

JAERI - M
88-048

改良船用炉の試設計の評価 (1)

—— 試 設 計 炉 ——

1988年3月

原子力船研究開発室

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

改良船用炉の試設計の評価 (1)

－試設計炉－

日本原子力研究所
原子力船研究開発室

(1988年2月3日受理)

将来の実用化を目指して開発する船用炉の炉型を明らかにし、開発に必要な研究開発課題を抽出するために、半一体型、一体型および自己加圧一体型の3炉型について試設計を実施した。

試設計は小型・軽量で安全性、信頼性、経済性の向上を目途に同一仕様にもとづき設計研究を実施し完了した。

本報告ではこれら3炉型について(1)主要目、(2)遮蔽計画、(3)燃料交換要領、(4)供用期間中検査、(5)運転中の異常な過渡変化および事故、(6)系統設備、(7)原子炉制御設備、(8)動特性解析、(9)総合比較、(10)研究開発項目および今後の検討事項の各項目について対照比較および検討を行った。

Evaluation of the Trial Design Studies
for an Advanced Marine Reactor (1)

- REACTORS -

Office of Nuclear Ship Research and Development
Japan Atomic Energy Research Institute
Toranomon, Minato-ku, Tokyo

(Received February 3, 1988)

The trial design of three type reactors, semi-integrated, integrated and integrated (self-pressurized) type, was carried out in order to clarify the reactor type for the advanced marine reactor that would be developed for its realization in future and in order to extract its research and development theme.

The trial design was carried and finished as for the three type reactors in same specifications in order to improve the following characteristics, small in size, light in weight, high in safety and reliability, and economic.

In this report, a comparison and review of the following items are described as for the above three type reactors, (1) specifications, (2) shielding, (3) refueling, (4) in-service inspection, (5) analysis of the transients and accidents, (6) piping systems, (7) control systems, (8) dynamic analysis, (9) overall comparison, (10) research and development theme and theme for study in future.

Keywords: Marine Reactor, Semi-Integrated, Integrated, Reactor Control System, Dynamic Analysis

目 次

I. 試設計3炉型の比較	1
1. 序 論	3
1.1 まえがき	3
1.2 試設計の概要	4
1.3 設計条件および適用法規	5
1.4 検討事項	7
1.5 3炉型比較	11
II. 3炉型の設計概要	47
1. 半一体型炉	49
1.1 設計方針	49
1.2 炉プラントの全体構成	49
1.3 主 要 目	50
1.4 炉 心	51
1.5 遮蔽計画	54
1.6 系統計画	56
1.7 格納容器	58
1.8 事故解析	58
1.9 プラント動特性	59
1.10 あとがき	60
2. 一体型炉	73
2.1 設計方針	73
2.2 炉プラントの全体構成	73
2.3 主 要 目	75
2.4 炉 心	76
2.5 遮蔽設計	81
2.6 1次冷却系機器	82
2.7 格納容器	84
2.8 事故解析	85
2.9 動特性解析	85
2.10 結 言	86
3. 自己加圧一体型炉	98
3.1 設計方針	98
3.2 炉プラントの全体構成	98
3.3 主 要 目	100

3.4	炉心	101
3.5	遮蔽設計	105
3.6	1次冷却系機器	106
3.7	格納容器	108
3.8	事故解析	109
3.9	動特性解析	109
3.10	特徴のまとめ	111

Contents

I. Comparison of three type reactors for trial design study	1
1. Introduction	3
1.1 Introduction	3
1.2 Concepts of trial design study	4
1.3 Design condition and applicable law	5
1.4 Study item	7
1.5 Comparison of three type reactors	11
II. Design concepts of three type reactors	47
1. Semi-Integrated type reactor	49
1.1 Design principle	49
1.2 General arrangement of reactor plant	49
1.3 Specifications	50
1.4 Core	51
1.5 Shielding plan	54
1.6 System plan	56
1.7 Containment vessel	58
1.8 Accident analysis	58
1.9 Dynamic analysis of reactor plant	59
1.10 Conclusion	60
2. Integrated-type reactor	73
2.1 Design principle	73
2.2 General arrangement of reactor plant	73
2.3 Specifications	75
2.4 Core	76
2.5 Shielding design	81
2.6 Primary system equipments	82
2.7 Containment vessel	84
2.8 Accident analysis	85
2.9 Dynamic analysis	85
2.10 Conclusion	86
3. Self-pressurized integrated type reactor	98
3.1 Design principle	98
3.2 General arrangement of reactor plant	98

3.3	Specifications	100
3.4	Core	101
3.5	Shielding design	105
3.6	Primary system equipment	106
3.7	Containment vessel	108
3.8	Accident analysis	109
3.9	Dynamic analysis	109
3.10	Conclusion of characteristics	111

I . 試設計 3 炉型の比較

1. 序 論

1.1 まえがき

原子力船研究開発室は、昭和 58 年度から昭和 60 年度にわたり、改良船用炉に関する試設計研究を実施した。

これは小型・軽量で安全性、信頼性、経済性に優れた船用炉（改良船用炉）としての適性を有する炉型式を明らかにすることをねらいとし、現状技術*に基づく複数の船用炉型式について、同一仕様にもとづき設計研究を行い、それらの特徴、性能を明らかにしたものである。

設計の対象とした炉型式は、半一体型（加圧水）炉、一体型（加圧水）炉、および自己加圧一体型（加圧水）炉の 3 炉型で、それぞれわが国固有の技術およびフランス、西ドイツとの提携技術を基盤としている。

昭和 61 年度には、試設計研究の成果を踏まえて、改良船用炉の研究開発を進めるに当り、将来の船用炉として最も優れた炉型を選択し、合わせて必要な研究開発課題を明らかにすることを目的として、3 つの試設計炉につき、以下の項目からなる比較、検討、評価を行った。

- (1) 試設計炉
- (2) 燃料特性 (I) 丸棒燃料
 " (II) キャラメル燃料
- (3) 炉心特性
- (4) 蒸気発生器特性
- (5) 格納特性
- (6) 動 特 性
- (7) 遮蔽性能
 " (I) 遮蔽設計の妥当性
 " (II) 遮蔽の最適化に関する調査
- (8) 経 済 性

さらに船用炉用途に関する調査を実施し、船用炉用途を踏えた試設計の総合評価を行い、用途に適合する炉型を明らかにするとともに、次のステップで実施する設計研究等の目標性能、研究開発の進め方等を明らかにする。

本報告書はこれら一連の設計評価研究のうち(1)の試設計の設計結果および結果の比較検討に関するものである。

ここでは 3 炉型の各々に関する設計項目に対し、比較の表を作成し、検討を行った。

I. で 3 炉型の設計結果の比較および検討について表形式で示している。

II. では試設計の 3 炉型について、各炉型毎の特徴、設備および性能等の概略説明を行っている。さらに詳しい内容については(2)~(8)で発表する各報告書で述べている。

* 現状技術とは現時点での技術レベルをいい、6~8年後の実用化を想定したもの。

1.2 試設計の概要

試設計は近い将来、原子力商船用として実用化の可能性があるとみられている加圧水型船用炉プラントの主要部について、3炉型の試設計を行い、将来実用化し得る最適な船用炉の概念を把握するために行ったものである。

設計は次の3点を目標とした。

- ① 経済的に優れた設計であること。
- ② 安全性、信頼性に関しては、既存の安全基準を満たすとともに、他の諸性能とも釣合のれた合理的な設計であること。
- ③ 取扱いが容易で、運転、保守が確実であること。

この3炉型の試設計は次のように3ケ年にわたって実施した。初年度においては、炉心設計及び原子炉本体関係主要機器の設計を実施し、原子炉プラントの基本となる部分の設備とその性能を明らかにし、次年度においては、遮蔽計画、事故解析及び工学的安全設備の設計、燃料交換及び供用期間中検査要領の検討等を行い、安全性、取扱い性、保守性に関連する設備とその性能を明らかにした。最終年度においては各系統設備の設計、原子炉制御設備計画及び動特性解析等を行い、負荷変動時の運転性能等を明らかにした。さらに3カ年にわたって実施してきた試設計のこれまでの成果を踏まえ、試設計炉の問題点改良・改善策等の提言を含む比較検討も併せ行った。

試設計は船用炉として実績のある分離型加圧水炉（以下、分離型炉と略称する）及び一体型加圧水炉（一体型炉）のほか、フランスで船用として開発が進められている半一体型加圧水炉（半一体型炉）をもとにし、それぞれ適当な研究開発期間を経た後^{*}、実現出来る船用炉の概念を得るためのものであり、国内3社にその設計を委託した。

設計委託先とその試設計炉型は次の表の通りである。三菱重工は分離型炉および半一体型炉について概略設計を行い、比較検討した結果、半一体型炉を試設計炉として提案した。石川島播磨重工は半一体型炉と一体型炉について概略設計を行い、一体型炉を試設計炉に選定した。日立造船はオットーハーンの経験に基づく自己加圧方式一体型炉の概念を試設計炉に適用した。

試設計炉型とその設計委託先

試設計炉型	設計委託先	技術基盤
半一体型炉	三菱重工業株式会社	<ul style="list-style-type: none"> ・分離型炉 ・むつ炉建造の実績
一体型炉	石川島播磨重工業株式会社	<ul style="list-style-type: none"> ・半一体型炉 ・フランス TECHNICALTOME社との技術提携
自己加圧一体型炉	日立造船株式会社	<ul style="list-style-type: none"> ・一体型炉 ・西独 INTERATOM社との技術提携

* ここでいう適当な開発期間とは今後6～8年の期間内にその技術的妥当性が確認されるものと限定した。

1.3 設計条件および適用法規

試設計を行うにあたって、各炉型に対し、共通して要求した仕様は以下のとおりである。

1.3.1 設計仕様

(1) 船種および船型

搭載船としては、現在一般的に運航されている商船（コンテナ船、タンカーおよび専用船）を対象とする。ただし、本試設計の対象炉は、型幅、型深さ、二重底高さがそれぞれ 28 m, 16.3 m, 2 m の商船に搭載されるものとする。なお、原子炉室は必ずしも上甲板以下に収める必要はない。

(2) 非常用推進動力装置

搭載船は、非常用推進動力装置を備えてないものとする。

(3) 原子炉部仕様

- | | |
|----------------------------|---------|
| 1) 熱出力 | 100 MWt |
| 2) 稼働中平均負荷率 ^{注1)} | 80 % |
| 3) 耐用年数 | 20 年 |

なお、燃料交換設備および廃棄物処理設備は極力、陸上に設置することとする。廃棄物陸揚げ間隔は 1 年とする。

注 1) 燃料交換、中間検査および定期検査で炉が停止している期間を除く。

ここで、100 MWt としたのは、現在、就航している船舶の約 90 % が主機馬力 3 万～4 万馬力のものであり、100 MWt が大体 3 万馬力に相当する事による。又、型巾、型深さ、二重底等はこれら就航船の中の最小の船の大きさを参考にして決定した。

1.3.2 船体の動揺および振動の条件

以下に示すように定めた。

(1) 船体動揺条件

国際海事機関（IMO）原子力商船安全基準で各安全等級（SC）に対する船体の動揺による付加加速度、プラント状態階級（PPC）3, 4 状態での付加加速度の最大値を設計値とした。これらは次の通りである。

	上下方向	横方向	前後方向
PPC - 4 a	0.85	0.95	0.5
SC - 1, PPC 3	0.7	0.8	0.4
SC - 2, 3	0.6	0.7	0.35
SC - 4	0.5	0.6	0.3

（単位は g : 重力加速度）

なお、船体定傾斜角度、動揺角度条件は IMO 基準による。

(2) 船体振動条件

振動数 1000 CPM以下

振動加速度 0.1 g

これらの数値の設定は日本海事協会 (N. K) の式および IMO の基準を参考にして定めた。

1.3.3 負荷変動条件および海水温度

(1) 出力上昇および減少 (耐用期間中 20,000 回)

基底負荷 ← → 常用負荷

3 % / sec

(2) 急速出力減少 (耐用期間中 200 回)

全負荷 → 基底負荷

1 sec

(3) 前後進切換 (耐用期間中 各 500 回)

a 前進より後進

全負荷 → 基底負荷 → 後進全負荷

5 sec 50 sec 3 % / sec

b 後進より前進

後進全負荷 → 基底負荷 → 全負荷

5 sec 50 sec 3 % / sec

各負荷状態での出力比は次の通り

全負荷 100 %

常用負荷 90 %

後進全負荷 80 %

基底負荷 10 %

(4) スクラム回数

耐用期間中 1,000 回

(5) 海水温度条件

海水最高温度 32 °C

ここで、負荷変動条件については「むつ」に準じて定めた。また、(5)の海水温度は、主要海域 (紅海、ペルシャ湾) におけるこれまでの最高温度 (32.2 °C) および関西造船研究協会の基準による 32 °C を参考とした。なお、海水平均温度は 24 °C である。

1.3.4 許容線量 (率)

通常運転時および仮想事故時の二次遮蔽体内側の線源による被ばく線量 (率) の許容値は次の値とする。

(1) 通常運転時

二次遮蔽体外面での線量率 ; 1.0 μ SV / h (0.1 mrem / h) 以下船底外面での 10 % 出力時の線量率 ; 7.5 μ SV / h (0.75 mrem / h) 以下

(2) 仮想事故時^{注1)}

二次遮蔽体外面において、事故直後から5日間の積算直接線量
; 0.12 SV (12 rem)以下

注1) 仮想事故とは、「原子力船運航指針およびその適用に関する判断のめやすについて」で示される仮想事故のことである。

許容線量については「むつ」およびIMOの基準を参考にして定めた。

1.3.5 適用法規および規則

適用する基準については、IMOの原子力商船安全基準を基本にした。IMO基準とその他の法規および規則が矛盾する点についてはIMO基準を優先するものとした。以下に適用法規および規則を示す。

- (1) 国際海事機関 (IMO) 原子力商船安全基準
- (2) 船舶安全法および関係法令 (原子力船特殊規則を含む)
- (3) 海上における人命の安全のための国際条約 (1974年)
- (4) 日本海事協会鋼船規則 (原子力船の船級登録のための暫定指針を含む)
- (5) 核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律および関係法令
- (6) 放射性同位元素による放射線障害の防止に関する法律および関係法令
- (7) 原子力船運航指針およびその適用に関する判断のめやすについて
また必要に応じて下記法規、指針を準用する。
 - (1) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計指針について
 - (2) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
 - (3) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
 - (4) 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
 - (5) 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針
 - (6) 軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査 (JEAC 4205-1980)
 - (7) 「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」について (審査、設計および運転管理に関する事項 ((基準関係の反映)))
 - (8) 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針について

また、これらの法規および規則の適用に際し、合理的でないと判断される条項に関しては、適用を緩和し、適用の緩和理由を明記して行った。

1.4 検討事項

試設計の検討事項は船用炉プラントの総合的評価を実施するに必要と考えられる事項とし、船体、機関部の設計は必要最小限の範囲に限った。検討事項およびその内容を以下に示す。

事 項	内 容
(1) 炉プラント配置	炉プラント全体配置図
(2) 炉心設計	
a. 核 設 計	炉心概要（等価直径，有効高さ，燃料装荷量，濃縮度，可燃性毒物濃度等） 反応度計画 出力分布 反応度係数 制御棒ワース 燃焼度（平均，最高）
b. 熱水力設計	流量分布，圧損 熱水路係数 最小限界熱流束比（MDNBR） 燃料温度分布
(3) 炉心構造	
a. 燃料棒（板）可燃性 毒物棒（板）	構造，主要材料，主要寸法，重量
b. 燃料集合体	構造，主要材料，主要寸法，重量
c. 炉内構造物	構造，主要材料，主要寸法，重量
d. 制 御 棒	構造，主要材料，主要寸法，重量
(4) 一次冷却系統	
a. 原子炉容器	構造，主要材料，主要寸法，重量
b. 蒸気発生器	構造，主要材料，主要寸法，重量，伝熱管主要目，発生蒸気量，蒸気条件
c. 一次冷却水ポンプ	概念図，主要寸法，主要部材質，重量，ポンプ容量，軸封方法，モーター要目
d. 加 圧 器	構造，主要材料，主要寸法，重量
e. 制御棒駆動装置	概念図，主要寸法，主要部材質，重量，駆動方式（通常運転時，スクラム時），駆動装置数
(5) 格納容器	構造，主要材料，主要寸法，重量
(6) 遮蔽計画	
a. 通常運転時の遮蔽計算	線源計算 原子炉横方向遮蔽計算 " 上方向 " " " 下方向 " "（炉出力10%時）
b. 原子炉事故時の遮蔽計算	線源計算 二次遮蔽体外面での積算線量の計算

事 項	内 容
(7) 燃料交換要領	
a. 燃料交換設備の概要の説明	燃料取扱機器（概念図を含む） 燃料交換キャスク（ " ） 炉内構造物キャスク（ " ） 陸上クレーンの主要目
b. 燃料交換手順の説明	
(8) 供用期間中検査（ISI）要領	
a. 原子炉容器	左記の機器に関する ISI 実施要領の立案 ISI 実施手順 検査箇所及び検査方法
b. 蒸気発生器	
c. 加 圧 器	
d. 一次冷却水ポンプ	
(9) 事故解析	
a. 一次冷却水喪失事故解析	事故解析を実施する上で必要となる工学的安全 施設、及びその作動に関する条件の設定
b. 主電源喪失事故解析	
c. 負荷の喪失事故解析	
(10) 各種の事故に対する防止対策及び事故 解析結果に関する見通しの説明	
a. 異常な過渡変化	防止対策の立案 解析結果の見通しに関する検討
1) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	
2) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	
3) 主給水喪失	
b. 事 故	防止対策の立案 解析結果の見通しに関する検討
1) 一次冷却水流量喪失事故	
2) " ポンプ軸固着事故	
3) 主給水管破断事故	
4) 主蒸気管破断事故	
(11) 系統計画	
a. 1次冷却設備	原子炉補助設備基本計画 各系統についての機能および構成 各系統の主要機器類の主要目 各系統の系統説明図 船用炉プラントの全体系統説明図 タービンプラント熱効率の概算（MCR時）
1次冷却系統	
b. 原子炉補助設備	
(i) 体積制御系統	
(ii) 残留熱除去系統	
(iii) 非常用炉心冷却系統	
c. 2次冷却設備	
(i) 主蒸気系統（蒸気発生器からター ビンまで）	

- (ii) 給水系統（給水ポンプから蒸気発生器まで）

- d. 電気設備
 - 電気系統

給電母線系統図

主発電機，補助発電機，非常用発電機の容量，主配電盤，非常用配電盤に接続される機器名およびその容量

12 原子炉制御設備計画

- a. 制御設備
 - (i) 制御棒制御系
 - (ii) 加圧器圧力，水位制御系
 - (iii) 蒸気ダンプ制御系（主蒸気逃し弁のある場合には，その制御系を含む）
 - (iv) 給水制御系（蒸気発生器制御系を含む）
- b. 安全保護設備
 - 原子炉停止系

機能および構成

各系の機能ブロック線図（または説明図）
 各制御系の動作説明
 原子炉停止系のスクラム条件
 原子炉停止系のスクラム条件の設定点，遅れ時間，ロジックおよび作動説明

13 動特性解析

- a. 急速出力上昇
 - 基底負荷 → 常用負荷
(26.7 sec)
- b. 急速出力減少
 - 全負荷 → 基底負荷
(1 sec)
- c. 後前進切換
 - 後進全負荷 → 基底負荷 → 全負荷
(5 sec) 50 sec (30 sec)
- d. 出力上昇
 - 基底負荷 → 全負荷
(図 I. 1.1 に示すパターンによる)
- e. 出力減少
 - 全負荷 → 基底負荷
(30 sec)
- f. 急速前後進切換
 - 全負荷 → 後進全負荷
(図 I. 1.2 に示すパターンによる)

運転上の評価

- スクラムに対する余裕
- 負荷への追従性
- 収束性

解析実施ケースにおいて，() 内に示す時間は負荷に対応する弁開度まで開閉する時間を意味する。

1.5 3炉型比較

3炉型の各設計項目の比較を行った。比較に便利なように比較表形式で要約した。以下にその項目を示す。

- (1) 原子炉プラント主要目表
- (2) 遮蔽計画
- (3) 燃料交換要領
- (4) 供用期間中検査
- (5) 運転時の異常な過渡変化および事故
- (6) 系統設備
- (7) 原子炉制御系設備
- (8) 動特性解析
- (9) 総合比較
- (10) 研究開発項目および今後の検討事項

各項目の比較表を表 I.1.1～I.1.8 までに示す。これらの比較表をふまえて、1.2 で述べた設計の目標である経済性、安全性、信頼性および取扱性に優れた炉型の選択に必要な項目をまとめたものが表 I.1.9 である。

さらに表 I.1.10 に今後の研究開発項目および今後、検討することによって更に一層の改良、改善がなされるであろう事項について示した。

表 I.1.1 主要目 (1/3)

試設計メーカー	三菱重工業株式会社	石川島播磨重工業株式会社	日立造船株式会社
原子炉型式	半-体炉	-体炉	自己加圧一体型炉
熱出力	100	100	100
全出力炉心寿命 (EFPD)	-	1,108	約 770
又は燃焼量	109,600 以上	-	-
MWD	約 18,000	約 30,400	約 19,000
MWD/TU	6.1	約 3.65	約 4.06
平均燃焼度	4 (シヤフリングなし)	4 (シヤフリングなし)	3 (シヤフリングなし)
燃料装荷量			
燃料交換期間			
一次系			
全冷却水流量	3,000	4,459	3,530
T/H	110/(kg/cm ² a)	120	97.4
運転圧力	271.8	282.5	292
入口	294.7	297.5	308
出口	283.3	290.0	300
平均			
二次系			
全蒸気流量	184.8	167.2	180
T/H	200	185	210
給水温度	(蒸気発生器出口, 全出力時)	40	43.8
蒸気圧力	飽和 (249.2 °C)	275.7 (過熱度 25 °C)	282 (過熱度 27.4 °C)
蒸気温度			
炉心			
炉心有効高さ	150.0	143.2	125.0
炉心等価直径	158.0	132.9	136.0
平均出力密度	33.8	50.4	55
燃料形状	棒状	板状	棒状
燃料材質	UO ₂	UO ₂	UO ₂
燃料集集体数	37	32	16
燃料集集体寸法 (配列)	(燃料集集体幅) 230×230 (19×19)	214×214 (13燃料板×4燃料束)	301×301 (21×21)
燃料濃縮度	第1領域 3.7% 13 集集体数	第1領域 5.81% 16 燃料束数	第1領域 5.4% 12 燃料要素数
	" " 4.7% 24 "	" 2 " 6.91% 56 "	" 2 " 3.8% 4 "
燃料被覆管外径	8.6	-	10.8
又は燃料板: 板厚/ペレット厚さ	-	3.3/2.5	-
燃料被覆材質	Zry-4 (ジルコニウムライナー付)	Zry	Zry-4

表 I.1.1.1 主要目 (2/3)

試設計メーカー	三菱重工業株式会社	石川島播磨重工業株式会社	日立造船株式会社
制御棒	21 クラスト型 B ₄ C	24 十字型 Hf	16 クラスト型 B ₄ C
量式質器径さ器式量	2.2 6	(下部/上部) 2.36/2.47 (内 の り) 約 9.7	約 3.7 約 11.4
原子炉容	横置U字管式 2	ヘリカルコイル貫流式 1 (2系列)	ヘリカルコイル貫流式 1 (3系列)
蒸気発生	キャンドモータ式たて置らず巻型 2 1,500 (T/H/基)	キャンドモータ式たて置軸流型 2 3,000	堅型ウエットモータ式駆動斜流型 3 2,100
一次冷却ポンプ	35 275	12 130	16 150
式量量程	別置電気加熱式 7 250	別置電気加熱式 4.9 240	自己加圧により, 加圧器不要 (但し, N ₂ ガス加圧)
式量出力	21 磁気ジャック式 スクラムスプリングと自重	12 (但し, 1基で2本の制御棒を駆動) 電磁駆動ラックアンドピニオン スクラムスプリングと自重	電磁駆動ラックアンドピニオン スクラムスプリングと自重
モータ定格出力	乾式耐圧型 径約 12m 球形	乾式耐圧式 (内径) 9.5 m (全高) 15 m	ドライウエル寸法(外径/高さ) 11.0m/10.3m ウェットウエル寸法(長さ/幅/高さ) 12.8m/13.6m/6.4m 膨張室寸法(長さ/幅/高さ) 12.8m/13.6m/11.4m
加圧器			
式量タ			
制御棒駆動装置			
数量式			
駆動方式			
格納容器			
式法			
主要機器上			
要目			

表 1.1.1.1. 主 要 目 (3 / 3)

三菱重工業株式会社	石川島播磨重工業株式会社	日立造船株式会社
1. 格納容器内設置機器設備重量 (1) 原子炉容器 45 t (2) 炉内構造物 25 t (3) 燃料集合体等 13 t (4) 制御棒駆動装置 (21台) 13 t (5) 蒸気発生器 (2基) 108 t (6) 一次冷却材ポンプ (2台) 20 t (7) 加圧器 14.5 t (8) 一次遮蔽体および機器遮蔽体 360 t (9) その他配管・機器類 40 t (10) 一次冷却材等の水重量 62 t 合計 約 710 t	1. 機器及び支持構造重量 (1) 原子炉容器 168 t (2) 炉内構造物 (流路内管を含む) 28 t (3) 燃料集合体 9 t (4) 制御棒駆動装置 (12台) 6 t (5) 蒸気発生器 17 t (6) 一次冷却水ポンプ 6 t (7) 加圧器 7 t (8) その他の機器及び支持構造物 9 t (9) 一次冷却系保有水量 (常温) 38 t 小計 約 288 t	1. 炉心および一次冷却系設備総重量 (1) 燃料 (16体) 7.8 t (2) 制御棒 (16体) 0.5 t (3) 制御棒駆動装置 (16基) 21.6 t (4) 炉内構造物 20.5 t (5) 蒸気発生器 57.5 t (6) 一次冷却水循環ポンプ (3基) 24.0 t (7) 炉内配管類 1.0 t (8) 原子炉容器 214.6 t (9) 格納容器内一次冷却水量 79.5 t 小計 約 427 t
2. 格納容器重量 約 190 t	2. 格納容器重量 約 250 t	2. 一次遮蔽 ドライウエル部重量 204 t ウエルトウエル部重量 633 t
3. 二次遮蔽重量 約 1,650 t	3. 遮蔽体 (一次, 二次) 重量 2,330 t	3. 二次遮蔽 他 2,355 t 二次遮蔽 2,222 t RPV下部二重底内遮蔽 51 t 二次遮蔽下部二重底内遮蔽 82 t
4. 下部遮蔽重量 40 t	4. 概略重量 合計 約 2,868 t	4. 概略重量 合計 3,192 t
5. 概略重量 合計 約 2,600 t		

注) 重量はいずれも概略値であり, 今後の検討によって変わり得るものである。

表 I.1.1.2 遮蔽設計計画

試験設計委託先		三菱重工			石川島播磨重工			日立造船				
遮蔽計画	一次遮蔽	炉	半一体型炉			一体型炉			自己加圧一体型炉			
		構造	上部, 中間, 下部	原子炉容器上部	機器遮蔽	側部, 下部	上部	ウェットウエル部	ドラウエル部	鋼	蛇紋岩コンクリート	
	材料	蛇紋岩コンクリート	同左	鉛	鋼	銅	水	蛇紋岩コンクリート	水	蛇紋岩コンクリート		
	厚さ	144 cm	50 cm	約 6 cm	110 cm	10, 15, 20 cm	337 cm	65 cm	337 cm	65 cm		
	重量	約 300 ton	約 60 ton		約 330 ton	約 100 ton	約 633 ton	約 204 ton	約 633 ton	約 204 ton		
	全重量	約 360 ton			約 430 ton			約 837 ton				
	二次遮蔽	構造	本体部	ふた部	側部	側部	上部	側部	上部	側部	上部	
		材料	重コンクリート	重コンクリート	重コンクリート	重コンクリート	重コンクリート	重コンクリート	普通コンクリート	普通コンクリート	普通コンクリート	
	厚さ	76 cm	76 cm	76 cm	80 cm	83 cm	83 cm	100 cm	100 cm	60 cm	60 cm	
	重量	約 1,650 ton			約 1,900 ton			2,222 ton			2,222 ton	
格納容器外原子炉容器下部遮蔽	構造	原子炉容器下部	船底部	遮蔽水タンク	原子炉容器下部						遮蔽水タンク	
	材料	ポリエチレン	ポリエチレン	水	水						鉛	水
	厚さ	120 cm	10 cm	76 cm	94 cm						80 cm	
	重量	約 40 ton			51 ton						82 ton	
総重量	約 2,050 ton			約 2,330 ton			約 3,190 ton			約 3,190 ton		
(国内基準への適合という観点から設計方式Cの重量を示す。)												

表 1.1.3 燃料交換要領

試設計委託先	三菱重工	石川島播磨重工	日立造船	
炉型	半一体炉型	一体炉型	自己加圧一体型炉	
燃料交換間隔	4年(1バッチ)	4年(1バッチ)	3年(1バッチ)	
燃料交換場所	専用母港の乾ドック内	専用母港の乾ドック内	専用母港の乾ドック内	
燃料交換施設	専用設備は全て陸上に設置・保管	専用設備は全て陸上に設置・保管	専用設備は全て陸上に設置・保管	
燃料交換方式	全炉心取出し方式 一炉心分を一度に取出す方法	分取取出し方式 燃料集合体を1体ずつ取出す方法	燃料集合体を1体ずつ取出す方式	
	運搬方法 (移送方式)	陸上クレーン方式 陸上クレーンおよび燃料取扱建屋搬出用台車を使用し、他の機器等は陸上クレーン方式と同じ方法	ドライブ方式 燃料の取出しは燃料交換キャスクにより行い、キャスク内に1体ずつ吊り上げ収納後、搬出する。	
燃料交換に要する日数(ISI期間除く)	13日(2シフト/日)	15日(2シフト/日)	23日(1シフト/日)	
燃料交換設備	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料移送容器 使用済燃料取出し工具 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽(船上クレーンも使用) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽
燃料交換要領	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換機 使用済燃料移送容器 上部炉心構造物取出し工具 原子炉格納容器・二次遮蔽の蓋吊金具 原子炉容器蓋吊金具 燃料取扱い用遮蔽工具 炉心構造物用遮蔽工具 仮設建屋 燃料交換用水槽

表 1.1.5 運転中の異常な過渡変化および事故 (1/4)

試設計委託先		三菱重工	石川島播磨重工	日立造船
炉型		半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
事象		防止対策又は拡大防止対策	防止対策又は拡大防止対策	防止対策又は拡大防止対策
出力運転中の制御棒クラスバンスクの異常な引抜き 又は出力運転中の制御棒の異常な引抜き	対策	1. 制御棒クラスタのバンスク構成 2. 駆動の最大速度の制限	1. 制御棒のグループ構成 2. 駆動の最大速度の制限	1. 制御棒駆動系のバンスク構成 2. 駆動の最大速度の制限
	インク信号	1. 「出力領域出力高」	1. 「出力領域中性子束高」 2. 「熱的余裕不足」	1. 「制御棒グループ間位置差大による引抜き阻止」
未臨界状態からの制御棒クラスバンスクの異常な引抜き 又は未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	対策	1. 制御棒クラスタのバンスク構成 2. 駆動の最大速度の制限	1. 制御棒のグループ構成 2. 駆動の最大速度の制限	1. 制御棒駆動系のバンスク構成 2. 駆動の最大速度の制限
	インク信号	1. 「線源領域起動率高」 2. 「中間領域」	1. 「出力領域中性子束高 (高設定)」 2. 「制御棒グループ内位置差過大」 3. 「熱的余裕不足」 4. 「原子炉圧力高」	1. 「出力領域中性子束高 (高設定)」 2. 「中間領域」
負荷の喪失	対策	1. 主発電機の2台装備 2. 主蒸気安全弁の設置 3. 主蒸気ダンプ系、主蒸気逃し弁の設置 4. 加圧器スプレ、加圧器逃し弁及び加圧器安全弁の設置	1. 主発電機の2台装備 2. 蒸気発生器二次側安全弁の設置 3. 主蒸気ダンプ系の設置 4. 加圧器スプレ、加圧器逃し弁及び加圧器安全弁の設置 5. 補助給水ポンプの自動起動 6. 主給水ポンプタービンの低流量での連続運転	1. 主発電機の2台装備 2. 主蒸気安全弁の設置 3. タービンバイパス系の設置 4. 原子炉容器に安全弁及びブローオフ弁の設置 5. 一次浄化系による除熱
	原自停止信号	1. 「中間領域起動率高」 2. 「出力領域出力高」	1. 「出力領域中性子束高 (低設定)」 2. 「」 (高設定)」	1. 「中間領域中性子束高」 2. 「中間領域ペリオド短」 3. 「原子炉熱出力高」 4. 「原子炉容器内圧低」, 「二次冷却水温度低」および「原子炉熱出力高」の同時信号
主給水喪失	対策	1. 主給水制御系の蒸気発生器ごとの設置 2. 「蒸気発生器水位低」警報の設置による注意の喚起 3. 補助給水ポンプの自動起動 4. 主蒸気逃し弁及び主蒸気安全弁の設置	1. 給水ポンプの常時2台運転 2. 復水ポンプ予備機1台の自動起動 3. 補助給水ポンプの自動起動 4. 加圧器スプレ、加圧器逃し弁、加圧器安全弁の設置	1. 原子炉容器に安全弁、ブローオフ弁の設置 2. 一次浄化系による除熱 3. 補助給水ポンプの自動起動 4. 主給水ライソンの2系統分離
	原自停止信号	1. 「加圧器水位高」 2. 「低圧スクラム」 3. 「高温スクラム」	1. 「原子炉圧力高」 2. 「熱的余裕不足」 3. 「加圧器水位高」	1. 「原子炉容器内圧高」 2. 「炉心出口温度高」

表 1.1.5 運転中の異常な過渡変化および事故 (2/4)

試設計委託先		三菱重工	石川島播磨重工	日立造船
炉型		半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
事象		防止対策又は拡大防止対策		
運転時の異常な過渡変化	電源喪失	1. 主発電機の2台装備 2. 補助発電機の自動起動 3. 非常用発電機の自動起動 4. 船内母線の独立構成と船内補機の分割接続 5. 蓄電池と電動発電機の装備 6. 制御棒クランプの炉心内挿入による原子炉自動停止 7. 補助給水系、主蒸気逃し弁及び寸蒸気安全弁の作動 8. 非常用蒸気凝縮器の作動	1. 主発電機の2台装備 2. 補助発電機の自動起動 3. 非常用発電機の自動起動 4. 船内母線の独立構成と船内補機の分割接続 5. 蓄電池の装備 6. 制御棒の炉心内挿入による原子炉自動停止 7. 補助給水系及び崩壊熱タンク系の作動	1. 主発電機の2台装備 2. 補助発電機の自動起動 3. 非常用発電機の自動起動 4. 配電盤の独立2基配置 5. 無停電電源装置の装備 6. 制御棒の炉心内挿入による原子炉自動停止 7. 補助給水系及びタービンバイパス系の作動
		1. 「一次冷却水ポンプ電源電圧低」 2. 補助発電機、非常用発電機の装備	1. 「一次冷却水流量低」 2. 「熱的余裕不足」	1. 「一次冷却水流量低」 2. 「熱的余裕不足」
一次冷却水流量喪失事故	軸着事故	1. 2台のポンプの船内母線の分離 2. 補助発電機、非常用発電機の装備 3. 補機冷却水ポンプの予備機の設置	1. 2台のポンプの船内母線の分離 2. 補助発電機、非常用発電機の装備 3. 補機冷却水ポンプの予備機の設置	1. 3台のポンプへ、それぞれ独立した母線から給電 2. 補助発電機、非常用発電機の装備 3. 原子炉容器に安全弁およびブローオフ弁の設置
		1. 「一次冷却水流量低」	1. 「一次冷却水流量低」 2. 「熱的余裕不足」	1. 2基以上の「一次冷却水循環ポンプ回転数低下」 2. 「原子炉熱出力高」
事故	主給水管破断事故	1. ポンプの材料選定、設計、製作、据付及び検査の規格及び基準への適合 2. 品質管理の徹底 3. ベアリングの摩耗のない設計 4. ベアリング温度異常の警報設置	1. ポンプの材料選定、設計、製作及び据付の諸規格・基準等への適合 2. 品質管理・工程管理の徹底 3. ベアリングの耐摩耗性向上の設計 4. 炬出力を下げ、連続運転が可能	1. ポンプの材料選定、設計、製作及び据付の規格基準への適合 2. 品質管理の徹底 3. 原子炉容器に安全弁及びブローオフ弁の設置
		1. 「一次冷却水流量低」	(対策4により不要)	1. 「原子炉熱出力高」 2. 「原子炉容器内圧高」
		1. 主給水管の材料選定、設計、製作、据付及び検査の関連する規格、基準への適合 2. 補助給水系の設置 3. 加圧器逃し弁、加圧器安全弁等の設置 4. 中央制御室から操作可能な補助給水出口弁の設置	1. 主給水管の材料選定、設計、製作、据付及び検査の関連する基準への適合 2. 補助給水系の設置 3. 流量比較装置による破断給水ラインの判断と自動閉鎖 4. 加圧器スプレイ、加圧器逃し弁および加圧器安全弁等の設置	1. 主給水管内圧力変化大」
		1. 「低圧スクラム」 2. 「高圧スクラム」 3. 「蒸気発生器水位異常低」 4. 「非常用炉心冷却設備作動」	1. 「原子炉圧力高」 2. 「熱的余裕不足」	1. 「主給水管内圧力変化大」

