

JAERI-M
89-159

改良船用炉プラントの概念設計(III),
システム設計(2)
小型・軽量化の検討

1989年10月

安保 則明・伊藤 泰義・横村 武宣*

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, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

改良船用炉プラントの概念設計（Ⅲ），システム設計（２）
小型・軽量化の検討

日本原子力研究所原子力船研究開発室
安保 則明・伊藤 泰義・横村 武宣*

（1989年9月27日受理）

当所は船用炉研究開発の一環として，小型・高性能化を計った熱出力100 MWの改良船用炉プラントの概念設計を実施中である。ここではこれまでに実施した小型・軽量化に主眼を置いた炉プラントのシステム設計について報告する。

一次系機器を内装した一体型炉に，格納容器内に水を張り，原子炉容器を水漬けにした球形の湿式格納容器とパッシブな概念を取入れた自然循環を利用した崩壊熱冷却システムを採用することにより，船用炉プラントの小型・軽量化と，安全系の大部分について静的機器化・簡素化を図ることができた。

湿式格納方式ではLOCA時に破断流が格納容器水位を上昇させ，格納容器内圧が高くなって流出流量を制限するので，ECCS系統がなくても炉心が露出することはない。また，格納容器水の遮蔽効果を有効に利用して遮蔽重量を大幅に軽減した。

Concept Design of Advanced Marine Reactor (III),
System Design (2)
Design Study for Miniaturization and Lighter Weight of System

Noriaki AMBO, Yasuyoshi ITOH, and Takeyoshi YOKOMURA^{*}

Office of Nuclear Ship Research and Development
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 27, 1989)

We started the design study of the concept design of the Advanced Marine Reactor from FY 1987, and we researched and studied as for the optimization of the core and the components of the reactor plant in FY 1987. This report describes as for the system design result until today of the 100 Mwt reactor plant that main research thema is minituarization and lighter-weight of system.

This plant is composed from integrated type reactor installed the primary system components inside of reactor vessel, the wet-type spherical containment vessel that is preserved water in containment vessel and soaks the reactor vessel and the decay heat removal system concerned with the passive concept that is applicated of natural circulation. As the results, it was possible that plant miniaturization and lighter-weight, and simplization and passive concepted components of almost all safety systems.

As the result of a application of the above wet-type containment vessel, the blow flow in LOCA is made containment vessel water level higher up and CV inner pressure is higher up, so that the pressure ristric the blow flowrate and no core be dry without ECCS system. And the shielding weight is able to much light according to the shielding effect of containment vessel water.

Keywords : Marine Reactor, LOCA, ECCS, Containment Vessel, decay Heat,
Natural Circulation, Shielding

* Tokyo Computer Service Co.Ltd.

目 次

1. 序 言	1
2. 原子炉プラント概要	1
2.1 主 要 目	1
2.2 構造および安全性	1
3. 炉構成要素の設計検討	10
3.1 加 圧 器	10
3.2 蒸気発生器	13
3.3 格納容器	14
3.4 除熱装置	17
3.5 遮 蔽	24
4. 安全評価	53
4.1 各種事故の見通しの検討	53
4.2 L O C A解析	54
5. 開発課題の摘出	62
6. 結 言	65
謝 辞	66
参考文献	66

Contents

1. Introduction	1
2. Concept of Reactor Plant	1
2.1 Conception	1
2.2 Specification	1
3. Design Study of Reactor Component	10
3.1 Pressurizer	10
3.2 Steam Generator	13
3.3 Containment Vessel	14
3.4 Heat Removal System	17
3.5 Shielding	24
4. Safety Assessment	53
4.1 Study of Prospect for Various Accidents	53
4.2 Analysis of LOCA	54
5. Problem Items for Research and Development	62
6. Conclusion	65
Acknowledgement	66
Reference	66

1. 序 言

船用炉研究開発の一環として、小型・高性能化を図った熱出力100 MWの改良船用炉プラントの概念設計を実施中である。昭和62年度は概念設計の1年目として炉構成要素の最適化研究として、最適炉心および最適炉プラントについての研究を実施した。

ここではこれまでに実施した小型・軽量化に主眼を置いた炉プラントのシステム設計の結果について報告する。

一次系機器を内装した一体型炉に、格納容器内に水を張り、原子炉容器を水漬けにした球形の湿式格納容器とパンプな概念を取入れた自然循環を利用した崩壊熱冷却システムを採用することにより、船用炉プラントの小型・軽量化と、安全系の大部分について静的機器化・簡素化を図ることができた。

湿式格納方式ではLOCA時に破断流が格納容器水位を上昇させ、格納容器内圧が高くなって流出流量を制限するので、ECCS系統がなくても炉心が露出することはない。また、格納容器水の遮蔽効果を有効に利用して遮蔽重量を大幅に軽減した。

