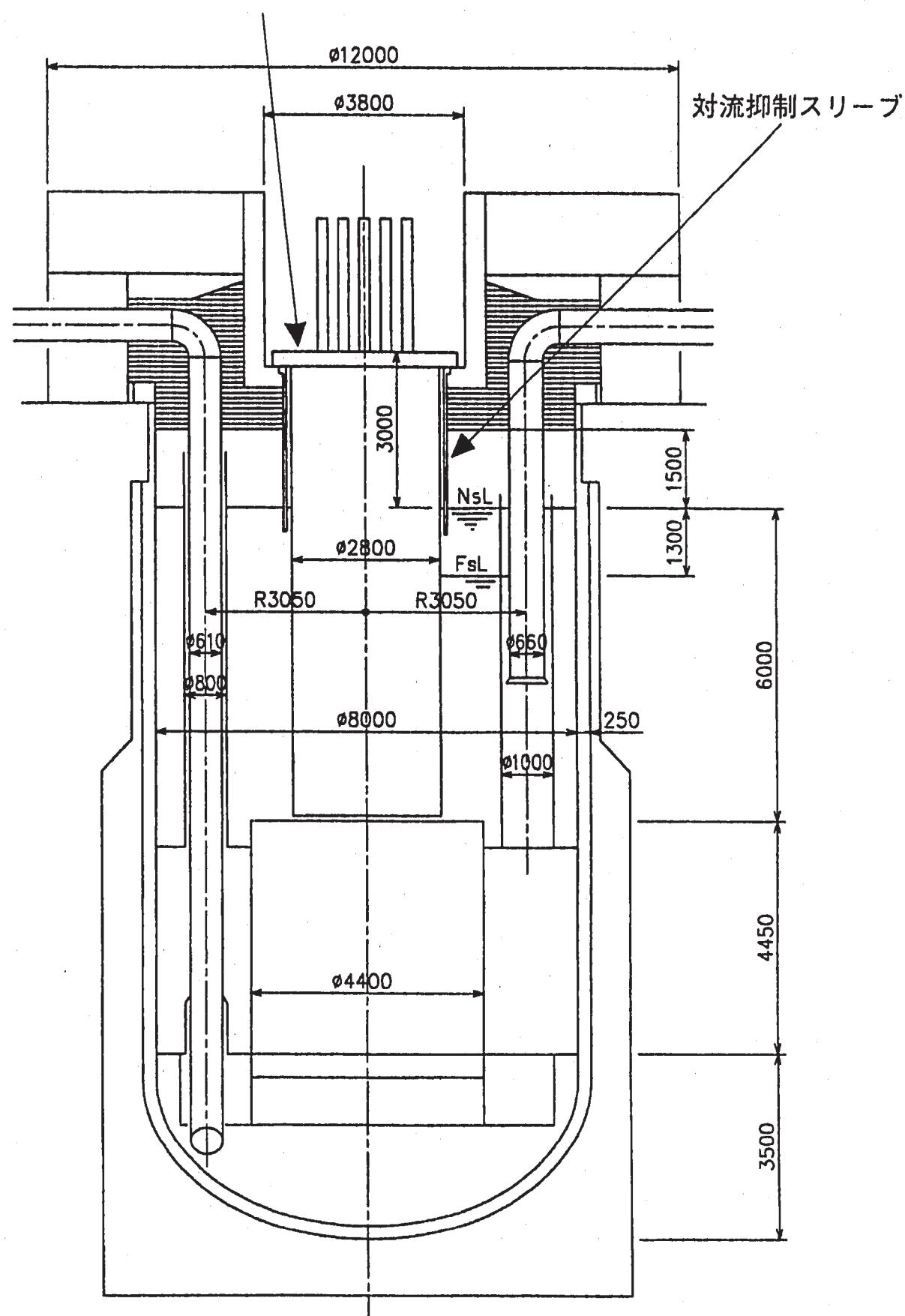


図2.1-1 引抜式UISおよび対流抑制スリーブ概念図

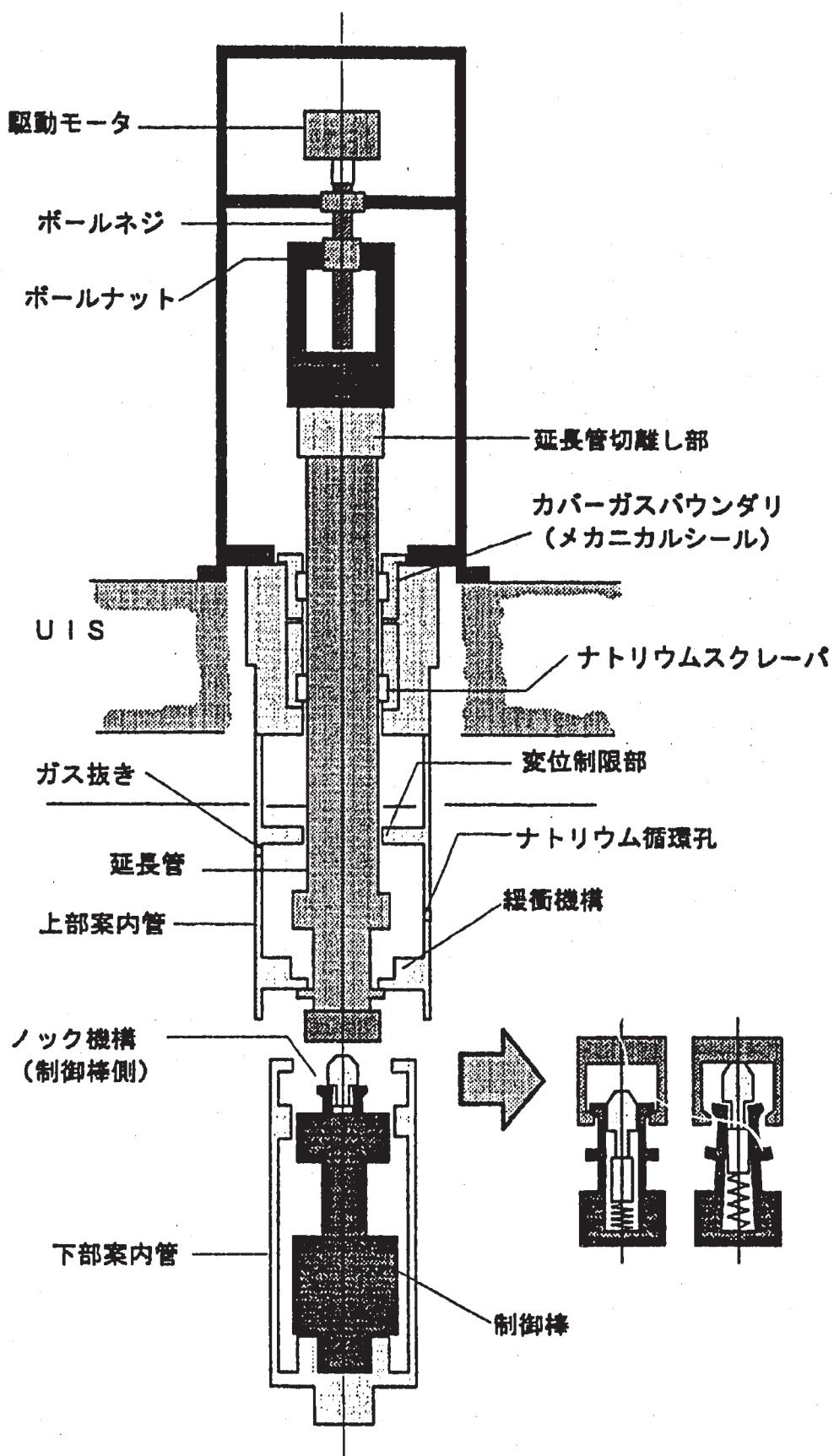


図2.2-1 引抜式UIS搭載再使用型CRD概念図

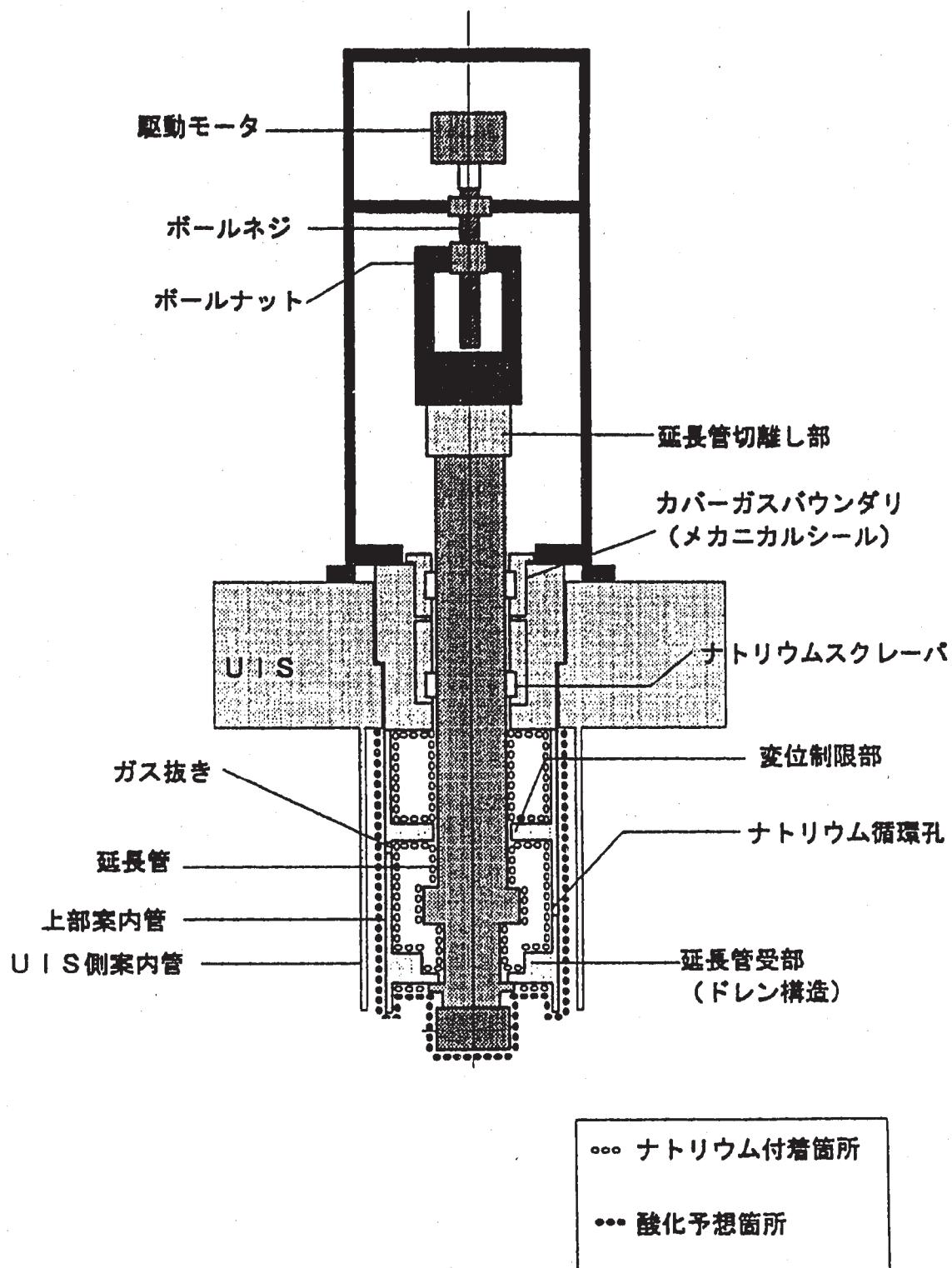
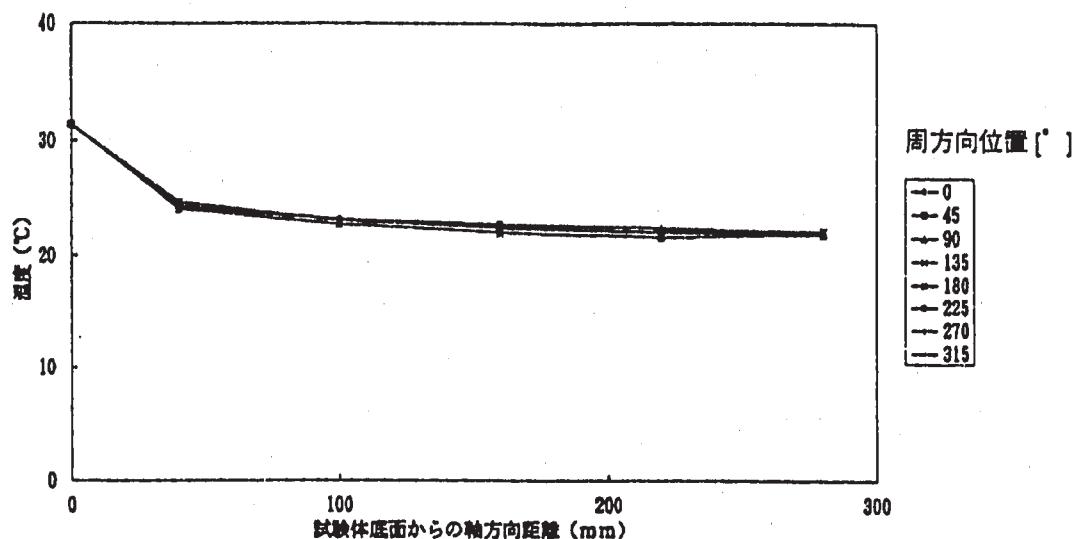
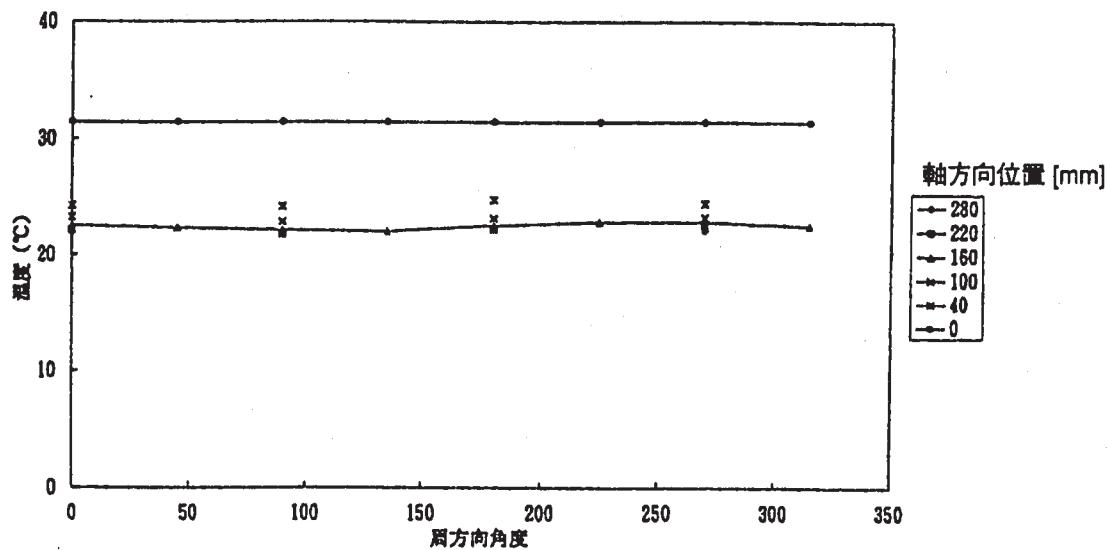