表 1.1.5 運転中の異常な過渡変化および事故 (3/4)

試設計委託先		三菱重工	石川島播磨重工	日立造船
炉型		半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
主蒸気管破断事故	対策	防止対策又は拡大防止対策 1. 主蒸気管の材料選定, 設計, 製作, 据付及び検査の関連する規格, 基準への適合 2. 非常用炉心冷却設備信号による主給水ポンプ自動停止, 制御弁, 主給水隔離弁, 主蒸気隔離弁の全閉	防止対策又は拡大防止対策 1. 主蒸気管の材料選定, 設計, 製作および据付の関連する基準への準拠 2. 過度な応力を生じない主蒸気管の設計 3. 主蒸気タンク系, 主蒸気安全弁の設置 4. 主蒸気隔離弁の下流へ逆止弁の設置	防止対策又は拡大防止対策 1. 主蒸気管の材料選定, 設計, 製作および据付の規格・基準への適合 2. 原子炉容器に安全弁およびブローオフ弁の設置 3. 「主蒸気管内圧力変化大」による蒸気発生器の隔離 (又は該当蒸気発生器系統の隔離)
	対策	1. 「中間領域起動率高」 2. 「出力領域出力高」 3. 「低圧スクラム」 4. 「高温スクラム」 5. 「流量低スクラム」	1. 「出力領域中性子束高 (高設定)」 2. 「熱的余裕不足」 3. 「一次冷却水流量低」	1. 「主蒸気管内圧力変化大」
制御棒飛出事故	対策	1. 耐久性の立証された圧力ハウジングの使用 2. 過度応力を受けない圧力ハウジングの設計 3. ステンレス製圧力ハウジングの使用 4. 過大な反応度が添加されない設計 5. 非常用炉心冷却設備の作動 信号 I) 「原子炉圧力低」と「加圧器水位低」の一致 II) 「格納容器圧力高」	CRDMハウジングが存在しない構造なので, 本事故は発生しない。	1. 材料選定, 設計, 製作および組立時の規格, 基準への適合による圧力ハウジングの設計 2. 制御棒駆動装置は圧力ハウジングを貫通する駆動軸のない構造の採用 3. 制御棒駆動用のラック上端を原子炉容器の内部でかつ回転筒の内部に納めた構造の採用 4. 上下駆動ユニットの回転筒下端のはめ込み構造の採用 5. 原子炉容器内部に制御棒飛出し防護装置の設置 6. 転覆時抜出し防護装置の設置 7. 原子炉保護設備による原子炉自動停止信号と非常用注水系の作動 信号 I) 「ドライウエル内圧力高」
	原自停止信号 炉動号	1. 「中間領域起動率高」 2. 「出力領域出力高」		1. 「ドライウエル内圧力高」

表 1.1.5 運転中の異常な過渡変化および事故 (4/4)

試設計委託先		三菱重工		石川島播磨重工業		日立造船	
炉型		半一体型炉		一体型炉		自己加圧一体型炉	
破断想定箇所 (破断口径)		1. 加圧器サージ管 (内径 87.3 mm)		1. 加圧器サージ管 (内径 80 mm) 2. 体積制御配管 (内径 50 mm) 3. 非常用炉心冷却配管 (内径 50 mm)		1. 非常用注水系配管 (内径 65 mm) 2. 一次浄化系配管 (内径 50 mm × 2) 3. 核計装用配管 (内径 15 mm) 4. 安全弁用配管 (内径 65 mm) 5. 蒸気側仮想配管 (内径 15 mm)	
非常用炉心冷却設備		安全注入系	蓄圧注入系	非常用炉心冷却系		非常用注水系	
系統		1. 「原子炉圧力低」と「加圧器水位低」との一致	1. 原子炉圧力が蓄圧タンク保持圧力以下	1. 「原子炉圧力低・低」 2. 「加圧器水位低」 3. 「格納容器圧力高」	1. 「ドライウエル内圧力高」 2. 「原子炉水位低」		
動作条件		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作及び据付の諸規格, 基準への適合と品質管理や工程管理の徹底および, 供用期間中での必要な検査の実施。 2. 加圧器安全弁, 加圧器逃し弁等の設置。 3. 過度の応力を制限した設計。 4. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理。 5. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置。 6. 非常用注水 (SI) 信号による非常用炉心冷却系の作動。 7. スクラム信号又は SI 信号による原子炉自動停止。 スクラム信号: I) 「低圧スクラム」 II) 「熱的余裕不足」		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作及び据付の諸規格, 基準への適合と品質管理や工程管理の徹底および, 供用期間中での必要な検査の実施。 2. 加圧器安全弁, 加圧器逃し弁等の設置。 3. 過度の応力を制限した設計。 4. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理。 5. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置。 6. 非常用注水 (SI) 信号による非常用炉心冷却系の作動。 7. スクラム信号又は SI 信号による原子炉自動停止。 スクラム信号: I) 「原子炉圧力低」 II) 「熱的余裕不足」		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作, 組立および供用期間中検査の規格, 基準への適合 2. 安全弁, フローオフ弁等の設置 3. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置 4. 工学的安全施設の設置 構成: I) 非常用注水系 II) ウェットウェル冷却系 III) 圧力低減弁 5. 蒸気発生器による熱除去 6. 圧力低減弁を自動的に開くことによる非常用注水の促進 7. スクラム信号による原子炉自動停止 スクラム信号: I) 「ドライウエル内圧力高」 II) 「原子炉容器内水位低」 8. スクラム信号による非常用注水系起動と作動 9. 過度の応力を制限した設計 10. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理	
防止対策又は拡大防止対策		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作及び据付の諸規格, 基準への適合と品質管理や工程管理の徹底および, 供用期間中での必要な検査の実施。 2. 加圧器安全弁, 加圧器逃し弁等の設置。 3. 過度の応力を制限した設計。 4. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理。 5. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置。 6. 非常用注水 (SI) 信号による非常用炉心冷却系の作動。 7. スクラム信号又は SI 信号による原子炉自動停止。 スクラム信号: I) 「低圧スクラム」 II) 「熱的余裕不足」		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作及び据付の諸規格, 基準への適合と品質管理や工程管理の徹底および, 供用期間中での必要な検査の実施。 2. 加圧器安全弁, 加圧器逃し弁等の設置。 3. 過度の応力を制限した設計。 4. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理。 5. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置。 6. 非常用注水 (SI) 信号による非常用炉心冷却系の作動。 7. スクラム信号又は SI 信号による原子炉自動停止。 スクラム信号: I) 「原子炉圧力低」 II) 「熱的余裕不足」		1. 一次冷却系の材料選定, 設計, 製作, 組立および供用期間中検査の規格, 基準への適合 2. 安全弁, フローオフ弁等の設置 3. 格納容器内に一次冷却水漏洩監視装置の設置 4. 工学的安全施設の設置 構成: I) 非常用注水系 II) ウェットウェル冷却系 III) 圧力低減弁 5. 蒸気発生器による熱除去 6. 圧力低減弁を自動的に開くことによる非常用注水の促進 7. スクラム信号による原子炉自動停止 スクラム信号: I) 「ドライウエル内圧力高」 II) 「原子炉容器内水位低」 8. スクラム信号による非常用注水系起動と作動 9. 過度の応力を制限した設計 10. 一次冷却系の耐食性材料の使用と一次冷却水中の水質運転管理	
一次冷却水喪失事故		防止対策又は拡大防止対策		防止対策又は拡大防止対策		防止対策又は拡大防止対策	

表 1.1.6 系 統 設 備 (1/3)

		半 一 体 型 炉	一 体 型 炉					自 己 加 圧 一 体 型 炉						
運 転 圧 力 ” 温 度		炉心入口 ” 出口 110 kg/cm ² a 271.8℃ 294.7℃	炉心入口 ” 出口 120 kg/cm ² G 282.5℃ 297.5℃	炉心入口 ” 出口 97.4 kg/cm ² G 292℃ 308℃					炉心入口 ” 出口					
加 圧 方 式		加 圧 器 別 置 式	加 圧 器 別 置 式	自 己 加 圧 式					自 己 加 圧 式					
主 上 冷 却 系 統 構 成		一 次 冷 却 位 置 蒸 気 発 生 器 式 保 有 水 量 の 保 持	蒸 気 発 生 器 後 別 置 対 (横 置 U 字 管 型) 式	蒸 気 発 生 器 後 内 装 貫 流 (内 装 ヘ リ カ ル コ イ ル 式 向 流 型) 式					蒸 気 発 生 器 後 内 装 貫 流 (内 装 ヘ リ カ ル コ イ ル 式 並 流 型) 式					
原 子 炉 冷 却 水 圧 カ バ ウ ン ダ リ		電 気 技 術 指 針 J E A G - 4 6 0 2 * に 基 づ く * 原 子 炉 冷 却 材 圧 カ バ ウ ン ダ リ 格 納 容 器 バ バ ウ ン ダ リ の 定 義 J E A G 4 6 0 2 - 1 9 7 2		同 左				同 左						
機 能		体 積 制 御 系 統 設 備		浄 化 系 統	充 填 系 統	パ ー ジ 系 統	化 学 系 統	ほ う 酸 供 給 ラ イ ン	浄 化 ル ー プ	冷 却 ル ー プ	体 積 制 御 ル ー プ	脱 気 ル ー プ	水 封 ル ー プ	(他 系 統)
一 次 冷 却 水 の 浄 化		○		○					○	○		○		
漏 え い の 時 の 補 給		○			○						○			
緊 急 時 低 温 停 止 能 力		○						○						薬 品 注 入 系
一 次 冷 却 水 保 有 水 量 の 調 整		○				○			○					薬 品 注 入 系
一 次 冷 却 水 の 水 質 調 整		○					○							
一 次 冷 却 水 ポ ン プ の 封 水		-											○	

表 I.1.6 系統設備 (2/3)

残留熱除去系統	半一体型炉			一体型炉			白己加圧・体型炉			
	使用設備	温度	圧力	使用設備	温度	圧力	使用設備	温度	圧力	
通常時の残留熱除去	(崩壊熱除去タンク系) 基数 1 基	約 150 °C	約 15 kg/cm ²	崩壊熱除去系統	250 °C	120 kg/cm ²	蒸気フေးイズ	↓ 120 ~ 140 °C		
		約 150 °C	約 15 kg/cm ²	余熱除去系統	150 °C	30 kg/cm ² G				
非常時の残留熱除去	非常用崩壊熱除去設備	船上全電源系統喪失時に使用	約 150 °C	約 15 kg/cm ²	余熱除去系統	150 °C	30 kg/cm ² G	水フေးイズ	120 ~ 140 °C	
										約 60 °C
			(1)機関室等の損傷等による補機冷却水系統および冷却海水系統の使用不能時に使用 (2)浅海沈没時の全電源喪失時に使用			体積制御系統の冷却ループレ			二次冷却設備不動作時に使用	
系統名			余熱除去系統設備			二次冷却設備			(体積制御系統)	
項目			独立 2 系統 (50% × 2 系統)			同 左 (50% × 2 系統)			二次冷却設備と体積制御系統 (100% × 1 系列 + 50% × 2 系列)	
多重性と容量			主発, 補発, 非発			同 左			主発, 補 / 非発, 非発	
電源			有			有			有	
設計方針			LOCA後の長期崩壊熱除去能力			有			無	
冷却能力			海水温度 32 °C のときに 2 系統運転することにより, 原子炉停止後約 24 時間以内に一次冷却材の温度を 60 °C まで下げ得る。			冷却速度は, 圧力バウンダリとしての冷却速度制限を超えないように抑制する。			一次冷却設備の冷却速度を最大 25 °C/h に制御する。	
主要機器			高圧注入ポンプ 2 基 非常用冷却水貯蔵タンク 1 基 格納容器再循環ポンプ 1 基			安全注入ポンプ 3 基 非常用水タンク 1 基 一次遮蔽水タンク 1 基 再循環熱交換器 2 基			非常用注水系 非常用注水ポンプ	
系統容量			注入系 100%容量 × 2 系列 再循環系 100%容量 × 2 系列			注入系 100%容量 × 3 系列 再循環系 100%容量 × 2 系列			100%容量 3 系列	
非常用炉心冷却系統						ウエットウエル冷却系			ウエットウエル冷却系	
						ウエットウエル冷却器			ウエットウエル冷却ポンプ	
						ウエットウエル冷却器			ウエットウエル冷却ポンプ	
						ウエットウエル冷却器			ウエットウエル冷却ポンプ	

表 1.1.6 系 統 設 備 (3/3)

主蒸気系統		半 一 体 型 炉	一 体 型 炉	自 己 加 圧 一 体 型 炉
蒸 気 タ ン プ 系		2 系 列	2 系 列	3 系 列 → 2 系 列
主蒸気タンク		主タンク弁：容量 定格主蒸気流量の約20% (37ton/h) 基数 1基	蒸気タンク弁：容量 69ton/h 基数 1基	蒸気タンク弁：容量 144ton/h (最大) 基数 1基
主蒸気逃し弁		破壊熱タンク弁：(残留熱除去系統参照) 定格主蒸気流量の5% 2基	(記述なし)	1基
主蒸気安全弁		定格主蒸気流量の50% 2基	同 左 2基	同 左 6基
主蒸気隔離弁		2基 (1基×2ライン)	2基 (1基×2ライン)	6基 (2基×3ライン)
給 水 ポ ンプ		基数 3基 タービン駆動	基数 3基 タービン駆動	台 数 2台 (1台予備) 駆動方式 電 動
主給水制御弁		有	有	有
主給水バイパス制御弁		有	(記述なし)	無
補 助 給 水 ポ ンプ		基数 2基 電 動	基数 2基 電 動	基数 2基 (1基予備) 駆動方式 電 動
電 気 系 統		1500 kW × 2基	1200 kW × 2基	1500 kW × 2基
主発電機 (補助発電機 又は非常用 補助発電機)		1300 kW × 2基	1200 kW × 2基	1100 kW × 2基 (補助/非常用発電機)
非常用電氣系統		独立 2分割	独立 2系統	独立 2系統
多重性		800 kW × 2基	500 kW × 2基	1100 kW × 1基 (非常時は補助/非常用発電機2基も起動)
直流電氣系統		100% × 2系列	100% × 2系列	100% × 3系列 (非発/補発含む)
無停電電源設備		有	有	有
陸上からの受電設備		有	有	有

表 1.1.7 原子炉制御設備 (1/2)

制御方式		半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
制御棒制御系 又は 原子炉制御系	制御信号	平均温度チャンネル(一次冷却材平均温度と基準温度との差) 出力不一致チャンネル(中性子束信号とタービン出力信号との差)	炉心平均温度一定方式	自己加圧一体型炉 原子炉容器内圧力一定方式
	制御棒駆動速度可変方式	制御棒駆動速度プログラム方式	温度チャンネル(炉心平均温度と基準温度との差) 出力不一致チャンネル(中性子束信号と蒸気流量信号との差)	蒸気流量信号 原子炉圧力信号(原子炉圧力と基準圧力との差)
原子炉圧力容器水位制御系 又は 加圧器圧力制御系	自動制御範囲	原子炉出力の約 10% 以上	基底負荷以上	制御棒 3 位置制御方式
	制御方式	一次系圧力一定方式	一次冷却系圧力一定方式	
	制御手段	加圧器スプレイ 加圧器比例ヒータ 加圧器後備ヒータ	加圧器スプレイ 加圧器後備ヒータ 加圧器逃し弁 加圧器コンデンサ	注入制御および抽出制御 原子炉圧力容器内水位信号 原子炉圧力
	制御信号	圧力偏差補償信号	圧力偏差補償信号	
	制御手段	充てん流量制御		通常運転時には行わない。 蒸気ダンプ弁制御
	制御信号	加圧器水位偏差信号(加圧器水位と基準水位との差)	基底負荷以上では行わない。 蒸気ダンプ弁制御	
主蒸気逃し弁制御系 蒸気ダンプ系	自動制御範囲	全範囲		蒸気圧力チャンネル(蒸気圧力と基準圧力との差)
	制御信号	蒸気圧力チャンネル(蒸気発生器圧力と基準圧力との差) 出力不一致チャンネル(中性子束信号とタービン出力信号との差)	蒸気圧力チャンネル(蒸気圧力と基準圧力との差) 出力不一致チャンネル(中性子束信号と蒸気流量との差)	蒸気圧力チャンネル(蒸気圧力と基準圧力との差)
給水制御系 又は 蒸気発生器制御系	インターロック	負荷急減インターロック		
	制御手段	主蒸気逃し弁制御		主蒸気逃し弁制御
	制御信号	蒸気発生器実圧力		蒸気実圧力
	蒸気発生器型式	Uチューブ型蒸気発生器	向流型貫流式蒸気発生器	並行流型貫流式蒸気発生器
制御方式	蒸気発生器水位制御方式	蒸気圧力一定方式	蒸気圧力一定方式	
制御信号	蒸気発生器水位偏差信号(蒸気発生器水位と設定水位(負荷により変化)との差) 蒸気水流量信号	蒸気圧力信号(蒸気圧力と基準圧力との差) 蒸気水流量信号 主機タービン操縦弁開度信号	蒸気圧力信号(蒸気圧力と基準圧力との差) 原子炉圧力信号 蒸気水流量信号 主機タービン操縦弁開度信号	
リミッター		給水減少率可変リミッター		

表 1.1.7 原子炉制御設備 (2/2)

		半一体型炉			一体型炉			自己加圧一体型炉		
	原子炉トリップ信号	チャンネル構成	インタロック	原子炉トリップ信号	チャンネル構成	インタロック	原子炉トリップ信号	チャンネル構成	インタロック	
原子炉停止系の保護目的	原子炉停止および起動時の保護	中性子源領域中性子束高 中間領域中性子束高	有 有	線源領域中性子束高 中間領域中性子束高	1/2 1/2	有 有	• 起動領域の中性子束高 • 中間出力領域の中性子束高		有	
	原子炉起動時の異常出力上昇に対する保護	出力領域中性子束高 (低設定)	有	出力領域中性子束高 (低設定)	2/4 2/4	有 無	• 出力領域の中性子束高		有	
	出力運転時の異常な出力上昇に対する保護	過大出力ΔT高 出力領域中性子束高 (高設定)	無	出力領域中性子束高 (高設定) 熱的余裕不足	2/4 2/4	無 有	• 中性子束高 (出力領域高設定) • 1次冷却水循環ポンプ出力制限回路によるスクラム信号 • 蒸気発生器出力制限回路によるスクラム信号		有	
	炉心のDNBからの保護	過大温度ΔT高 冷却材流量低 全速運転時 a) 冷却材流量低 (両ループの一致) b) 1次冷却材ポンプ遮断器開 (高速用) (両ポンプの一致) 半速運転時 a) 冷却材流量異常低 b) 1次冷却材ポンプ遮断器開 (高低共) 両ループのa), b) いずれの信号の一致	2/4 2/3 + 2/3 2/3 + 2/3	無 有 有	熱的余裕不足 一次冷却水流量低	2/4 各ポンプ2/4 一致信号	有 有	• 炉心出口温度高 一次冷却水循環ポンプの回転数が40%より低い		
	一次冷却系過圧防止	原子炉圧力高 加圧器水位高	2/4 2/3	無 有	原子炉圧力高 加圧器水位高	2/4 2/4	無 有	• 原子炉圧力容器内圧力高		
	DNBから炉心を保護 過出力保護	出力領域中性子束変化率高 (減少率) (増加率)	2/4 2/4	無 無	制御棒落下 制御棒グループ間位置差過大	2/4 2/4	有 有			
	過沸騰保護	原子炉圧力低	2/4	有	原子炉圧力低 熱的余裕不足	2/4 2/4	有 有			
	熱除去能力喪失保護	蒸気発生器水位低	2/4/SG	有						
	事故結果の緩和	安全注入	-		非常用注水信号	2/4		• 非常用注水系起動 • 原子炉圧力容器内水位低およびボライウエル内圧力高		
	原子炉機器の機能喪失から保護	傾斜大	2/3		船体傾斜過大	2/4				
その他	パツクアツクアツク	手動	1/2	手動	1/2		• 手動			
	一次系水の流出防止						• 給水管内圧力および蒸気管内圧力の変化大 • 体積制御系統流量大ならびに膨張室内圧力および温度高 • 蒸気管内の ¹⁶ N放射能高 • ウェットウェル水位低およびウエットウェル水温度高			
事故時の熱除去能力喪失防止										

表 1.1.8 動特性解析

解析に用いたパラメータ	減速材温度係数 ボツプラー係数 制御棒微分反応度	半一体型炉		一体型炉		自己加圧一体型炉			
		炉心寿命中最も正側 炉心寿命中最も正側 炉心寿命初期の値	炉心寿命初期の値及び炉心寿命末期の値 炉心寿命初期の値及び炉心寿命末期の値 炉心寿命中の最大値及び炉心寿命中の最少値	炉心寿命初期の値 炉心寿命初期の値 炉心寿命中の最少値	炉心寿命初期の値 炉心寿命初期の値 炉心寿命中の平均的な値				
解析に用いたコード		。MARINE 6群の遅発中性子群及び制御棒反応度、減速材温度、燃料温度の反応度帰還を含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。 原子炉プラントは原子炉炉心、蒸気発生器、一次冷却水ポンプ、加圧器およびそれらを結ぶ管路により模擬する。	。SIRENE 6群の遅発中性子群及び制御棒反応度、減速材温度、燃料温度の反応度帰還を含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。 原子炉プラントは原子炉炉心、蒸気発生器、一次冷却水ポンプ、加圧器およびそれらを結ぶ管路により模擬する。	。DRUCK 6群の遅発中性子群及び制御棒反応度、減速材温度、燃料温度の反応度帰還を含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。 原子炉プラントは原子炉炉心、蒸気発生器、一次冷却水ポンプ、加圧器およびそれらを結ぶ管路により模擬する。					
考慮したスクラム信号		。過出力 4T 高 。過大温度 4T 高 。原子炉圧力 高 。蒸気発生器水位低 。加圧器水位 高	。出力領域中性子束高 。熱的余裕不足 。原子炉圧力 高 。原子炉圧力 低 。加圧器水位 高	。出力領域中性子束高 。炉心出口温度 高 。原子炉圧力 高 。原子炉容器内水位低					
解析実施ケース		① 急速出力上昇 ② 急速出力減少 ③ 後前進切換 ④ 出力減少 ⑤ 出力減少 ⑥ 急速前後進切換	① 急速出力上昇 ② 急速出力減少 ③ 後前進切換 ④ 出力減少 ⑤ 出力減少 ⑥ 急速前後進切換	同 左					
解析結果 (想定すべき値からの最大偏差、全計算ケース中最大の値)	炉出力	+ 0.4% - 3.2%	急速出力上昇 出力減少	+ 13% - 8.0%	急速出力上昇 急速出力減少	A* BOL BOL	B* 最小値 最小値	+ 10.0% - 2.0%	急速前後進切換 急速出力減少
	一次冷却材温度	+ 9.4℃ - 4.5℃	急速出力減少(平均温度) 急速出力上昇(平均温度)	+ 9.0℃ - 4.1℃	急速出力減少(平均温度) 出力減少(平均温度)	EOL BOL	最小値 最小値	+ 0.6℃ - 10.0℃	急速出力上昇(炉心出口温度) 急速出力減少(炉心出口温度)
	一次系圧力	+ 6.2 (kg/cm ²) - 4.6 (kg/cm ²)	急速出力減少 急速出力減少	+ 6.9 (kg/cm ²) - 6.9 (kg/cm ²)	急速出力減少 後前進切換	EOL EOL	最小値 最小値	+ 4.6 (kg/cm ²) - 2.4 (kg/cm ²)	後前進切換 急速前後進切換
	蒸気圧力	+ 6.9 (kg/cm ²) - 1.3 (kg/cm ²)	急速出力減少 後前進切換	+ 14.1 (kg/cm ²) - 1.7 (kg/cm ²)	急速出力減少 出力減少	-** -**	*** ***	+ 4.8 (kg/cm ²) - 0.8 (kg/cm ²)	急速出力減少 急速出力上昇・急速前後進切換
	加水器水位もしくは圧力容器水位	+ 13.2 (%) - 6.9 (%)	急速出力減少 急速出力上昇	+ 24.4 (%) - 8.7 (%)	急速出力減少 出力減少	EOL BOL	最小値 最小値	- -0.13 m	急速出力上昇(圧力容器水位) 急速出力上昇
		いづれの負荷変動ケースでも、負荷への追従性、諸パラメータの収束性に良好であり、また各種スクラム設定値に対しても十分余裕のある結果が得られた。		同 左		同 左		同 左	

* A 減速材温度係数及びボツプラー係数の設定

B 制御棒微分反応度の設定

** パラメータを変えても同じ値

表 1.1.9 総 合 比 較 (1/3)

目 標	比較項目	半 体 型 炉		一 体 型 炉		自 己 加 圧 一 体 型 炉
		半	体 型 炉	一	体 型 炉	
不稼働時間の減少	炉プラント区画室の積載量増大への寄与 (ここでは格納容器外接寸法を示す)	12 m × 12 m × 13.2 m ≒ 1900 m ³		9.5 m × 9.5 m × 15 m ≒ 1360 m ³		11 m × 11 m × 16.9 m ≒ 2040 m ³
	船体の定検と ISI 及び燃料交換時期との一致	— 致		— 致		船体定検 4年 異なる ISI 3年 燃料交換 3年
経 済 性	燃料交換間隔	4 年		4 年		3 年
	生涯燃料交換回数	4 回		4 回		6 回
	定検期間の短縮及び被曝低減	1. 開発済蒸気発生器点検用機器の適用 2. 一次冷却水ポンプの正立と保守点検空間の確保 3. ISI の自動遠隔化 等		1. 炉心および炉内構造物の構造単純化 2. ISI 装置の遠隔自動化 等		1. 原子炉容器, 蒸気発生器の ISI 自動遠隔化 2. 原子炉容器の溶接線の最小化 等
	燃料の型式	棒 状		板 状		棒 状
	燃料の量産性の高燃焼度化	有 り		少 ない		有 り
	燃料サイクル費	約 18,000 MWD/TU (平均燃焼度) 130 円/kwt・hr		約 30,400 MWD/TU (平均燃焼度) 121 円/kwt・hr (成形加工単価を丸棒燃料の 100% up とした場合)		約 19,000 MWD/TU (平均燃焼度) 125 円/kwt・hr
	小型・軽量化 (炉プラント重)	約 2,600 ton		約 2,860 ton		約 3,850 ton
	資本費	建造費の低減				1. 一次冷却設備のプレハブ化 2. 格納容器と船体構造の一体化 3. 共用による系統設備の簡素化
	軸出力	35,150 PS		37,700 PS		36,400 PS
	タービンプラント熱効率	約 26%		27.7%		26.8%
船内最大負荷	2405 kW		2040.2 kW		2583 kW	

表 1.1.9 総合比較 (2/3)

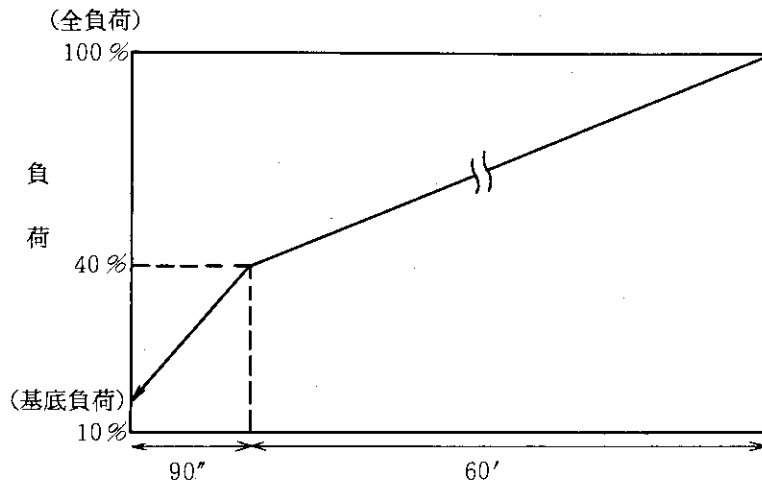
標準	比較項目	半一体型炉		一体型炉		
		有	無	有	無	
安全基準への適合	一次冷却水喪失事故 (LOCA) 上記を除く事故	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を準用		① LOCA (一次冷却水喪失事故) 時の UO_2 燃料温度は、LOCA 時の技術限界曲線以下であること。 LOCA 以外の「事故」については UO_2 燃料中心最高温度は通常運転時の技術限界曲線以下であること。 ② 一次系圧力パンプリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。 ③ 格納容器パンプリにかかる圧力は設計圧力の 1/0.9 倍以下であること。		① 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。 ② 燃料中心温度は設計溶融温度 2600℃ 未満であること。 ③ 最小 DNB _R は 1.3 以上であること。 ④ 一次冷却系圧力パンプリは最高使用圧力に対して十分余裕があること。
		「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を準用 ① 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を準用 (1) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。 (2) 原子炉冷却材圧力パンプリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。 (3) 格納容器パンプリにかかる圧力は、設計圧力の 1/0.9 倍以下であること。 ② 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事故に関する評価指針」準用 (制御棒クラスク飛出し事故に對して)		① 最小 DNB _R (最小限界熱流束比) は、1.30 以上であること。なお、船体動揺による DNB _R 低下率を考慮する。 ② UO_2 燃料中心最高温度は、通常運転時の技術限界曲線以下であること。 ③ 一次系圧力パンプリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。		LOCA, 一次冷却水流量喪失解析, 一次冷却水ポンプ全数の電源喪失は解析実施, その他は類似解析結果及び NCS-80 から類推, いずれも十分基準を満たしている。
全	異常な過渡変化	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を準用 (1) 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること。 (2) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。 (3) 燃料ペレットの保有熱量は許容限界値を超えないこと。 (4) 原子炉冷却材圧力パンプリにかかる圧力は最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。		異常な過渡変化を含み、全ての事故を解析, いずれも十分基準を満たしている。		LOCA, 一次冷却水流量喪失解析, 一次冷却水ポンプ全数の電源喪失は解析実施, その他は類似解析結果及び NCS-80 から類推, いずれも十分基準を満たしている。
		LOCA 時の炉心露出の可能性		無		無
性	固有の安全性	自然循環による炉心冷却能力		有 (30%出力運転可)		有
		制御棒抜出の可能性		有		有 対策: ラッチ機構の採用

表 I.1.9 総合比較 (3/3)

		半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
燃料の健全性	耐負荷変動性能 (耐PCI性能)	十分である。	十分である。	十分である。
	炉心の健全性	。ジルコニウムライナ管の採用, 被覆管の肉厚増加, グリッド数の増加, 制御棒の大径採用等による機械的健全性を重視した燃料 。炉内構造物構造は陸上炉とほぼ同じ設計	。キャラメル燃料とT字型制御棒等の採用による剛性の高い炉心構造	。PCIによる燃料棒破損の可能性が小さい燃料の採用 。炉内構造物は軸方向の熱膨張が逃げ易い構造
一次系主要機器	制御棒駆動装置	陸上炉と同じ型式で船体条件を加味してスプリングの付加	構造・配置上制御棒拔出し事故は発生しない。	マグネットカップリング駆動方式のため一次圧力バウソダリを貫通しない構造
	一次冷却水ポンプ (モータ含む)	。極数変換による低速運転可 。キャンドモータ採用による封水設備の省略	。全速, 半速運転可 。キャンドモータ採用による封水設備の省略	極数変換による全速, 半速の運転可
	格納容器	球形格納容器の採用による耐圧 (内圧, 外圧) 性の強化	乾式耐圧格納容器の採用による構造の単純化, 及び船舶特有の条件への合致	A方式 (西独基準) は最高使用圧力が低いので船体構造との一体化が可能
非常用炉心冷却系統	多重性	非常用炉心冷却設備 注入系 100%×2系列 再循環系 100%×2系列	非常用炉心冷却系統 注入系 100%×3系列 再循環系 100%×2系列	非常用炉心冷却系 非常用注水系 100%×3系列 ウェットウェル冷却系 50%×3系列
	部分負荷運転 喪失 (全台でない) 蒸気発生器伝熱管破損 (全台でない)	可 不可	可 可	可 可
保守・検査の容易性		。原子炉容器内部からのISI可能 。蒸気発生器への接近性と作業スペースの確保によりISI作業性の容易化 。一次冷却水ポンプのISI用作業スペースの確保 。加圧器外面からの検査用スペースの確保	。蒸気発生器の原子炉容器からの取外し可能化による蒸気発生器, 原子炉容器内面のISI容易化 。一次冷却系の開放なしでの蒸気発生器伝熱管のISI 。低出力運転時の格納容器内保守・点検作業可能	。蒸気発生器伝熱管欠損時の伝熱管プラグインの容易化 。蒸気発生器の原子炉容器からの取外し可能
	運転継続性, 操作性 (操作性)	スクラムに対する余裕 負荷への追従性 収束性 その他	良好	良好

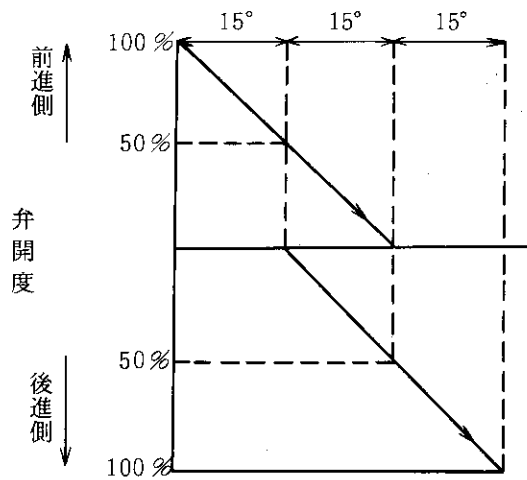
表 I. 1. 10 研究開発項目および今後の検討事項

研究開発要素	半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉
<p>今後の検討事項 (改良策・改善策)</p>	<p>横置ドラム型蒸気発生器一次側及び二次側流動試験 横置ドラム型蒸気発生器二次側水位変動の研究 DNB試験 中温中圧流体試験 炉内構造物総合流動試験 船体動揺時熱水力解析コードの開発研究 制御棒駆動装置性能試験 船用小型制御棒駆動装置の開発</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 制御系の設定値の最適化 2. 動揺による蒸気発生器水位安定性の検討と、上下方向加速度影響の除去等の検討 3. 燃料交換方式の検討 4. 制御棒駆動装置の改良と燃料集合体の水中臨界の評価の改善 5. LBB の思想の適用及び TMI-2 事故後の放射線源の見直し作業による線源の緩和の検討 	<p>高燃焼度キヤラメル燃料の耐負荷変動性能試験 動揺、定傾斜時の板状燃料の DNB 試験 貫流型蒸気発生器の運転性能試験 制御棒駆動装置確認試験 ヘリカルコイル型蒸気発生器伝熱管用 ISI 装置の開発</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 可燃性毒物設計の最適化 2. 現代制御理論による制御法の導入 3. 遮蔽設計基準の合理化 	<p>燃料要素の健全性実証試験 一次冷却水循環ポンプの運転特性試験 制御棒駆動装置の実証試験 非常用炉心冷却系のモデル試験 ヘリカルコイル貫流型蒸気発生器の保守・検査技術の確立 圧力抑制型格納容器モデル試験 船体構造と一体化された格納容器の構造強度設計上の定量的安全性評価</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 制御系諸常数の最適化 2. 部分負荷運転および緊急時運転の条件 3. 負荷変化および想定事故に対する船体動揺条件を考慮した安全余裕の検討 4. 炉内構造物の動的振動解析 5. 自然循環能力と負荷追従性改善のための一次冷却回路の変更 6. 体積制御システムの浄化ループの低正化と冷却ループの 1 系列化の検討 7. プラント全体の制御設備の再検討 8. 安全解析による各条件による設定点の検討ならびに動特性解析による運転継続のための出力およびスクラム点の検討 9. CRDM 基数の減少