2. 原子炉プラント概要

2.1 主要目

本小型・軽量化炉は、加圧器の水面動揺抑制装置、蒸気発生器の細径伝熱管、球形・湿式の格納容器の採用のほか、各部構造の余裕切詰め等により、小型・軽量化を図った結果、表2.1に示す主要目をもつ炉となった。

また、炉プラント概略重量を表2.2に示す。この表には参考として試設計炉（一体型炉）の概略重量を併記した。本小型・軽量化炉プラントの重量は、保有水を含めると約920 tonで、試設計炉に比べおよそ1,950 tonの軽量化となった。

2.2 構造および安全性

2.2.1 構造

原子炉組立断面図および原子炉プラント配置図を、それぞれ図2.1および図2.2に示す。

本炉は、炉心のほか、制御棒駆動装置および加圧器を原子炉容器内の上部に、蒸気発生器をその下部に内装する一体型炉で、一次冷却水ポンプは同容器胴側部のノズルに一体化して設けている。

加圧器は、電熱加圧式で、気相部にはスプレイノズル、液相底部にはヒータを配置し、出力運転時の一次冷却水の変動を規定値内に保持する。

1. 序 言

船用炉研究開発の一環として、小型・高性能化を図った熱出力100 MWの改良船用炉プラントの概念設計を実施中である。昭和62年度は概念設計の1年目として炉構成要素の最適化研究として、最適炉心および最適炉プラントについての研究を実施した。

ここではこれまでに実施した小型・軽量化に主眼を置いた炉プラントのシステム設計の結果について報告する。

一次系機器を内装した一体型炉に、格納容器内に水を張り、原子炉容器を水漬けにした球形の湿式格納容器とパンプな概念を取入れた自然循環を利用した崩壊熱冷却システムを採用することにより、船用炉プラントの小型・軽量化と、安全系の大部分について静的機器化・簡素化を図ることができた。

湿式格納方式ではLOCA時に破断流が格納容器水位を上昇させ、格納容器内圧が高くなって流出流量を制限するので、ECCS系統がなくても炉心が露出することはない。また、格納容器水の遮蔽効果を有効に利用して遮蔽重量を大幅に軽減した。

2. 原子炉プラント概要

2.1 主要目

本小型・軽量化炉は、加圧器の水面動揺抑制装置、蒸気発生器の細径伝熱管、球形・湿式の格納容器の採用のほか、各部構造の余裕切詰め等により、小型・軽量化を図った結果、表2.1に示す主要目をもつ炉となった。

また、炉プラント概略重量を表2.2に示す。この表には参考として試設計炉（一体型炉）の概略重量を併記した。本小型・軽量化炉プラントの重量は、保有水を含めると約920 tonで、試設計炉に比べおよそ1,950 tonの軽量化となった。

2.2 構造および安全性

2.2.1 構造

原子炉組立断面図および原子炉プラント配置図を、それぞれ図2.1および図2.2に示す。

本炉は、炉心のほか、制御棒駆動装置および加圧器を原子炉容器内の上部に、蒸気発生器をその下部に内装する一体型炉で、一次冷却水ポンプは同容器胴側部のノズルに一体化して設けている。

加圧器は、電熱加圧式で、気相部にはスプレイノズル、液相底部にはヒータを配置し、出力運転時の一次冷却水の変動を規定値内に保持する。

加圧器は、高さを抑えるため偏平型とし、放射状に垂直の水面動揺抑制板を配置するとともに、加圧器底板は蒸気発生器の給水入口部および蒸気出口部の伝熱管との隣接部で摺鉢状にしている。

蒸気発生器は、ヘリカルコイル貫流式で、伝熱管内が二次側、管外が一次側である。小型・軽量化を図るため、伝熱管は外径12mmの細管とした。また、コイル部の高さを抑制するため、伝熱管の本数、配列、コイル外径等に考慮を払った。

蒸気発生器は2系統とし、給水および蒸気ノズルを原子炉容器胴に各々2個、分散配置した。

蒸気発生器は、原子炉容器の上半部分内面に支持面を設け、吊下げている。

蒸気発生器は、燃料交換および供用期間中検査（ISI）の際、原子炉容器の上半部分と一体で取外す。これにより、蒸気発生器のISIは、燃料交換および原子炉容器上半部分のISIと並行して、陸上専用施設で実施できる。

一次冷却水ポンプは、キャンドモータ駆動のたて置軸流型で、蒸気発生器の一次冷却水出口側に2基設ける。

原子炉容器は、上記のように炉心のほか、制御棒駆動装置、加圧器、蒸気発生器を内装する、たて円筒型の圧力容器である。

この圧力容器は、燃料交換および原子炉容器等のISIを行うため、容器中間部をフランジ構造としている。また、制御棒駆動装置の取外しならびに加圧器内部のヒータおよびスプレイノズルの保守・点検のため、容器頂部にもフランジを設ける。