図2.2-2 引抜式UIS搭載再使用型CRD保管状態概念図

自然対流なしの試験結果



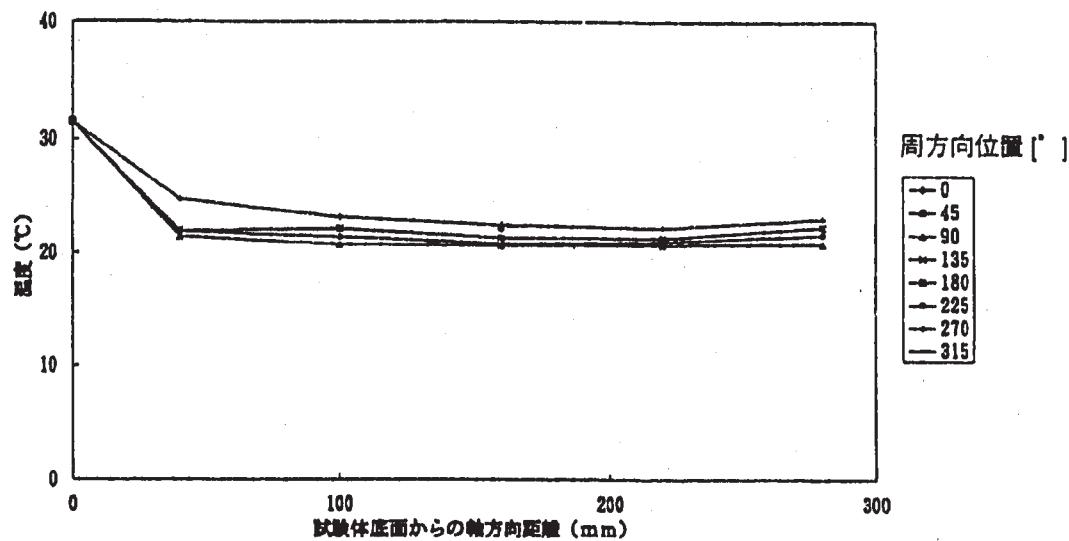
## 軸方向温度分布



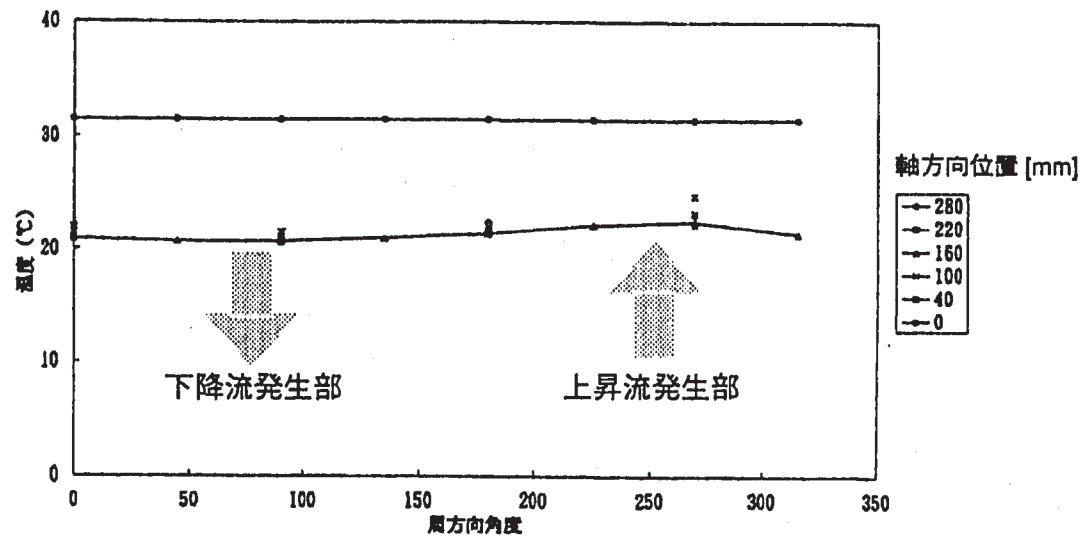
## 周方向温度分布

図2.3-1 アニュラス自然対流試験試験結果  
；ギャップ5mm、水温30°C、乾燥試験

自然対流ありの試験結果



軸方向温度分布



周方向温度分布

図2.3-2 アニュラス自然対流試験試験結果  
；ギャップ30mm、水温30°C、乾燥試験

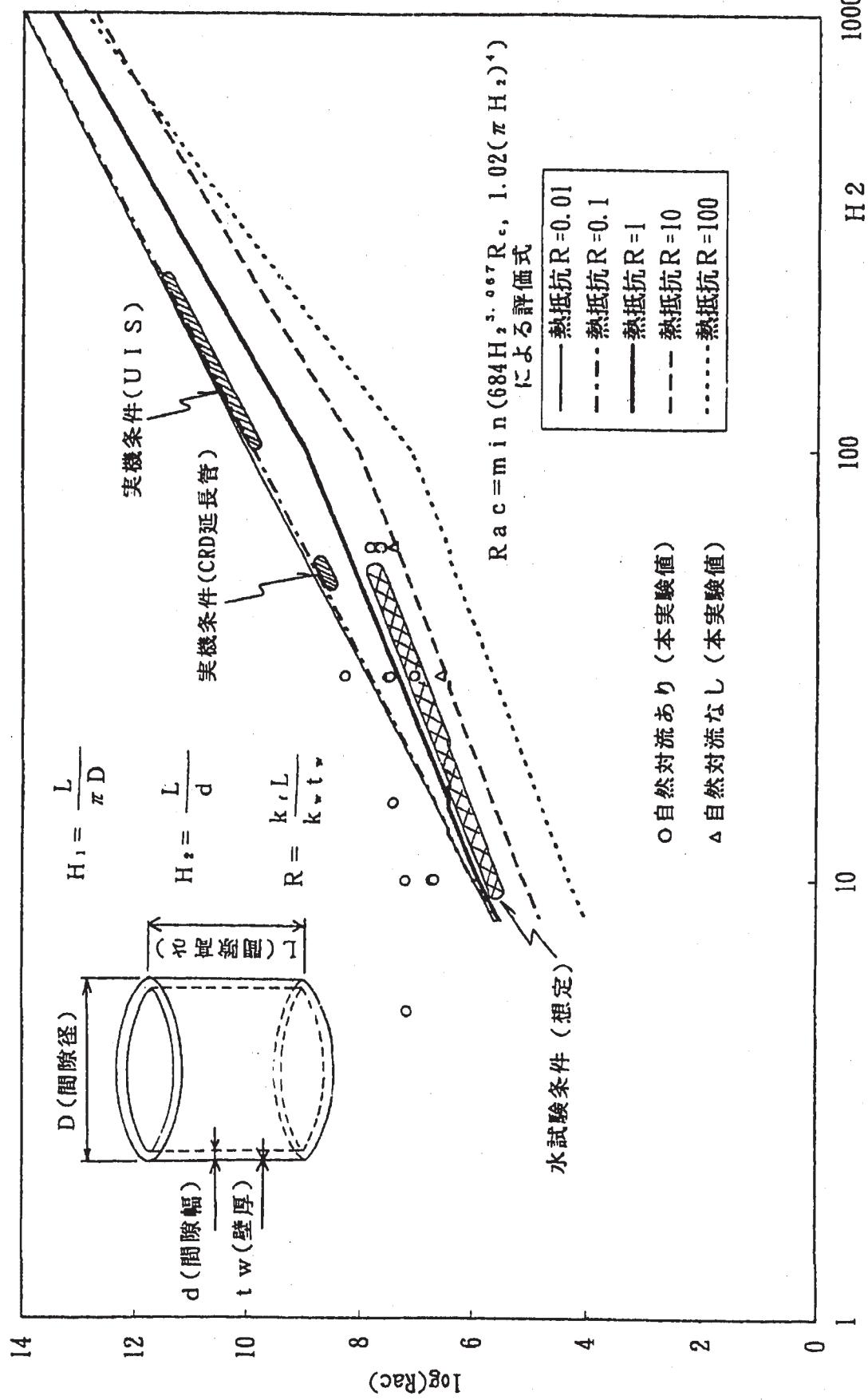


図2.3-3 アニユラス自然対流試験 試験結果と臨界レイリー数の比較  
まとめ

V. おわりに

リサイクル試験炉開発は本年度より試験炉の概念設計と要素開発を開始した。試験炉はリサイクル試験施設との隣接設置、試験炉での試験内容、試験炉の運用スケジュールを想定し全体の輪郭を描くことが出来た。要素試験は試験炉の計装技術、引抜式U I Sの課題を明らかにした。

次年度は、試験炉プラント概念をさらに詳細化すると共に、想定した種々の前提条件を確認すると共に実用リサイクル炉概念の開発、先進的核燃料リサイクル研究開発との整合を計り試験炉での試験シミュレーションなど有効性の検討を行い試験炉概念をさらに明らかにしていく。

<参考文献>

- (1) 永沼正行、他 平成7年度実用リサイクル炉概念検討報告書－炉心設計検討－  
PNC ZN9430 96-006 (1996)
- (2) 横山次男、他 リサイクル炉の概念検討－リサイクル炉の炉心核設計等－  
：PNC PJ9164 95-0008 (1995)
- (3) 小川伸太、他 平成7年度 実用リサイクル炉概念検討報告書－ダクトレス  
燃料炉心構造－：PNC ZN9430 96-007 (1996)
- (4) 横山次男、他リサイクル炉心の反応度特性及びATWS解析：PNC PJ9165  
95-14 (1995)
- (5) 赤津 実、他 実用リサイクル炉概念検討成果報告書－プラントシステムの検討－  
：PNC ZN9430 96-005 (1996)
- (6) 一宮正和、他 平成5年度 大型高速炉設計研究報告書：PNC ZN9410  
94-222 (1994)
- (7) 西口洋平、他 リサイクル試験炉概念設計 (1) プラント設計及び炉心設計  
：PNC ZJ1164 96-001 (1996)
- (8) 河北幸司、他 リサイクル試験炉概念設計 (1) 原子炉構造及び炉心構成要  
素設計：PNC ZJ1216 96-005 (1996)
- (9) 木下純二、他 リサイクル試験炉概念設計 (1) 原子炉冷却系設備設計  
：PNC ZJ1124 96-006 (1996)
- (10) 中大路道彦、他 リサイクル試験炉概念設計 (1) 燃料取扱設備設計  
：PNC ZJ1055 96-004 (1996)
- (11) 林 裕至、他 リサイクル試験炉概念設計 (1) 燃料取扱設備設計  
(その2) : PNC ZJ1068 96-004 (1996)
- (12) 竹島徳幸、他 リサイクル試験炉の炉内計装技術に関する調査  
：PNC PJ9164 96-021 (1996)
- (13) 橋口 功、他 一体引抜きUIS搭載CRDの再使用性試験作業  
：PNC PJ9614 96-019 (1996)

付録1：先進的核燃料リサイクル研究開発課題と  
利用可能施設比較

## 先進的核燃料リサイクル研究開発課題と利用可能施設比較

	研究開発課題	リサイクル試験炉	もんじゅ	常陽	臨界集合体(FCA等)	
臨界試験・炉物理試験	●新型燃料炉心の炉物理試験 (MA添加なし) 臨界性、制御棒価値、各種反応率分布、その他	○	△	×	○	炉心サイズの模擬性が悪すぎる。
	●MAサンプル反応度測定 (微少反応度測定) (オシレーション法装置の導入)	○	×	×	○	中性子炉内計装がなく、精度の点で臨界集合体、試験炉に劣る。