* 負荷は蒸気発生器の負荷で基底負荷を含む。

図 I. 1. 1 出力上昇



* 全 負 荷 = 前進操縦弁全開時負荷 + 基底負荷

後進全負荷 = 後進操縦弁全開時負荷 + 基底負荷

図 I. 1. 2 急速前後進切換

II. 3 炉型の設計概要

1. 半一体型炉

1.1 設計方針

改良船用炉の設計目標を以下の通り設定した。

(1) 経済的に優れていること。

小型・軽量な原子炉プラントであることが経済性向上に寄与するので、高さ方向も含めて与えられた船体諸元の中に収まる原子炉プラントを設計する。

また、定期検査や燃料交換に要する期間を少なくし、船の稼働率を向上させる。

(2) 安全性・信頼性に関して、既存の安全基準を満たすとともに、他の諸特性とも釣合いのとれた合理的な設計とする。

(3) 取扱いが容易で運転・保守が確実にできること。

定期検査に要する期間が最短となるよう、また船内及び格納容器内の限られた区画内での供用中検査を考慮し、原子力第1船「むつ」の経験及び発電用加圧水型炉の経験を機器設計及び配置設計に反映する。

1.2 炉プラントの全体構成

1.2.1 炉プラントの構造

本原子炉プラントは原子炉容器1基、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ各2基及び加圧器1基からなる2ループプラントである。蒸気発生器と原子炉容器は夫々のノズルが直接接続されており、また、1次冷却材ポンプは蒸気発生器水室に直結された構造になっているので、以下においては本原子炉型を半一体型という。原子炉組立断面及び炉プラント全体配置を夫々図II.1.1, 図II.1.2に示す。

蒸気発生器と原子炉容器の接続部は二重構造となっており、炉心で加熱された1次冷却材は二重構造の内側を蒸気発生器に向かって流れ、蒸気発生器伝熱管で熱交換した後、1次冷却材ポンプで二重構造の外側を通過して原子炉容器側へ吐出され、炉心へ戻る。

蒸気発生器は胴部に横型U字管式熱交換器を採用しており、伝熱管の内側が1次側、外側が2次側となっている。この胴部の上に気水分離器を持つ蒸気ドラムが設けられている。

加圧器は発電用加圧水型炉と同様に加圧用電気ヒータ及び減圧用スプレイを持ち、サージ管で原子炉容器に接続されている。

原子炉格納容器は船内の限られた区画に設置されるため、可能な限り小型であること及び使用圧力が高いことが要求されるので、球形の鋼製乾式耐圧型としている。

1次冷却系機器は全て球形格納容器内に配置されている。原子炉容器は球型格納容器のほぼ中心に配置され、船体中心線をはさんで両側に1次冷却材ポンプを直結した蒸気発生器が対称に設置されている。加圧器は船尾側の原子炉容器ノズル位置より高い位置に配置されている。

1.2.2 特徴

本原子炉プラントの主な特徴は以下の通りである。

- (1) 半一体型構造を採用したために1次冷却系全体がコンパクトである。
- (2) さらに蒸気発生器に横型U字管式熱交換器を採用したことにより蒸気発生器の高さを制限でき、1次冷却系機器は全て小型球形格納容器内に配置されている。
- (3) 半一体型構造であるために大口径1次冷却材配管がなく、最も厳しい設計基準事故である大破断LOCAを想定する必要がない。本原子炉プラントでは小破断LOCA(加圧器サージ管破断)時においても炉心は冠水状態にあり、燃料の損傷を生じない。
- (4) 船内電源を期待することのできない事故を想定し、自然循環を利用して炉心の崩壊熱を除去する熱交換器を設置している。
- (5) 燃料は4年毎に行われる船体定期検査時に全数取替えることとして、炉心設計及びプラント設計が行われている。

1.3 主要目

本原子炉プラントの主要目は以下の通りである。

原子炉熱出力	100 MWt
全出力炉心寿命	1100 日
燃料交換間隔	4 年 (シャフリング無し)
1 次冷却材運転圧力	110 kg/cm ² a
運転温度	原子炉入口/出口 217.8/294.7 °C
燃料形式	低濃縮ウラン, 棒状正方配列
炉心有効高さ	150 cm
炉心等価直径	158 cm
平均出力密度	33.8 kW/ℓ
平均線出力密度	6.07 kW/m
燃料装荷量	6.1 t
平均取出燃焼度	18,000 MWd/t
燃料濃縮度	2 領域方式, 3.7 wt %, 4.7 wt %
燃料集合体数	37 体
燃料集合体配列 (寸法)	19 × 19 (230 × 230 mm)
燃料被覆管材質	ジルカロイ-4 (ライナー付)
可燃性毒物	ガドリニア
制御棒型式	クラスタ型
中性子吸収材	B ₄ C
制御棒本数	16 本/クラスタ
制御棒駆動装置型式	船用磁気ジャック式
制御棒駆動装置数	21 体

原子炉容器

最高使用圧力	130 kg/cm ²
最高使用温度	317 °C
胴部外径	約 2.4 m
全 高	約 6.0 m

蒸気発生器

型式×基数	横型U字管式（蒸気ドラム付）× 2 基
給水温度	200 °C
蒸気圧力	40 kg/cm ² a
蒸気温度	249.2 °C
伝熱面積	260 m ²

加圧器

型式×基数	別置電熱式× 1 基
容 量	7 m ³

1 次冷却材ポンプ

型式×基数	キャンドモータ式たて置単段うず巻型× 2 基
流 量	1,500 t/h
揚 程	35 m

原子炉格納容器

型 式	乾式耐圧型鋼製球形
最高使用圧力	18 kg/cm ²
最高使用温度	207 °C
内 径	約 12 m

1.4 炉 心

1.4.1 核設計

(1) 設計方針

核設計は下記の設計方針に基いて行った。

- 1) 炉心サイクル長さは4年とし、燃料取替は1バッチ方式、すなわち全燃料取替方式とする。
- 2) 常温で最も効果の大きい制御棒1本が完全に引抜かれた状態でも、残りの制御棒によって1%△ρ以上の余裕をもって炉を停止できる。
- 3) 原子炉の余剰反応度は炉心サイクル長さの全期間にわたって炉停止後のキセノンの最大有害作用がある場合でも原子炉を再起動し、運転できる。
- 4) 原子炉は最も反応度効果の大きな制御棒1本が炉心に全挿入されて引抜きが不可能な場合でも、炉心サイクルの長さの全期間にわたって炉出力30%以上の出力で運転できること。

5) 最大線出力密度は負荷変動条件を考慮して 25 kW/m 以下とする (設計目標)。

6) 減速材温度係数は負であること。

(2) 炉心の概要

炉心は 19×19 の配列をした燃料集合体 37 体から構成され、2 種類の濃縮度の燃料による 2 領域燃料装荷を行う。濃縮度の低い燃料 (第 1 領域) で中央部領域を構成し、高い濃度の燃料 (第 2 領域) はその外側に同心円状に配列される。領域 1, 2 の濃縮度はそれぞれ 3.7 wt%, 4.7 wt% である。燃料装荷方式を図 II.1.3 に示す。

炉心の反応度制御には制御棒と燃料中に混入された可燃性毒物 (BP) であるガドリニアを使用する。

ガドリニアはサイクル末期の反応度損失が少ない、燃料中に混入されるために使用後固体廃棄物とならない等の長所を有する。ガドリニアの濃度を高くする程燃焼速度が遅くなり、安定した出力分布を得ることができるので、本炉心では 10 wt% のガドリニアを使用している。

炉心内には 1 体当たり 16 本の制御棒から成る 21 体の制御棒クラスタが配置される。制御棒吸収材の材質は B_4C であり、ほう素は B^{10} の同位体存在比 19.8 at% の天然ほう素を用いた。吸収材の被覆管の材質はステンレス鋼である。制御棒の炉心内配置を図 II.1.4 に示す。

制御棒クラスタはすべて同一構造であるが、使用目的に応じて制御グループと停止グループに分けられる。制御グループ制御棒クラスタは出力運転で使用され、温度や出力のような運転状態の変化に伴う反応度変化及び燃焼による反応度変化の制御を行う。停止グループ制御棒は停止用反応度を供するため使用される。軸方向ピーキングの悪化を避けるため、制御グループクラスタを 3 つのバンクに分ける方式を採用した。各バンクの配置は、出力分布を考慮して決定された。

なお、船用炉の特殊性を考慮し、反応度制御に冷却材中への溶解ほう素によるケミカルシム方式は採用しない。

(3) 炉心特性

1) 反応度停止余裕

サイクル初期, 中期, 末期における常温, 高温零出力, 高温全出力のそれぞれの状態での制御棒反応度効果及び炉心増倍率を計算した。サイクル初期の値を表 II.1.1 に示す。

常温における最大反応度制御棒クラスタが 1 本固着した状態での実効増倍率はサイクル初期が最も厳しいが、残りの制御棒を全て挿入することによって $1\% \Delta \rho$ の余裕をもって炉を停止することができる (設計方針(2)を満足)。

2) 余剰反応度

三次元燃焼計算によって得られた各燃焼時点での制御棒全引抜状態での炉心実効増倍率を、図 II.1.5 に示す。ガドリニアの燃焼のため、サイクル中期において実効増倍率が最も高くなっている。サイクル初期の 1,000 MWd/t 燃焼時点で実効増倍率は 1.023 まで下がり、余剰反応度は最低となるが、この状態で最大制御棒価値をもつ制御棒クラスタ 1 本を炉心内に全挿入して引抜き不可能としても、その制御棒価値は $1.3\% \Delta \rho$ であり、出力運転状態を維持できる (設計方針(3)を満足)。

3) 炉停止後の再起動

炉心寿命中のどの燃焼度においてもキセノンが存在する状態から停止した場合には、それぞれの状態に対応するキセノン蓄積及び減衰が見られる。図Ⅱ.1.6に高温全出力、平衡キセノン状態から炉停止した後の反応度欠損の時間変化を示す。炉停止後のキセノンの最大有害作用は440 pcmであり、図Ⅱ.1.6から炉心寿命全期間にわたって炉停止後のキセノン毒物作用がある場合でも原子炉を再起動できるといえる。

1.4.2 熱水力設計

(1) 設計方針

熱水力設計の目的は、炉心の安全限界を越えることなく炉心に発生した熱を冷却材によって除去することであり、そのために改良船用炉の熱水力設計にあたり次の設計基準を設けた。

1) DNB 設計基準

炉心内で最も熱的に厳しい燃料棒に対して、95%の信頼度で少なくとも95%の確率で核沸騰から遷移沸騰への移行 (Departure from Nuclear Boiling, 以下DNBと言う。) を生じないこととする。

95%信頼度×95%確率の基準を満足する限界熱流束比 (DNBR) は、W-3 相関式開発時のDNB試験データの解析結果を統計処理すると1.30となるが、原子力船の場合、船体動揺による流量振動のためにDNB熱流束が低下する可能性がある。

従って、改良船用炉のDNBRは、船体動揺によるDNBRの低下分として15%を見込んで $DNBR \geq 1.53$ を満足させることとする。

2) 燃料温度設計基準

燃料棒の健全性を維持するもう一つの熱的制限条件は、燃料被覆管の過大な熱的変形に対する制限である。燃料の中心溶融が大量に発生すると二酸化ウラン (UO_2) の体積膨張によって被覆管に過大な応力がかかり、塑性変形が大きくなると、ついには損傷に至る場合がある。

これを防止するため、燃料中心最高温度を UO_2 の溶融点未満に抑えることを設計基準とする。

(2) 1次系圧力、流量及び2次系圧力

一次系圧力、流量及び二次系圧力を設定するに当たっては、これらをパラメトリックに変えて主要機器の概算コストを算出し、パワープラントコストの比較を行なって資本費を最小とする点を出すこととした。これは、原子力プラントでは出力当りのコストに占める燃料費比率が小さく、資本費比率が支配的であることによる。

パワープラントコストを比較検討した結果、及び蒸気発生器のまとまりの良さ、格納容器への影響等を考慮して1次系圧力、流量及び2次系圧力を決定した。

(3) 最小限界熱流束比

W-3 相関式でDNB熱流束を求めるためには、炉心の冷却材条件を三次元的に求める必要があり、このために熱水力設計コードが使用される。

熱水力設計コードの中では炉心はサブチャンネルの集りとし、サブチャンネルはコントロールボリュームとして軸方向に分割され、質量、エネルギー、運転量の保存方程式を解くことに

よってコントロールボリュームでの局所冷却材条件が計算される。

熱水力設計コードでは、燃料棒の設計値からのずれのうち濃縮度、ペレット密度及び直径については発熱量が増加するものとして入力し、またピッチ等の製作公差については水力的等価直径及び流路面積が入力となる。また流れに関する情報のうち、入口流量分布については高温集合体の入口流量を平均値より5%低下させること、及び高温水路の入口流量より30%低下させることにより、流れの再分布については多水路の出力分布を入力して沸騰量を見積もることにより、また、混合については熱拡散係数を入力として水路間のエンタルピー差に応じた熱移動により、全ての項目について同時に考慮して冷却材条件を計算する。

以上の熱水力設計コードの解析によって高温水路の質量速度及びエンタルピーが決まると、DNB熱流束をW-3相関式により計算する。

以上の計算手順に従ってDNBRを計算した結果、定格出力運転時の最小DNBRは2.6であり、これは船体動揺時の許容限界値1.5に対して十分な余裕を持っている。

(4) 燃料温度

燃料ペレット内の温度分布は、主に局所出力密度及び UO_2 熱伝達率の関数であり、さらに半径方向温度分布の計算にはクラッド、被覆材表面酸化物、被覆材、ギャップ及びペレットを組合わせてギャップコンダクタンスを考慮する必要がある。このギャップコンダクタンスを左右する因子であるギャップの寸法（又は接触圧）、内部ガスの成分、圧力、ペレット密度、ペレット内出力分布等は、半実験的モデルとして解析コードに組込まれている。この解析モデルによる温度計算値は実験値と比較され、良い結果が得られることが確認されている。

燃料中心最高温度の評価は、燃焼に伴う焼きしまり効果を考慮して温度が最大となる燃焼時点で行う。

燃料中心温度が最高になる燃焼時点（約2,000 MWd/t）における燃料中心温度は、最大線出力密度25 kW/mにおいて約1,360℃であり、 UO_2 の溶融点に対して十分な余裕がある。

図II.1.7に最大線出力密度25 kW/mにおける燃料棒内温度分布を示す。

1.5 遮蔽計画

通常運転時及び仮想事故時の二次遮蔽体内側の線源による許容線量（率）を以下の通りとして遮蔽計画を行った。

(1) 通常運転時

定格出力時の二次遮蔽体外側での線量率：0.1 mrem/h (1.0 μ Sv/h) 以下

10%負荷（基底負荷）時の船底外面での線量率：0.75 mrem/h (7.5 μ Sv/h) 以下

(2) 仮想事故時

二次遮蔽体外面での事故直後から5日間の積算直接線量：12 rem (0.12 Sv) 以下

上記の条件に基づき、一次遮蔽については、通常運転時、一次遮蔽を透過してくる中性子、ガンマ線による一次遮蔽外側の線量率が、その場所の1次冷却系の N^{16} 、 N^{17} による線量率以下となるよう計画した。二次遮蔽については、一次遮蔽、補償遮蔽と合せて上記の通常運転時及び仮想事故時の許容線量（率）を満足するよう計画した。

その他、原子炉容器上部遮蔽、船底部遮蔽を設けた。

1.5.1 遮蔽設備

遮蔽体の配置を図Ⅱ.1.8に示す。

(1) 一次遮蔽

一次遮蔽は原子炉の周囲を囲む円筒状の遮蔽体である。これは通常運転中の原子炉から発生するガンマ線や中性子の遮蔽を目的としているが、また、原子炉容器及び蒸気発生器の荷重を支持する目的も持っている。

一次遮蔽は炉プラントの保守点検を実施する際に分解する必要がある。このため一次遮蔽は上部・中間・下部の3分割構造としている。一次遮蔽はこうした遮蔽・構造の両面から適切な材料を選定する必要があり、蛇紋岩コンクリートと鋼板による厚さ1.4 mの構造体である。

(2) 二次遮蔽

二次遮蔽は直径約12 mの格納容器の外周を覆う外径約14.5 m、全高約14.6 m、厚さ76 cmの重コンクリート製である。

二次遮蔽には保守点検及び燃料交換の際に格納容器内への機器資材の搬入等に必要な開口を設け、格納容器の蓋の開放前に二次遮蔽の上部蓋を取外す構造としている。

1.5.2 遮蔽解析

(1) 一次遮蔽

通常運転時の原子炉容器と一次遮蔽の半径方向遮蔽解析は、炉心を円筒形状にモデル化し、炉心の核分裂線源からの放射線透過計算を一次元輸送計算コードANISNを用いて実施した。一次遮蔽内の中性子・ガンマ線量率分布を図Ⅱ.1.9に示す。

同図から蛇紋岩コンクリートと鋼板からなる厚さ140 cmの一次遮蔽外側の線量率は、中性子15 mrem/h、ガンマ線600 mrem/h程度であり、設計目標としている一次系の N^{17} 、 N^{16} からの線量率（中性子40 mrem/h、ガンマ線1 rem/h）以下を十分下まわっている。

(2) 二次遮蔽

二次遮蔽については、仮想事故時の二次遮蔽外側での許容線量を満足するように設計した。従って、二次遮蔽透過計算は仮想事故時の5日間の積算線源が格納容器内に均一に分布しているものとして格納容器の自由体積を体積の等しい円筒状に置き換え、SPANコードで積算線量の計算を行った。重コンクリート厚さと積算線量の関係を図Ⅱ.1.10に示す。

同図から、二次遮蔽外側で12 rem以下とするに必要な重コンクリート厚（比重3.5 g/cc）は76 cmとなる（線量計算にファクタ2の余裕を見込んだ）。

(3) 機器遮蔽及び補償遮蔽

通常運転時の線源は主に1次系ループの N^{16} と一次遮蔽透過ガンマ線であり、これによる二次遮蔽外側の線量率を0.1 mrem/h以下とするため、1次冷却系機器の周囲に機器遮蔽（6 cm厚鉛）を、一次遮蔽外側に補償遮蔽（4 cm厚鉛）を設けた。

1.6 系統計画

1.6.1 1次冷却系統設備

1次冷却系統設備は原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器及び弁類で構成され、次の機能を有する。ここでプラント全体の系統図を図Ⅱ.1.11に示す。

- (a) 炉心で加熱された、1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次側と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- (b) 原子炉運転中に炉心損傷を起こすことのないように十分な炉心冷却を行う。
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、1次冷却材中の放射性物質が外部に漏洩するのを防ぐ。
- (d) 炉心冷却のほか、減速材、反射材としての機能を有する。
- (e) 加圧器により1次冷却系の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、事故の防止及びその結果の抑制のため安全上重要な設備であるので、設計、材料選定及び品質管理に十分配慮を払う必要がある。

(1) 原子炉容器

原子炉容器は燃料、炉内構造物、制御棒クラスタ、熱遮蔽体及びその他炉心に直接付属した構造物を内蔵するものであり、たて置円筒上下半球鏡容器である。底部は半球形であり、上蓋はフランジ構造で取外することができる。

(2) 蒸気発生器

蒸気発生器は水室部、伝熱管部及び気水分離部の3つの部分から構成される。

水室部は半球状の鏡、伝熱管が固定されている管板及び入口部と出口部を隔離する仕切板からなっている。1次冷却材ポンプは水室鏡に取付られる。1次冷却材ポンプ吐出部と二重構造接続部低温側との流路は、水室内部に水室仕切板を貫通するダクトを設置して形成する。

伝熱管部の主な構成部品である伝熱管群は横置に設置され、下方に開口部を有する管群外筒で包まれている。管群外筒の外側は降水部、内側は沸騰部となっており、自然循環流路が形成されている。管群外筒の上部は気水分離器を接続している。

気水分離部は伝熱管部の上部に縦置の容器として設置する。伝熱管部で生成した気液二相流は、旋回羽根型式の気水分離器及び波板構造の湿分分離器によって湿分を除去される。除去された湿分は再循環水となって伝熱管部へ戻される。

(3) 加圧器

加圧器は、電気ヒータ、安全弁、逃し弁及びスプレイ弁により1次冷却材圧力を維持・制御する機能を有しており、垂直に据付けられた縦置円筒型の圧力容器である。

電気ヒータは下部鏡に取付けられており、船の動揺によって加圧器内水面が傾いてヒータが露出するのを防ぐよう考慮している。

(4) 1次冷却材ポンプ

ポンプは縦置のうず巻型であり、ポンプケーシングは蒸気発生器水室のポンプ管台に直接取付けられる。

モーターはキャンド型である。モーター内にはサーマルバリアを介して1次冷却材が侵入し、

内部水となって充満するので、モーター全体が耐圧容器になっている。従ってポンプには貫通軸がなく、軸封シールは存在しない。

(5) 制御棒駆動装置

船用炉用磁気ジャック型制御棒駆動装置は、陸上炉用磁気ジャック型に対してスクラム用のスプリング並びに船体転覆時の制御棒拔出防止機構を設けている。

スクラムスプリングは制御棒駆動装置内上方に設置し、船体傾斜時でもスクラム可能なように、駆動軸に常に挿入方向の力が働く構造とした。

船体転覆時の制御棒拔出しを防止するラッチ機構は、スクラム等により電流が遮断された場合、制御棒の拔出し方向に対して拔出防止の働きをし、挿入方向に対して拘束しない。

なお、圧力ハウジングが破断したような場合でも、制御棒は駆動軸を介してラッチにより保持されているために拔出方向に対して抵抗となり、本制御棒駆動装置は制御棒クラスタ飛出事故が起りにくい構造となっている。

1.6.2 原子炉補助系統設備

原子炉補助系統設備には1次冷却材の一部を抽出し、充てんラインから再注入する化学体積制御系統設備、1次系安全防護設備と2次系安全防護設備からなる工学的安全防護設備、原子炉停止後1次冷却系が約150℃、約15 kg/cm²以下に達した後の原子炉の崩壊熱及び1次冷却系顕熱を除去し、1次冷却系を冷却する余熱除去系統設備がある。

(1) 化学体積制御系統設備

化学体積制御系統設備は1次冷却材保有水量の調整・補給、浄化等の機能を持つ。本設備では1次冷却材の一部を抽出し、再生熱交換器で冷却し、抽出オリフィスで減圧した後、更に非再生熱交換器で補機冷却水により冷却する。その後、浄化系イオン交換樹脂塔及びフィルタを通り体積制御タンク内にスプレーされ、同タンク水が充てんポンプにより再生熱交換器で加熱された後、1次冷却系に再注入される。

浄化系イオン交換樹脂塔で1次冷却材中のイオン状の核分裂生成物及び腐食生成物等の不純物が除去される。

(2) 工学的安全防護設備

工学的安全防護設備は1次系安全防護設備と2次系安全防護設備から成る。

1次系安全防護設備は原子炉事故時炉心、格納容器等を冷却し、事故の拡大、放射性物質の飛散を防止する機能を持ち、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、格納容器スプレー設備等から成る。

2次系安全防護設備は、主給水喪失事故時に蒸気発生器2次側を通して炉心崩壊熱除去を行う補助給水系統設備、及び船上全電源喪失時に炉心崩壊熱除去を行う非常用崩壊熱除去設備から成る。

(3) 余熱除去系統設備

余熱除去系統設備はプラント停止時蒸気発生器及び2次系による冷却に引続き、1次冷却系温度が約150℃、圧力が約15 kg/cm²以下に達した後、1次冷却系を低温停止状態まで冷却する。

余熱除去運転時、1次冷却材は1次冷却系高温側から取水して余熱除去ポンプにより余熱除去冷却器を通して1次冷却系低温側に戻る。炉心の崩壊熱及び1次冷却系顕熱は余熱除去冷却器において補機冷却水に伝達され、系外に放出される。

1.6.3 2次冷却系統設備

蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに導く主蒸気系統設備と、蒸気発生器に給水する給水系統設備から成り、タービンの負荷が急減したときに原子炉の余剰発生熱を除去する機能、プラント停止時原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去する機能を持つ。

主蒸気系統設備は、船体部の動力装置に蒸気を供給する主蒸気ラインと、余剰蒸気を処理するための蒸気ダンプラインから成る。後者は、負荷急減時に原子炉をトリップすることなく運転を継続できるように蒸気を復水器へダンプする（主蒸気ダンプ系）機能と、原子炉停止後の初期の段階から余熱除去系の運転が開始されるまでの炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去する（崩壊熱除去ダンプ系）機能を持っている。

1.7 格納容器

格納容器はⅡ.1.2に示したように二重底内底板上に設置され、上部と下部の2つの支持構造物によって支持された内径約12mの球形圧力容器である。

船用原子炉格納容器は船内の限られた区画に設置されるため、可能な限り小型であり、高い使用圧力に耐えることが要求されるので、球形を採用した。

材質は軽量化の観点から許容引張応力が 17.4 kg/mm^2 のマンガンモリブデン鋼板（SQV1B）を選定し、これにより一般部板厚を32mmとしている。

なお、外圧に強い球形構造であるが、沈没時の過大な外圧を避けるため、容器下部に2個の圧力平衡弁を設けた。

1.8 事故解析

1次冷却材喪失事故（LOCA）解析を行い、本原子炉プラントが安全に事故を終息することを確認したので、以下に述べる。

本半一体型プラントは原子炉容器と蒸気発生器のノズル同志が直接接続された1次冷却材配管のない設計であるため、LOCAとして破断を想定する配管を本炉プラントで最大口径配管である加圧器サージ管とした。

LOCAが検出されると制御棒クラスタが炉心に挿入されて原子炉が停止するとともに、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられ、安全注入ポンプが起動して非常用冷却水が炉心に注入される。

非常用炉心冷却設備の構成要素の1つである蓄圧注入系は、LOCA後1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると自動的に冷却水を炉心に注入する。

解析した結果の1例として事故後の炉心の気泡水位変化を図Ⅱ.1.12に示す。比較のために行った蓄圧注入系を削除した場合の解析結果の同じ例を図Ⅱ.1.13に示す。

いずれの図からも炉心は冠水した状態で維持されることが確認され、燃料被覆管温度はほぼ冷却材温度程度に止まっていると考えられる。

1.9 プラント動特性

制御系を含めてプラントが安定な制御機能を有していること、即ち、炉心の全寿命期間において、設計負荷変化に対して原子炉スクラムすることなく安定な運転を継続できることを確認するため、動特性解析を行った。以下にそのいくつかのケースについて述べる。

1.9.1 解析条件

(1) 負荷変動条件

図Ⅱ.1.14 に示す2つの負荷変動に対する応答を見る。

(2) 解析モデル

動特性解析モデルは原子炉特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、種々の制御系を含んでおり、図Ⅱ.1.15のように図示される。解析にはこのモデルを含んだデジタルシミュレーションコードMARINEを使用した。このコードは原子力第1船「むつ」の解析に使用されたものである。

1.9.2 動特性解析

(1) 急速出力上昇

急速な出力の上昇に伴う制御棒の引抜きと、1次冷却材平均温度の低下に伴う正の反応度の添加とにより、原子炉出力は上昇する。操縦弁開による蒸気流量のオーバーシュートが低下すると1次冷却材平均温度は上昇傾向に移るが、制御棒制御系の出力不一致によって制御棒が挿入され、1次冷却材平均温度は再び低下傾向を示す。その後は1次冷却材平均温度の低下に伴う正の反応度添加及び制御棒による1次冷却材平均温度制御により、原子炉出力及び1次冷却材平均温度は夫々90%、283.3℃へと収束する。これらの関係を図Ⅱ.1.16に示す。

その他、加圧器圧力・水位、蒸気発生器圧力・水位、給水流量も整定し、スクラムしないことが確認された。

(2) 急速前後進切換

前進全負荷から後進全負荷への切換は、1次側から見た場合、100%負荷から50%負荷へ急減し、直後に50%負荷から80%負荷へ急上昇することである。

負荷減少が起ると、最大速度での制御棒挿入と1次冷却材平均温度の上昇に伴う負の反応度の添加とにより、原子炉出力は低下する。その後の負荷上昇により制御棒の引抜き及び1次冷却材平均温度上昇の抑制が起り、原子炉出力は上昇していく。負荷の変動が急激なため、原子炉出力は負荷の変動に比べて緩やかな応答となる。これらの関係を図Ⅱ.1.17に示す。

この場合も加圧器圧力・水位・蒸気発生器圧力・水位、給水流量も整定し、スクラムしないことが確認された。

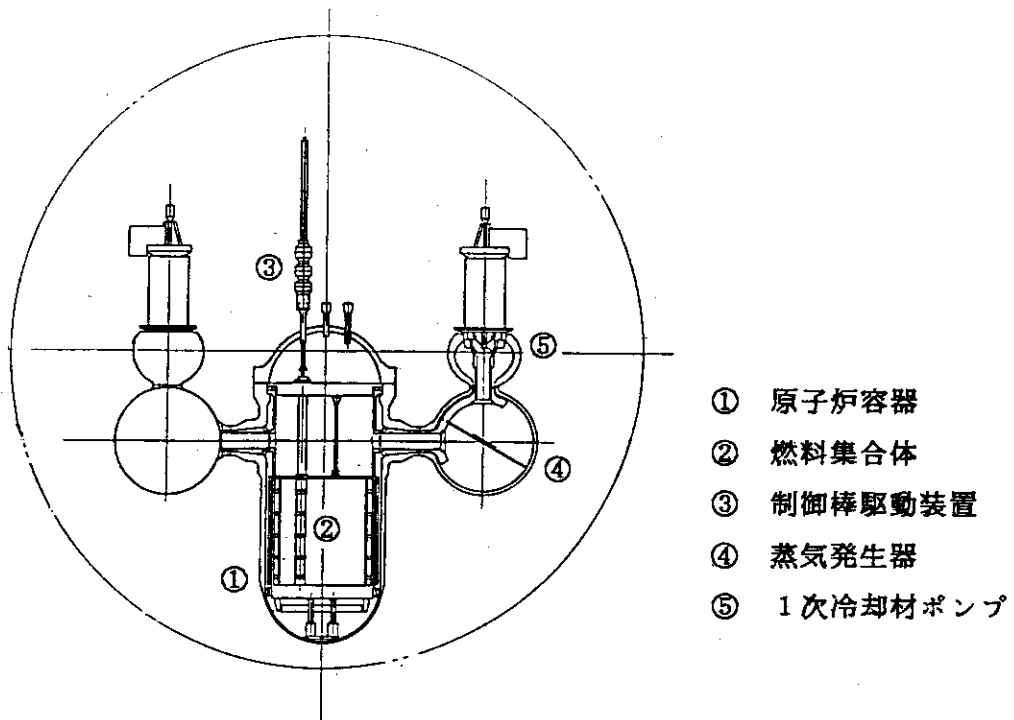
1.10 あとがき

以上に概説した半一体型船用炉試設計においては、原子力第1船「むつ」建造の経験、陸上発電用加圧水型炉プラントにおける技術的経験を十分踏え、その延長上にある船用原子炉プラントとして構想されたものであり、経済性、安全性、取扱い性等において十分設計目標を満足していると考えている。

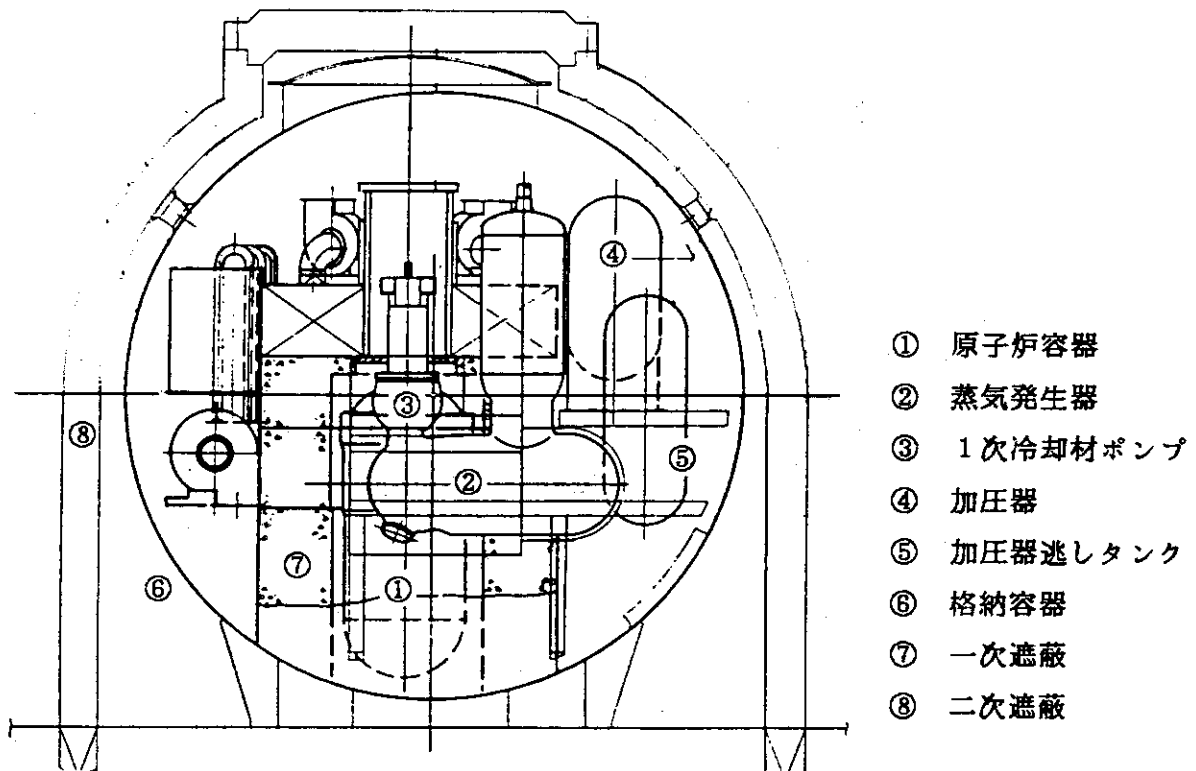
しかし、提案されている炉の仕様はやや保守的（設計に余裕がある）であり、更なる性能向上の検討を行っている。

表 II. 1.1 実効増倍率及び制御棒反応度効果 サイクル初期

制御棒パターン	実効増倍率	制御棒価値($\% \Delta \rho$)
1) 高温全出力 キセノン無し		
全制御棒引抜	1.047	
バンクC全挿入	0.991	5.50
バンクC+B全挿入	0.938	5.50
バンクC+B+A全挿入	0.934	0.43
バンクC+B+A+S全挿入	0.803	15.11
2) 高温零出力 キセノン無し		
全制御棒引抜	1.050	
バンクC全挿入	0.994	5.48
バンクC+B全挿入	0.944	5.16
バンクC+B+A全挿入	0.941	0.32
バンクC+B+A+S全挿入	0.814	14.50
3) 常温停止 キセノン無し		
全制御棒引抜	1.133	
バンクC全挿入	1.094	3.50
バンクC+B全挿入	1.054	3.72
バンクC+B+A全挿入	1.053	0.09
バンクC+B+A+S全挿入	0.929	12.53
C-5固着(他, 全挿入)	0.990	



図II.1.1 原子炉組立断面



図II.1.2 炉プラント全体配置

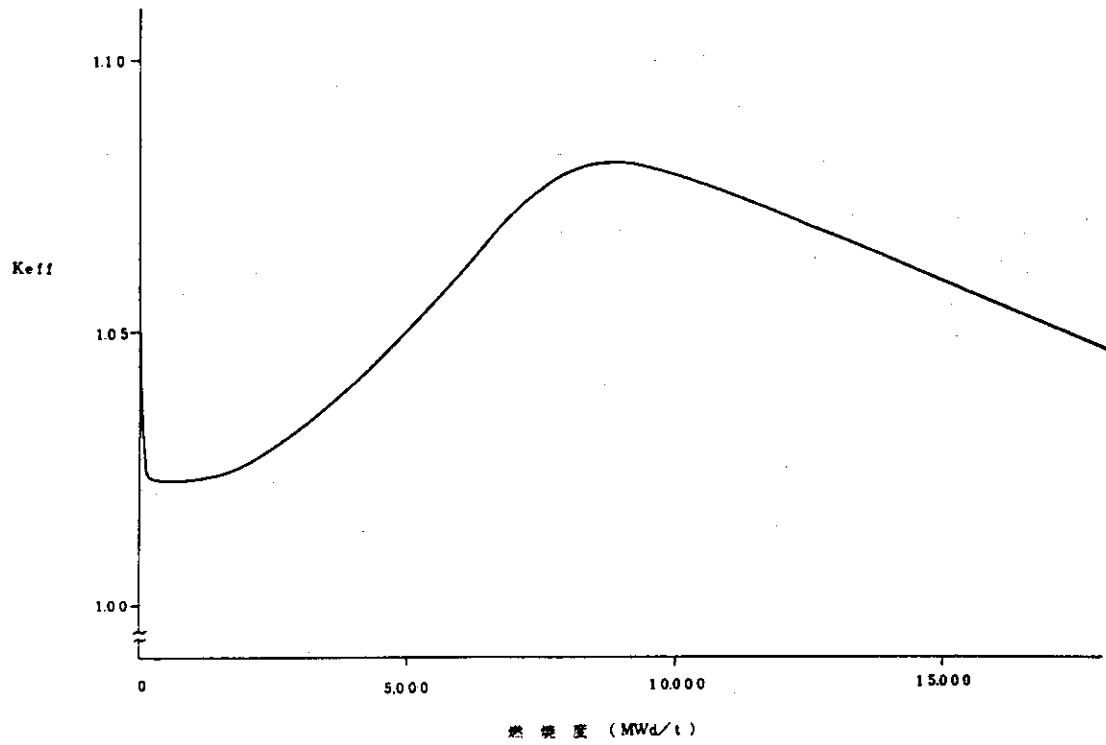


図 II. 1. 5 制御棒全引抜時の実効増倍率の燃焼による変化
(キセノンは臨界時の制御棒位置における分布に固定)