	●新型燃料炉心等の広領域ドッpler反応度測定 (流量・温度独立計測制御装置導入)	○	×	×	×	「常陽」、「もんじゅ」では炉上部に設置スペース、予備孔がない。設置のためには、中心制御棒の削除、孔径の拡大等が必要。非現実的な大改造となる。
	●新型燃料炉心等の炉物理試験 (MA添加あり) 臨界性、制御棒価値、各種反応率分布、温度係数 その他	○	×	×	×	臨界集合体ではサンプルによるドッpler測定が限界 少量サンプルによる炉物理測定が遮蔽、取扱の点で限界 炉物理試験のみでも新燃料受入・移送系の遮蔽設計の改造が必要、また、炉内中性子計装がなく、測定精度に劣る。「常陽」は炉心サイズが小さすぎる。
照射試験	●新型・MA添加燃料の定常照射試験 (ピン規模) ●新型・MA添加燃料の定常照射試験 (数体規模) ●新型・MA添加燃料の定常照射試験 (全炉心規模) ●ダクトレス・ノズルレス燃料の定常照射試験 ●短時間照射分析装置によるMA崩壊熱測定 (サンプルの照射と同時にγスペクトロメーター等) ●高Pu富化度燃料の定常照射試験 (炉心配置自由度による余剰反応度吸収)	○	○	○	×	MA添加燃料、新型燃料を取り扱うためには燃取系の大幅な改造を要する。
	○	△	△	×		ダクトレス・ノズルレス集合体は、ホールドダウン方式、冷却材流入方式が大幅に異なる。一体のみの照射であっても、炉心上部・下部構造の大幅な変更が必要。「もんじゅ」では、実用炉用大型バンドルの照射は不可能。
	○	△	△	×		「常陽」、「もんじゅ」では炉上部に設置スペース、予備孔がない。設置のためには、中心制御棒の削除、孔径の拡大等が必要。非現実的な大改造となる。
	○	×	×	×		ピンレベルでは「常陽」「もんじゅ」でも可能だが、Pu燃焼炉心を模擬して多数の高Pu富化度燃料集合体を照射するためには、固定吸収体の自由な配置、炉心領域の拡大により大きな余剰反応度を吸収する必要がある。炉心領域、配置自由度がない「常陽」「もんじゅ」では困難。
	○	×	×	×		炉上部スペース、予備孔の点から計測線付集合体の配置が不可能な「もんじゅ」では、高精度の計測データの取得が困難。
	○	△	○	×		前照射ピンの再組立、再装荷設備がないため高燃焼度燃料によるRTCB試験が不可。
	○	△	○	×		
	○	×	×	×		
	○	△	○	×		
炉心特性把握	●新型・MA添加燃料炉心の各種静的反応度効果測定試験 ●新型・MA添加燃料炉心の過渡時の各種動的反応度測定試験	○	×	×	×	EBR-2におけるBFTFのような装置の設置は、「常陽」では困難、「もんじゅ」は更に非現実的。
	△	×	×	×		「常陽」、「もんじゅ」共に、MA添加燃料に対応した新燃料受入・移送系の遮蔽等改造が必要、また、新型燃料に対応した使用済燃料の貯蔵方式に改造する必要がある。
						炉内中性子計装がなく、温度、流量条件の自由度がなく、各種反応度効果の精度よい測定が困難。
革新技術実証試験	●新型・MA添加燃料による最適化炉心の実証 ●ダクトレス・ノズルレス燃料炉心の実証 ●異常過渡時スクラム機能喪失(ATWS)総合模擬試験 (ULOF、ULOHS、UTOP等)	○	×	×	×	「常陽」、「もんじゅ」共に、MA添加燃料に対応した新燃料受入・移送系の遮蔽等改造が必要、また、新型燃料に対応した使用済燃料の貯蔵方式に改造する必要がある。炉心領域の拡大が困難であり、制御棒配置の変更は不可能。「常陽」はサイズが小さすぎる。
	○	×	×	×		炉心流配なしを前提としたダクトレス・ノズルレス燃料炉心の実証は、原子炉構造側で流量領域を設定している「常陽」「もんじゅ」では不可。また、同燃料に対応したホールドダウン方式、冷却材流入方式の実証も不可能。
	△	×	×	×		
						「もんじゅ」は温度条件の設定に制限があり、安全裕度を確保した試験が困難。MOX炉心では総合試験のために十分な数のGEMの設置が困難である。総合試験実施に至る上記、精度のよい特性把握が困難。
その他	●乾式燃料取扱方式の実証	○	△	△	×	「常陽」、「もんじゅ」の燃料取扱系を全て乾式とするのは、非常に大規模な改造となる。