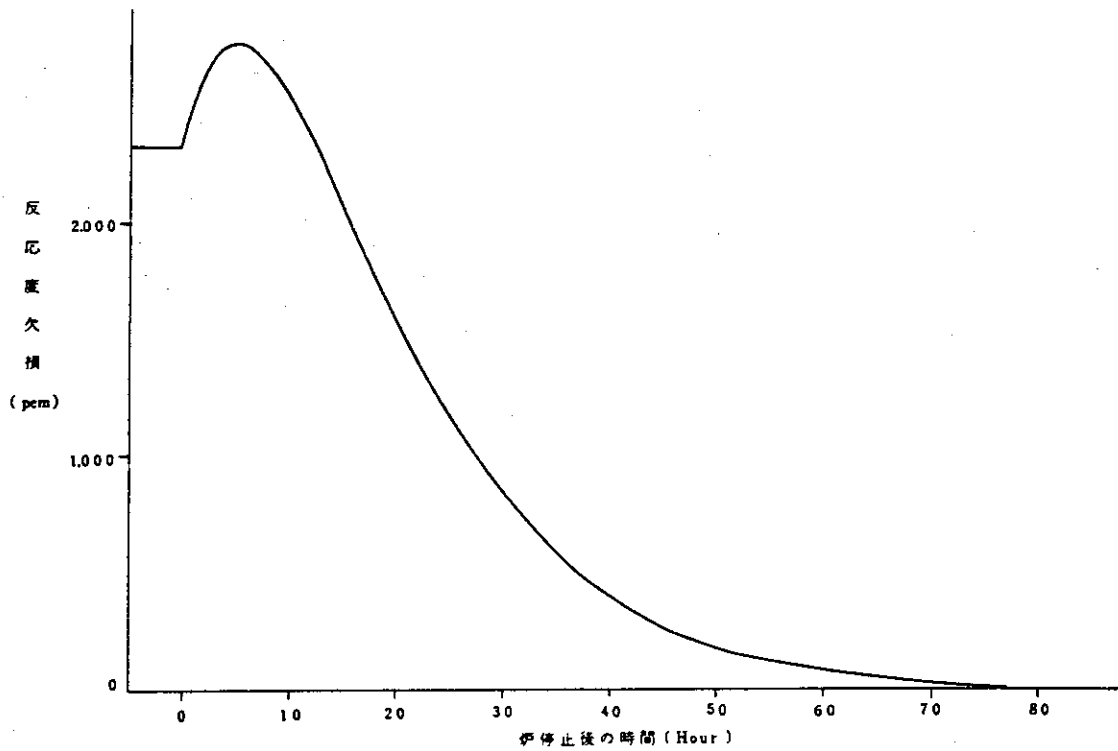


図 II. 1. 6 炉停止後のキセノンによる反応度欠損の時間変化

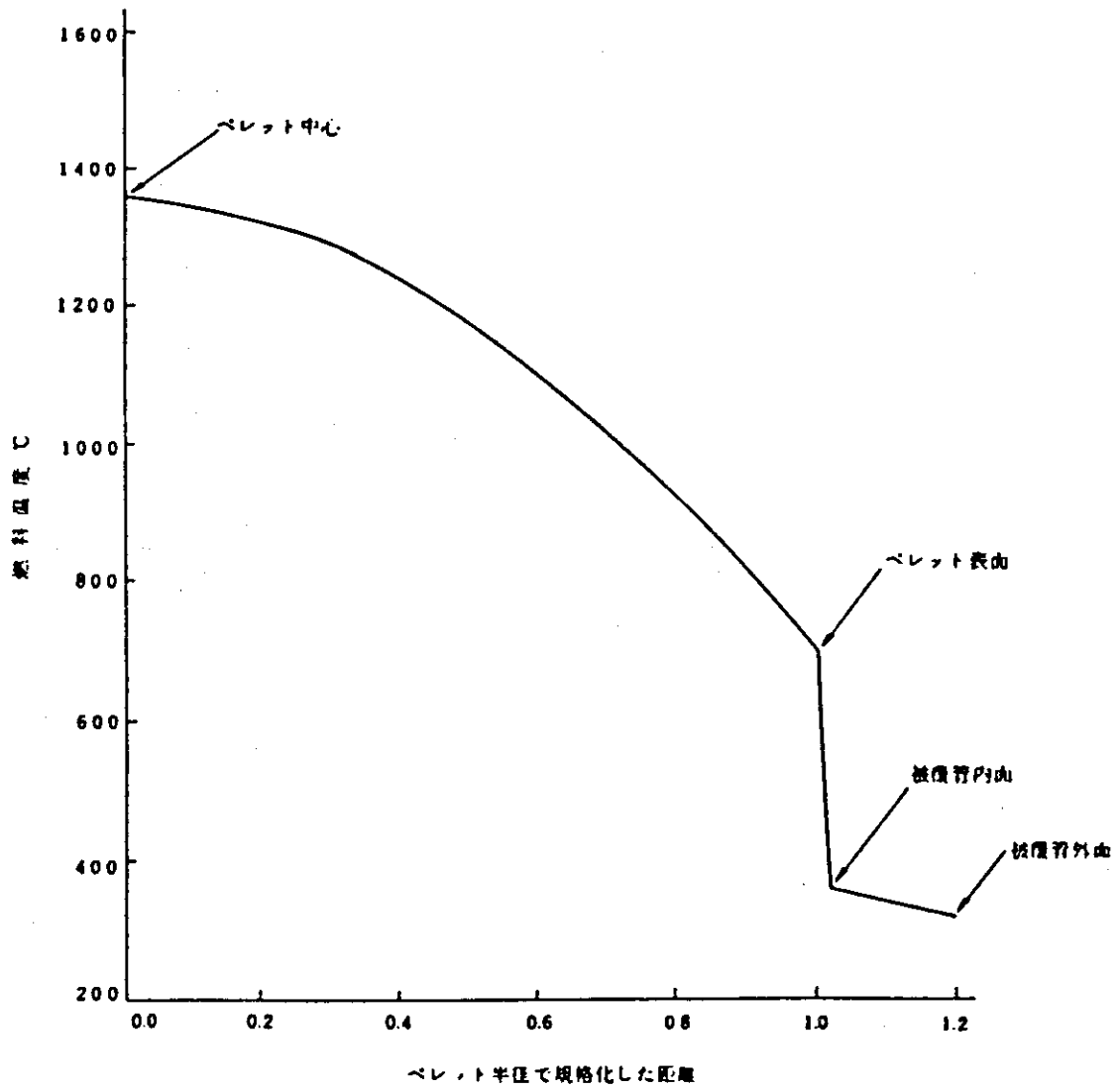
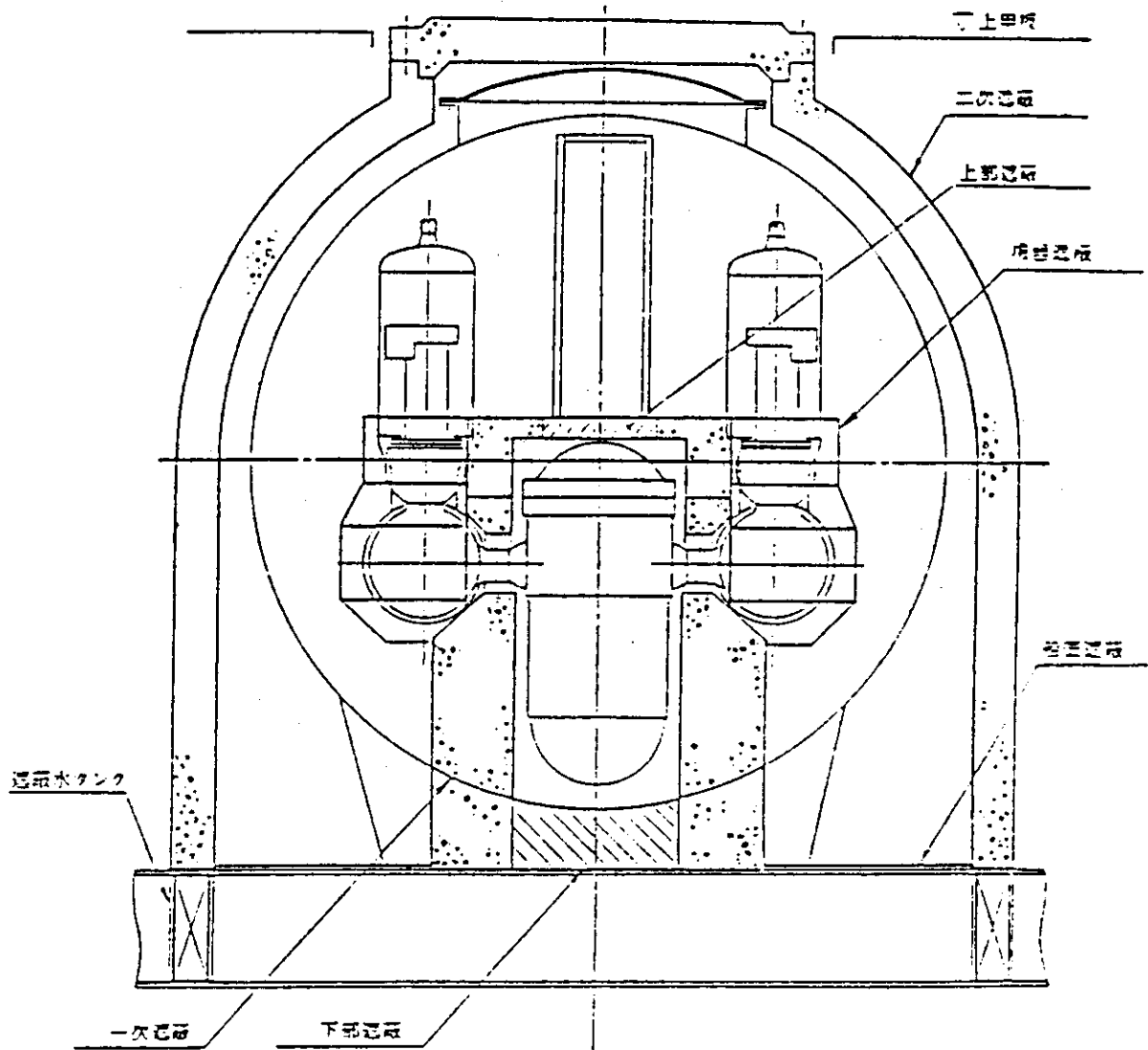


図 II. 1.7 燃料棒内温度分布 (線出力密度 25 kW/m のとき)



図II.1.8 遮蔽配置図

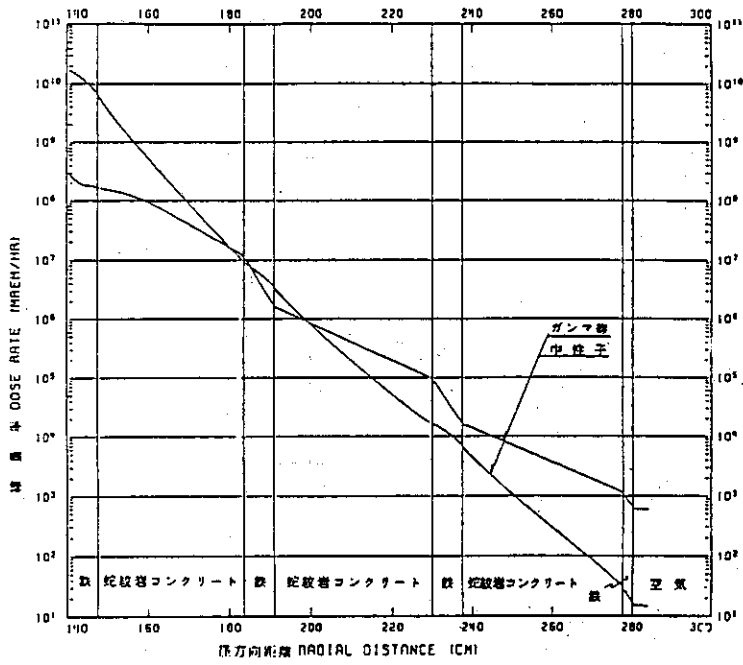


図 II. 1. 9 一次遮蔽内線量率分布

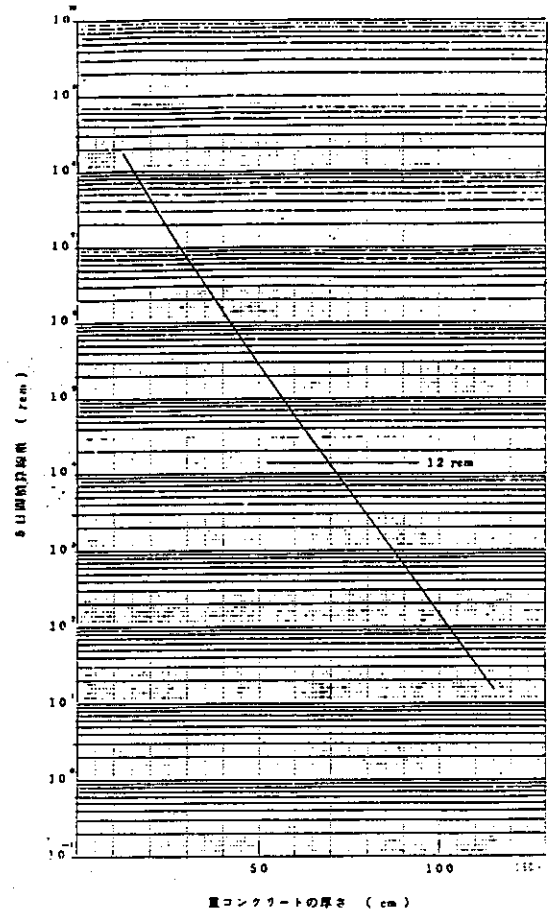
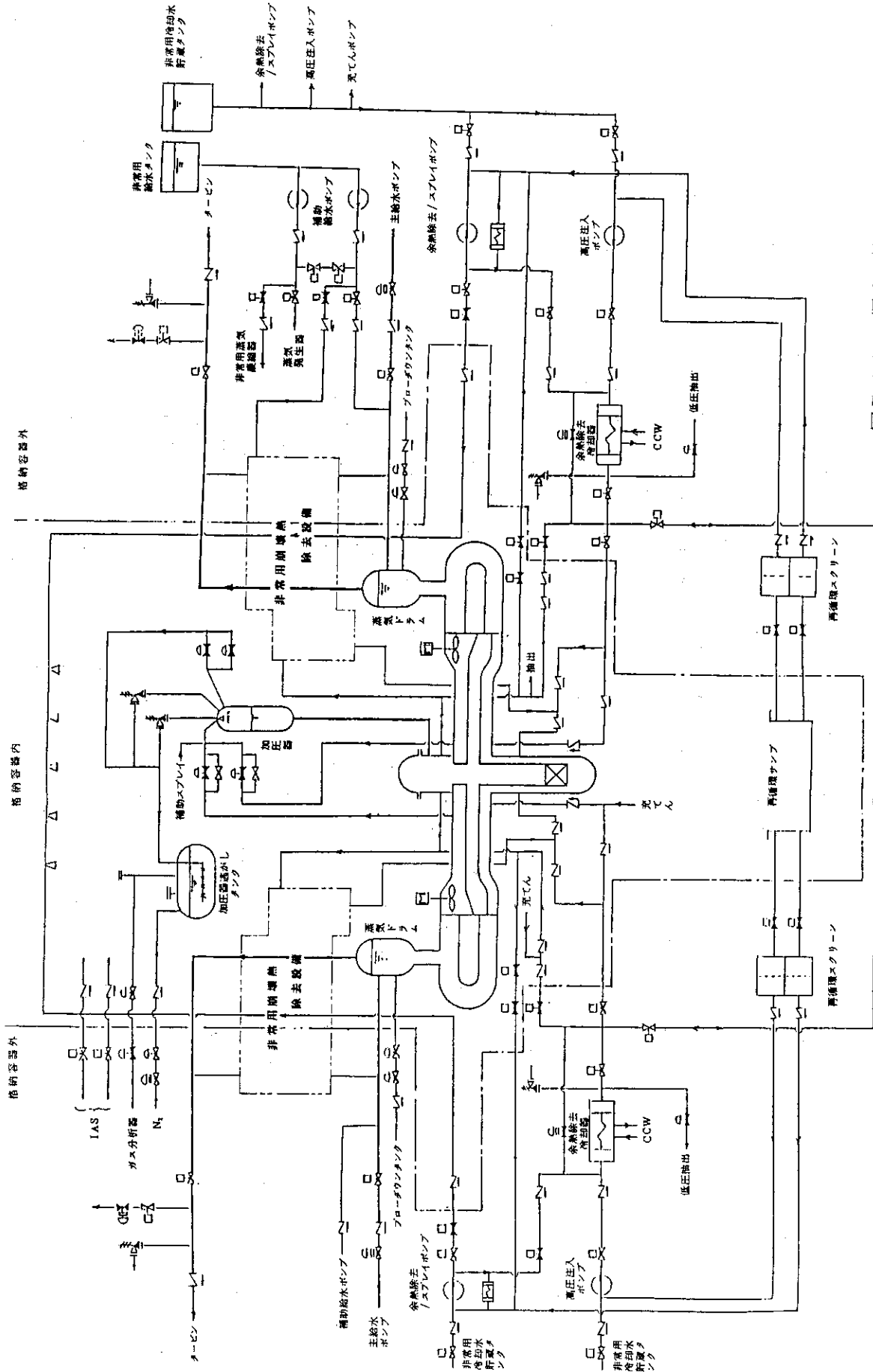


図 II. 1. 10 事故時の積算線量



図Ⅱ. 1. 11 概略全体系統図 (1/2)

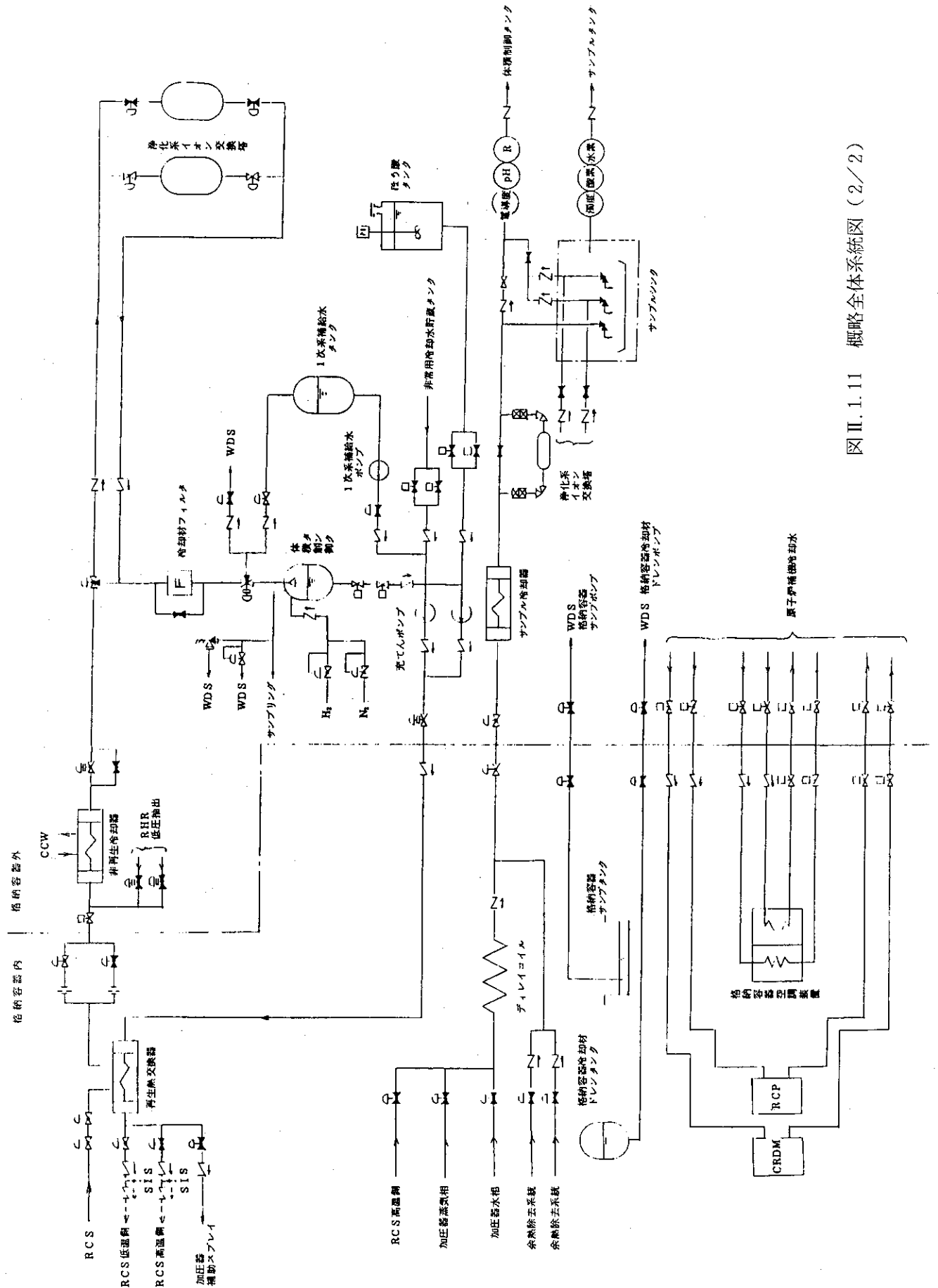


図 II.1.11 概略全体系統図 (2/2)

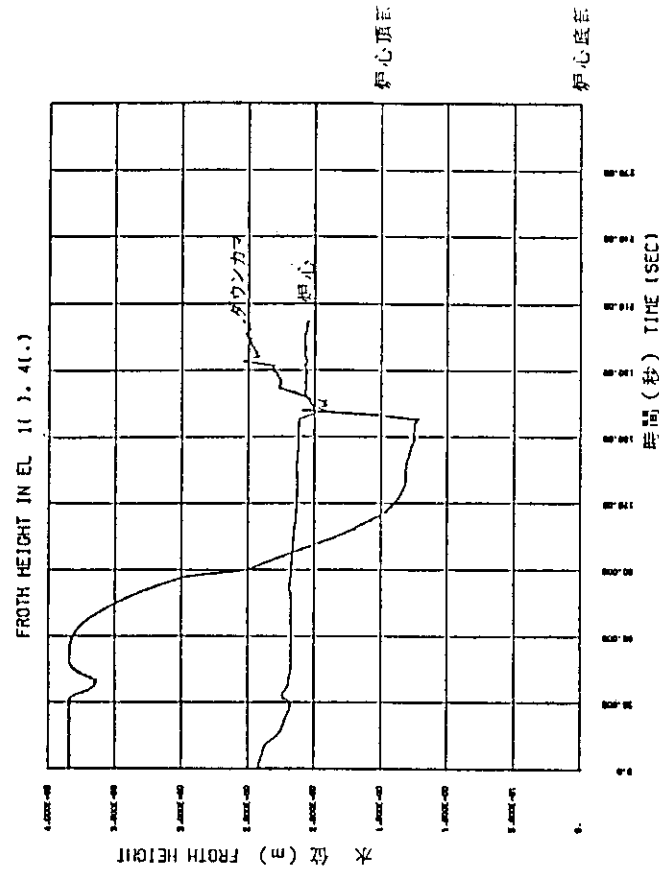


図 II. 1. 12 炉心及びダウンカム気泡水位変化

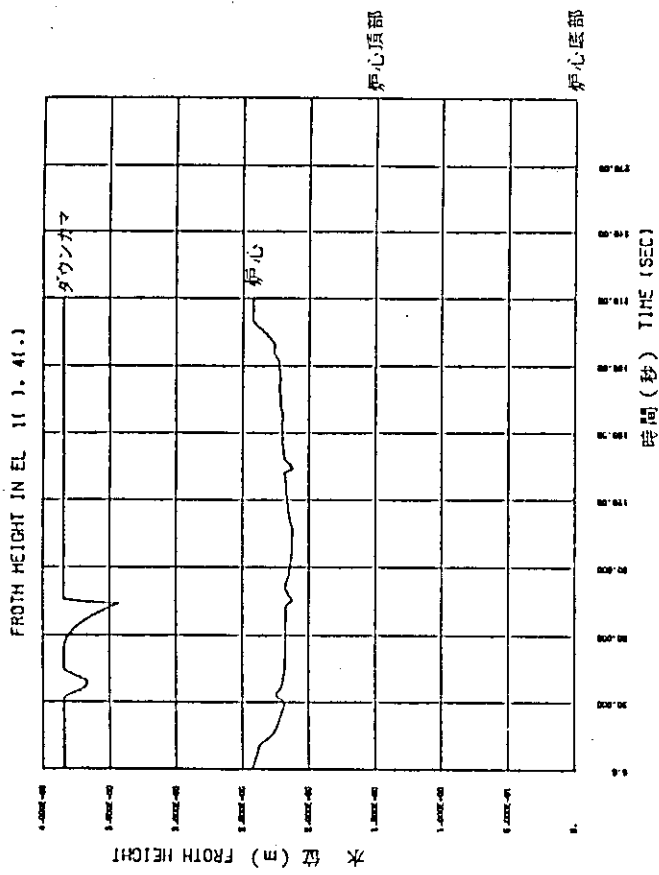
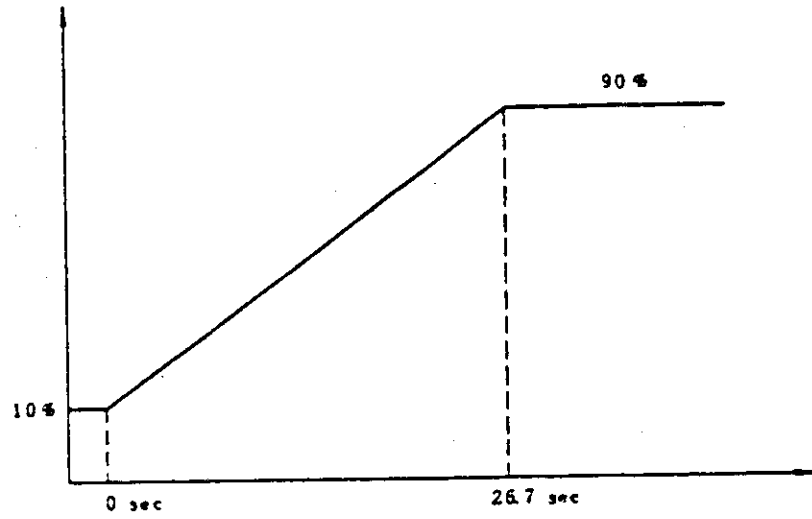
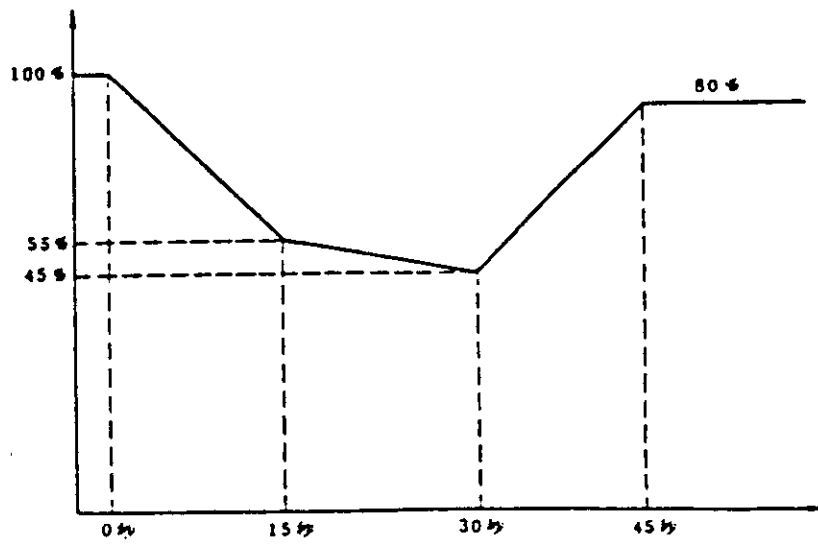


図 II. 1. 13 炉心及びダウンカム気泡水位変化 (蓄圧注入系無)

急速出力上昇 基底負荷→常用負荷



急速前後進切換 全負荷→後進全負荷



図II.1.14 負荷變動条件

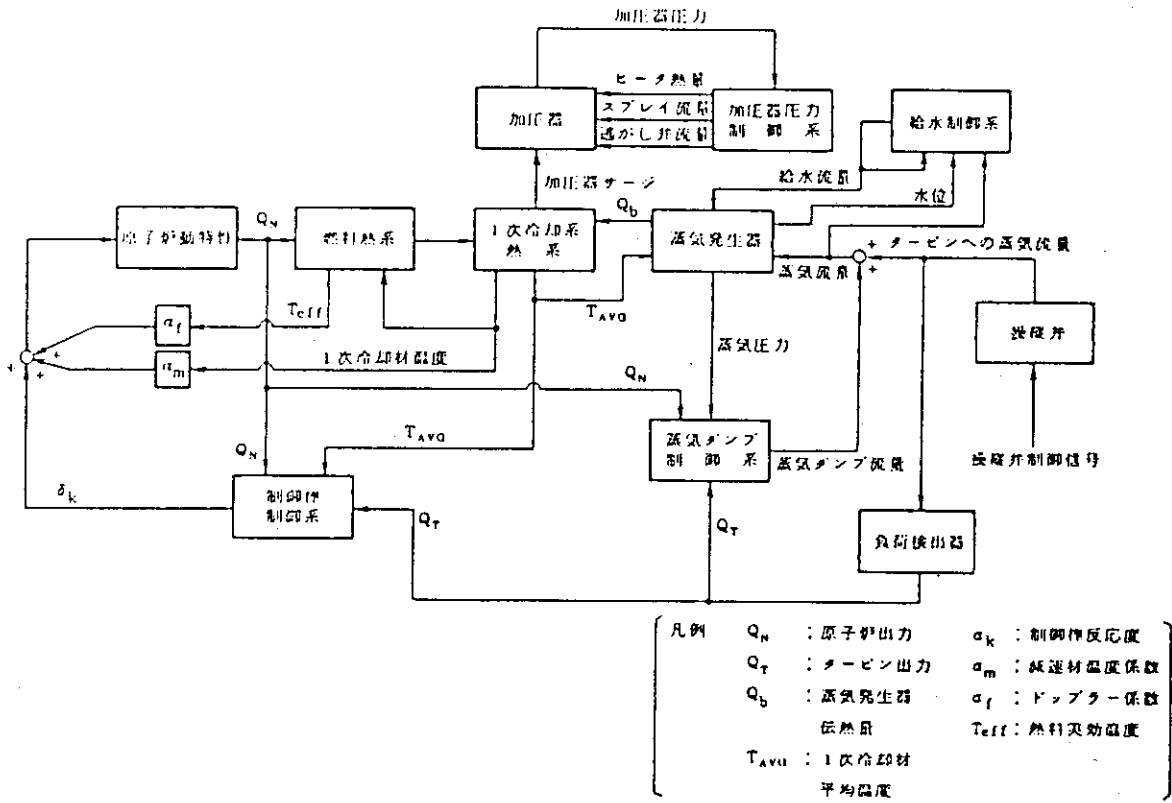
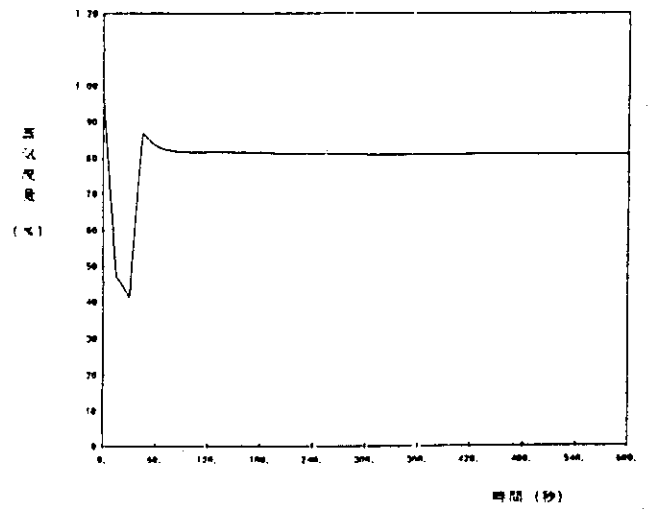
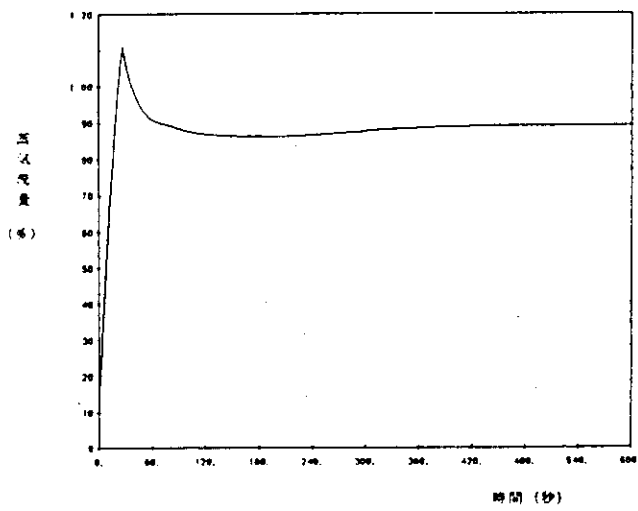
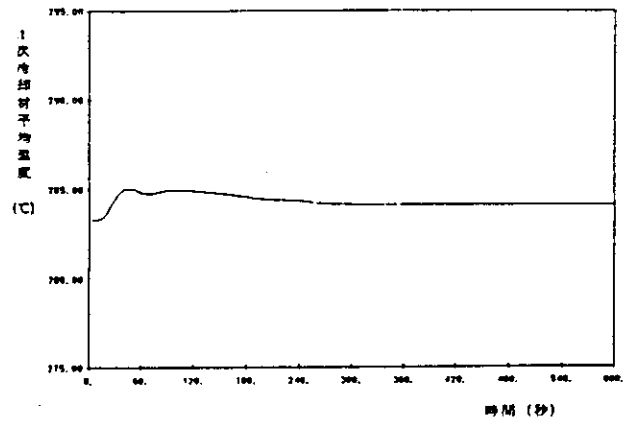
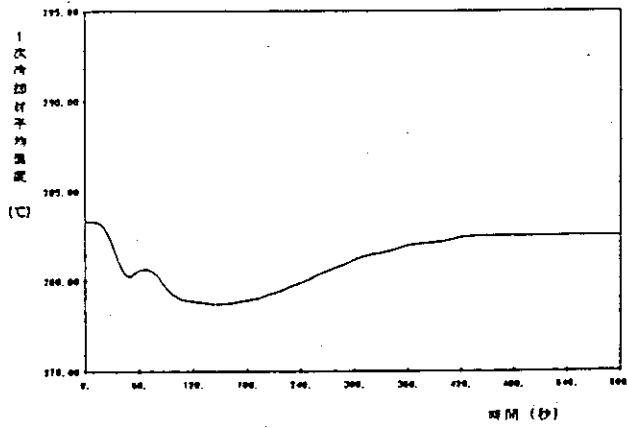
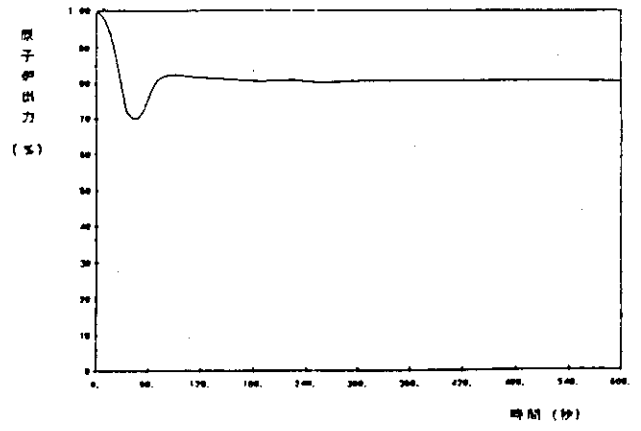
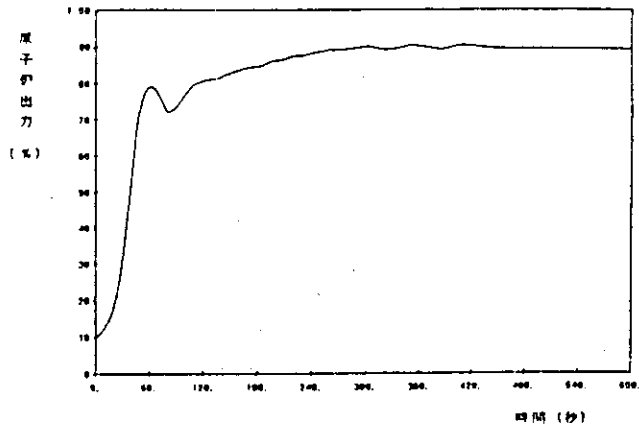