付録2：リサイクル試験炉での原子炉試験の  
概念（試験装置）例

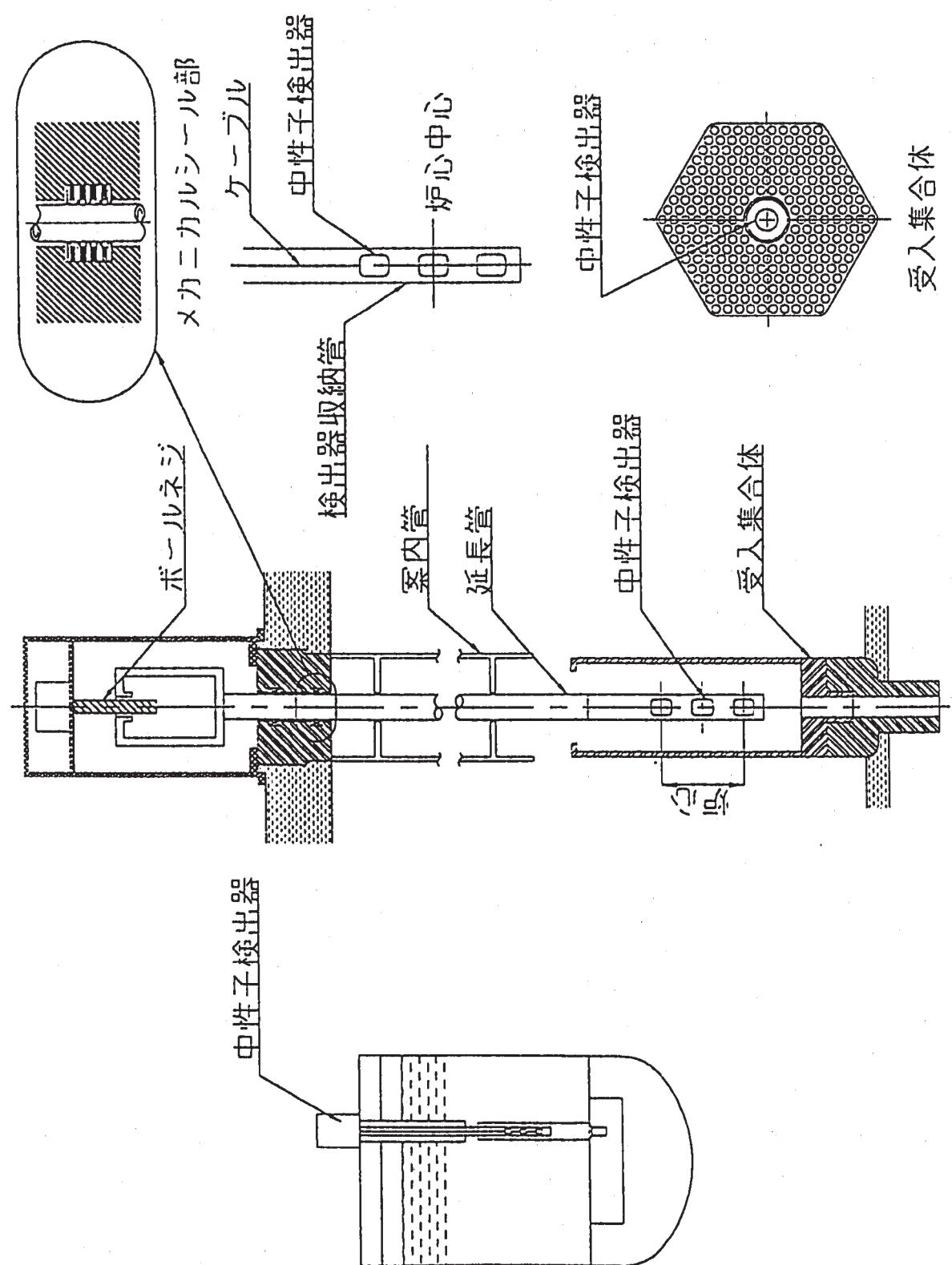


図 A2-1 炉内中性子検出器

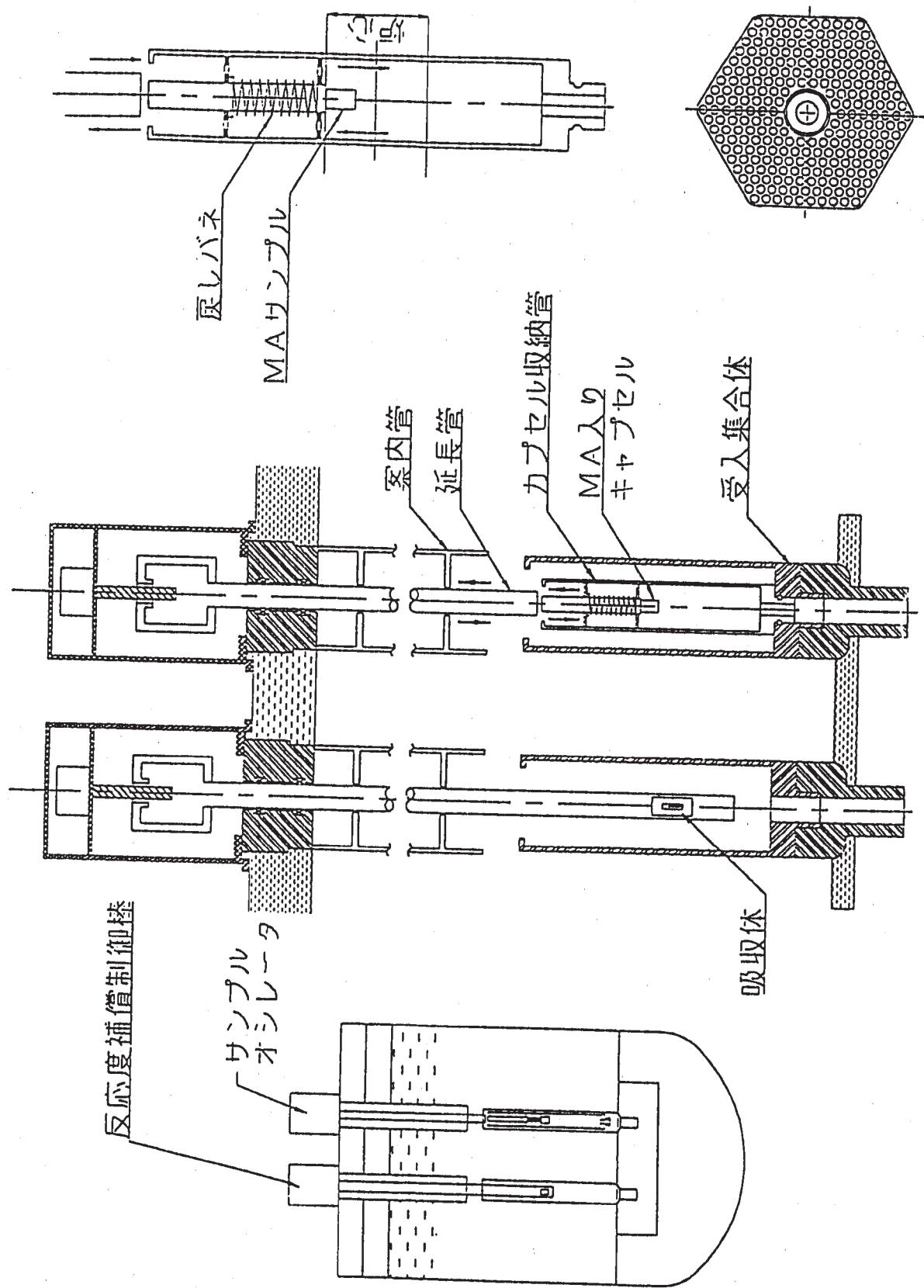


図 A2-2 サンプルオシレーション試験装置

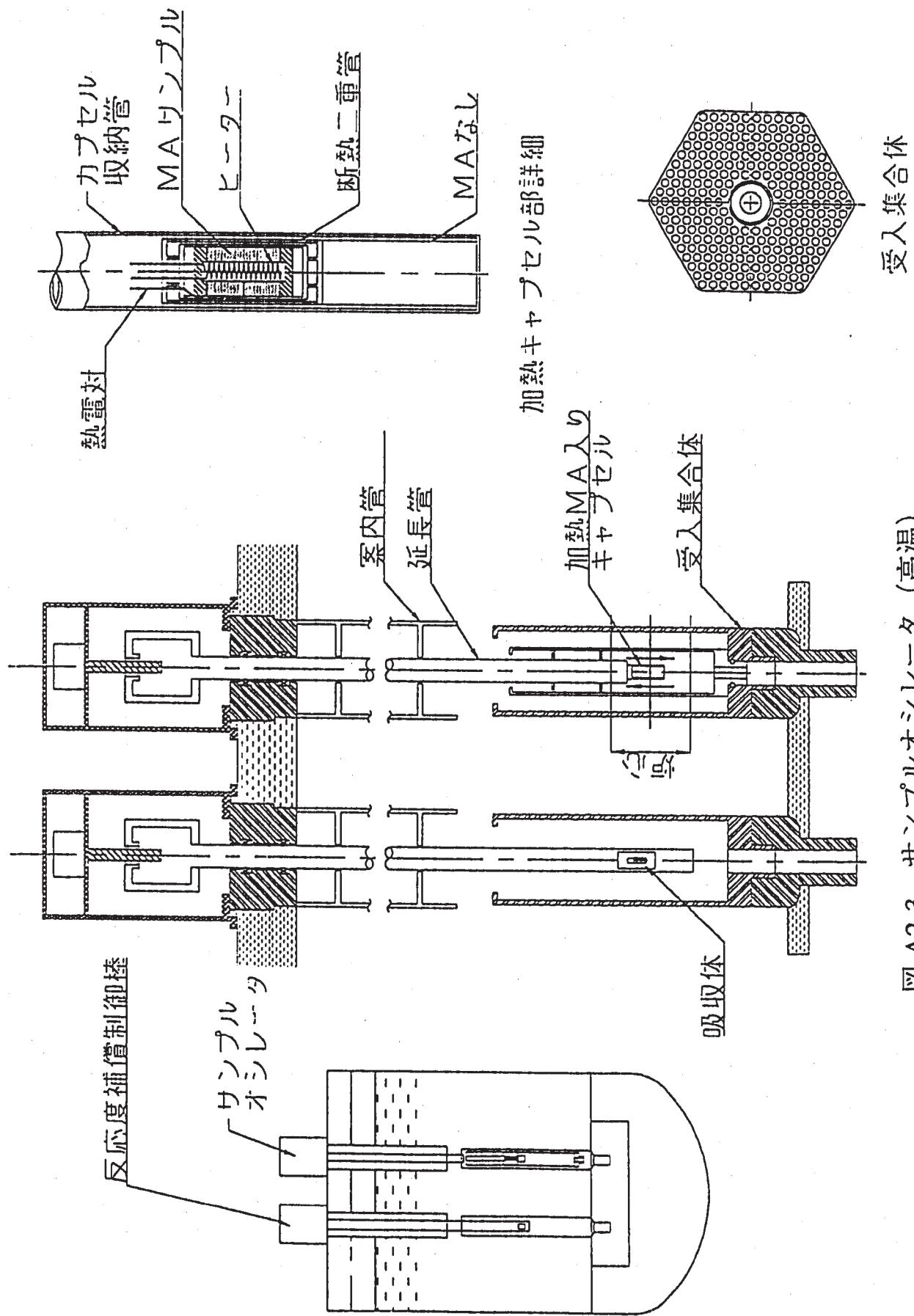


図 A2-3 サンプルオシレータ（高温）

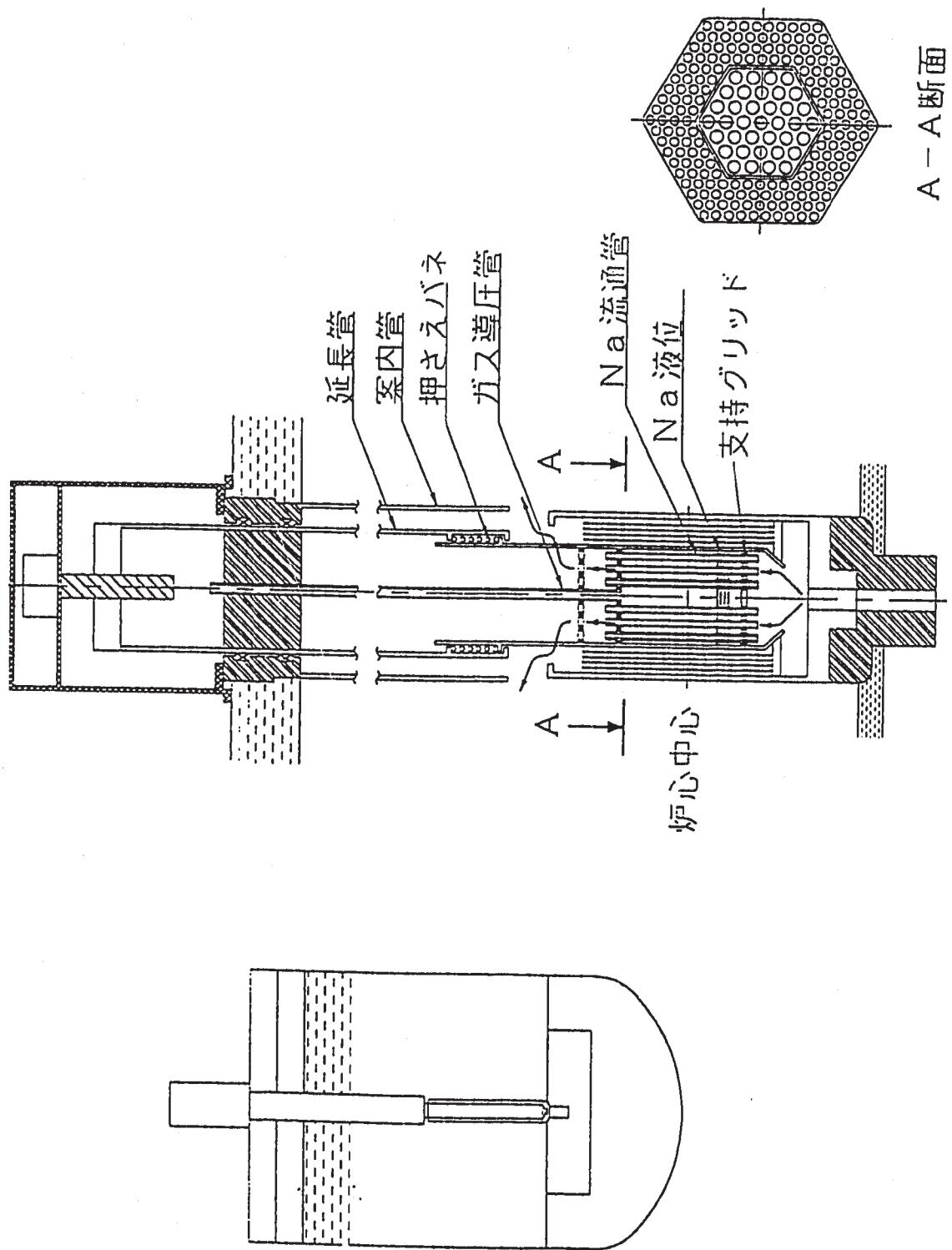