図 II. 1. 15 解析モデルの概略図



図II.1.16 急速出力上昇

図II.1.17 急速前後進切换

2. 一 体 型 炉

2.1 設計方針

設計に先だち、経済性、安全性、取扱性等について、つぎに示す設計理念を設定した。

2.1.1 経済性

- (1) 原子炉の小型・軽量化を図り、原子炉のコストを低減するとともに、原子炉の占めるスペースおよび重量を少なくし、船の貨物倉容積、載貨重量の増大を図る。
- (2) 長寿命炉心とし、燃料サイクルコストの低減を図る。
- (3) 燃料交換、検査等による船の不稼動日数を減らして、稼働率を向上させる。

2.1.2 安全性

- (1) 冷却材喪失事故（LOCA）時、炉心を露出させないことおよび1次冷却水ポンプ停止時の自然循環力を十分に確保することにより、異常な過渡変化時および事故時の炉心冷却を確保し、燃料の損傷を防ぐ。
- (2) 格納容器は、動揺、傾斜、海難等に対して信頼性の高い型式とする。

2.1.3 取扱性

保守、検査を容易なものとするとともに、これら作業における放射線被曝線量の低減を図る。

2.2 炉プラントの全体構成

以上の設計方針に沿い、蒸気発生器を原子炉容器内に組み込んだ一体型炉のほかに、蒸気発生器を原子炉容器の側部に配置し、両者のノズルを直接結合した半一体型炉についても検討し、また、一体型炉については、蒸気発生器、ポンプ、制御棒駆動装置等の配置を種々変えた案の検討を行なって、100 MWtの出力域において最も適切と考えられる本設計炉の全体構成を選定した。その炉プラントの概要および特徴について以下に述べる。

2.2.1 炉プラントの概要

本炉プラントは、別置の加圧器をもち、蒸気発生器を原子炉圧力容器内に組み込んだ一体型炉であり、一次冷却系の小型・軽量化を計っている。

原子炉組立断面図および炉プラント全体配置図を図Ⅱ.2.1、図Ⅱ.2.2に示す。

蒸気発生器はヘリカルコイルの貫流式であり、2系統に分けている。チューブ内が2次側であり、給水及び蒸気の管板は原子炉容器蓋に4箇所分散配置している。原子炉容器を小さくするため及び一次冷却系保有水量を減らすため、蒸気発生器を内装しても原子炉容器の内径がなるべ

く大きくならない様に蒸気発生器を炉心上方に配置している。原子炉容器蓋と蒸気発生器とは一体となっており、燃料交換時、蒸気発生器は蓋と共に取外す。蒸気発生器の ISI は燃料交換と並行して格納容器外で実施できる。

一次冷却水の流れは、炉心下部から炉心に入り、炉心上部の蒸気発生器内筒内を上昇し、上部から蒸気発生器に入る。蒸気発生器の下から出た一次冷却水は、二重管式のポンプノズルの外側を通過してポンプに吸入され、内管を通過して吐出され、炉心槽外側のダウンカマを下降して炉心下部プレナムに至る。

燃料は、耐負荷変動性能に優れ、核分裂生成物の放出の可能性が低く、また、剛性の高い構造である板状燃料（キャラメル燃料）を採用している。

制御棒駆動装置は蒸気発生器と炉心との間の原子炉容器中間部に配置し、原子炉容器横部に配置した電磁駆動装置の回転運動をラックアンドピニオンにより炉心の高さ方向の運動に変換し、制御棒を駆動する。駆動装置の基数を減らす為、駆動装置1基で2本の制御棒を駆動する。

格納容器は、一次冷却系保有水量を極力減らすことにより、設計圧力を低く抑え、単純な構造で、動揺、傾斜、海難等において信頼性の高い乾式耐圧型格納容器を採用している。

2.2.2 特徴

本原子炉プラントの主な特徴はつぎのとおりである。

- (1) 一体型構造で、蒸気発生器を炉心上部に配置したため、1次冷却系全体がコンパクトである。
- (2) 大口徑の1次冷却系配管を有する従来の原子炉では、この配管破断によるLOCA時に炉心は露出し、一部燃料損傷を生じることがあるが、本炉では大口徑1次冷却系配管がないので、LOCA時1次冷却水の放出量が少なく、このため炉心は露出しない。したがって、LOCA時燃料の損傷を生じない。
- (3) 蒸気発生器を炉心から上方向へ離れたため、1次冷却水ポンプ停止時、自然循環の駆動揚程が十分にとれる。
- (4) 比較的長時間を要する蒸気発生器の供用期間中検査（ISI）は、燃料交換と並行して他の専用施設で実施できるため、不稼働時間を短縮できる。
- (5) 蒸気発生器を取り外せるので、原子炉容器内面のISIが容易である。
- (6) 蒸気発生器伝熱管内側を2次側としたため、1次冷却系を開放しないで2次側から伝熱管のISI作業、または伝熱管損傷時のプラグイン作業が行なえる。したがって、燃料交換時以外に行なう伝熱管のISI作業が容易であるとともに、作業時の放射線被曝線量を低減できる。
- (7) 蒸気発生器は貫流式のためわずかであるが過熱蒸気が得られ、このためプラント効率が若干良く、タービン入口の湿分分離器が不要である。
- (8) 蒸気発生器は、1次冷却水と2次冷却水とが対向流のため、伝熱面積を小さくできる。
- (9) 制御棒駆動装置1基で2本の制御棒を駆動するため、駆動装置の数が少ない。
- (10) 加圧器を採用して1次冷却水の沸騰を防ぐとともに、1次冷却水ポンプを蒸気発生器出口の低温側に配置したため、ポンプの吸入側に十分なサブクールが確保でき、過渡状態におけるキャビテーションの発生を防ぐことができる。

2.3 主要目

本設計炉の主要目はつぎのとおりである。

熱出力	100 MWt
1次冷却水運転温度	炉心入口/出口 282.5/297.5 °C
1次冷却水運転圧力	120 kgf/cm ² { 11.8 MPa }
燃料交換間隔	4年 (シャフリングなし)
実効全出力日数	1,108日
炉心等価直径	1,329 mm
炉心有効高さ	1,432 mm
出力密度 (炉心平均)	50.4 kW/ℓ
ウラン装荷量	約 3.65 tU
燃焼度 (炉心平均)	約 30,400 MWD/tU
燃料濃縮度 (炉心平均)	約 6.76 %
燃料集合体数	32体
燃料集合体寸法	214 × 214 mm
燃料板厚	3.3 mm (被覆含む)
燃料被覆材質	ジルカロイ
可燃性毒物材質	アルミナ分散型ガドリニア
制御棒型式	十字型
制御棒本数	24本
制御棒材質	ハフニウム
制御棒駆動装置基数	12基
制御棒駆動装置型式	電磁駆動ラックアンドピニオン式
原子炉容器	
最高使用圧力	135 kgf/cm ² { 13.2 MPa }
最高使用温度	320 °C
内径 (下部/上部)	2.36/2.47 m
全高 (内のり)	約 9.7 m
蒸気発生器	
型式	ヘリカルコイル貫流式
給水温度	185 °C
蒸気圧力	40 kgf/cm ² { 3.9 MPa }
蒸気温度 (過熱度)	292.7 °C (42 °C)
伝熱面積	778 m ²
加圧器	
型式×基数	別置電熱式×1基
全容量	4.9 m ³

1次冷却水ポンプ

型式×基数	キャンドモータ式たて置軸流型×2基
容量	3,000 m ³ /h/基
揚程	12 m
格納容器	
型式	乾式耐圧型
最高使用圧力 (内圧/外圧)	10 kgf/cm ² /4 kgf/cm ² { 1.0 MPa/0.4 MPa }
内径	9.5 m
全高	15 m

2.4 炉心

2.4.1 燃料

船用炉では急速かつ頻繁な負荷変動があるため、陸上発電炉に比べ燃料の使用条件が過酷である。このような条件下でも健全性の高い燃料として、本炉心にはキャラメル燃料を採用した。

キャラメル燃料は、図Ⅱ.2.3に示すように直方体のUO₂焼結体(これをキャラメルと呼び、本炉の場合の寸法は縦：21.1 mm，横：21.1 mm，厚さ：2.5 mmである)をタイル状に並べ、これをジルカロイで被覆するとともに、それぞれのキャラメルをジルカロイ格子で仕切って互いに独立な区画に密封した板状燃料であり、船用炉燃料としてつぎのような適性をもっている。

- (1) 体積あたりの冷却面積が大きいので、燃焼中のUO₂温度が低い(本炉の場合の定格出力時炉内平均燃料温度は約370℃である)。定格出力時燃料温度と零出力時燃料温度、すなわち1次冷却水温度との温度差は、キャラメル燃料では棒状燃料の数分の1である。このため、キャラメル燃料では出力変動によるUO₂の膨張収縮量が少なく、したがって急速負荷変動に耐えることができる。このため、棒状燃料に比べて、耐負荷変動性能からの出力密度への制約が少ない。
- (2) 燃料温度が低いので核分裂生成物がUO₂内に保持されること、およびUO₂が小区画に仕切られていることから、万一被覆が損傷した場合でも放射性核分裂生成物の1次冷却水への放出量が少ない。図Ⅱ.2.4に示すように、本設計においては13枚の燃料板により1体の燃料束を構成し、剛性を高めるため周囲をジルカロイ側板で囲った閉構造とした。燃料集合体は、3ないし4体の燃料束をL形または正方形に配置して溶接構造により一体とし、集合体中央部には制御棒挿入のための十字形通路を設けた。

取出し燃料の平均燃焼度は、これまでの照射実績に余裕を見て設定したキャラメル最高燃焼度に対する制限値：60,000 MWD/Uを考慮して、約30,000 MWD/tUとした。

2.4.2 燃料交換間隔および炉心平均出力密度

4年ごとに行なわれる船体の定期検査およびIMO基準が要求している4年ごとの原子炉容器開放検査を考慮すると、燃料交換は2年ごとまたは4年ごととし、これらの諸検査とあわせて実

施することにより不稼働日数を減らすことが合理的である。そこで、(1) 2年ごとに炉心の半分の燃料交換、(2) 2年ごとに全燃料交換、(3) 4年ごとに全燃料交換の3ケースについて経済性評価を行なった。

経済性評価においては、30,000馬力の原子力推進コンテナ船および原油タンカを対象とし、上記各ケースに対応する炉心を搭載した場合の炉プラントコスト、燃料サイクルコスト、燃料交換時の不稼働を考慮した貨物輸送量などを算出し、単位貨物量あたりの輸送コストを求めた。その結果に基づき、いずれの船種についても輸送コストが最小となる、4年ごと全燃料交換炉心を採用した。これにより、炉心の実効全出力日数は1,108日と設定した。また、この結果、炉心平均燃焼度は30,400 MWD/tU、炉心平均出力密度は50.4 kW/lとした。

2.4.3 核設計

(1) 設計計算コード

設計に使用した主要コードは、評価済み核データファイル(ENDF/B-IV)の処理コードXLACS、1次元輸送燃焼計算コードWIMS-D、2次元輸送燃焼計算コードTWOTRAN-II、1、2、3次元拡散燃焼計算コードCITATIONおよび3次元ノード法燃焼計算コードSCOPERS-2である。

(2) 炉心構成

核設計により採用した炉心構成を図Ⅱ.2.5に示す。炉心は32体の燃料集合体、24本のハフニウム製十字形制御棒および8本のL形可燃性毒物棒により構成した。炉心等価直径は1,329 mm、有効高さは1,432 mmである。

炉心反応度制御は制御棒および固体可燃性毒物のみで行なうこととし、船用炉という点に考慮し、追加の補助装置を必要とする可溶性ボロンによる制御(ケミカルシム)は用いないこととした。さらに固体可燃性毒物としては、長寿命炉心の反応度制御に適したガドリニアを、アルミナとの混合焼結体の形で用いた。制御棒には、高温高圧水中での耐食性に優れ、中性子吸収特性の面からも炉プラント寿命中交換を要しないハフニウムを用いた。

各燃料板は、縦：21.1 mm、横：21.1 mm、厚さ：2.5 mmのキャラメルを幅方向に4個、高さ方向に62個、計：248個含む、このキャラメル厚さは、炉心寿命中の燃料の比出力が技術限界(キャラメルの燃焼度に応じて定められた、被覆の健全性を損なわないような比出力の限界値)を十分下回るよう決定したものである。ただし、各燃料束中の13枚の燃料板のうち2枚は、軸方向両端のキャラメルの一部を固体可燃性毒物で置き換えた(軸方向出力分布平坦化への配慮から、炉心上下方向の一部はキャラメルのままとした)。各可燃性毒物焼結体の寸法、縦：21.1 mm、横：18.5 mm、厚さ：2.5 mmとし、燃料束内位置は、局所出力ピーキング因子、制御棒の反応度効果等に配慮して決定した。

燃料束は、燃料濃縮度と可燃性毒物濃度の組合せに応じて、図Ⅱ.2.5に示す3種類とした。これら燃料束の炉心内配置は、数種の炉心について炉心燃焼計算を行ない、半径方向の出力分布の平坦化および燃焼にともなう炉心実効増倍率変化の平坦化などを考慮して決定した。

制御棒は、反応度停止余裕に関する要求から24本とした。これら制御棒は、図Ⅱ.2.5において同一符号をもつ2本ずつに組み分けし、計12基の制御棒駆動装置で駆動する。この組み

分けにあたっては、運転時の出力分布を平坦化し、炉外固着した制御棒の反応度効果を小さくするよう、炉心中央に対し対称位置の2本ずつの組み分けとした。さらに、局所出力ピーキング因子が高くなるよう前述の可燃性毒物配置等の核設計上の考慮を払うことにより、十字形制御棒であるが、フォロアを設けず、原子炉容器の小型化を図った。

(3) 核特性

前述の構成をもつ炉心の核特性計算結果のうち、主要なものについてつぎに述べる。

1) 実効全出力日数

図Ⅱ.2.6は、制御棒挿入などの3次元効果を考慮した計算による、全出力、平衡キセノン状態の炉心実効増倍率の燃焼にともなう変化を示す。実効全出力日数の設計目標値：1,108日に対応する炉心平均燃焼度：30,400 MWD/tDにおいて実効増倍率は1.010であり、制御上必要な余裕：500 pcm ($1 \text{ pcm} \equiv 10^{-5}$)を差し引いてもなお500 pcmの余裕があり、本炉心により設計目標は達成されている。

2) 反応度停止余裕

反応度停止余裕がもっとも少なくなる寿命初期の冷態クリーン炉心において、もっとも反応度効果の高い組の制御棒2本が炉外に固着した場合、挿入された制御棒の反応度効果を10%少なく見積っても炉心実効増倍率は0.978以下となり、1,000 pcm以上の停止余裕をもって冷態未臨界を達成しうることを確認した。

3) 余剰反応度

IMO基準は、最大反応度効果をもつ制御棒が炉心内に全挿入され引抜けられない場合でも、船の舵効進行速力を得るために必要な炉出力(本設計の場合30 MW)を発生しうるよう設計することを要求している。また、緊急停止後のキセノン等による過渡的な毒物効果の存在する状態においても舵効進行速力を得られるよう設計する必要がある。

一方、前述のような状態において炉を運転することは、本船寿命中まれな事象である。そのようなまれな事象においては1次冷却水温度を下げ、したがって、2次側は蒸気圧力を下げて舵効進行速力を得るように計画すれば、定格1次冷却水温度における炉心反応度を低くすることができ、より経済的である。そこで本設計においては、前記のような事態においては、2次側蒸気圧力を主機関が舵効進行出力を発揮しうる $16 \text{ kgf/cm}^2 \{ 1.6 \text{ MPa} \}$ まで下げ、この蒸気圧力で必要な炉出力を発生しうる 222.5°C まで1次冷却水温度を下げ運転することとした。

このような条件のもとで、余剰反応度が少なく原子炉運転上もっとも不利となる炉心寿命末期において、もっとも反応度効果の高い組の制御棒2本を炉心内に全挿入し、平衡キセノン状態とした場合の炉心実効増倍率は1.026である。また、同じく炉心寿命末期において、緊急停止後のキセノン等による最大毒物効果が存在する状態での実効増倍率は1.035以上である。したがって、本炉心により、前述のようないずれの事態においても舵効進行速力を得るのに十分な炉出力を発生することができる。

4) 制御棒運棒計画および出力分布

数種の制御棒運棒順序を設定し、それぞれについて制御棒を挿入した炉心について臨界を保ちながら3次元燃焼計算を行ない、炉心寿命中の出力分布を平坦化し、かつ、炉心寿命末

期においてなるべく均一な燃焼度分布が得られるような運棒順序を検討した。その結果採用した制御棒運棒計画を表Ⅱ.2.1に示す。

前記計算結果から求めた、炉心寿命中の核的熱流束熱水路係数および核的エンタルピ上昇熱水路係数を図Ⅱ.2.7に示す。計算値の寿命中の最大値は、それぞれ2.75および1.87である。

また、個々のキャラメルごとに燃焼度ごとの比出力を求め、それを基にキャラメル燃焼履歴の比出力包絡線を求めた。その結果を図Ⅱ.2.8に示す。これからわかるように、いずれのキャラメルの比出力も、炉心の全寿命にわたって技術限界に対し十分な余裕をもっている。

5) 燃焼度

前記出力分布計算とあわせてキャラメルごとの燃焼度を計算し、炉心寿命末期におけるキャラメル燃焼度分布を求めた。その結果を図Ⅱ.2.9に示す。計算結果に10%の余裕を見ても最高燃焼度は55,200 MWD/tUとなり、キャラメル燃料のこれまでの照射実績に基づいて設定した制限値：60,000 MWD/tUを十分下まわっている。

2.4.4 熱水力設計

熱水力設計では、1次冷却水圧力および流量を選定し、限界熱流束比(DNBR)および燃料の温度について検討を行なった。

(1) 1次冷却水圧力および流量の選定

炉心の核的および熱的制限条件を満足する範囲で圧力、流量の組合せをパラメータとし、それぞれの圧力、流量に対する主要1次冷却系機器のコストおよび1次冷却水ポンプ動力の相違による運転コストを算出した。これらコストの合計が最小となる1次冷却水運転圧力および1次冷却水ポンプ要目を決定した。

(2) DNBR

キャラメル燃料の限界熱流束(DNB)の実験は、質量速度およびクオリティをパラメータとしたDNB相関式の形で整理されている。この実験は、圧力および水路幅を実際の炉に近い状態にして行なっているため、一般に棒状燃料に用いるW-3相関式よりもDNBの計算値と実験値の差が少ない。しかし、現在のところ許容のDNBRとしては、W-3相関式と同様に1.30としている。

DNBR評価にあたり、通常運転時および運転時の異常な過渡変化を対象とし、船体動揺としては、定格出力運転時に考慮すべき最大の上下方向加速度： $0.35G \{ 3.5 m/s^2 \}$ を用いた、また、出力分布およびピーキング因子は、核設計計算結果に対し十分余裕をもったものとした。

解析の対象とする運転時の異常な過渡変化の事象としては、2台ある1次冷却水ポンプのうち1台が停止する1次冷却水流量部分喪失を選定した。船用炉としてはこのような場合にも、炉を緊急停止させることなく、運転が継続できることが望ましい。したがって、本炉では炉を緊急停止させないこととした。この場合、この事象はDNBRの観点からもっとも厳しいと考えられる。

解析には、プラント動特性計算コード：SIRENE³⁾と、炉心詳細熱水力計算コード：COBRAⅢ-Cを用いた。

船体動揺によるDNBRの低下率は、定格運転時のような低クオリティ域と1次冷却水流量部分喪失時におけるような高クオリティ域とでは、DNBの低下機構が異なると考えられているため⁴⁾、次のように評価方法を分けた。すなわち定格運転時に対しては、過去の実験結果から保守的に評価し、DNBが最小加速度の1/4乗に比例して低下するとして求めた。また、1次冷却水流量部分喪失に対しては、DNB低下の主要な原因が加速度変化による流量変動であることから、1台ポンプ停止時の過渡変化中の最小DNBRの状態が重力加速度が正弦波状に変化するものとして求めた。この方法は、DNBR上厳しい状態が永続的に続くと仮定しているため、DNBRは実際よりもかなり小さ目(安全側)に評価することになる。

解析によると、定格運転時の最小DNBRは、船体動揺を考慮しない時2.39となった。また、炉心内でもっとも高温なチャンネルの出口でも体沸騰せず、炉心流動安定性の点からも問題ない。いっぽう船体動揺を考慮すると、最小DNBRは10.2%低下して2.15となった。

つぎに、1次冷却水流量部分喪失における過渡変化中の最小DNBRは、図II.2.10に示すように1.63となった。この最小DNBRの状態が船体動揺を考慮すると、DNBRは図II.2.11に示すように変動する。前述のように多くの余裕をもっている本解析においても、過渡変化中の船体動揺を考慮した時の最小DNBRは1.31となり、許容DNBRを下まわる事はない。

以上の結果、本炉はDNBに関して安全であり、運転中に1台の1次冷却水ポンプが停止しても、制御棒の自動調整による負荷の低減はあるが、炉を停止することなく運転を継続することが可能である。

なお、2台の1次冷却水ポンプが同時に停止するような場合は、確率的にきわめて少ないと考えられることから、炉を緊急停止する。その場合の最小DNBは、1台停止の時より大きく2.11となり、十分安全である。

(3) 燃料温度

図II.2.8に示したようにキャラメル燃料には技術限界があり、燃焼度ごとに許容される最大比出力(最大燃料中心温度)が規定されている。このため、通常運転時だけでなく運転時の異常な過渡変化においても、炉心内のすべてのキャラメル燃料が炉心の全寿命にわたって、図II.2.8に示した技術限界を超えないことを確認する必要がある。

この評価のために燃料比出力がもっとも高くなる事象として、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜きについて解析を行なった。この事象は、未臨界状態にある炉心から誤って1グループ(2本)の制御棒が引き抜かれた結果、炉心出力の上昇をもたらすもので、引抜き中の出力分布は通常時と異なったものになり、また炉出力も定格出力以上になる。

解析には、反応度異常時の板状燃料炉心の過渡的核熱水力挙動を計算するコード：EUREKA-PLATEを用いた。

解析によると、技術限界上もっとも厳しいのは炉心寿命末期における場合であるが、この時の燃料比出力は、炉出力過大による緊急停止により上昇が制限され、十分技術限界以下におさまることを確認した。

2.5 遮蔽設計

遮蔽設計はつぎの設計条件で行なった。

- (1) 通常運転時の線量率は、定格出力にて2次遮蔽体外表面で0.1 mrem/h { 1.0 μ Sv/h } 以下および10%出力(基底負荷)にて船底外面で0.75 mrem/h { 7.5 μ Sv/h } 以下とする。
- (2) 事故時の線量は、「原子力船運航指針」の仮想事故直後から5日間の積算直接線量を2次遮蔽体外表面で、12 rem { 0.12 Sv } 以下とする。

本炉は、N16 γ 線源を有する蒸気発生器が1次遮蔽体は事故時の遮蔽された原子炉容器の中にあるので、2次遮蔽体は事故時の遮蔽能力により決まる。したがって、まず事故時の許容線量を満足するように2次遮蔽体を設計し、つぎに通常運転時の遮蔽効果が2次遮蔽体で不足する量を補うという考え方で1次遮蔽体で不足する量を補うという考え方で1次遮蔽体を設計した。

2.5.1 遮蔽設備

(1) 原子炉1次遮蔽体

原子炉1次遮蔽体は、原子炉容器を直接取り囲む構造物で、側部・下部1次遮蔽体と上部1次遮蔽体とから構成し、通常運転時および停止時の炉心からの放射線を減衰させる。側部・下部遮蔽体は鋼と水を交互に配列し、外径：5 m、高さ：6 m、厚さ：1.1 m とした。

また、上部1次遮蔽体は通常運転時の中性子、 γ 線のストリーミングおよびN16 γ 線を主として減衰させるもので、蒸気発生器周囲の原子炉容器、制御棒駆動装置および1次冷却水ポンプを取り囲む厚さ：100～200 mm の鋼製構造物とした。

(2) 原子炉2次遮蔽体

原子炉2次遮蔽体は格納容器の外側に配置し、通常運転時および事故時の放射線を減衰させるもので、表面を鋼板で囲んだ重コンクリート製で、厚さは頂部：830 mm、側部：80 mm とした。

2.5.2 遮蔽計算

(1) 通常運転時の放射線線量率

炉心線源については、点減衰核積分コード：SPANおよび1次元除去拡散コード：SABINEを用い、炉心真横・上・下各方向の1次元バルク計算を行なった。炉心は、制御棒全引抜き状態でUO₂：20%、Zr：29%、H₂O：51%の均質組成とし、高さ：1,432 mm、直径：1,329 mm の円柱形とした。出力ピーキング因子は、横方向計算では軸方向1.6 (COS分布)半径方向1.0とした。計算の結果、定格出力運転時において1次遮蔽体外表面で約100 mrem/h { 1.0 mSv/h }、2次遮蔽体外表面で約0.005 mrem/h { 0.05 μ Sv/h }、10%出力運転時において船底外面で約0.2 mrem/h { 2.0 μ Sv/h } となった。炉心横方向の計算結果を図II.2.12に示す。

N16 γ 線については、その線源強度は当社作成のコードで算出し、線量率は点減衰核コード：QADを用いて原子炉容器側部および上部方向に対して計算した。その結果、定格出力運転において、原子炉容器上蓋外表面および上部1次遮蔽体外表面で最大：200 mrem/h { 2 mSv/h } となり(図II.2.13参照)、2次遮蔽体外表面では約0.007 mrem/h { 0.07 μ Sv/h } となっ

た。以上の計算結果は、設計条件を満足しているとともに、通常運転時でも出力を下げれば短時間の格納容器内立入は可能であることを示している。

(2) 原子炉事故時の放射線線量率

核分裂生成物の炉内蓄積量は、熱出力：100 MWt、炉心平均燃焼度：30,400 MWD/tUの条件で燃焼生成コード：ORIGENで算出し、核種ごとの放出割合を乗じて事故時線源とした。線量率はQADコードを用いて2次遮蔽体外表面に対して求め、事故直後から5日間までを積算した。その結果、積算線量は最大：9.3 rem { 93 mSv } となり、設計条件を満足している。

2.6 1次冷却系機器

第3章で述べた以外の1次冷却系機器に関する特徴について、説明する。ここでプラント全体の系統図を図II.2.14に示す。

2.6.1 原子炉容器

原子炉容器上蓋は、下面に蒸気発生器を吊り下げ、上面にはその給水および蒸気配管との接続口を備えている。上蓋の形状は蒸気発生器の構造上望ましいなどの理由により平形とした。

胴部の内径は、胴材料の照射脆化を考慮して高速中性子フルーエンスを 1×10^{19} nvt以下とするよう決定した。

ポンプノズルは、原子炉容器の一部として容器本体と同じ材料を使用し、同じ基準で設計・製造および検査を行なうので、本体と同じ信頼性を有する。したがって、安全評価においてはノズル部の破断は想定していない。

容器本体の支持は、中間胴部に設けた溝に支持材を挿入する方式として容器本体への溶接部は設けずISIの簡略化をはかった。

2.6.2 炉内構造物

炉内構造物は、炉心を支持するほか冷却水流路の形成および内部制御棒駆動装置を支持格納する機能をもっており、炉心槽、熱遮蔽筒、下部炉心板および内部制御棒駆動装置支持箱などから成る。内部制御棒駆動装置支持箱は、上部支持板、支持筒、下部支持板により一体に構成している。

本炉では、燃料集合体と制御棒ガイドを一体構造として、上部炉心板を制御棒駆動装置下部支持板と兼用し、構造の単純化をはかった。

2.6.3 蒸気発生器

蒸気発生器は、給水水室および蒸気室を備えた原子炉容器上蓋部、上蓋にとりつけた外筒および管支持板、管支持板にとりつけた内筒および内外筒間のヘリカルコイル管束部、内筒内側の給水ダウンコマ部から構成されている。

給水は上蓋中央部の4個の水室からダウンコマ管を下降し、コイル部底部に達したのち、コイル内を上昇しながら1次冷却水により加熱され、過熱蒸気となって上蓋外周部の4個の蒸気室か

らとり出される。これらのコイル群は二つのグループに分けられており、管の損傷時には2次側弁にて損傷側グループを切り離せば、他のグループによる部分出力運転が可能である。

伝熱管の口径は、管束の軽量小形化をはかるため近い将来 ISI が可能と考えられる範囲で細径化し、外径：17.5 mmとした。また管の材料は、耐食性に優れた Incoloy 800 とした。

伝熱管用管板は、上蓋に直接溶接する構造としており水密の信頼性が高い。各伝熱管には、低出力時における管内流動の安定化をはかるため給水入口部にオリフィスを設定している。

2.6.4 加圧器

加圧器は、原子炉容器内高温部とサージ管により結ばれており、負荷変動時における1次系圧力の変動を規定値内に制御する。通常用いられている電熱ヒータ加熱およびスプレー冷却による圧力制御のほか、本炉では器内の気相部にコンデンサを設け、流入する1次系サージ水により蒸気を凝縮することによって気相部の所要容積を減らし加圧器の小形化をはかった。なお、加圧器は出力運転時の負荷変動において、1次水の充填および抽出を行わずに圧力変動を吸収し得る容積とした。

2.6.5 1次冷却水ポンプ

1次冷却水ポンプは、キャンドモータ式たて置軸流型で電動機は1次圧カバウンダリ内部にあり、軸はポンプ軸と一体で軸封装置はない。

2.6.6 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置は、原子炉容器外周に設置のモータ、減速装置および電磁駆動装置と、容器内部に設置の駆動軸、かさ歯車およびラックアンドピニオンなどから成っている。モータ、減速機のトルクは電磁駆動装置によって1次圧カバウンダリ外部から電磁力により内部の駆動軸に伝達され、1次圧カバウンダリに貫通部を設けない。このトルクは原子炉容器内部で垂直および水平の駆動軸を介して伝わり、2本の制御棒のピニオンおよびラックを駆動する。

燃料交換時の作業を容易にするため、制御棒を切り離したのち内部制御棒駆動装置支持箱ごと一括してとり出すことができる構造とした。

ラックハウジング内部にはスクラムスプリングを設け、大傾斜時でも確実に制御棒を炉内に挿入できるとともに、転覆しても制御棒が抜け出さないように拔出し防止装置を設けた。

なお本炉の制御棒駆動装置は、外部駆動装置を原子炉容器上部に設ける場合と異なり、仮りに外部駆動装置のハウジングが破断しても制御棒逸出を起すような圧力差を生じないので、制御棒の逸出事故は原理的に起こらない。

2.6.7 原子炉補助設備

原子炉補助設備として、体積制御系統、残留熱除去系統（崩壊熱除去系統および余熱除去系統）、非常用炉心冷却系統等、また、二次冷却設備として、主蒸気系統、給水系統等から成る。

(1) 体積制御系統

体積制御系統は、浄化系統、ページ系統、充填系統、化学系統から成り、一次冷却水保有量

を適正に調整すると共に、一次冷却水中の不純物および放射性物質濃度を船用炉プラントの運転に支障を及ぼさない値以下に保つ。浄化系統は、一系統の高圧浄化方式としてシステムの簡略化を図り、格納容器内に配置する。浄化系循環ポンプは2基で、出力運転時は1基運転、プラント起動・停止時は2基の並列運転し、不純物および放射性物質の除去を早める。なお、パージ系統ではプラント起動時の一次冷却水膨張量を加圧器水位が一定となるようブローオフタンクにパージし、充填系統では原子炉冷却時の一次冷却水の収縮、漏洩等を充填ポンプで補給する。また、化学系統では一次冷却水系統の腐食を極力抑えるため、PH調整および溶存酸素量の抑制を行い、一次冷却水の水質を適正に保つ。

(2) 残留熱除去系統

残留熱除去系統は、崩壊熱除去系統、余熱除去系統および非常用崩壊熱除去系統から成り、原子炉停止時の炉心崩壊熱ならびに一次冷却系の顕熱を除去し、燃料の許容設計限界および圧力バウンダリの設計条件を超えないようにする。崩壊熱除去系統は原子炉停止時の初期の残留熱を蒸気発生器で蒸気に変え、この蒸気を崩壊熱復水器にダンプして除去する。余熱除去系統は、崩壊熱除去系統で一次冷却水の圧力・温度を所定の値以下に低下させた後運転を開始し、原子炉停止後、所定時間内に一次冷却水を冷却する。この余熱除去系統は独立2系統で、通常の原子炉停止は2系統で行う。

非常用崩壊熱除去系統は、原子炉室に設置する非常用崩壊熱除去ポンプで非常用水タンクから蒸気発生器に給水し、蒸気を大気放出し、除熱する。

(3) 非常用炉心冷却系統

非常用炉心冷却系統は、想定される配管破断によるLOCA時に、冷却水を原子炉に注入して炉心を冠水状態に保つことにより、燃料の損傷を防止すると共に、燃料被覆の金属と冷却水との反応を十分小さく抑え、原子炉の安全性が確保できるようにする。

(4) 二次冷却設備

主蒸気系統は、蒸気供給系統、蒸気ダンプ系統から成り、蒸気供給系統では蒸気発生器からの蒸気をタービンへ供給し、蒸気ダンプ系統では負荷急減時の余剰蒸気を主復水器へダンプする。なお、主蒸気系統より崩壊熱除去系統を分岐する。給水系統は蒸気発生器へ適切な圧力・温度の給水を供給する。給水ポンプは全負荷流量の50%容量のものを3基設け、常時2基使用することにより、給水喪失事故を防止する。補助給水ポンプは原子炉起動・停止時のほか、事故時の残留熱除去に使用する。

2.7 格納容器

格納容器は、図II.2.2に示したように2重底板上に設置され、上部および下部支持構造を介して船体構造に取り付けられている。形状は上部を強度上有利な半球状とし、内面に補強骨を設けること、および $60 \text{ kgf/mm}^2 \{ 588 \text{ MPa} \}$ 高張力鋼を使用することにより軽量化をはかるとともに現場溶接継手の厚さを応力除去熱処理の不要な38mm以下におさえた。また、船用の格納容器の特徴の一つとして、強度が沈没時の外圧によって支配される傾向があげられるが、本容器においては、過大な沈没時の外圧を避けるため、容器下部に4個の圧力平衡弁を設け容器内外の圧

力平衡弁を設け容器内外の圧力差を $4 \text{ kgf/cm}^2 \{ 0.4 \text{ MPa} \}$ 以下とした。

2.8 事故解析

1次冷却材喪失事故（LOCA）解析を行い、本原子炉プラントが安全に事故を終息することを確認した。

本炉プラントは大口径の一次冷却系配管がないので、LOCA時の炉心露出を防ぎ得る構造となっている。

解析は、最も口径の大きい加圧器サージライン（内径 80 mm）の両端破断及び、最も低い位置に接続する化学体積制御系配管（内径 50 mm）の両端破断（高温側）および非常用炉心冷却系配管（内径 50 mm）の両端破断について行った。

解析の結果、いずれの破断の場合においても、炉心は過渡変化中、船体動揺の影響を考慮しても、常に冠水状態を保ち、燃料の冷却が十分に確保されている。（図 II. 2.15～図 II. 2.17 参照）また、破断後、熱点の燃料中心温度は通常運転時の温度から低下し、これを上回ることはない。この状況は熱点における燃料に限らず、炉心のすべての燃料に対して同様である。従って、炉心内のすべての燃料温度は、破断直後から LOCA 時技術限界温度以下となり、燃料の健全性は確保される。

また、格納容器の最高圧力は $3.87 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ で、設計圧力 $10.0 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ の $1.0/0.9$ 倍である基準値 $11.1 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ を十分下回っており、また、格納容器内気相温度の最大値は 140.5°C であり、設計温度 183° を十分下回っている。従って、LOCA 時格納容器の健全性は確保される。

2.9 動特性解析

動特性解析は、炉プラントが規定された負荷変動条件に対して適切な過渡応答を示すことを明らかにした。

動特性解析を実施する負荷変動条件は、以下の 6 つのケースである。

- (a) 急速出力上昇
- (b) 急速出力減少
- (c) 後前進切換
- (d) 出力上昇
- (e) 出力減少
- (f) 急速前後進切換

2.9.1 計算コード

解析は、デジタルコンピュータコード SIRENE を用いて行った。

SIRENE コードは、プロセス諸量の変動に伴うプラント過渡特性を解析するプログラムで、原子炉炉心、蒸気発生器、一次冷却水ポンプ、加圧器およびそれらを結ぶ流路により原子炉プラントを模擬し、原子炉制御系および安全保護系も考慮することができる。