図 A2-4 液面制御装置

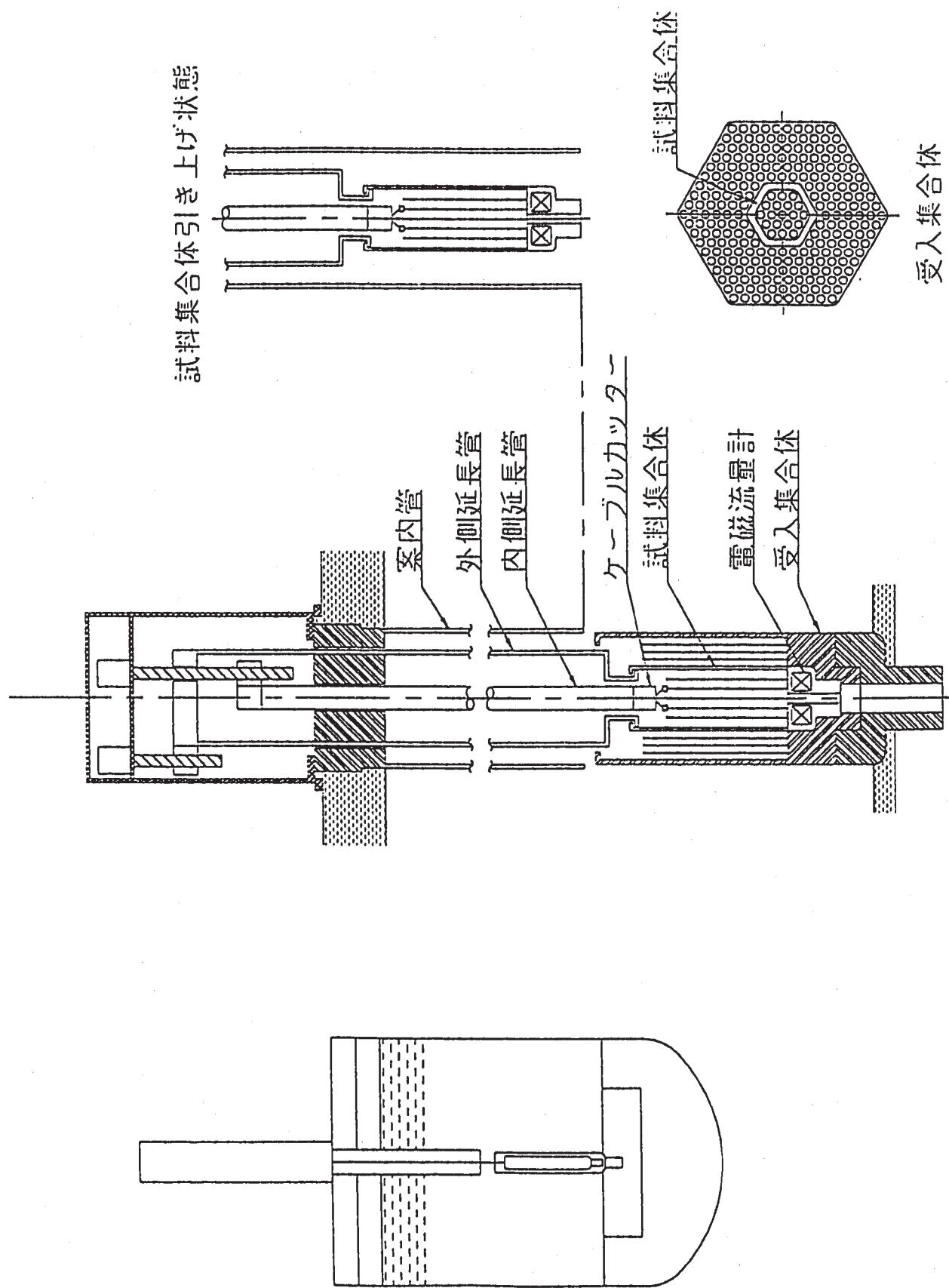


図 A2-5 計測線付き集合体

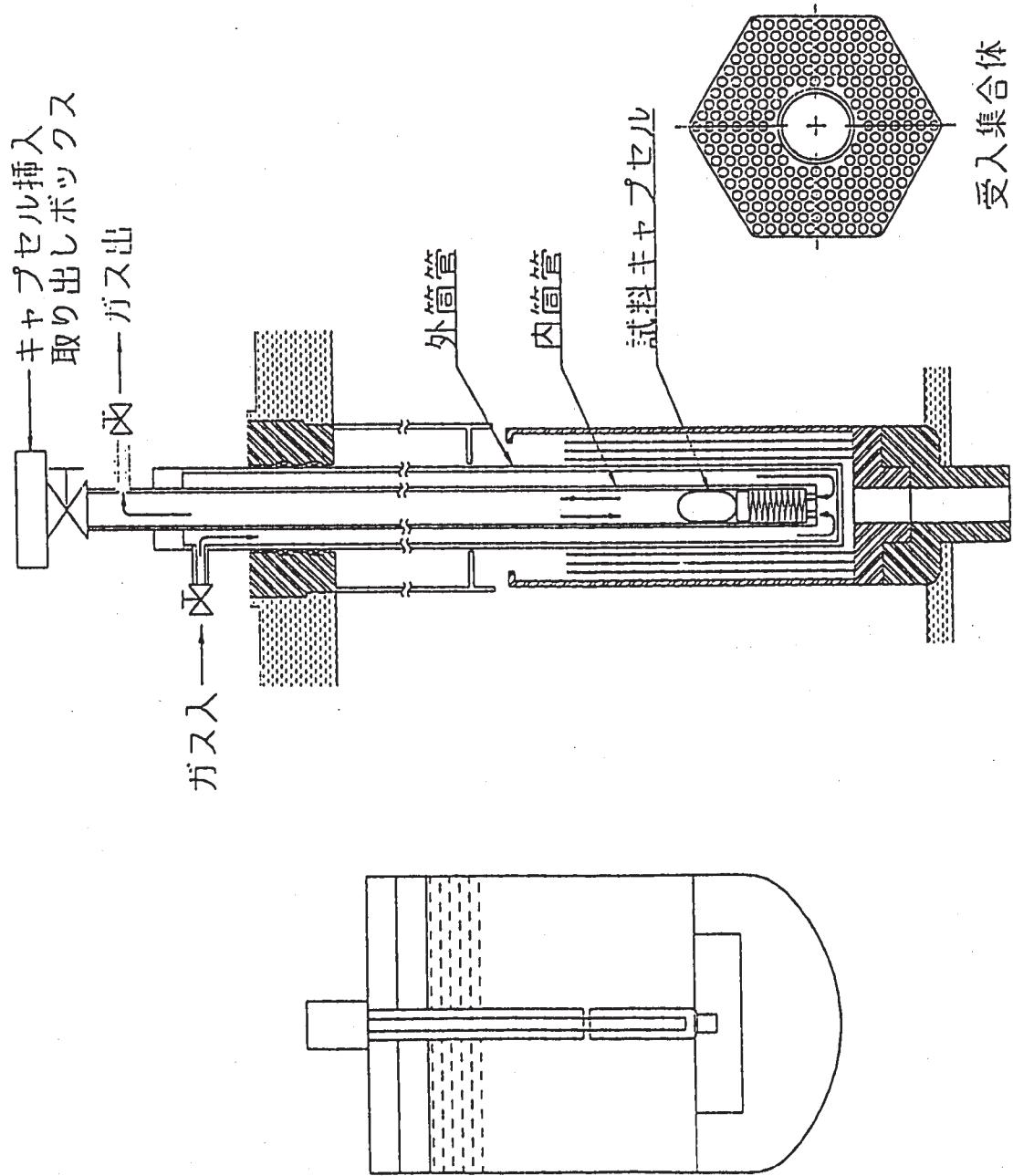


図 A2-6 急速照射装置

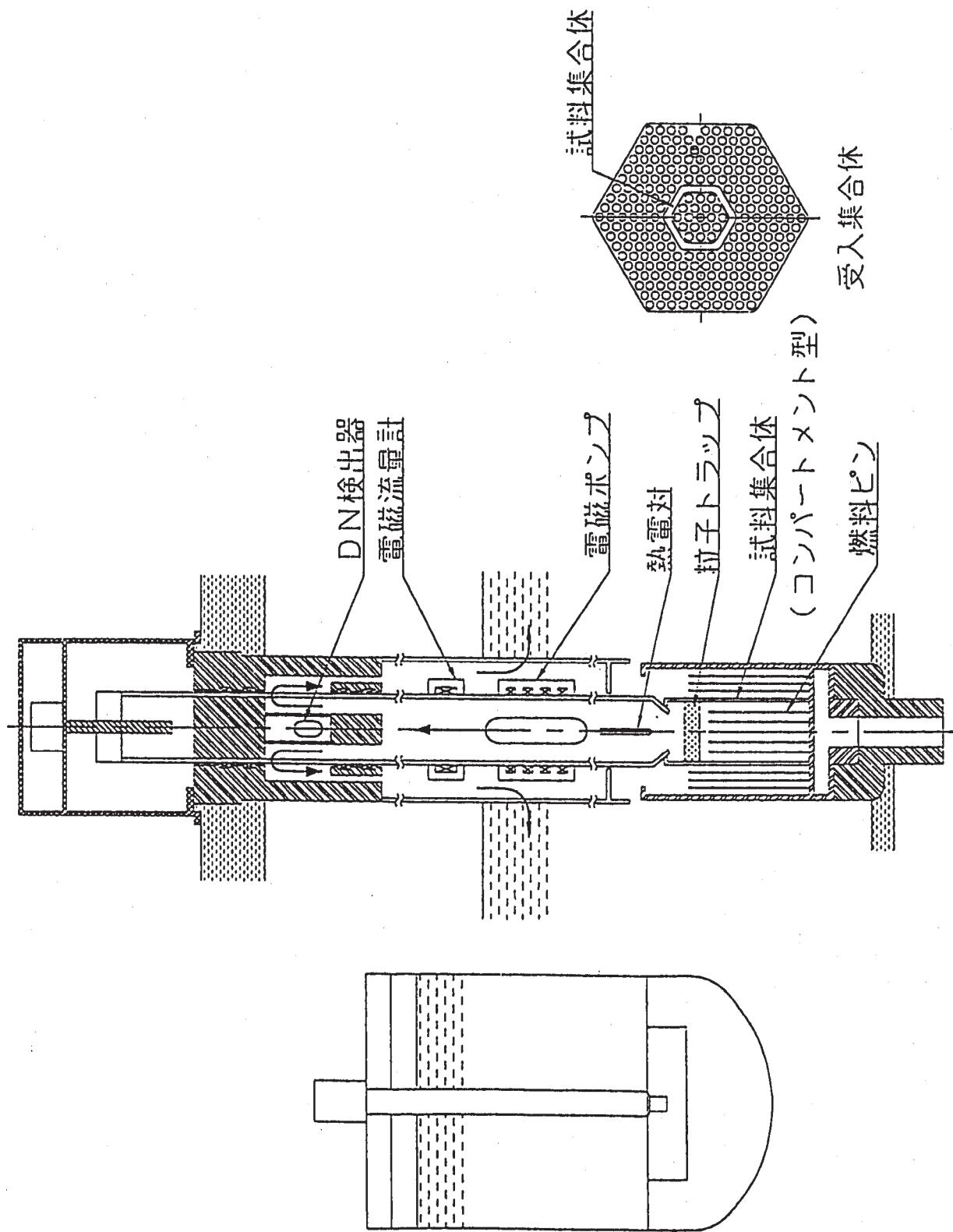


図 A2-7 溫度・流量制御装置

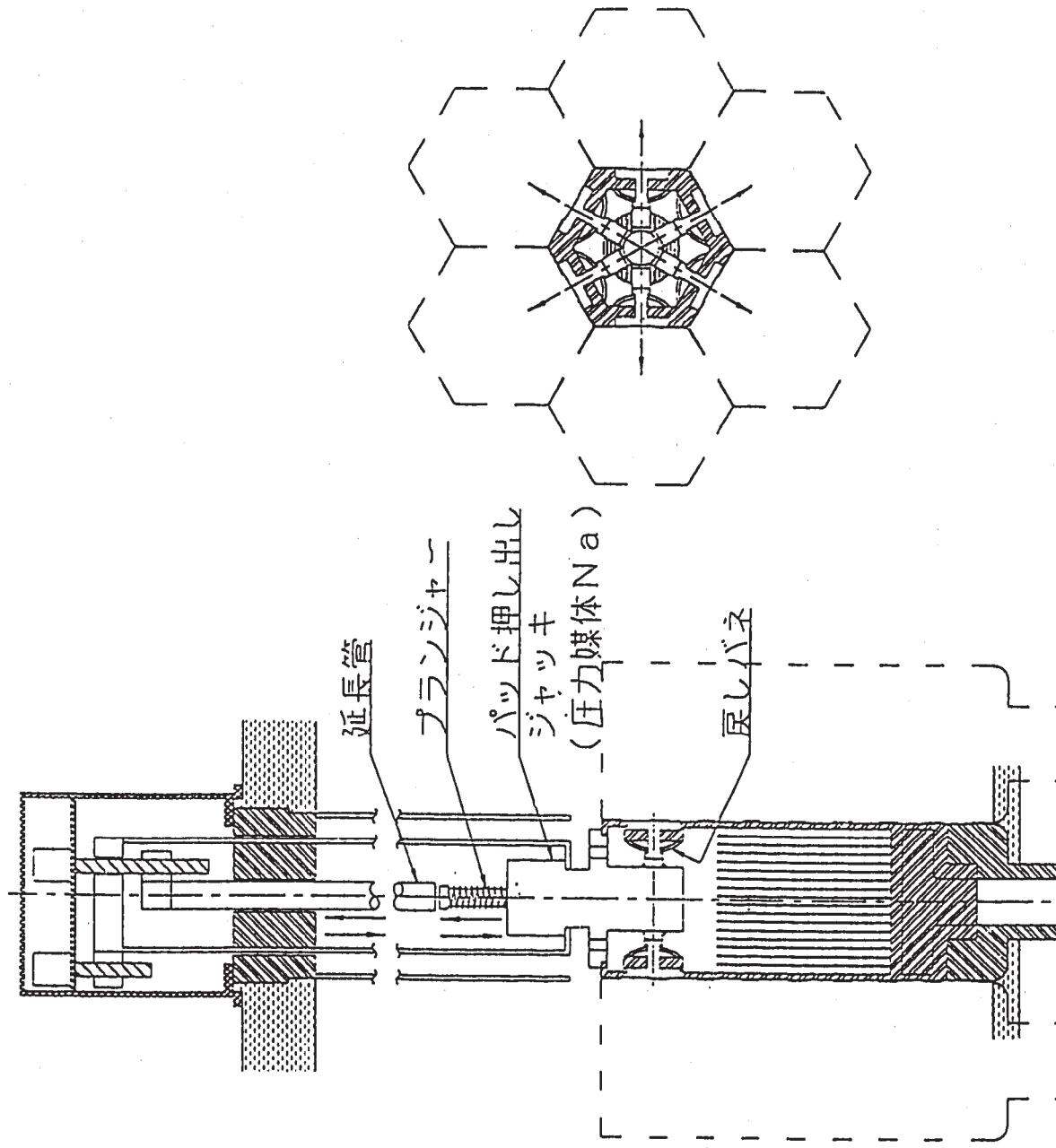


図 A2-8 間隙調整機能付き集合体

付録3：リサイクル試験炉設計で想定した  
乾式リサイクル試験施設概念

# リサイクル施設の考え方

- 原子炉建屋とは地下トンネル（BF3レベル）を経由して連結
- 使用済燃料の乾式洗浄施設を設置
- ArセルにP1Eエリアを設け解体施設を活用
- 初装荷燃料の受入れ一時貯蔵エリアを設定
- ベントCR, 廃棄物調モジュール一時貯蔵
- 入退域管理室はメンテナンス建屋に設置し原子炉建屋等と共有
- 使用済燃料乾式キャスク貯蔵エリアを設置
- 低レベル廃液処理施設は廃棄物処理建屋に設置して共有
- 排気スタックは他建屋と共有

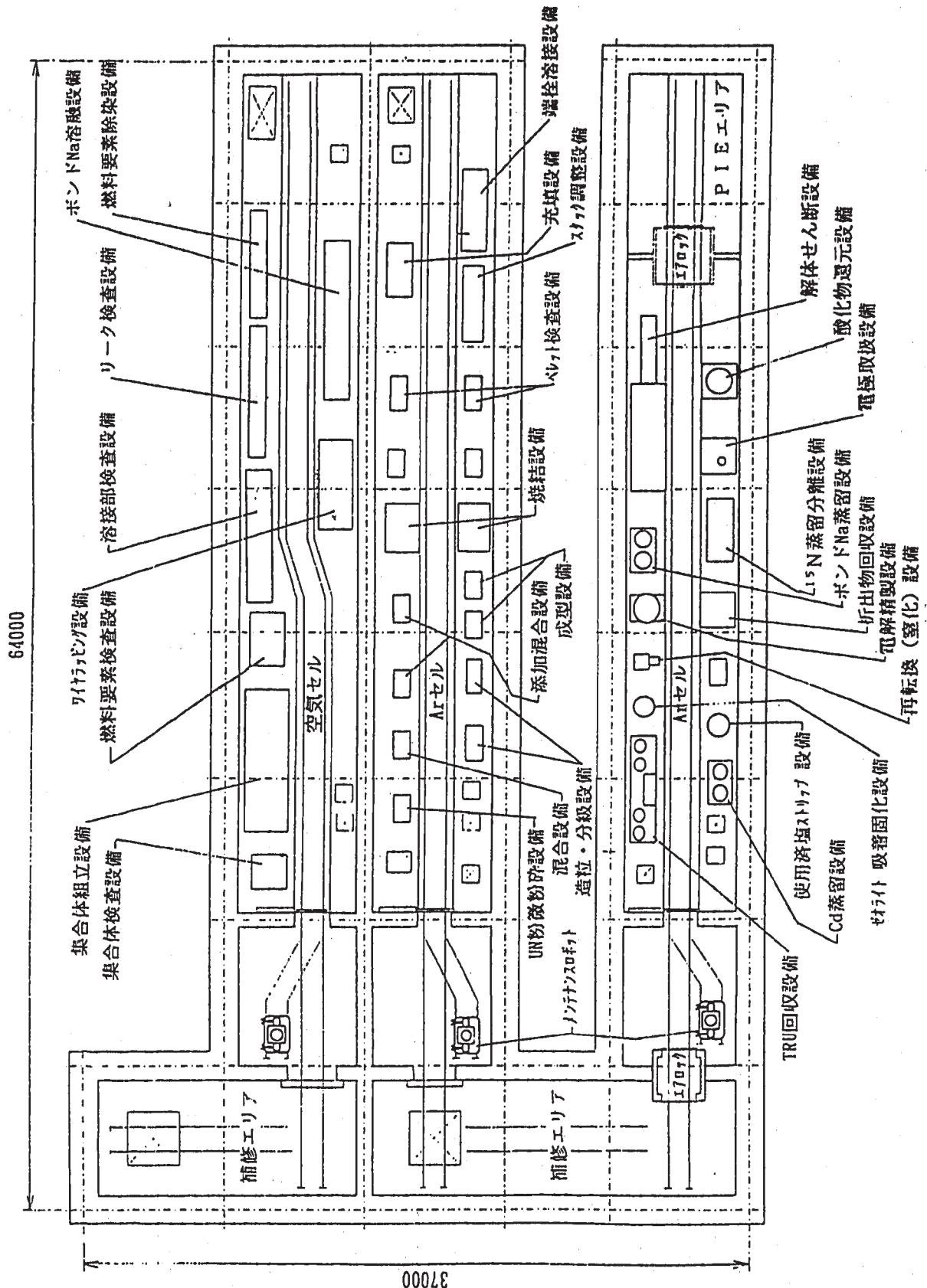
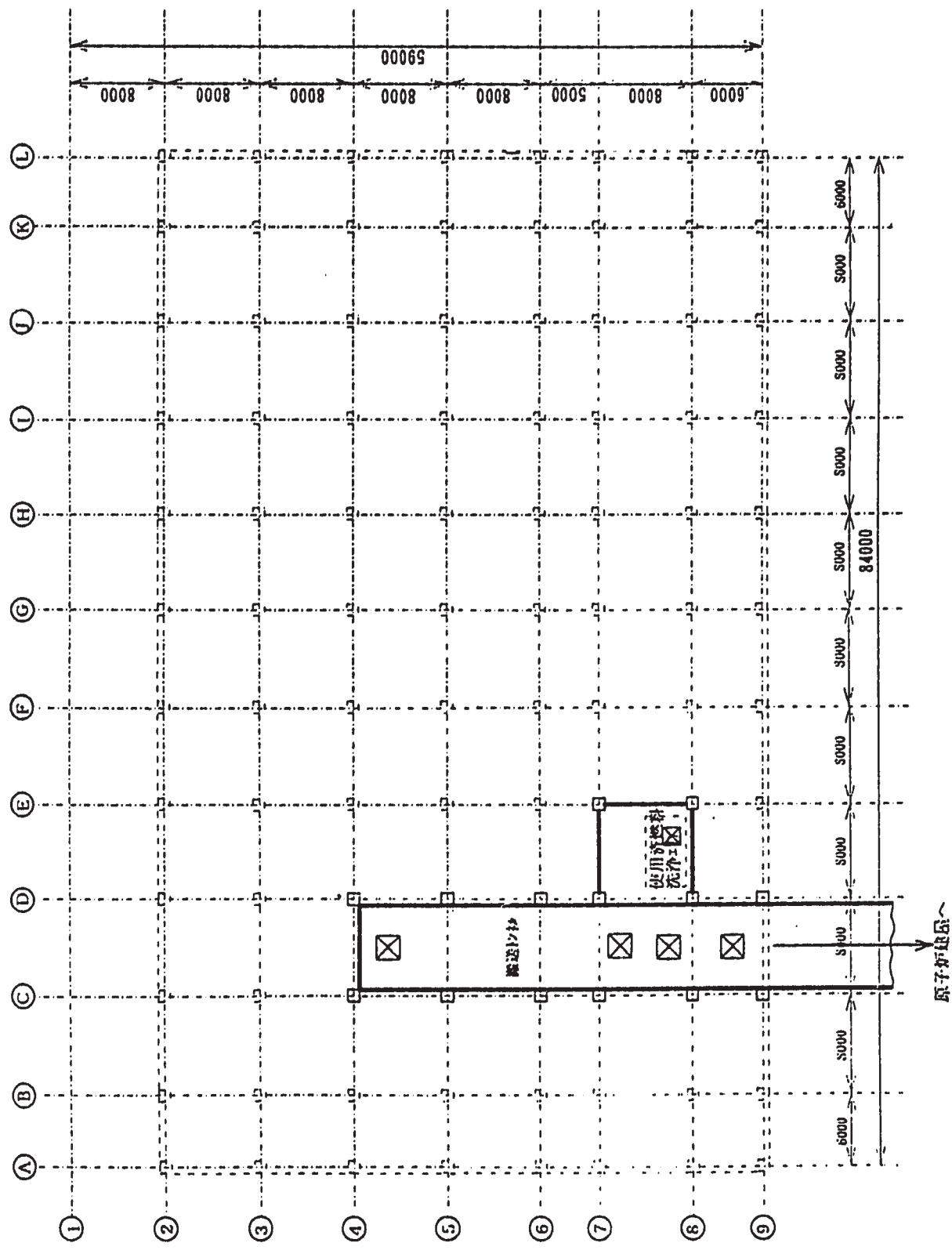