2.9.2 解析モデル

図Ⅱ.2.18に炉プラント解析モデルを示す。

炉プラントの解析モデルは、原子炉一次系、二次系、制御系および安全保護系で構成される。一次系は原子炉炉心、蒸気発生器、加圧器およびこれらを結ぶ流路により構成する。また二次系は、給水制御弁から主機タービン操縦弁および主蒸気ダンプ弁までを考慮する。

制御系は、制御棒制御系、加圧器圧力制御系、蒸気ダンプ制御系および給水制御系で構成する。また安全保護系としてスクラム信号を考慮する。

一次冷却水流量は一定とし、一次冷却水ポンプは考慮しない。

なお、解析では各負荷変動の要求負荷変化に対応して、主機タービン操縦弁開度を変化させる。

2.9.3 解析結果

解析結果の一例として、急速出力上昇および急速出力減少の場合について、図Ⅱ.2.19～図Ⅱ.2.20に示す。

また、スクラムに対する余裕、負荷への追従性、収束性の検討を行った。

これらの結果から、本炉プラントの動特性について、以下の様な事が言える。

- (1) 原子炉スクラムに対して、十分余裕を持って負荷に追従できる。
- (2) 負荷変動中の基準値からの最大偏差が少く、また諸状態量の整定が速やかに達成されており、負荷変動に対し優れた追従性および収束性を有している。
- (3) 負荷変動中の蒸気は、圧力および過熱度の変動が少く、常に質の良い蒸気をタービンに供給できる。
- (4) 加圧器安全弁および逃し弁の作動なしで負荷に追従できる。
- (5) 基底負荷以上で加圧器水位の制御を行わなくても、全負荷変動を通じて十分安定した運転が可能である。
- (6) 二次系蒸気ダンプが作動するのは、急速出力減少および後前進切換の時だけであり、出力減少時に蒸気ダンプを使用しなくても運転できる。

以上の様に、本炉プラントは、船用炉として優れた応答特性を有している。

2.10 結 言

以上、改良船用炉一体型炉の概要について述べた。本炉の主要な特徴はつぎのとおりである。

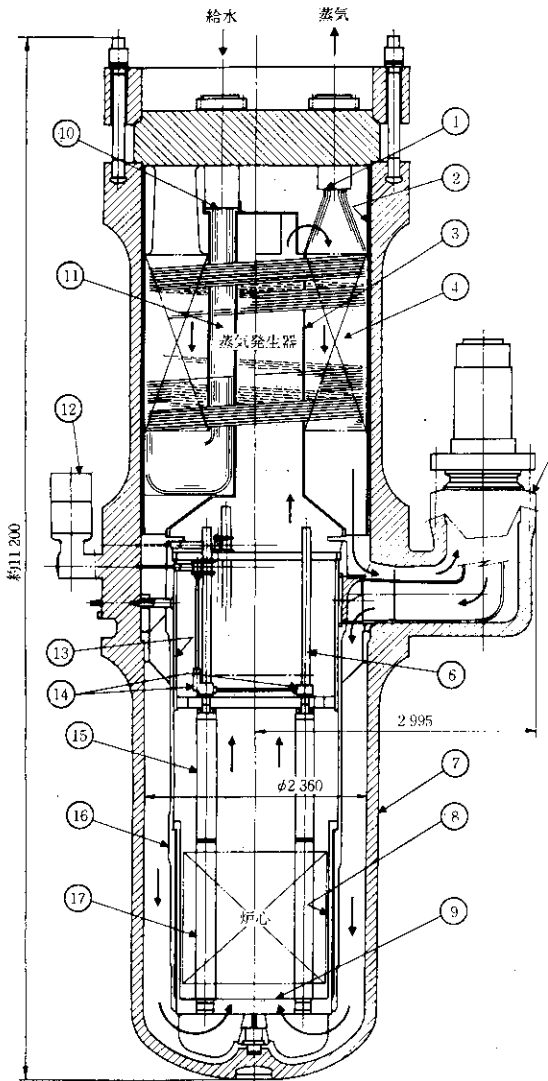
- (1) 船用燃料のきびしい使用条件にもかかわらず、キャラメル燃料の採用により小型長寿命炉心とし、燃料交換間隔は4年とした。これにより燃料コストの低減および燃料交換頻度が少ないことによる船の稼働率向上が期待できる。
- (2) 炉心の小型化および本炉構成の採用により、炉全体の小型化が達成され、これにより貨物倉スペース確保の点で主要な寸法である格納容器の直径は、本炉の出力が原子力船「むつ」の出力の3倍近いにもかかわらず、逆に小さくなった。
- (3) 規則により要求されている配管破断による1次冷却水喪失事故時において、炉心は露出せず冷却が確保されるので安全性が高い。

その他、本文中に述べたように船用炉として種々の優れた特徴をもっており、本設計炉は経済性、安全性、取扱性等において、従来の船用炉に比べて格段に改良された船用炉といえることができる。

表 II. 2. 1 制御棒運棒計画

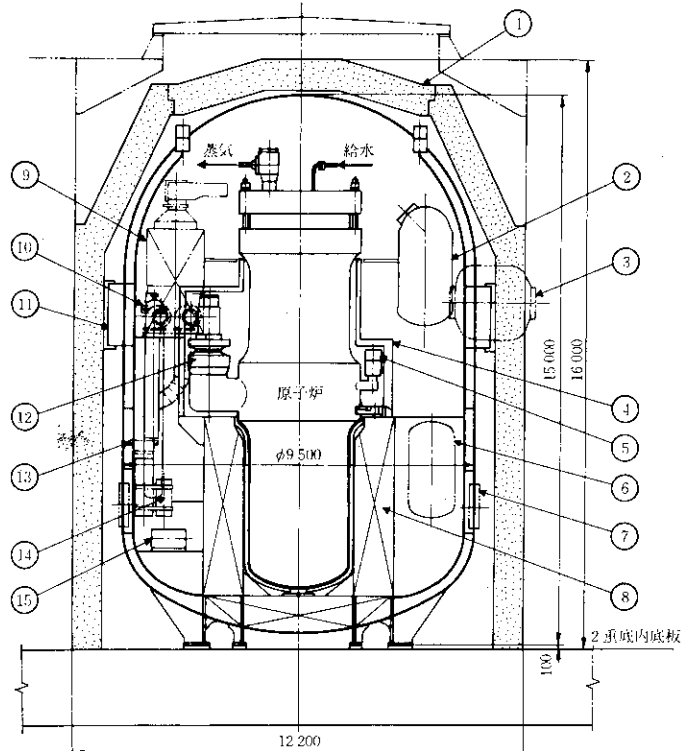
炉心平均燃焼度 (MWD/tU)	使用制御棒 グループ	挿入位置
0 (平衡キセノン) ~ 8,000	A, A2	全挿入
	D1, D2	同レベル部分挿入
8,000 ~ 16,000	D1, D2	全挿入
	A1, A2	同レベル部分挿入
16,000 ~ 18,000	B1, B2	全挿入
	C1, C2	同レベル部分挿入
18,000 ~ 24,000	2,000 MWD/tUごとに(B1, B2)と(C1, C2)の機能交替による運棒	
24,000 ~ 26,000	B1, B2	同レベル部分挿入
26,000 ~ 28,000	C1, C2	同レベル部分挿入
28,000 ~ 30,000	B1, B2	同レベル部分挿入
30,000 ~ 30,400	C1, C2	同レベル部分挿入

(注) いずれの場合も上記制御棒以外は全引抜き



- (注) ①: 蒸気管板 ⑩: 給水管板
 ②: 蒸気発生器外筒 ⑪: 給水ダウンコマ
 ③: " 内筒 ⑫: 制御棒駆動装置
 ④: 管束部 ⑬: 内部制御棒駆動装置支持箱
 ⑤: 1次冷却水ポンプ ⑭: 制御棒駆動ニオン箱
 ⑥: ラックハウジング ⑮: 制御棒ガイド
 ⑦: 原子炉容器 ⑯: 炉心槽
 ⑧: 熱遮蔽筒 ⑰: 燃料集合体
 ⑨: 下部炉心板

図 II. 2. 1 原子炉組立断面図 (単位: mm)



- (注) ①: 2次遮蔽 ⑨: 蒸調器
 ②: 加圧器 ⑩: 余熱除去熱交換器
 ③: マンホール ⑪: 上部支持構造
 ④: 上部1次遮蔽 ⑫: 1次冷却水ポンプ
 ⑤: 制御棒駆動装置 ⑬: 浄化系イオン交換塔
 ⑥: プローオフタンク ⑭: 1次冷却水フィルタ
 ⑦: 圧力平衡弁 ⑮: 余熱除去ポンプ
 ⑧: 側部1次遮蔽

図 II. 2. 2 炉プラント全体配置図 (単位: mm)

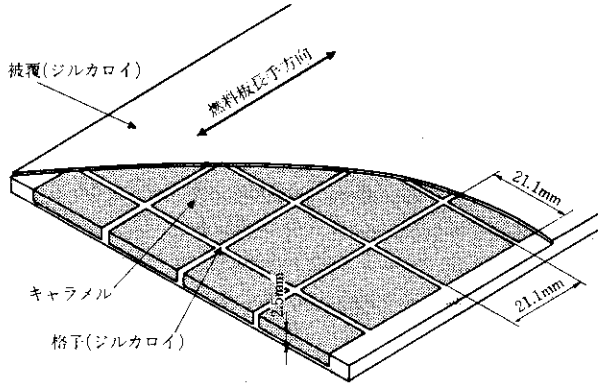


図 II. 2.3 燃料板

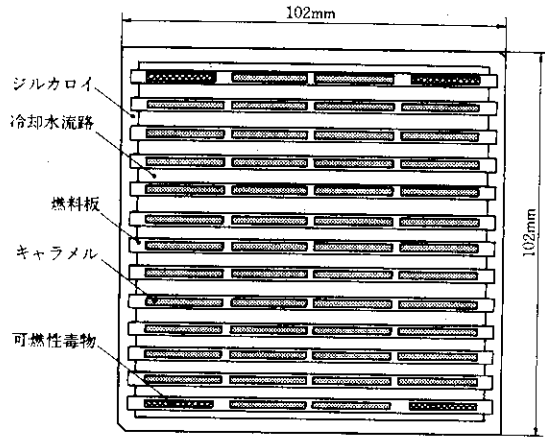


図 II. 2.4 燃料束断面

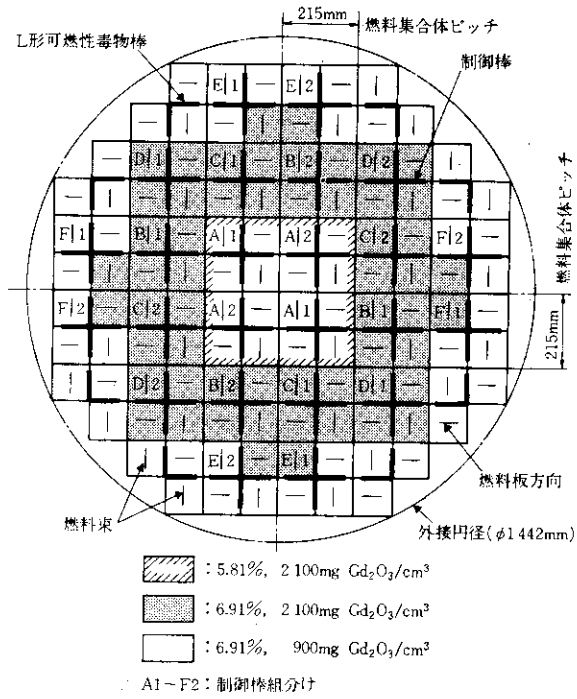
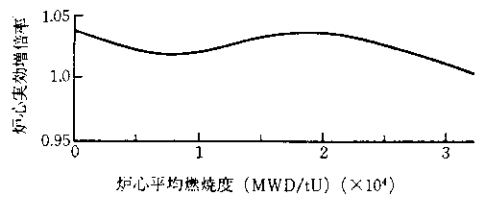


図 II. 2.5 炉心構成



(注) 定格出力, 平衡セノン, 全制御棒引抜

図 II. 2.6 炉心実効増倍率の燃焼変化

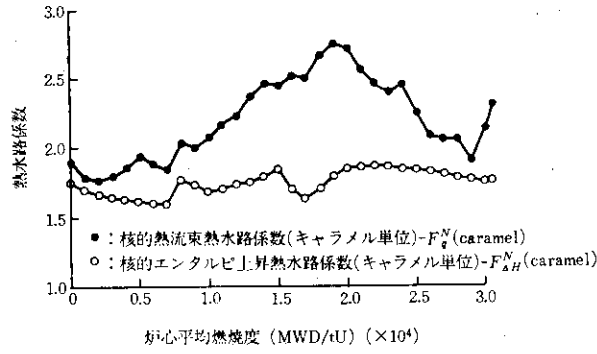


図 II. 2.7 F_q^N および F_{4H}^N の燃焼による変化

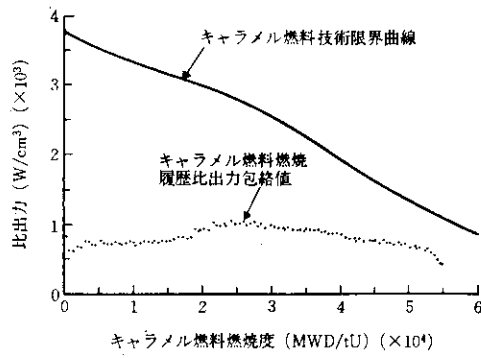


図 II. 2.8 キャラメル燃料燃焼履歴包絡線

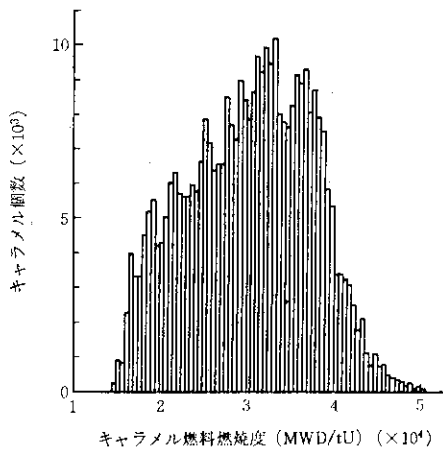


図 II. 2.9 寿命末期におけるキャラメル燃料燃焼度ヒストグラム

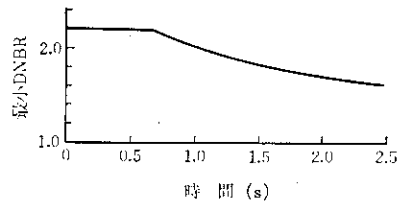


図 II. 2.10 1次冷却水流量部分喪失(最小 DNBR の変化)

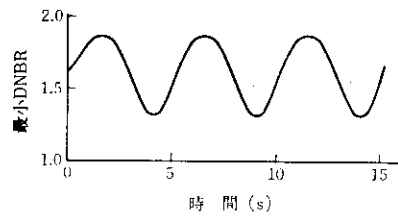


図 II. 2.11 船体動揺による高温サブチャンネルの最小 DNBR の変動

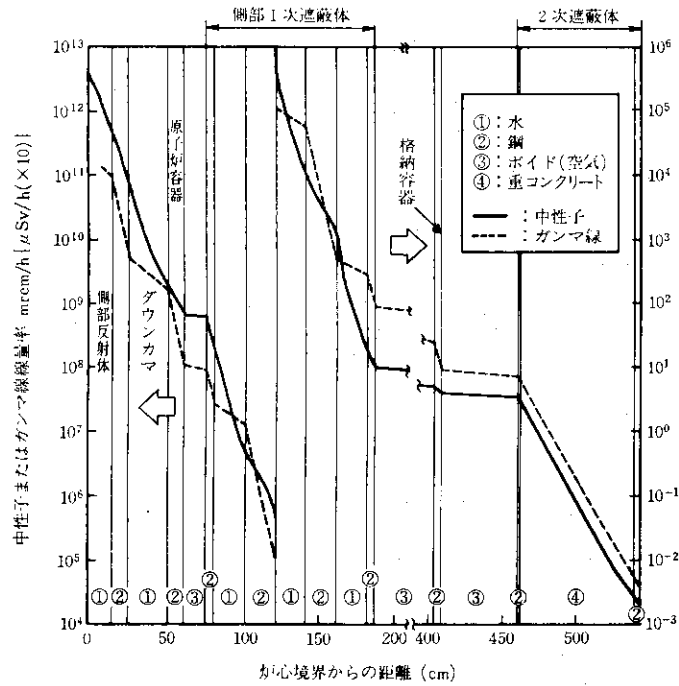


図 II. 2. 12 炉心横方向における中性子およびガンマ線線量率 (定格出力時)

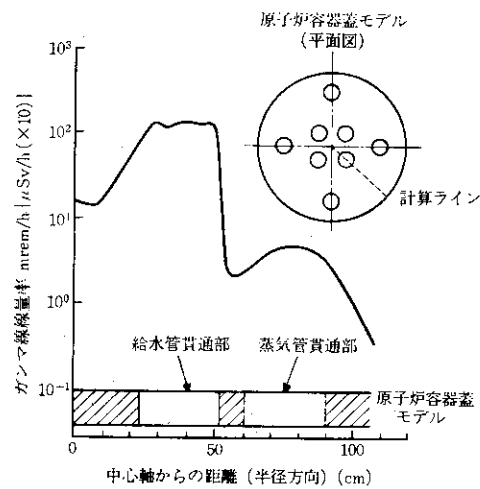


図 II. 2. 13 原子炉容器蓋上面における N-16 ガンマ線線量率 (定格出力時)

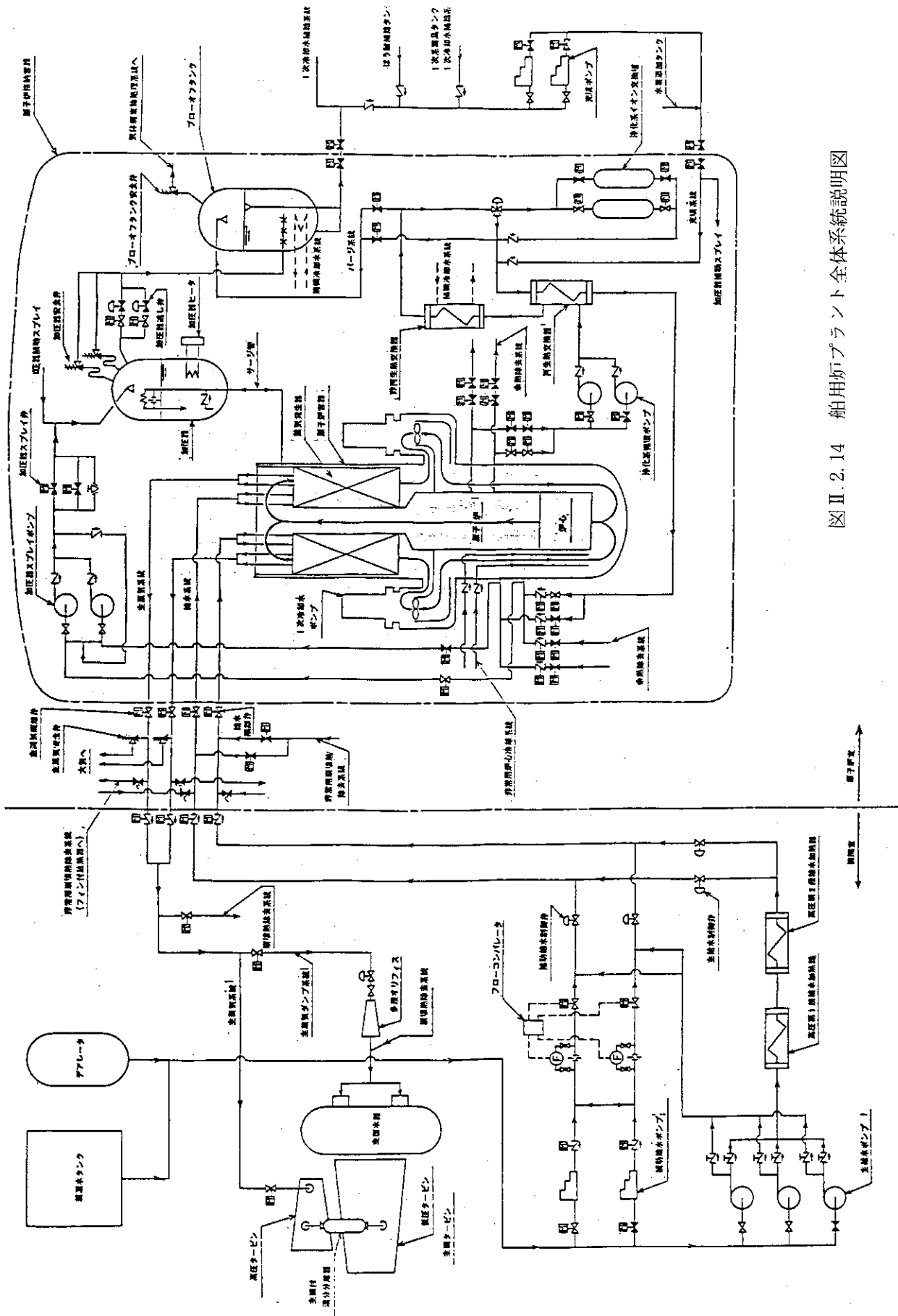


図 II.2.14 船用炉プラント全体系統説明図

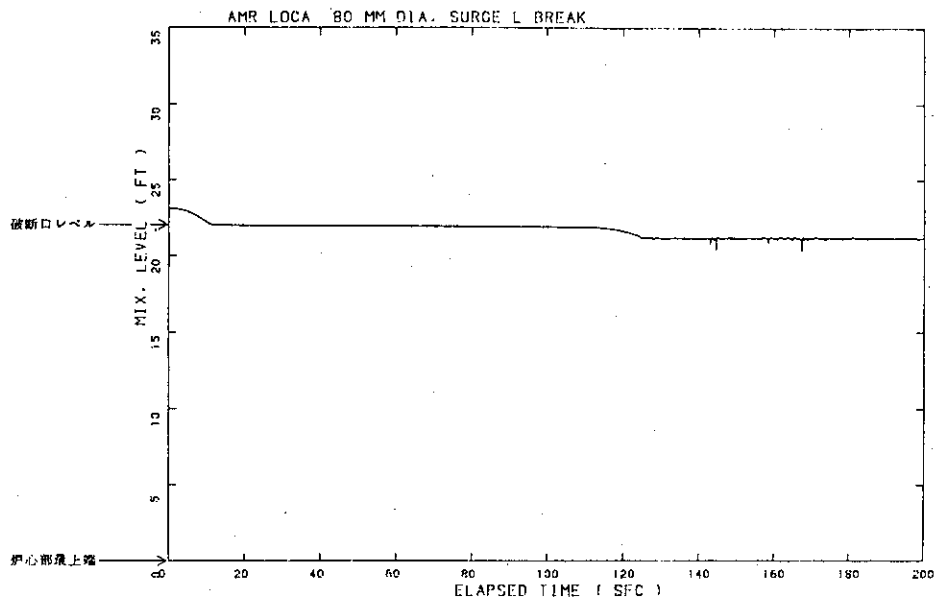


図 II. 2. 15 一次冷却水喪失事故，加圧器サージライン両端破断ケース
(原子炉内水位の変化)

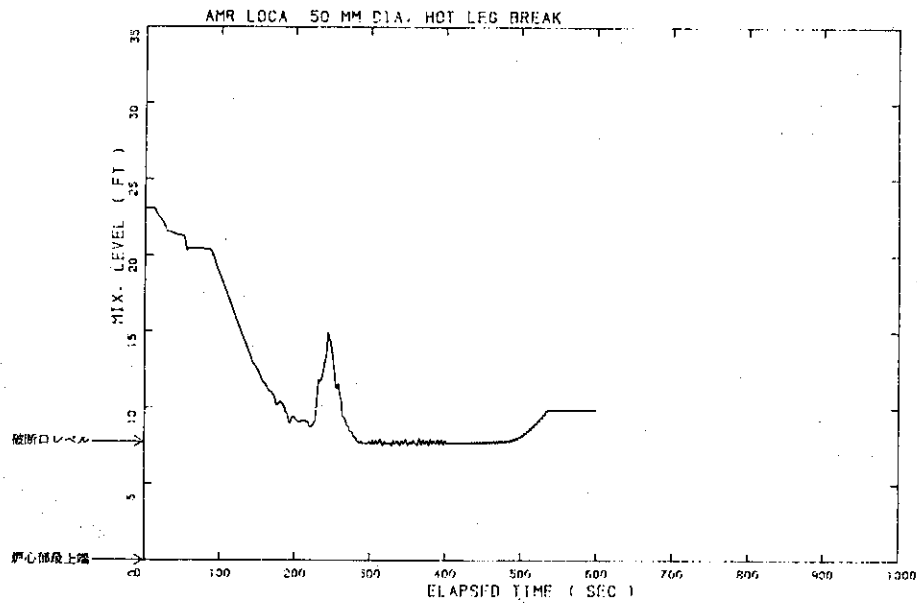
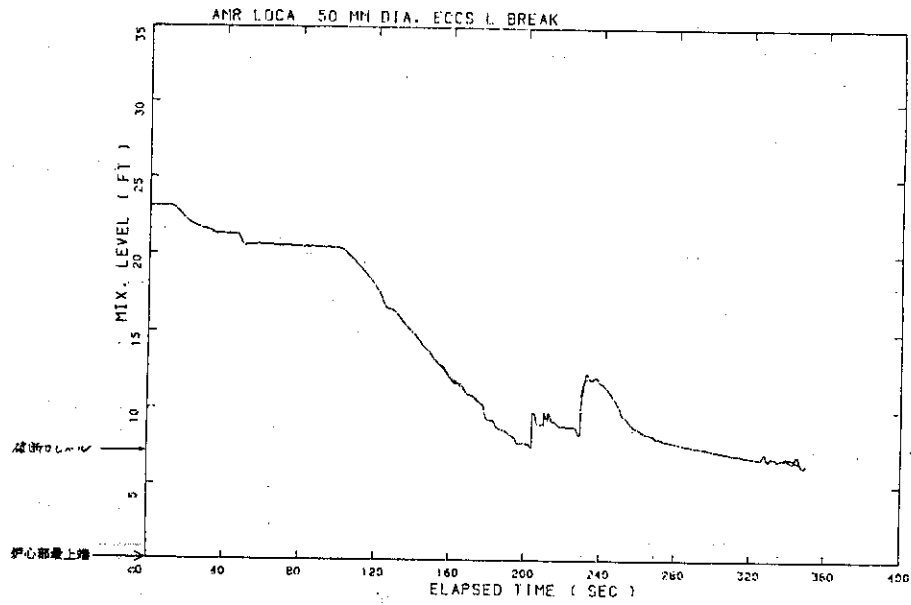
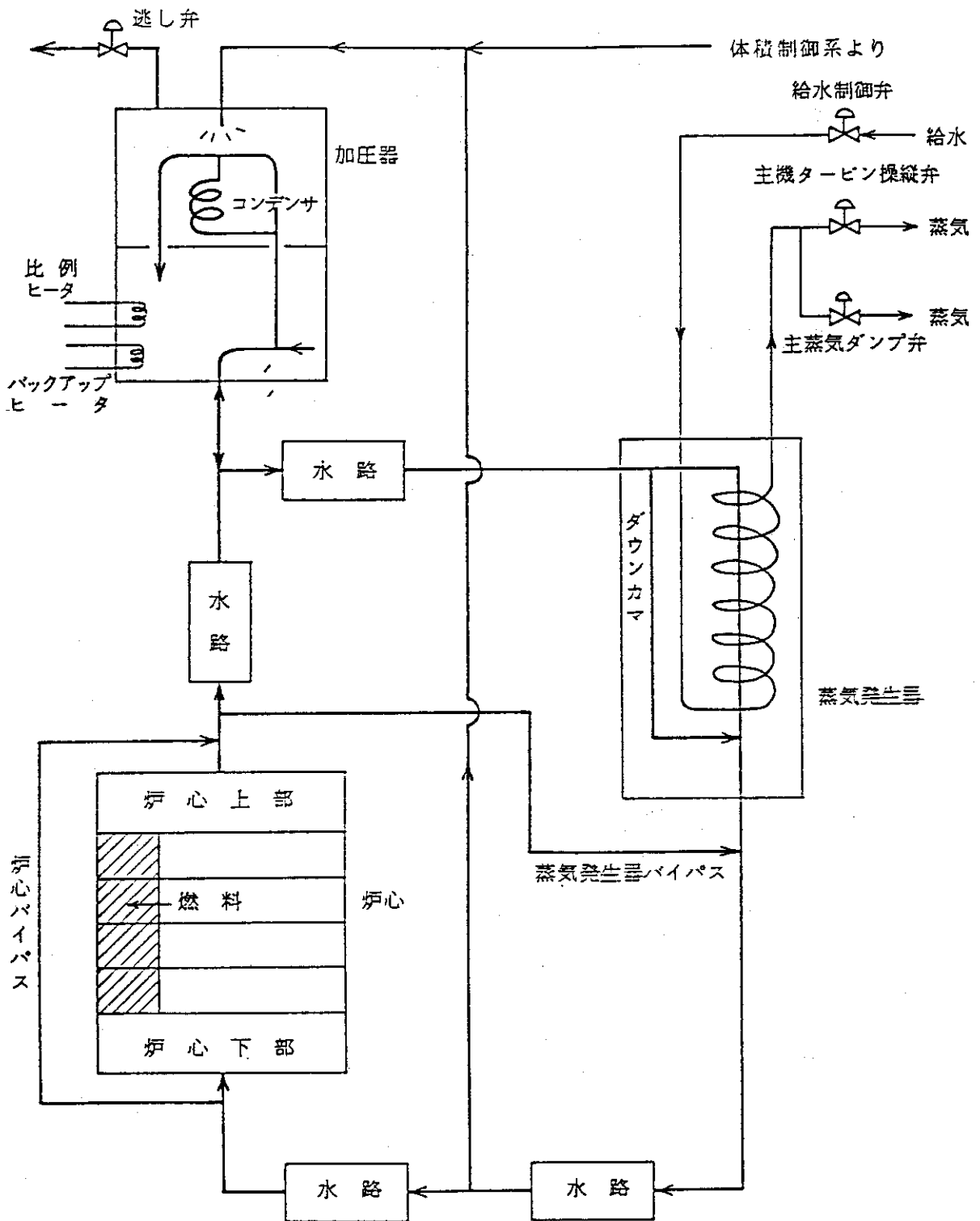


図 II. 2. 16 一次冷却水喪失事故，化学体積制御系配管両端破断ケース
(原子炉内水位の変化)



図Ⅱ.2.17 一次冷却水喪失事故，非常用炉心冷却系配管両端破断ケース
 (原子炉内水位の変化)



図II.2.18 炉プラント解析モデル

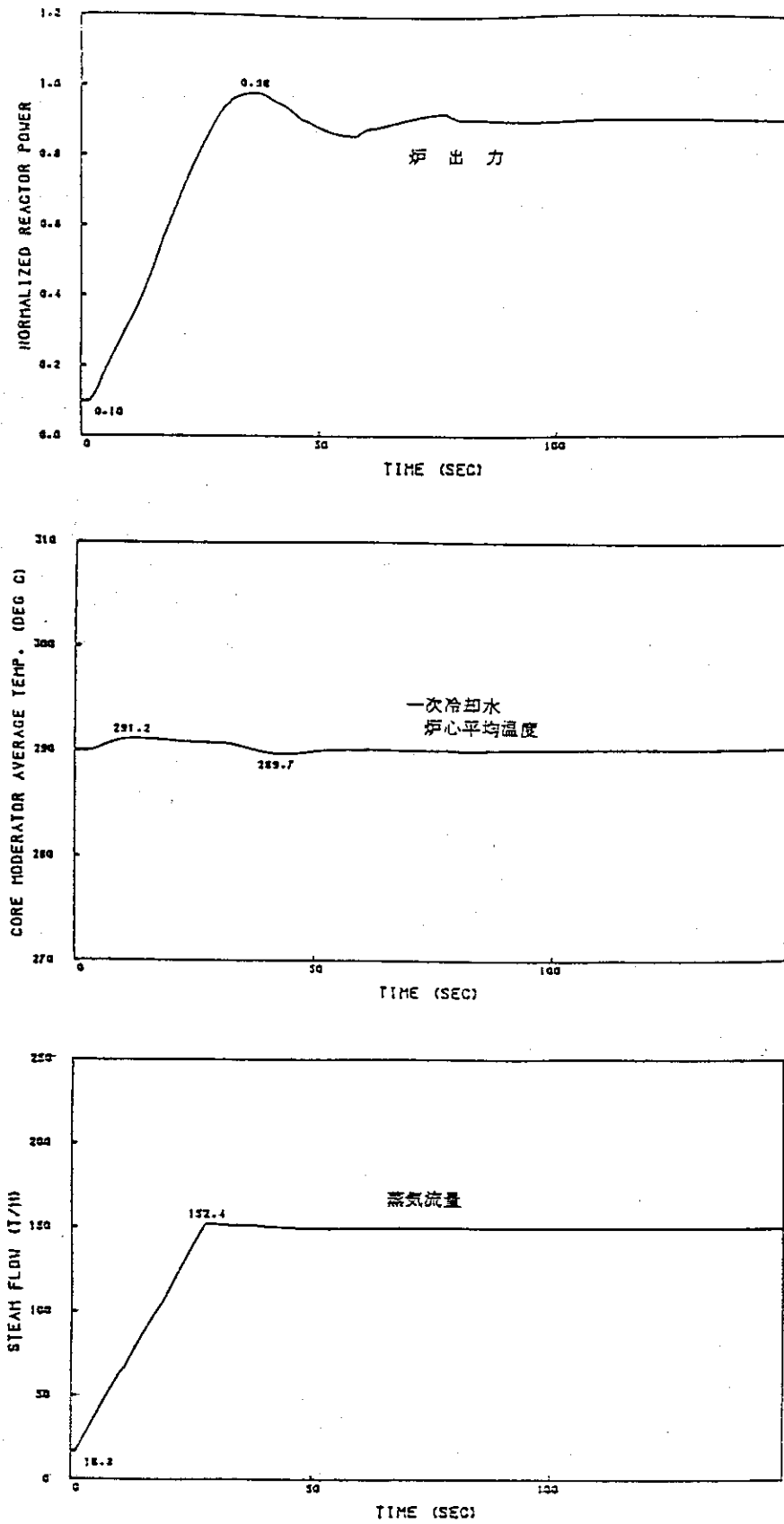
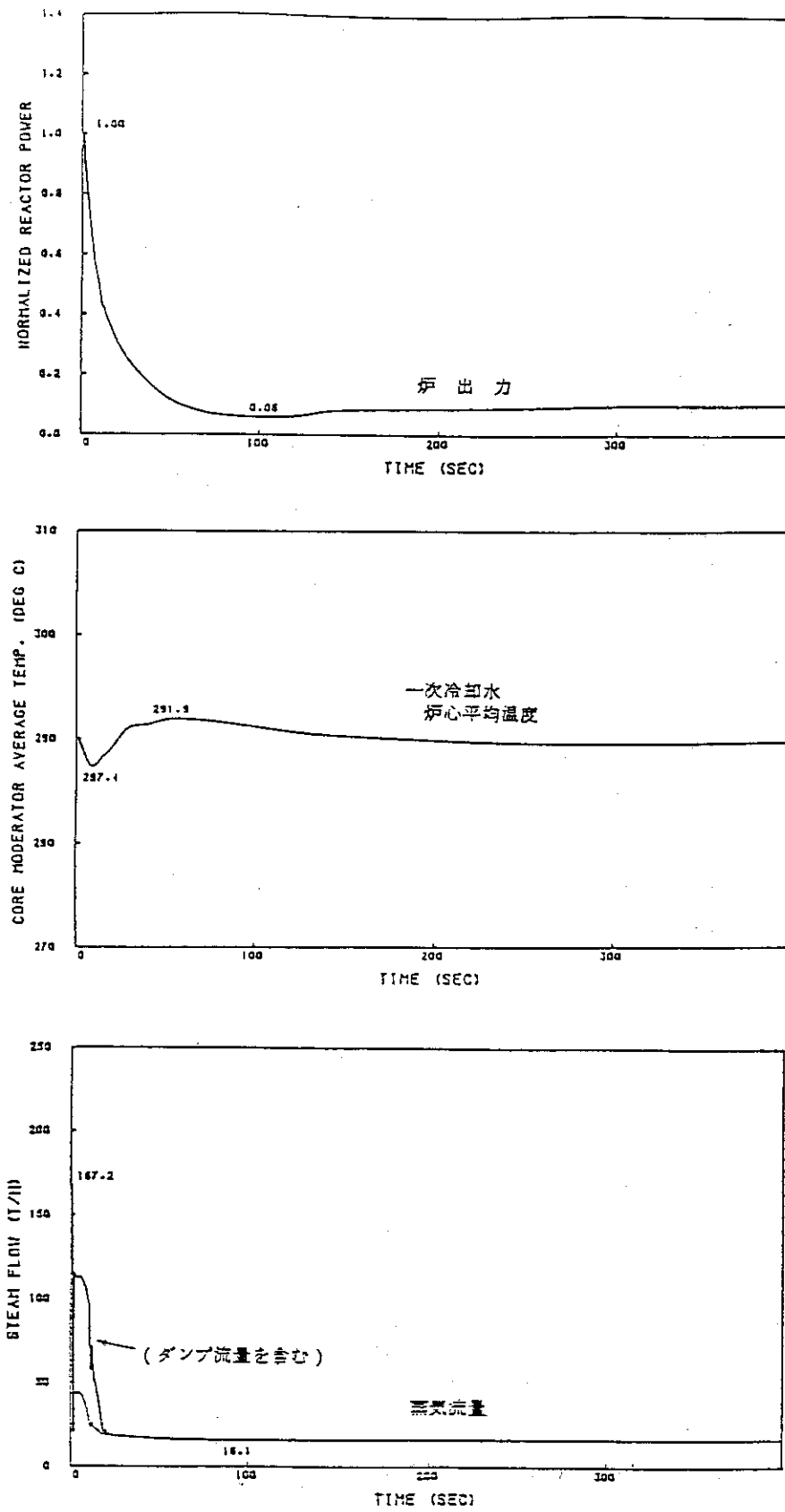


图 II. 2. 19 急速出力上昇 (BOL, $\delta' = 6.0$ pcm/mm)



図II. 2. 20 急速出力減少 (BOL, $\delta' = 6.0$ pcm/mm)

3. 自己加圧一体型炉

3.1 設計方針

自己加圧一体型炉の試設計は小型軽量化を図り、安全性、信頼性、経済性の優れていることを目標として行い、特に以下の諸点を考慮した。

- (1) システムの簡素化とコンパクト化
- (2) 燃料サイクルコストの低減
- (3) 機器の簡素化、標準化
- (4) 実績ある技術導入による信頼性向上、国内技術水準への適合
- (5) 安全性への合理的配慮
- (6) 運転・保守の自動・遠隔化
- (7) 炉プラントの稼働率の向上

ここで、安全性への合理的配慮としては自己加圧一体型炉特有の安全性をふまえて設定した安全基準を前提とする場合と既存の発電用安全基準を適用する場合に区別して、表Ⅱ.3.1に示す3つの設計方式を検討した。

3つの設計方式において、原子炉区画の大きさと一次冷却系設備は同一であり、主に冷却材喪失事故（LOCA）時の許容線量率の評価にかかわる2次遮蔽の有無、膨張室の有無が異なるものである。

実用炉の経済性で重要な因子である遮蔽重量に関しては設計方式Aが最も有利であるので、本資料においては特に記述しない限り自己加圧一体型炉の特長をふまえた安全基準を前提とした設計方式Aに対する試設計の結果を説明する。

3.2 炉プラントの概要

3.2.1 炉プラントの概要

原子炉プラント全体配置図および原子炉組立図をそれぞれ図Ⅱ.3.1、図Ⅱ.3.2に示す。

蒸気発生器を原子炉圧力容器に内装した一体型炉であり、また、自己加圧方式を採用しており、別置の加圧器は存在しない。

一次冷却系設備は、原子炉圧力容器（RPV）、炉内構造物、蒸気発生器（SG）および一次冷却水循環ポンプから構成される。

蒸気発生器（SG）はヘリカルコイル貫流型であり、伝熱管内を一次側、管外を二次側とし、並流型の流動方式としている。SGはRPVと炉心構造物の間の環状部分に、RPV下部フランジ内面のSG支持台から吊り下げられる。SGは独立した3ループから構成され、各ループ毎に給水ノズルと蒸気ノズルが1個ずつ設けられる。定格運転時はもちろん、負荷変動時にも、2次側蒸気は所要の蒸気条件を満足する。

炉心を下から上へ流れ、炉心で発生した熱を受け取った1次冷却水は、炉心支持構造物円筒の上方に設けられた穴から外側へ流出し、蒸気発生器の下部へと流入する。蒸気発生器で、伝熱管内の2次冷却水へ炉心で発生した熱を与えた1次冷却水は、1次冷却水循環ポンプで駆動され、蒸気発生器外筒と原子炉压力容器の間のアニユラス部へ吐出される。アニユラス部を下降した1次冷却水は、炉心支持構造物下部に設けられた穴から、再び炉心の下方へ流入する。

1次冷却水循環ポンプは、モータの効率向上等のため、FDRおよびEFDRにおけるキャンドモータ型とは異なり、ウェットモータ型を採用することにした。すなわち、1次冷却水循環ポンプは、堅型ウェットモータ駆動斜流ポンプであり、RPV上部蓋に3基取り付けられる。前置インデューサの採用により、NPSHが低いポンプを実現している。

格納容器は工学的安全施設の一部であり、冷却材喪失事故（LOCA）時に放射性物質の船外への放出を許容値以下に抑える機能を有する。本試設計の場合、格納容器は、ドライウエル、ウェットウエルおよび膨張室から構成される圧力抑制方式である。このうち、ウェットウエルと膨張室は船体構造と一体化されている。

なお、設計方式Cの原子炉プラント全体配置図を図II.3.3に示す。

3.2.2 特徴

本原子炉プラントの主な特徴は以下の通りである。

(1) 一体型炉構造の採用

一次冷却系設備が原子炉容器にすべて内装されており、また自己加圧方式を採用しているため、別置加圧器が不要で1次冷却系が全体としてコンパクトである。さらに、他の加圧方式より一次系の運転圧力を低くできる。

一次冷却水の流れる大口径配管がないため、冷却材喪失事故（LOCA）に対する安全性が高い。すなわち、適切な対策をとることにより、炉心を常に冠水状態に保つことができる。

(2) 格納容器

船体構造と大幅に一体化した圧力抑制型格納容器を採用することにより、格納容器の設計圧力を低く抑えることができる。

(3) 負荷追従性

本一体型炉は、過熱蒸気が得られる貫流型蒸気発生器および自己加圧方式の採用により、負荷変動に対して良好な追従性が得られる。

(4) 建設工期の短縮化

一体型炉は、一次冷却系設備を工場で組み立てることができ、船内への据付作業期間が短縮できる。

(5) 遮蔽

一体型炉の仮想事故に対する西独の安全基準を前提とすれば、格納容器（圧力抑制型）の外周に遮蔽体を設けない構造配置の設計とすることができ、遮蔽重量の大巾な軽量化が図れる。

3.3 主要目

本設計の主要目は以下の通りである。

熱出力	100 MWt
1次冷却水運転温度	炉心入口/出口 292/308 °C
1次冷却水運転圧力	97.4 Kg/cm ² g
燃料交換間隔	3年 (シャフリングなし)
実効全出力日数	約770日
炉心等価直径	1,360 mm
炉心有効高さ	1,250 mm
出力密度 (炉心平均)	55 MW/m ³
平均線出力密度	13.4 KW/m
燃料装荷量	4.06 tonU
燃焼度 (炉心平均)	約19,000 MWd/tU
燃料濃縮度 (炉心平均)	約4.6 %
燃料要素数	16
燃料要素寸法	301 × 301 × 2,700 長 mm
燃料棒寸法 (ペレット径 × 全長)	8.9 × 1,700 mm
燃料被覆管材質	ジルカロイ - 4
被覆管外径/内径	10.8/9.2 mm
可燃性毒物棒材質	Gd ₂ O ₃ + Al ₂ O ₃
制御棒型式	クラスター型
制御棒本数	16本
制御棒材質	B ₄ C
制御棒駆動装置型式	電磁式ラックアンドピニオン
制御棒駆動装置基数	16基
1次冷却系設備	
1次冷却系流量	3,770 t/h
運転圧力/温度	97.4 Kg/cm ² g/308 °C
最高使用圧力/温度	124 Kg/cm ² g/326 °C
原子炉圧力容器	
容器内径	約 3,700 mm
容器高さ	約 11,400 mm
蒸気発生器	
型式	ヘリカルコイル貫流型
系列数	3
熱伝熱面積	約 1,200 m ²
2次側給水/蒸気圧力	57.4/43.8 Kg/cm ² g

2次側給水/蒸気温度	210 / 282 °C
蒸気発生量	180 t/h
伝熱管材質	インコロイ 800
1次冷却水循環ポンプ	
型式×基数	豎型ウェットモータ駆動 斜流ポンプ×3基
吐出量/基	2,100 m ³ /h
全揚程	16 m
格納容器(設計方式A)	
方式	圧力抑制方式
最高使用圧力/温度	4.0 Kg/cm ² g / 150 °C
ドライウェル寸法(外径/高さ)	11.0 / 10.3 m
ウェットウェル寸法(長さ/幅/高さ)	12.8 / 13.6 / 6.4 m
ウェットウェル水量/水位	684 m ³ / 4.9 m
膨張室寸法(長さ/幅/高さ)	4.8 / 13.6 / 11.2 m

3.4 炉心

3.4.1 設計方針

炉心の核・熱水力設計の方針は以下のとおりとした。

- (1) 通常運転時および予期される過渡状態において炉心のいかなる点でも、最小限界熱流束比(MDNBR)は1.3以上あること。
- (2) 通常運転時および予期される過渡状態において、燃料ペレットの中心温度は設計溶融温度、2,600 °C未満であること。
- (3) 原子炉停止系は、少なくとも2つの独立した信頼性のある効果的な異種の系を持つこと。このうち1つは予期される過渡状態に対処できること。他の1つは原子炉を未臨界状態に維持できること。
- (4) 最も反応度効果の大きい1本の制御棒クラスターが炉心外に引抜かれて挿入できないと想定しても、冷却水にボロンを注入することなく炉心の冷態未臨界を達成し維持できること。(ワンロッドスタック条件)
- (5) 原子炉は、最も反応度効果の大きい1本の制御棒クラスターが炉心内に全挿入され引抜くことができない状態でも船の安全性のため舵効進行速度を維持するに十分な出力レベル(30%出力)で運転できること。
- (6) 反応度係数または出力係数が負になること。

3.4.2 炉心計画

炉心の計画条件および要目の設定根拠を説明する。

- (1) 燃料

- 1) 陸上発電用軽水炉の実績があり、特性が十分に分っている UO_2 ペレットを用いた棒状燃料、中性子経済が優れているジルカロイ-4製の被覆管を用いる。
- 2) 燃料棒の直径および格子間隔は、陸上発電用加圧水炉の 15×15 格子配列の燃料要素に同じ 10.8 mm および 14.3 mm とする。これにより陸上炉の燃料製造工場および再処理工場の設備、技術を広範囲に利用することができ燃料サイクルコストを低減することができる。
- 3) 燃料要素は、ワンロッドスタック条件を考慮し、制御棒駆動装置の数を減らすことおよび燃料交換に要する期間を短縮するため陸上炉に比べ断面積の大きい 21×21 の格子配列とする。

燃料要素内には、図 II. 3. 4 に示すように 365 本の燃料棒、28 本の固体可燃性ポイズン棒、44 本の吸収棒および 4 本の構造棒を配列する。

(2) 反応度制御

反応度制御はクラスター型制御棒、固体可燃性ポイズン棒および冷却水中のボロンにより行なう。

- 1) クラスター型制御棒は、ワンロッドスタック条件を満たすよう、16 体の燃料要素のすべてに挿入する。これらの制御棒は原子炉の起動・停止および負荷変動に伴なう短時間の反応度制御に用いる。これらの制御棒は図 II. 3. 5 に示すように A-E の 5 種類の制御バンクにまとめる。原子炉運転中は C-E のバンクを引き抜き、A または B バンクにより出力反応度および全 Xe 反応度を制御する。さらに制御バンクの制御棒の反応度効果はボロン濃度変更時のステップ幅の補償および安全余裕も含むよう計画する。また 16 本の制御棒クラスターによりボロンのない状態においても炉心を冷態未臨界に保つ。
- 2) 固体可燃性ポイズン棒は燃料の燃焼に伴なう長期反応度変化の制御に用いる。
ポイズンは、核特性がよく、照射試験で実証済みのガドリニウムを用いる。ガドリニウムはガドリニア (Gd_2O_3) として、酸化アルミニウムペレット中に混合しジルカロイ被覆管内に封入し、ポイズン棒として燃料要素格子内に配置する。
- 3) ボロンは各炉心サイクル初期の反応度の微調整および燃焼に伴なう長期反応度変化の補償に用いる。また単独で炉心を未臨界に維持する。

(3) 炉心の構成および性能

- 1) 熱出力が 100 MW で、FDR の 38 MW と E FDR の 220 MW の中間であることから、炉心の平均出力密度は、FDR の第 2 炉心の 53.1 MW/m^3 と E FDR の 57.8 MW/m^3 との中間の値を採用することができる。さらに限界熱流束比を大きくすることによる安全性の向上を考慮し、 55 MW/m^3 とする。
- 2) 原子炉圧力容器の高さを可能な限り低くするため $L/D = \text{炉心有効高さ} / \text{炉心直径}$ を 1 より小さくする。炉心内の燃料要素配列は 4×4 の 16 体配列とする。これにより炉心等価直径は 1.36 m 、炉心有効高さは 1.25 m となる。
- 3) 原子炉の運転圧力および温度は、E FDR と同じ $97.4 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$ および $308 \text{ }^\circ\text{C}$ とする。
- 4) 炉心の入口・出口温度および出入口エンタルピー差は E FDR と同じ $16 \text{ }^\circ\text{C}$ および 24.4 kcal/kg とする。これにより炉心の最小流量は 100 MWt にて 980 kg/s となる。
- 5) 炉心の出力条件は、全出力 100 %、常用出力 90 % の他、過出力とする。

- 6) 小型炉心で、出力分布をできるだけ平坦にし、また燃料交換作業を容易にするよう、2領域バッチ炉心とする。最大出力ピーキングは3.5以下を目標とする。
- 7) 稼働率を向上させるため、燃料交換は3年毎に行なうことを目標とする。実効全出力日数を約770日(稼働中平均負荷率80%)として稼働日数965日より燃料の平均燃焼度は19,000 MWd/tUを目標とする。概略サーベイにより燃料の濃縮度は3.8%および5.4%とした。各濃縮度の燃料要素の炉心内への配置を図II.3.6に示す。
- 8) 軸方向の出力ピーキングを押さえるため、固体可燃性ポイズンの有効長は、炉心の有効長より短くした。

3.4.3 核設計

(1) 設計計算コード

設計に使用した、主要なコードは群定数作成コード「MONSTRA」、反応度、出力分布を2, 3次元で計算する「IAMADY」および1, 2, 3次元拡散燃料計算コード「CITATION」等である。

(2) 核特性

1) 反応度バランス

冷却水中にボロンを含まない制御棒全引抜炉心の反応度バランスの計算結果によると寿命初期の運転温度では固体可燃性ポイズンを含まない炉心の全余剰反応度は19.3%であり、固体可燃性ポイズンが抑制する反応度は10.5%である。零出力から全出力になると、この余剰反応度はさらに1.4%減少し、ゼノン(Xe)/サマリウム(Sm)平衡の達成によりさらに2.2%減少する。残りの反応度のうち燃焼によるものは冷却水中のボロンにより、またXeオーバーライドによるものは部分的に挿入する制御棒により補償する。

2) 制御棒ワース

固体可燃性ポイズンを持つ炉心の冷態および温態での余剰反応度は、制御棒によって補償できるように設計する。制御バンクはE, D(またはC), C(またはD), B(またはA)の順に引抜き最終的にA(またはB)バンクを部分的に引抜いて運転中の炉心を制御する。また最も反応度効果の大きいA(またはB)バンクの制御棒1本が挿入された状態でも低出力(30%出力)での原子炉の運転は可能である。

さらに反応度価値の最も高いD(またはC)バンクの制御棒が1本引抜かれたまま挿入できず、残り15本の制御棒が全挿入されたとき(ワンロッドスタック時)反応度は-2.3%であり未臨界の状態に維持できる。

3) 出力分布

初期濃縮度と固体可燃性ポイズンを適当に分布させることにより、燃料要素の断面積が大きいにもかかわらず比較的平坦な出力分布が制御棒が引抜かれた炉心寿命初期に得られた。

軸方向と巨視的および微視的半径方向の出力分布を合成した最大負荷燃料棒の場合制御棒挿入深さは1,125 mmで、炉心上端より約800 mmのところに出力のピークが生じ、軸方向の最大出力ピーキング係数は約1.4となる。

一方半径方向の最大出力ピーキング係数は約1.5であり、炉心全体での最大出力ピーキン

グ係数は約 2.1 となる。これに微視的な出力分布係数 1.11 および熱流束に関する工学的熱水路係数 1.03 を考慮すると、約 2.4 となり、計算上の安全係数 1.1 を見込んでも十分に目標値の 3.0 を下まわる。

4) 燃焼及び燃焼度

一定出力で運転中の炉心では、制御用バンクの制御棒は約 312 mm の挿入深さにある。制御用バンクがこの位置にあるときの軸方向出力分布を炉心の平均燃焼度をパラメータとして計算した。

図 II. 3. 7 にこれらの軸方向出力分布を示す。可燃性ポイズンが燃えつきるまで軸方向の出力分布はほぼ一定である。その後軸方向の出力分布は平坦化する傾向にある。燃料の燃焼にもとづく反応度の変化を図 II. 3. 8 に示す。寿命末期と寿命初期の反応度差はわずか 3.2 % にすぎない。

寿命末期の燃料の燃焼度は以下のようになった。

炉心平均燃焼度	約 19,000 MWd/tU
最大燃料要素平均燃焼度	約 24,000 MWd/tU
最大燃料棒平均燃焼度	約 28,000 MWd/tU
ペレット最高燃焼度	約 41,000 MWd/tU

3.4.4 熱水力設計

(1) 流量分布

炉心内の流量分布は、制御棒の挿入深さにより異なり、制御棒を全挿入した場合が最も不均一になる。制御バンク A (または B) を全挿入した場合の平均流量からの偏差はすべて ± 10 % 以内に入っている。

(2) 圧力損失

まさつ圧力損失、加速損失、スぺーサによる局部圧力損失および位置水頭を考慮して燃料有効長での圧力損失を計算した。燃料有効長での圧力損失は 0.17 kg/cm^2 である。

(3) 熱水路係数

熱流束熱水路係数は、核設計計算による燃料棒の最大出力ピーキング係数である核的係数 F_q^N と工学的な係数 F_q^E の積として与えられる。本炉心では約 2.4 となる。

エンタルピ上昇熱水路係数は、核設計計算による半径方向の最大出力ピーキング係数である核的係数 $F_{\Delta H}^N$ と工学的な係数 $F_{\Delta H}^E$ の積として与えられる。本炉心では約 1.67 となる。

(4) 最小限界熱流束比

図 II. 3. 9 に過出力におけるホットチャネルでの燃料有効長に沿っての限界熱束比および熱流束の分布を示す。最小限界熱流束比は、過出力の場合に約 1.9 であり、全出力の場合は約 2.4 である。いずれの場合も、燃料棒出力最大の位置から約 0.15 m 下流で生じる。この計算結果より、本炉心は核的出力分布の安全係数 1.1 を見込んでも 1.3 以下とする設計条件を十分に満たしている。

(5) 燃料温度分布

ホットチャネルの燃料棒の被覆管、燃料ペレット表面、ペレット半径比 0.5 およびペレット

中心での温度を求めた。被覆管表面温度およびペレットの温度は出力ピークの位置で最大となることから熱流束に支配されることがわかる。この計算結果より、燃料中心温度は最大で1900℃であり、設計溶融温度、2,600℃未満を十分に満たしている。

3.5 遮蔽設計

自己加圧一体型炉の遮蔽設計上の特徴は以下のとおりである。

- (1) 一次冷却系設備が原子炉压力容器（RPV）に内装されているのでRPV内の炉心側部の水層が厚く、この部分における遮蔽効果が大きい。
- (2) ウェットウェル水が一次遮蔽として兼用できる。
- (3) LOCA時にも炉心を常に冠水状態に保つことができるので一体型炉特有の安全性をふまえて設定した安全基準を適用することにより、格納容器内に放出される核分裂生成物の量を合理的に評価しうる。

一般に、船用炉においては特に経済性の面で遮蔽設備の重量軽減とスペース有効利用につながる遮蔽配置が要求されるので、本試設計ではこのような要求を満足するよう上記特徴を生かした遮蔽配置を検討した。

ただし、事故時の遮蔽については上記(3)の一体型炉特有の安全性をふまえて設定した安全基準を前提とした場合（設計方式A）、同じ格納方式でわが国の発電炉に対する安全基準を適用した場合（設計方式B）、及び膨張室のない別置型の格納方式でやはり前記の発電炉用安全基準を適用した場合（設計方式C）について遮蔽配置を検討した。遮蔽配置の検討範囲は通常運転時及び仮想事故等の一次、二次バルク遮蔽とした。三者の遮蔽重量等の比較を表Ⅱ.3.2に示す。

将来の実用船用炉では、原子炉プラントがコンパクトでかつ重量が小さいことは、必須条件と考えられるので、表Ⅱ.3.2に示す遮蔽重量が最も小さい設計方式Aが有利となる。

一方、当面の船用炉設計に対する安全基準として、発電炉に対する安全基準を適用する場合、二次遮蔽は欠かせない。この場合、その重量をいかにして軽減するかが問題となる。設計方式Bは、この点で遮蔽重量があまりに大きく、実現性があるとは考えられない。

設計方式Cの遮蔽重量は、設計方式Bに比べてずっと小さい。

ここでは、設計方式AとCについて遮蔽計算を実施した。それぞれの遮蔽構成および遮蔽重量を表Ⅱ.3.2に示す。

3.5.1 設計条件

通常運転時及び事故時の二次遮蔽体内側の線源による被曝線量（率）の許容値は次の値とした。

(1) 通常運転時

二次遮蔽体外面での線量率 : 0.1 mrem/h 以下

船底外面での10%出力時 : 0.75 mrem/h 以下

(2) 事故時

二次遮蔽体外面において、事故直後から5日間の積算直接線量 : 12 rem 以下

なお、二次遮蔽を設けない場合は原子炉室境界を二次遮蔽外面位置とし、原子炉室外面に対し

許容線量率を適用する。

3.5.2 通常運転時の遮蔽計算

本試設計ではバルク遮蔽を計算の対象としたが、特に原子炉圧力容器（RPV）外側の環状間隙部における中性子の上下方向へのストリーミングに着目して、この部分は二次元輸送コードを使用して計算した。

- (1) 核分裂中性子及び二次ガンマ線に対する遮蔽計算は、一次元輸送計算コードANISNと二次元輸送計算コードDOT3.5を用いて行った。
- (2) 一次ガンマ線に対する遮蔽計算は炉心を線源領域として、三次元形状のモデルを用いてQADコードにより、エネルギー群数20群で行った。
- (3) 一次冷却水中¹⁶Nガンマ線に対する計算は一次冷却水流路部を線源領域として、三次元形状のモデルを用いてQADコードにより計算した。

計算の結果、定格出力時において1次遮蔽体外表面では設計方式Aで最大約0.3mrem/hr、設計方式Cで約200mrem/hr、2次遮蔽体外表面では両方式ともに最大約0.05mrem/hr、また10%出力運転時において船底外面でそれぞれ最大約0.7mrem/hr、約0.5mrem/hrとなった。

以上の計算結果は、設計条件を満足している。

3.5.3 事故時の遮蔽計算

事故時については、格納容器内に放出される放射性物質を線源としてQADコードを用いて二次遮蔽外面における事故後5日間の集積線量を求めた。

線源計算は、ORIGENコードにより19,000MWD/tU運転直後の炉心内FPインベントリーを求め、指針に基づく格納容器への放射能放出割合、格納容器内での移行及び事故後の崩壊を考慮してドライウェル、ウェットウェル、膨張室等各部における事故後5日間の累積ガンマ線源強度を求めた。

計算の結果、2次遮蔽外面での積算線量は最大約8remとなり、設計条件を満足している。

3.6 1次冷却系機器

第3章で述べた以外の1次冷却系機器に関する特徴について説明する。ここでプラント全体の系統図を図II.3.10に示す。

3.6.1 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器（RPV）上部蓋は、上部フランジと上部鏡板の溶接構造である。上部鏡板には16個の制御棒駆動装置（CRDM）用ノズル、3基の1次冷却水循環ポンプ用ノズルの他安全弁、計測用等のノズルが設けられており、それらの重量はすべてRPV上部蓋によって支持される。

本RPVは原則として鍛造リングを用い、一部（鏡板）にのみ板材を用いる。

RPV下部は、大型鍛造リングの使用により、溶接継手を極力少なくするよう計画している。

母材の中性子照射脆化に対する安全性を考慮し、CuとPをともに低く押えた材料の使用を計画している。又、誘導放射能が問題となるCoについては低Co母材の使用により、ISI等を容易化することを計画している。

1次冷却水と接触するRPVのすべての内面は、オーステナイトステンレス(SUS304L)内面クラッドが施される。

3.6.2 蒸気発生器

蒸気発生器は、ヘリカルコイル伝熱管、内筒、外筒、管板、給水ノズル、蒸気ノズル等から構成され、制御棒支持構造物とRPV胴の間の環状部に設置されている。伝熱管群は3系列に分れており各々RPV胴部に給水ノズルと蒸気ノズルを備えている。系列当りの伝熱管本数は88本であり、各ノズルのRPV胴内側には管板に接続されている。

給水ノズルから入った2次冷却水は伝熱管下降部、バンド部を経てヘリカルコイル部に入り、過熱蒸気となって蒸気ノズルから出る。ヘリカルコイル部は予熱部、蒸発部および過熱部の3領域から成る。

1次冷却水は炉心を出た後、蒸気発生器下部からヘリカルコイル部に入り上方へ流れ、1次冷却水循環ポンプを経て蒸気発生器外筒とRPV胴の間隙を下方に流れ炉心に戻る。

3.6.3 1次冷却水循環ポンプ

本試設計の1次冷却水循環ポンプは、RPVの上部蓋から吊り下げる構造とした。

1次冷却水循環ポンプの全体的特徴は次の通りである。

- (1) モータ部分が1次冷却材バウンダリ内に冷却水で浸されているウェットモータ型であるため、軸封部分がなく、運転中に漏洩を生じない。
- (2) インデューサを設けた単段斜流ポンプであるため、NPSHの低減化がはかられている。
- (3) FDR、E FDRで採用されているキャンドモータ型に対して、今回の試設計で採用しているウェットモータ型はモータ効率がよく、ポンプと組合せた総合効率も優れている。
- (4) 軸封部分がないため構造が単純であり、信頼性が高い。

3.6.4 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置は船用炉用として実績があるラックアンドピニオン型マグネットカップリング型駆動方式を採用している。本駆動装置の駆動軸は1次冷却材圧力バウンダリを貫通しないので、本バウンダリの信頼性が向上する。また駆動軸に対するバッファシール水および駆動モータに対する専用の冷却設備が不要となり、装置全体の簡素化およびコンパクト化が図られる。

制御棒を上下に駆動するラックの上部は常にRPVの内部にあり、さらに回転円筒の内部に納めることができるので、ノズル破断時の圧力差による制御棒飛出事故がきわめて起りにくい構造になっている。

3.6.5 原子炉補助設備

- (1) 体積制御系統

体積制御系統は、1次冷却水の浄化、長期反応度制御のための1次冷却水中硼素濃度のトリミングおよびRPV内の水位調整などの機能を持っている。

(2) 残留熱除去系統

本改良船用炉では、独立した残留熱除去系統は設けずに、2次冷却設備と体積制御系統により残留熱除去を行う。すなわち、計画停止時およびホットスタンバイ時には主として2次冷却設備により残留熱除去を行い、燃料交換等長期冷態停止時ならびに2次冷却設備不作動時には体積制御系統により残留熱除去を行う。

(3) 非常用炉心冷却系統

非常用炉心冷却系統は、LOCA時の炉心冷却（非常用注水系）および通常運転時のウェットウェルの冷却（ウェットウェル冷却系）の機能を持っている。

非常用注水系は、1次冷却水喪失事故（LOCA）時に対しても炉心を十分に冠水させておくのに必要な注水容量を備える。また、非常用注水系の各系は動的機器の単一故障を考慮して、多重性を持たせ、各々3系列からなる構成とする。

ウェットウェル冷却系は、3系列からなり、LOCA時においてウェットウェル水温を85℃以下に保つためにウェットウェルに伝えられる熱を除去するもので50%容量3系列からなる。

3.6.6 2次冷却設備

2次冷却設備は、主蒸気系統、給水系統などから構成され、蒸気発生器からの蒸気による船の推進力および電力の発生、また原子炉停止後の残留熱の除去を行う。

3.7 格納容器

設計方式AおよびBの格納容器は、船体構造と一体化された圧力抑制方式で、ドライウェル、ウェットウェルおよび膨張室の3つの部分から構成される。

ドライウェルは、RPVの上半分をとり囲む円筒および半球からなる容器である。RPVの下半分とRPV保温材の間の空間も機能上ドライウェルに属する。ウェットウェルはドライウェルの下側にあり、内側はRPV支持円筒で、外側は膨張室、補機室またはタービン区画との間のコフダムで船体と一体化され、底板は2重底頂板を兼用している。ウェットウェル高さの約3/4の位置まで水が蓄えられている。膨張室はウェットウェルの前方に位置する箱型容器であり、すべての耐圧壁は船体と一体化されている。（設計方式Cの格納容器は膨張室なしで、船体と一体化されていない。）

LOCA時にドライウェル内へ放出された1次冷却水は、ドライウェルからベント管を通じてウェットウェルへ導びかれる。このとき凝縮されなかった空気は、ウェットウェル上方の自由空間から、オーバフロー管を通じて膨張室へ導びかれる。

沈没時には、原子炉室ハッチに設けられた浸水弁から流入した海水で原子炉室および格納容器が圧壊しないよう、設計されている。すなわち、設計外圧に達する前に、ドライウェルおよび膨張室に設けられた破裂板から海水が導入される。この場合、原子炉室が安全閉囲の役割をはたしている。

3.8 事故解析

事故解析として、1次冷却水喪失事故（LOCA）と1次冷却水循環ポンプ3基全てが停止すると想定した1次冷却水流量喪失事故を選んで解析を行い、それらが安全に終息することを確認した。

このうち、LOCA解析は西独のGKSSで開発された「LOCA II」をもとに工学的安全施設の作動モデルを追加したコードを使用して実施した。本炉は、一体型炉であり大口径の主冷却配管がなく最も厳しい破断は非常用注水系配管（内径65 mm）の両端破断となる。

図Ⅱ.3.11に、非常用注水系配管破断時の原子炉容器内1次冷却水の水位等変化を示す。炉心は常に冠水しており、燃料は破損しない。

3.9 動特性解析

船用炉プラントでは、操船時において、衝突回避等のために、非常に大きな負荷変化が生じる。このような負荷変化に対しても原子炉プラントは良好に追従し、安定した動力の供給を行なう必要がある。

負荷変化として以下の6種類のケースを想定して一体型加圧水炉プラントの動特性解析を行ない、スクラムに対する余裕、負荷への追従性および収束性の運転上の評価を行なった。

- (1) 急速出力上昇
- (2) 急速出力減少
- (3) 後前進切換
- (4) 出力上昇
- (5) 出力減少
- (6) 急速前後進切換

3.9.1 解析手法

本動特性解析では、西独GKSSで開発された自己加圧一体型炉の動特性解析プログラムDRUCKを使用した。DRUCKは1次冷却系のみを模擬したプログラムであり蒸気発生器内の流動、原子炉制御系、蒸気発生器制御系を模擬するプログラムは新たに作成しDRUCKに組み込んだ。

また、DRUCKの入力値として必要な、蒸気発生器の初期状態量は西独インタトム社のDAUSにより求めた。

(1) 解析モデル

解析モデルとして1次系は炉心、上部プレナム、チムニー、蒸気発生器、ポンプ入口部、アニュラス部および下部プレナムの7つのコントロールボリュームに分割し、模擬し、蒸気発生器は2次系を予熱部、沸騰部、過熱部の3つの領域に分割して模擬している。

原子炉制御系は3位置制御による原子炉容器内圧力一定方式であるが、解析ではPI特性で線型近似を行っている。制御系としては他に蒸気圧力一定制御方式の蒸気発生器制御系、蒸気ダンプ制御系を模擬している。

(2) 解析条件

解析に用いた炉心パラメータは余剰反応度の大きさおよび炉心のピーキング係数の大きさの点から、最も結果が厳しくなると予想される寿命初期の値を用い、急速出力上昇および減少、前後進切換、出力上昇および減少、急速前後進の6ケースについて解析した。結果についていくつかの例を図Ⅱ.3.12および図Ⅱ.3.13に示す。

3.9.2 解析結果と評価

各負荷変動条件に対する計算結果より負荷への追従性および収束性についてのまとめを表Ⅱ.3.3に示す。

これらの解析結果より設計負荷変動に対し、自己加圧一体型船用炉の運転特性として次のような評価を行うことができる。

- (1) スクラムに対する余裕
- (2) 負荷への追従性
- (3) 収束性

(1) スクラムに対する余裕

解析を実施した6ケースについては、各制御系が正常に動作すれば原子炉はスクラムすることなく安定した運転が継続できる。

① 原子炉圧力

6ケースの中で原子炉圧力が最大となるのは「急速出力減少」の場合で、その値は104.3 kg/cm²absであり、原子炉圧力のスクラム設定値の114 kg/cm²absに対して十分な余裕をもっている。

② 炉心出口温度

6ケースの中で炉心冷却水温度が最高となるのは、「急速負荷上昇」の場合で、その値は308.6℃であり、炉心出口1次冷却水温度のスクラム設定値の319℃に対して十分な余裕をもっている。

③ 蒸気ドーム内水位

蒸気ドーム内水位の低下は、最大でも0.13 mであり、スクラム設定値「全出力運転状態より1 m低下」に達することはない。

④ 中性子束

6ケースの中で中性子束が最大となるのは後前進切換の場合で、その値は定格出力の102%であり、中性子束によるスクラム条件の「定格出力時の110%」に対して十分な余裕を有している。

以上により自己加圧一体型炉は本解析で行った負荷変動の範囲であればスクラムに対して十分な余裕がある。

(2) 負荷への追従性

解析を実施した6つの負荷変動に対して炉出力は負荷変動に大きく遅れることなく良く追従している。

蒸気発生器は過渡変化中であっても常に乾いた蒸気を供給するので、タービン性能の低下に

つながるような蒸気条件の悪化は生じない。

負荷が減少するケースでは蒸気発生器制御系、蒸気ダンプ弁制御系および原子炉制御系が正常に動作すれば全ての負荷の減少のケースに追従可能である。一方、負荷上昇のケースでは、3%/sの負荷変動に対して蒸気は十分に乾いていると、1次冷却系は負荷上昇の場合にはきわめて安定した挙動を示していること等を考慮するとさらに高い負荷変動率に対しても十分に追従可能であると予想される。

(3) 収束性

① 1次冷却系

1次冷却系の状態諸量は一般に大きなオーバーシュート、アンダーシュートすることなくそれぞれの定常値にゆるやかに収束していく。しかし負荷が減少しその後に負荷上昇がない場合には蒸気ムード内の蒸気が過熱されたままになるため1次冷却系各状態量の収束性は悪化し、300秒においても炉心出口温度は収束する傾向すら示していない。これは、現実には存在する1次冷却水循環ポンプシール部でのリークや蒸気ドームから炉外への熱の逃げを考慮していないためではないかと考えられる。

② 2次冷却系

制御の難しい貫流型蒸気発生器においても、蒸気発生器制御系の働きにより2次冷却系状態諸量の収束はきわめて早い。

3.10 特徴のまとめ

自己加圧一体型炉の特徴は、以下のようにまとめられる。

(1) コンパクト性

1次冷却系設備が原子炉圧力容器にすべて内装されており、また自己加圧方式を採用しているため別置加圧器が不要であることにより、1次冷却系が全体としてコンパクトである。

(2) LOCAに対する高い安全性

1次冷却水の流れる大口径配管がないため、冷却材喪失事故（LOCA）に対する安全性が高い。すなわち、適切な対策をとることにより、炉心を常に冠水状態に保つことができる。このことを反映した、自己加圧一体型炉に対する合理的安全基準を前提とすることにより、遮蔽重量を大幅に軽減できる。

(3) 格納容器

船体構造と大幅に一体化した、圧力抑制型格納容器を採用していることにより、格納容器の設計圧力を低く抑え、かつ原子炉区画内の空間を有効に利用できる。

(4) 負荷追従性

自己加圧一体型炉は、過熱蒸気が得られる貫流型SGおよび自己加圧方式の採用により、負荷変動に対して良好な追従性が得られる。

(5) 建設工期の短縮化

自己加圧一体型炉は、1次冷却系設備を工場を組み立てることができ、船内へのすえつけ作業期間が短縮できる。

表 II.3.1 遮蔽配置等に関する3つの設計方式

設計方式	安全基準	格納方式	備考
設計方式A	自己加圧一体型炉特有の安全性をふまえて設定した安全基準を前提。(注1)	圧力抑制方式。 ウェットウェルと膨張室は船体構造と一体化。	EFDRタイプ。 (注2) 本試設計の基準設計方式
設計方式B	既存の発電炉用の安全基準を適用。	同上	EFDRタイプ に2次遮蔽を追加。
設計方式C	既存の発電炉用安全基準を適用。	圧力抑制方式。 ただし膨張室は設けない。 格納容器は船体構造と独立	