図 A3-1 リサイクル施設プロセスセル内配置概念

図 A3-2 リサイクル施設建設屋内配置（地下3階）



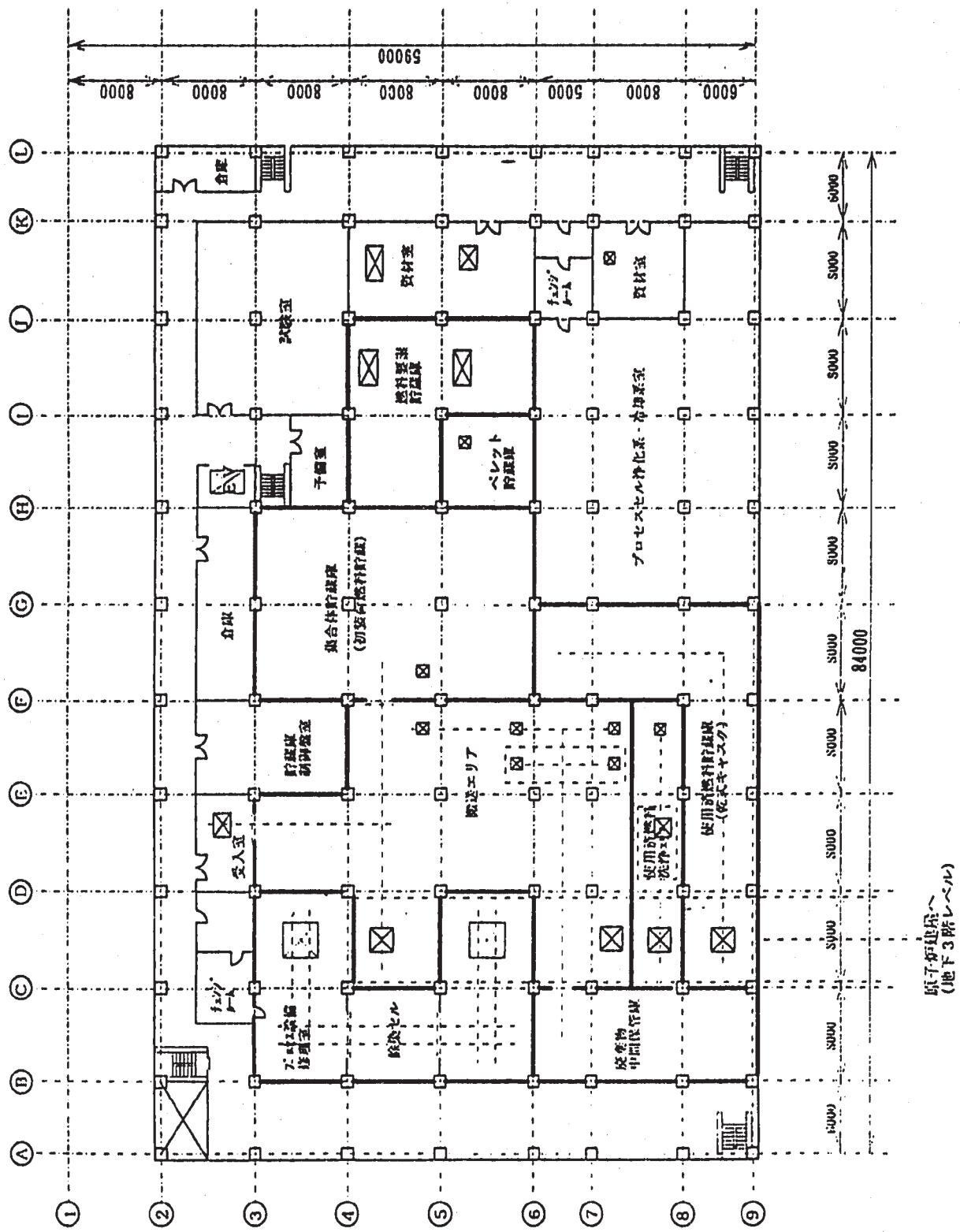


図 A3-3 リサイクル施設建屋内配置（地下2階）

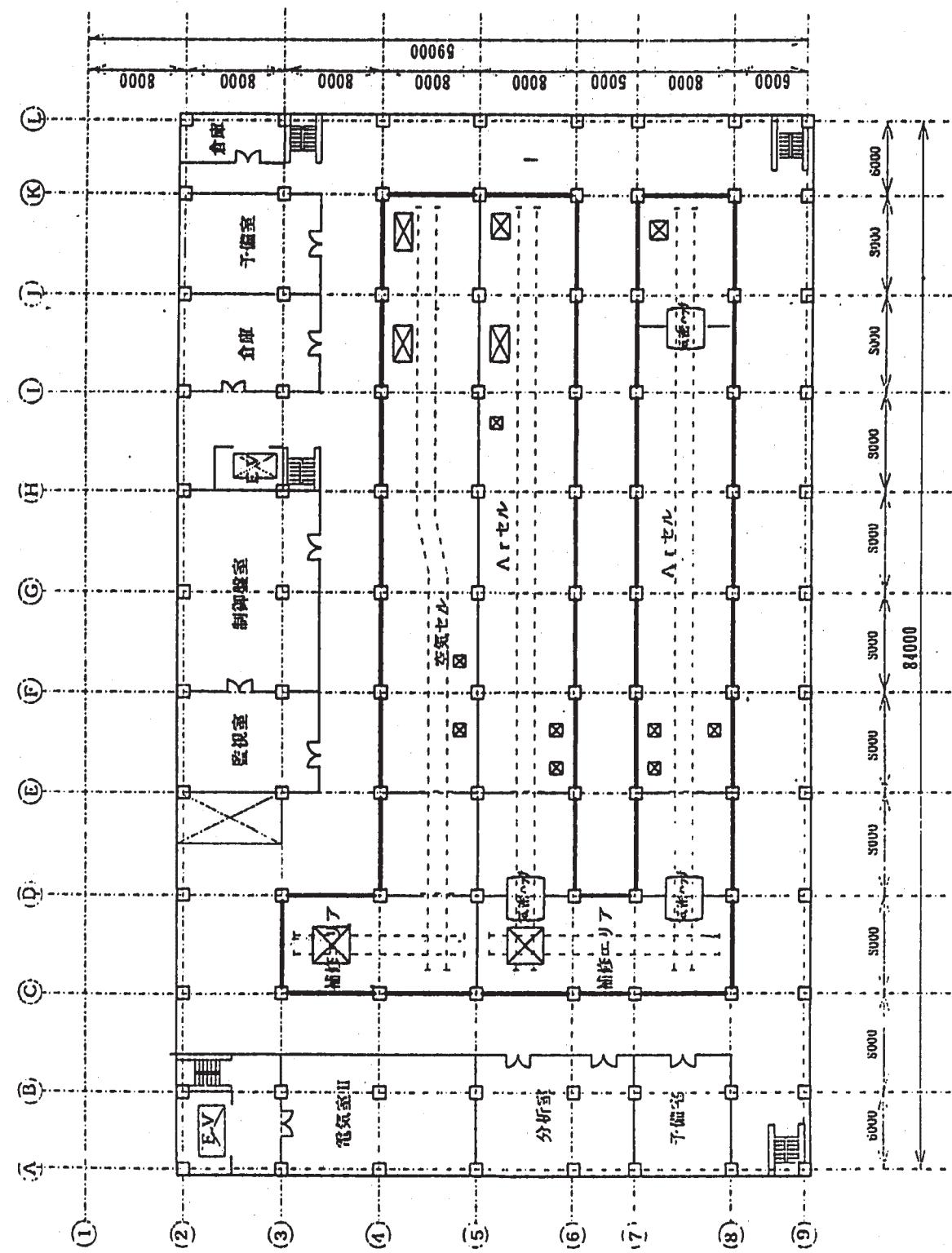


図 A3-4 リサイクル施設建屋内配置 (地下1階)

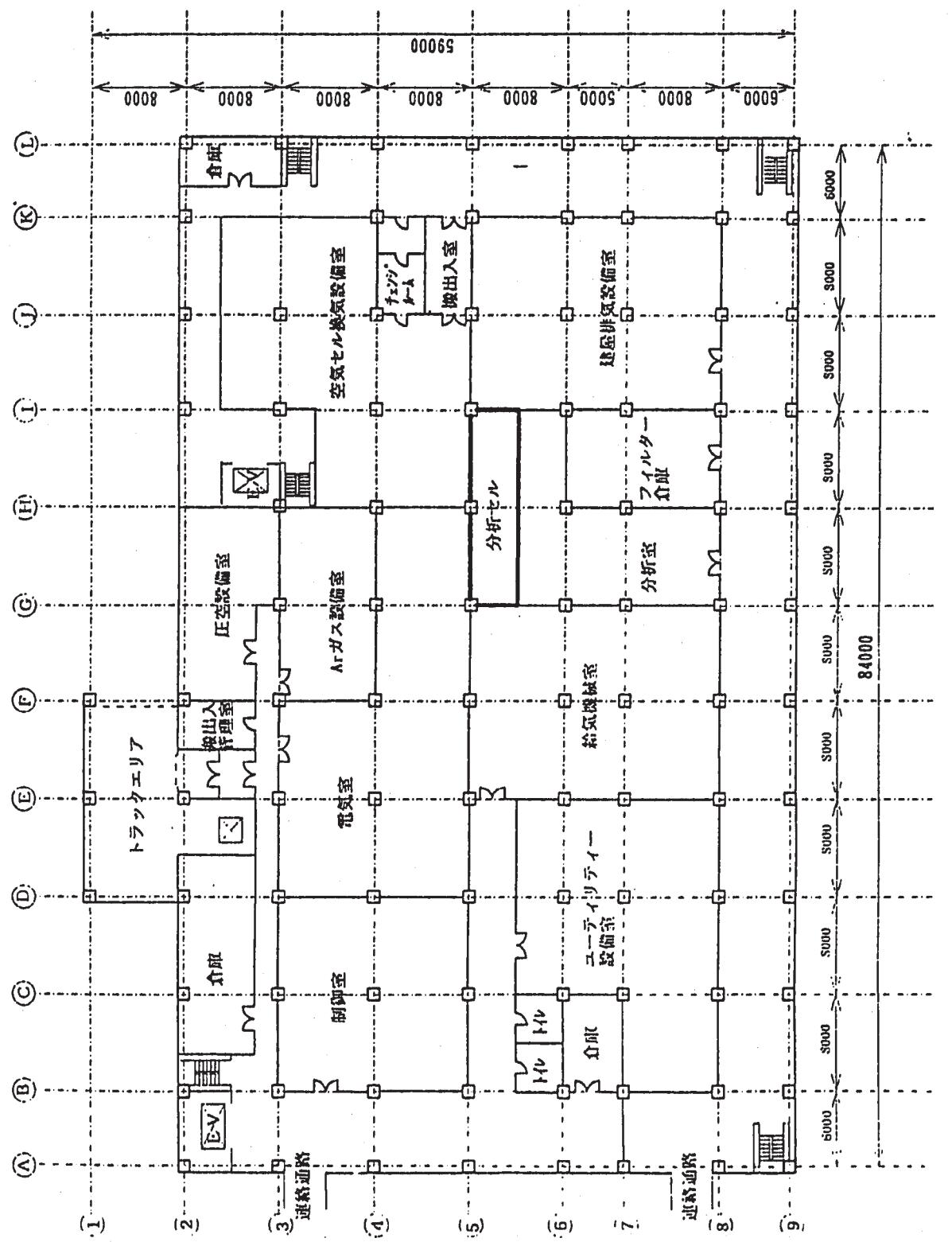


図 A3-5 リサイクル施設建屋内配置（地上 1 階）