(注1) 自己加圧一体型炉の場合、冷却材喪失事故(LOCA)時にも適切な対策を設定することにより、炉心を常に冠水状態に保つことができ、事故発生により新たな燃料棒の破損は生じない。これをふまえた自己加圧一体型炉に対する特有の基準の主要な内容は次の通り。

「仮想事故(LOCA)時の災害評価において、次の条件で評価する。すなわち炉心が常に冠水され、新たな燃料破損が生じないので、原子炉は事故直前まで、設計燃料破損率(1%)で運転されていたとして、1次冷却水中の放射エネルギーを求め、これに基づいて評価を行なう」

(注2) N.S. Otto Hahn に用いられた自己加圧一体型炉 FDRタイプをさらに発展させた自己加圧一体型炉。

表 II. 3. 2 遮蔽構成及び遮蔽重量

設計方式	遮蔽区分	遮蔽構成	遮蔽体厚さ(cm)	重量 (ton)	
A 最高使用 圧力：4 kg/cm ² g	一次遮蔽	(1) ウェットウェル部遮蔽 ・ウェットウェル鉄遮蔽 ・蛇紋コンクリート ・ウェットウェル水 ・下部遮蔽体	50 (一部 30) 138 (鉄20を含む) 船首尾方向 337 舷 方 向 377 鉄 30	310 331 684 47	
		(2) ドライウェル部遮蔽 ・ドライウェル鉄遮蔽	側部 28 , 上部 30	722	
	二次遮蔽	(1) RPV 下部二重底内遮蔽	水 94 , 鉛 6	97	
		(2) ウェットウェル外周遮蔽	鉛 2	67	
		(3) 膨張室外周遮蔽	鉛 8	275	
	ウェットウェル水を除いた全遮蔽重量 (含めた重量)			1,849 (2,533)	
C 最高使用 圧力：9 kg/cm ² g	一次遮蔽	(1) ウェットウェル部遮蔽 ・RPV 支持構造物 (鋼) ・ウェットウェル水 ・下部遮蔽体 (鋳鉄)	15 272 50	129 326 178	
		(2) ドライウェル部遮蔽 ・ドライウェル遮蔽体 (鋼) ・ドライウェル床遮蔽体 (蛇紋コンクリート $\rho = 2.1$)	5 60	101 103	
	二次遮蔽	(1) 原子炉室二次遮蔽 (普通コンクリート $\rho = 2.2$, 一部重コンクリート $\rho = 3.0$, 頂部は普通コンクリート+ 鉛 6 cm)	側部 100 , 上部 60	2,222	
		(2) RPV 下部二重底内遮蔽	水 94 , 鉛 6	51	
		(3) 二次遮蔽下部二重底内遮蔽水	80	82	
		ウェットウェル水を除いた全遮蔽重量 (含めた重量)			2,866 (3,192)
	B		ウェットウェル水を除いた全遮蔽重量 (含めた重量)		

表II.3.3 動特性解析結果

負荷への追従性 (静定すべき値からの最大偏差, 全計算ケース中最大の値)	炉出力	+ 10.0 % - 2.0 %	急速前後進切換 急速出力減少
	一次冷却材温度	+ 0.6 °C - 10.0 °C	急速出力上昇 (炉心出口温度) 急速出力減少 (炉心出口温度)
	一次系圧力	+ 4.6 (kg/cm ²) - 2.4 (kg/cm ²)	後前進切換 急速前後進切換
	蒸気圧力	+ 4.8 (kg/cm ²) - 0.8 (kg/cm ²)	急速出力減少 急速出力上昇・急速前後進切換
	加水器水位もしくは 圧力容器水位	— - 0.13 m	上昇ケースなし (圧力容器水位) 急速出力上昇
収束性 (±2%の範囲で収束したとみなす。時間は負荷変動開始からの値)	急速出力上昇 急速出力減少 後前進切換 出力減少 急速前後進切換	134 sec 93 sec 135 sec 66 sec 95 sec	0 sec* 26 sec 23 sec 0 sec* 0 sec*
備考	・ ±2%の範囲内の変動		

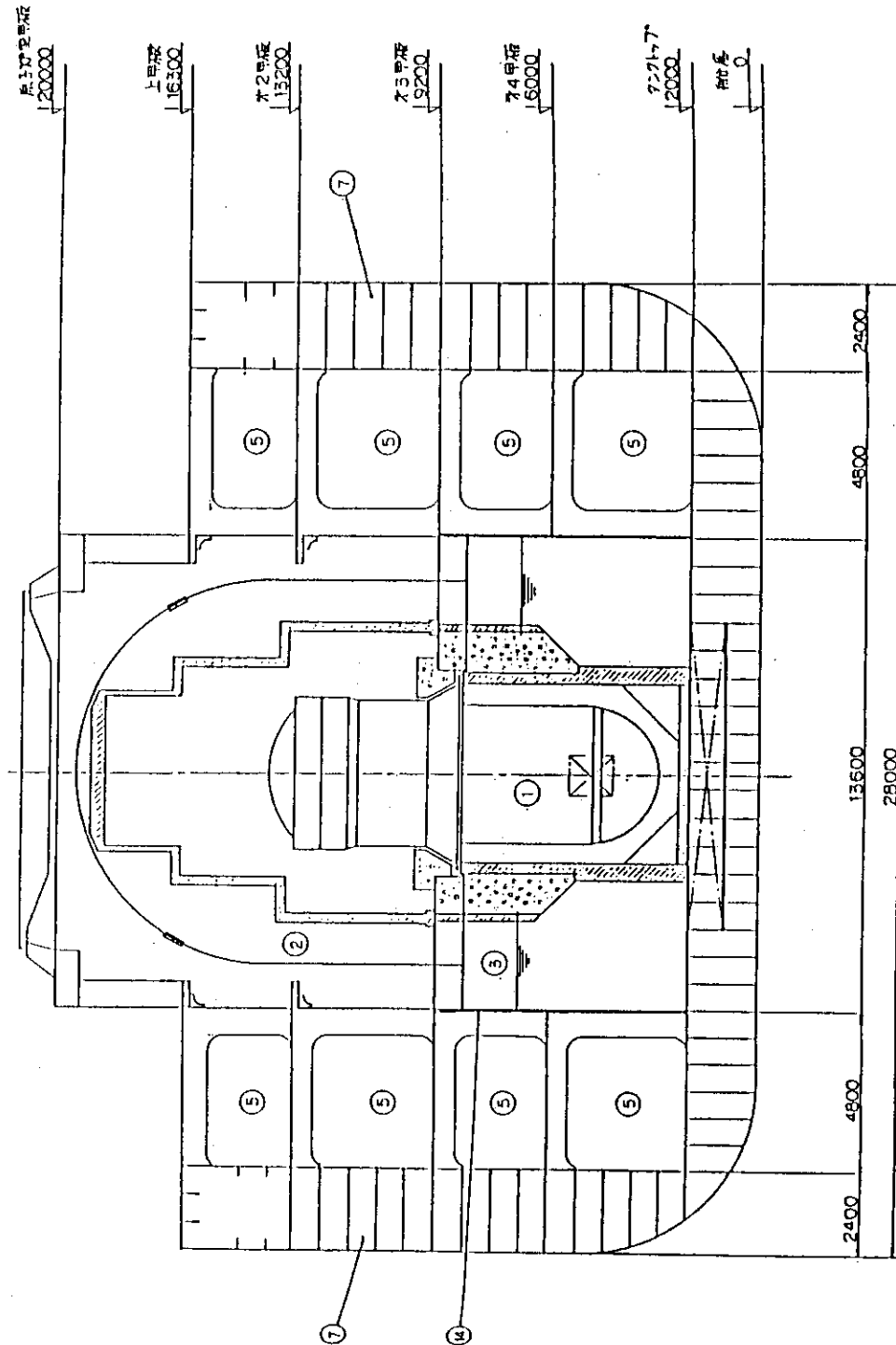


図 II. 3. 1 原子炉プラント全体配置図 (1/2)

ウェットウェルでの断面

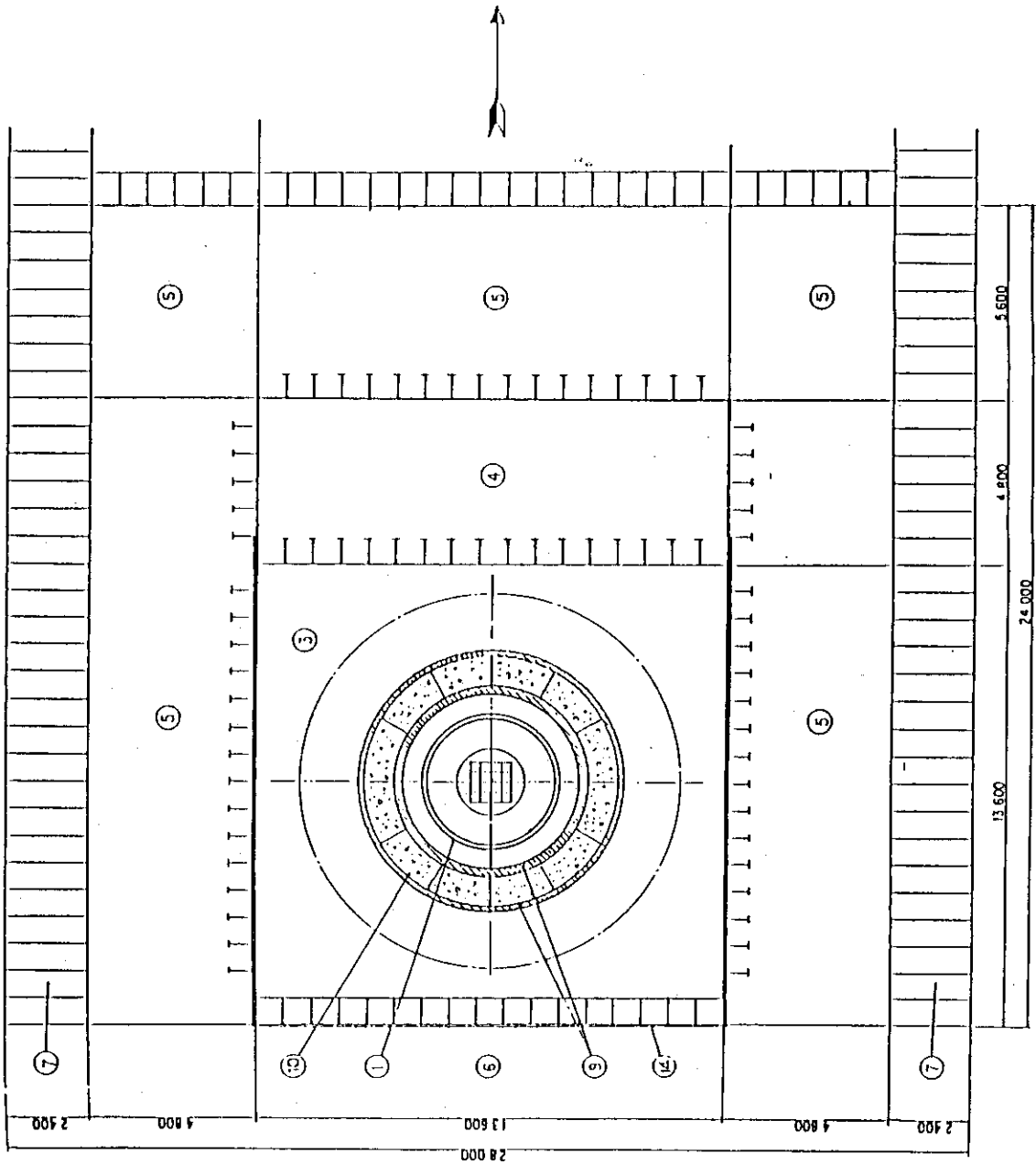


図 II. 3. 1 原子炉プラント全体配置図 (2/2)

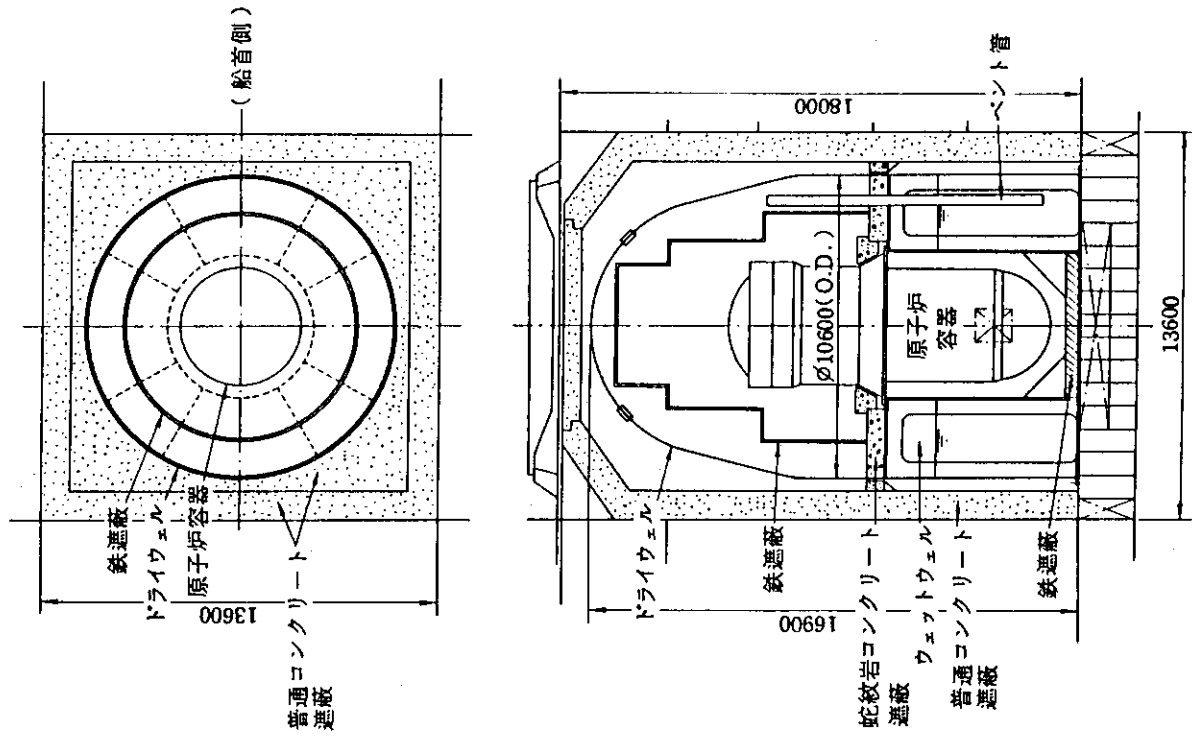


図 II. 3. 3 自己加圧一体型炉原子炉プラント全体配置図
(設計方式 C)

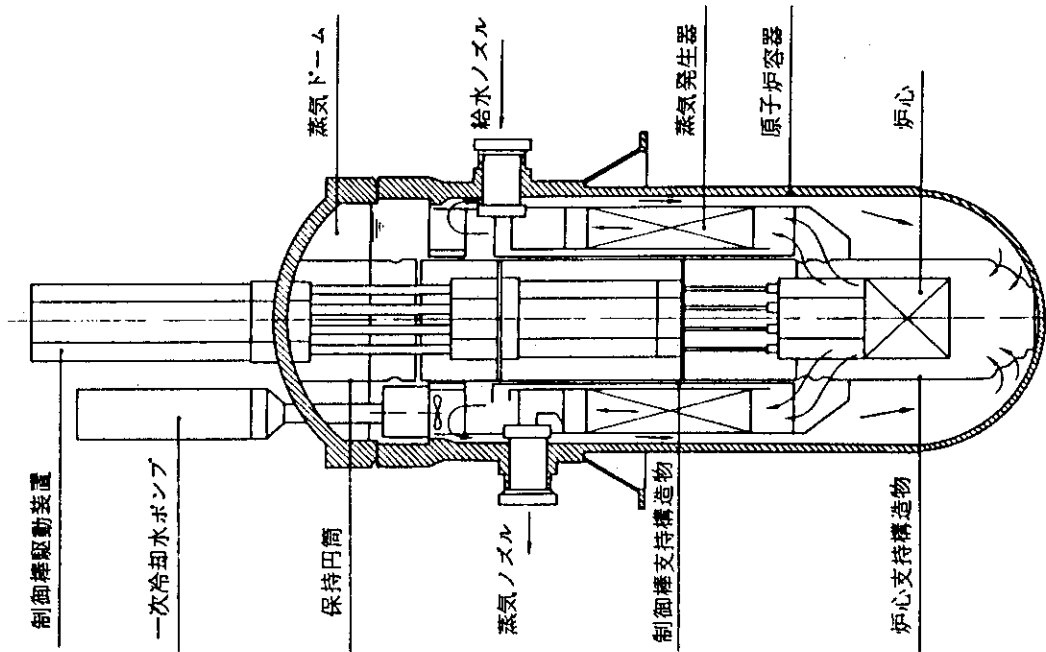


図 II. 3. 2 自己加圧一体型炉原子炉本体組立図

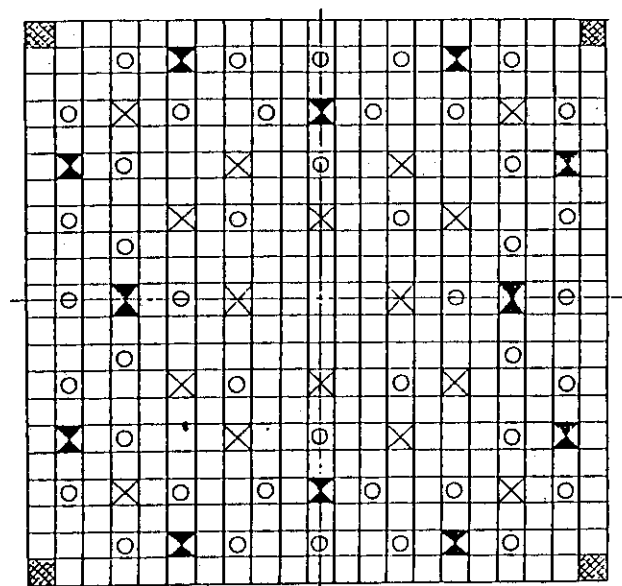


図 II. 3. 4 濃縮度 5.4 % の燃料要素内格子配列

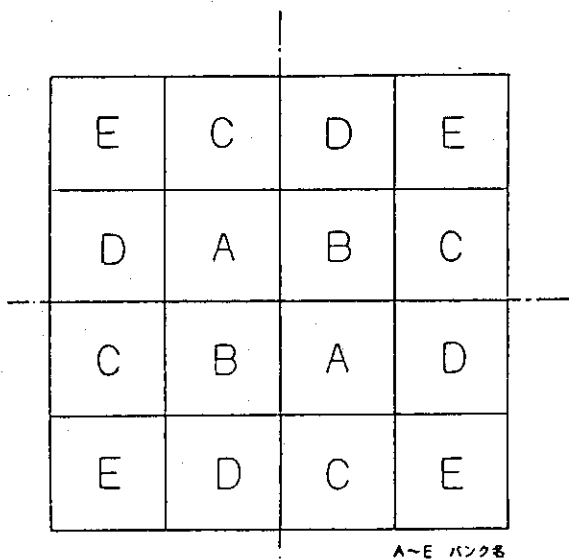


図 II. 3. 5 制御バンク

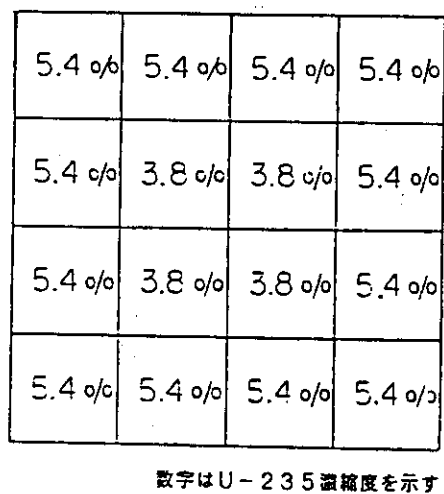


図 II. 3. 6 炉心内燃料濃縮度分布

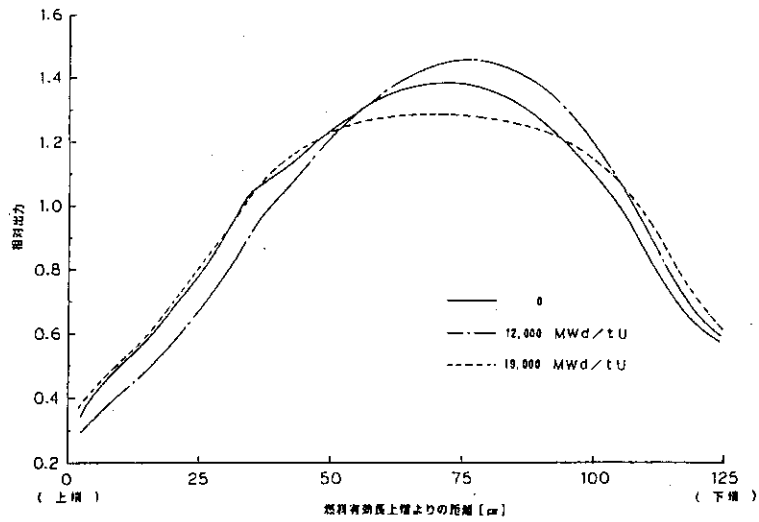


図 II. 3. 7 燃焼による軸方向出力分布の変化

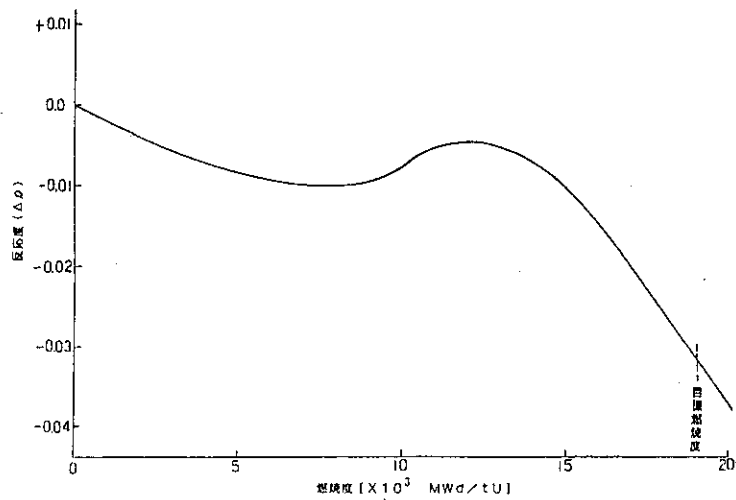


図 II. 3. 8 燃焼による余剰反応度の変化

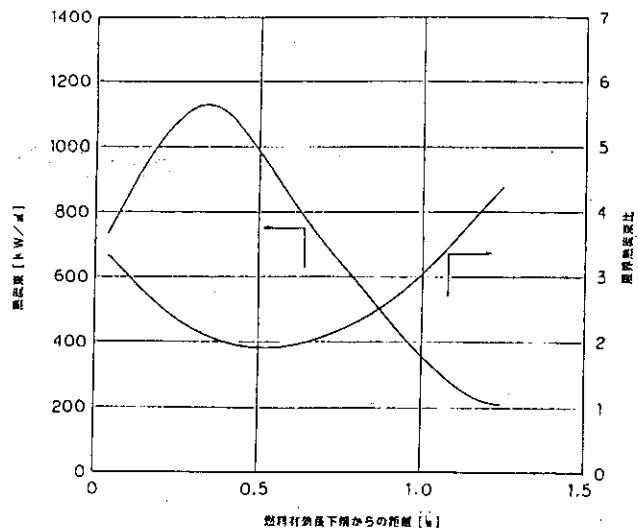


図 II. 3. 9 過出力時のホットチャンネル限界熱流束比および熱流束

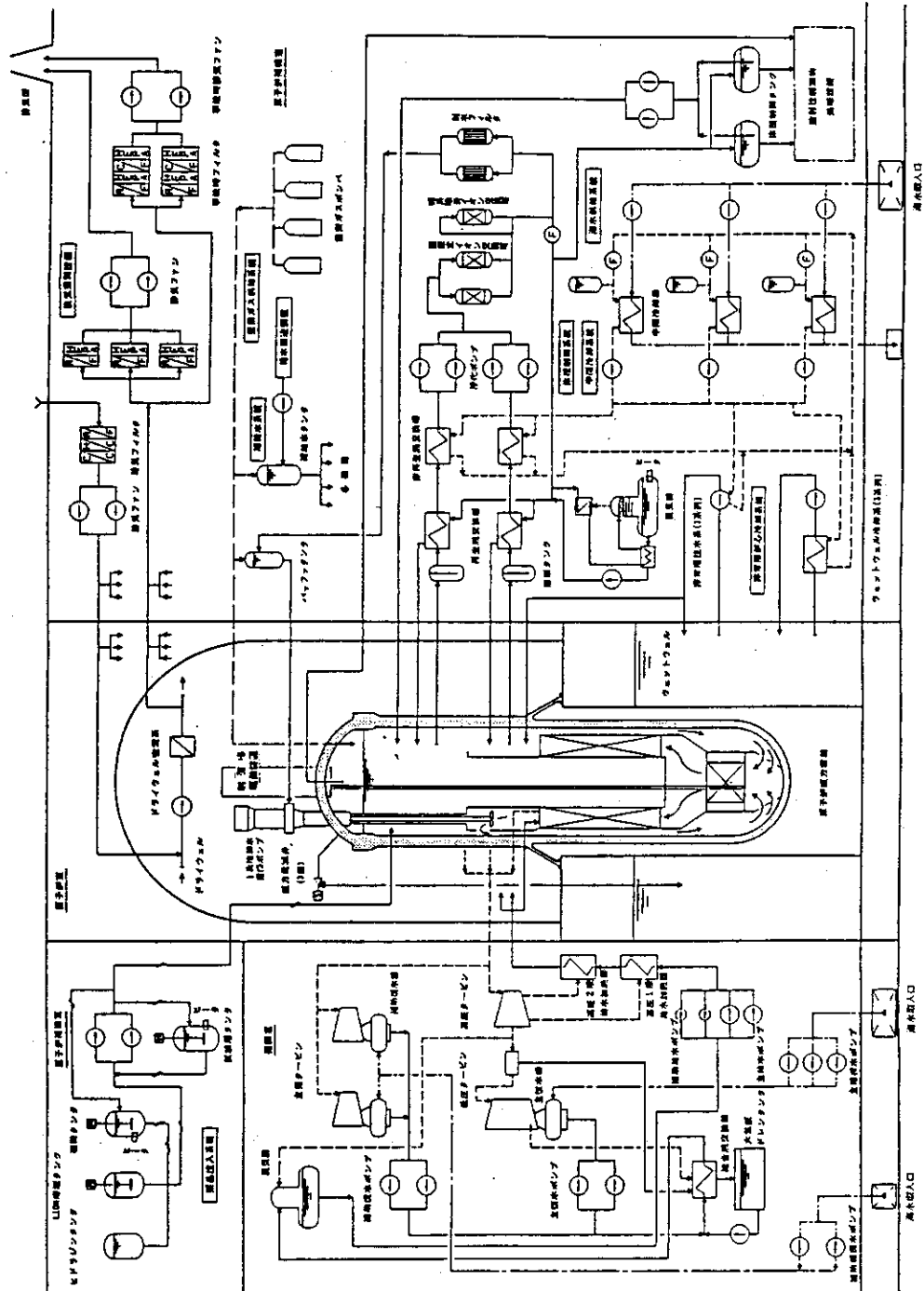
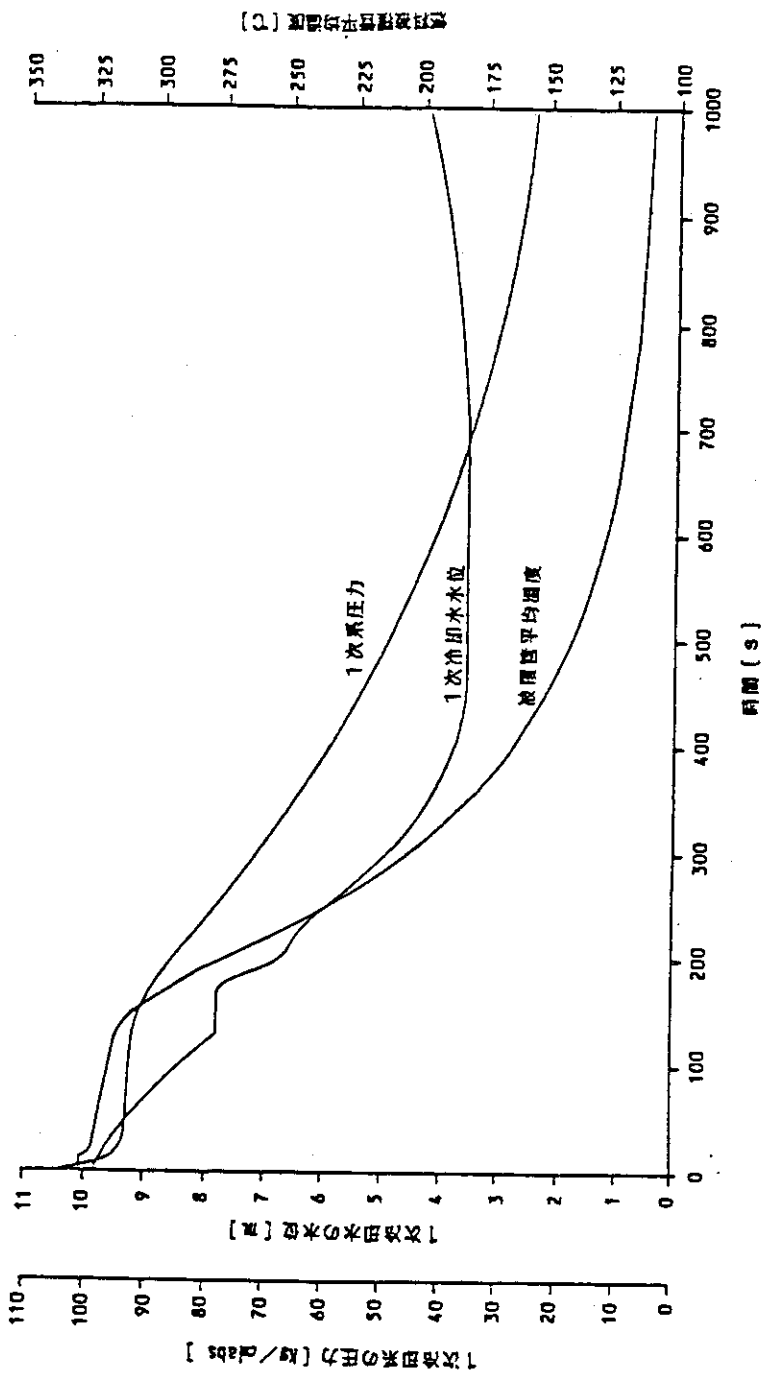


図 II. 3. 10 炉プラント全体系統図



図II.3.11 LOCA解析：非常用注水配管の破断

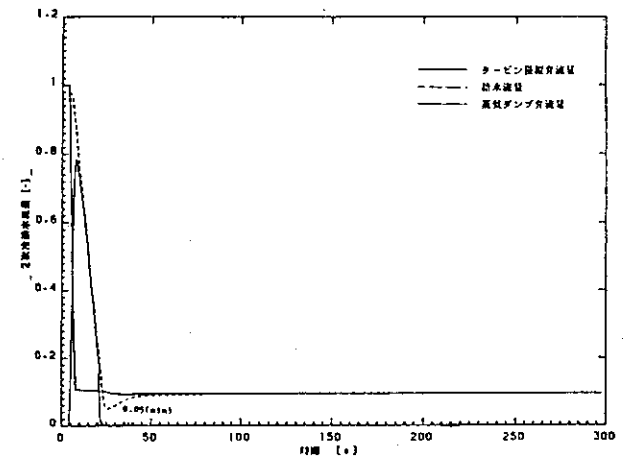
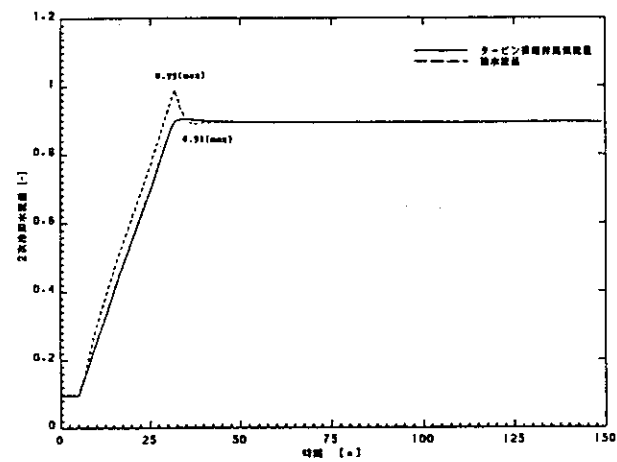
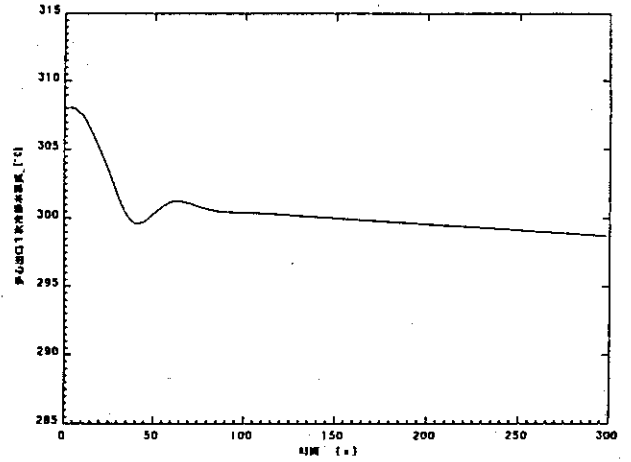
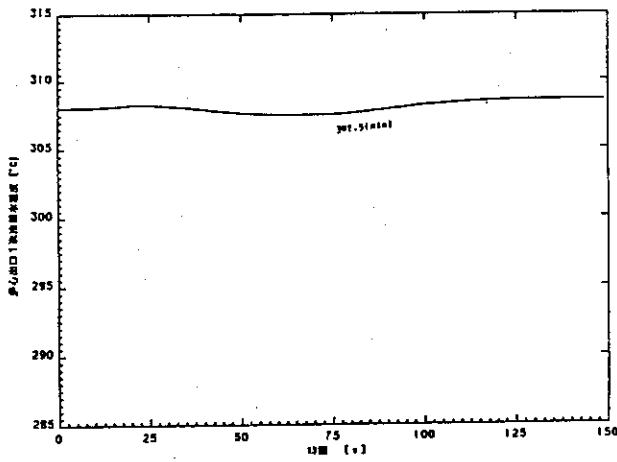
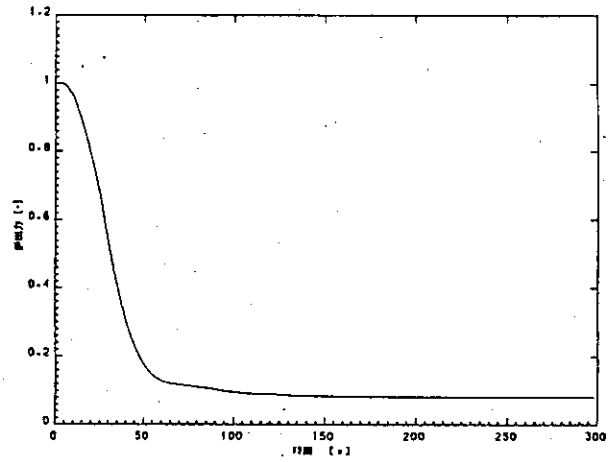
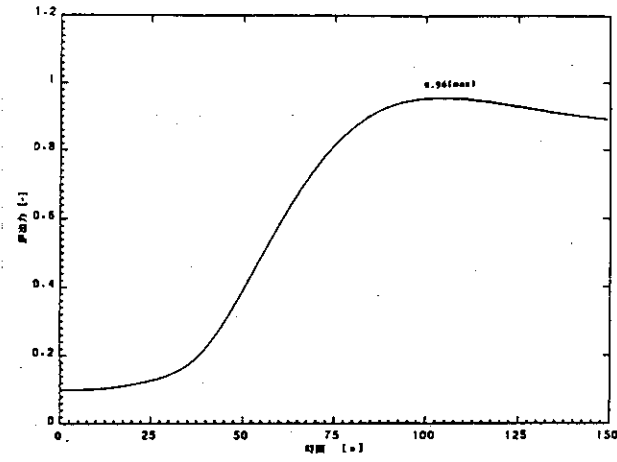


図 II. 3. 12 急速出力上昇

図 II. 3. 13 急速出力減少