本炉プラントは、炉本体を中心に、遮蔽の他、加圧設備系統機器（加圧器ブローオフタンク等）、原子炉補助系統（体積化学制御系統、除熱系統等）機器等をその周辺に配置している。

格納容器は、これらの機器をできるだけコンパクトに配置して小型・軽量化を図るため球型とし、内径を8.2mとした。

この結果、原子炉室区画は、およそ9.0m立方の空間に納まる可能性がある。

また、LOCA時の安全性を高めるために、格納容器を湿式としたので、原子炉容器表面には、放熱を抑制するため、水中仕様の断熱材を全面に配置するものとした。

さらに、崩壊熱除去に関しても安全性を高めるために、原子炉容器に崩壊熱冷却器を、格納容器に格納容器水冷却器を、それぞれ設けている。

遮蔽体は一次遮蔽体のみとし、二次遮蔽体は設けていない。

これは、本炉は本質的にLOCA時にも炉心の露出が起こらない構造なので、事故時の線源は小さく、しかも格納容器水は通常時および事故時にも遮蔽体として利用できるからである。

一次遮蔽体は、それぞれ炉心線源およびN-16ガンマ線源からの放射線を防護するための側部・下部一次遮蔽体および上部一次遮蔽体とに分けられる。

側部一次遮蔽体はボロン水と鋼、下部一次遮蔽体はボロン水と鋼とポリエチレンを組合わせたもので、上部一次遮蔽体は鋼製とした。

2.2.2 安全性

本原子炉プラントでは、格納方式として、格納容器内を上部に約10m³程度の気相部を残してすべて水で満す湿式格納方式を採用している。

原子炉容器に接続する配管破断による一次冷却水喪失事故（LOCA）が発生した場合、原子炉容器からの高温高圧の流出水が格納容器内の水相部の温度を上昇させながら気相部を満たし、格納容器内の圧力を上昇させる。格納容器内が満水になると、内圧は急激に上昇し原子炉容器内圧力とバランスする。

このため、破断口からの一次冷却水の流出は停止する。

スクラム信号または格納容器圧力自体により、崩壊熱冷却器の作動を開始し、自然循環により炉心崩壊熱を格納容器水中に放出する。

格納容器水中に放出された熱は、格納容器水冷却器により、自然循環で格納容器外に放熱する。

この結果、原子炉容器内一次冷却水水位は、炉心を冠水した状態で停止する。その後、崩壊熱を上回る除熱効果により原子炉容器圧力は低下し、相対的に圧力の高くなった格納容器内の水が原子炉容器内へ逆流し、水位は回復に向う。

このようにして、湿式格納方式の採用によりECCS系を使用せずに、炉心を露出させることなく、事故を安全に終止することができ、LOCAに対する固有の安全性を備えることができる。

LOCA以外の事故では、スクラム信号または一次系圧力自体により崩壊熱冷却器の自動作動弁を開き、格納容器水冷却器とともに、一次系および格納容器水の冷却を行う。

格納容器水の熱容量が大きいことおよび崩壊熱冷却器、格納容器水冷却器に自然循環を利用していることにより、すべての事故において事故後、長期間にわたってオペレータアクションなしに除熱を行うことが可能である。

表 2.1 小型・軽量化炉プラントの主要目

熱出力	100 MWt
一次冷却水運転温度 炉心入口/出口	282.5/297.5 °C
一次冷却水運転圧力	120 kg/cm ³ G
燃料交換間隔	4年
炉心(試設計炉心)	
等価直径	1,329 mm
有効高さ	1,432 mm
平均出力密度	50.4 kW/ℓ
制御棒駆動装置	
型式	内装式
基数	24基
加圧器	
型式	内装電熱式
全容積	6.9 m ³
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 kg/cm ³ G
蒸気温度(過熱度)	292.7 °C (42°C)
伝熱面積	724 m ²
一次冷却水ポンプ	
型式	キャンドモータ式たて置軸流型
基数	2基
容量	3,000 m ³ /h/基
揚程	7 m
原子炉容器	
最高使用圧力	137 kg/cm ³ G
最高使用温度	320 °C
内径(上部/下部)	3.10 m/3.00 m
全高(内のり)	約 6.7 m
格納容器	
型式	球型湿式耐圧型
最高使用圧力(内圧)	50kg/cm ³ G
内径	8.2 m
全高	約 8.65 m

表 2.2 炉プラント概略重量

	小型・軽量化炉プラント	試設計炉
炉心	10	10
炉内構造物	8	28
原子炉容器	135	168
蒸気発生器	16	17
加圧器	6	9
一次冷却水ポンプ	6	8
支持構造物	7	7
格納容器	235	250
遮蔽	280	2,330
保有水 { 一次・二次側 格納容器内	36 } 174 } 210	40
合計	913	2,867

備考：・単位は ton。

・保有水重量は常温で $m^3 \approx ton$ とみなす。

・合計重量は制御棒駆動装置，補助系機器・配管等を除く。

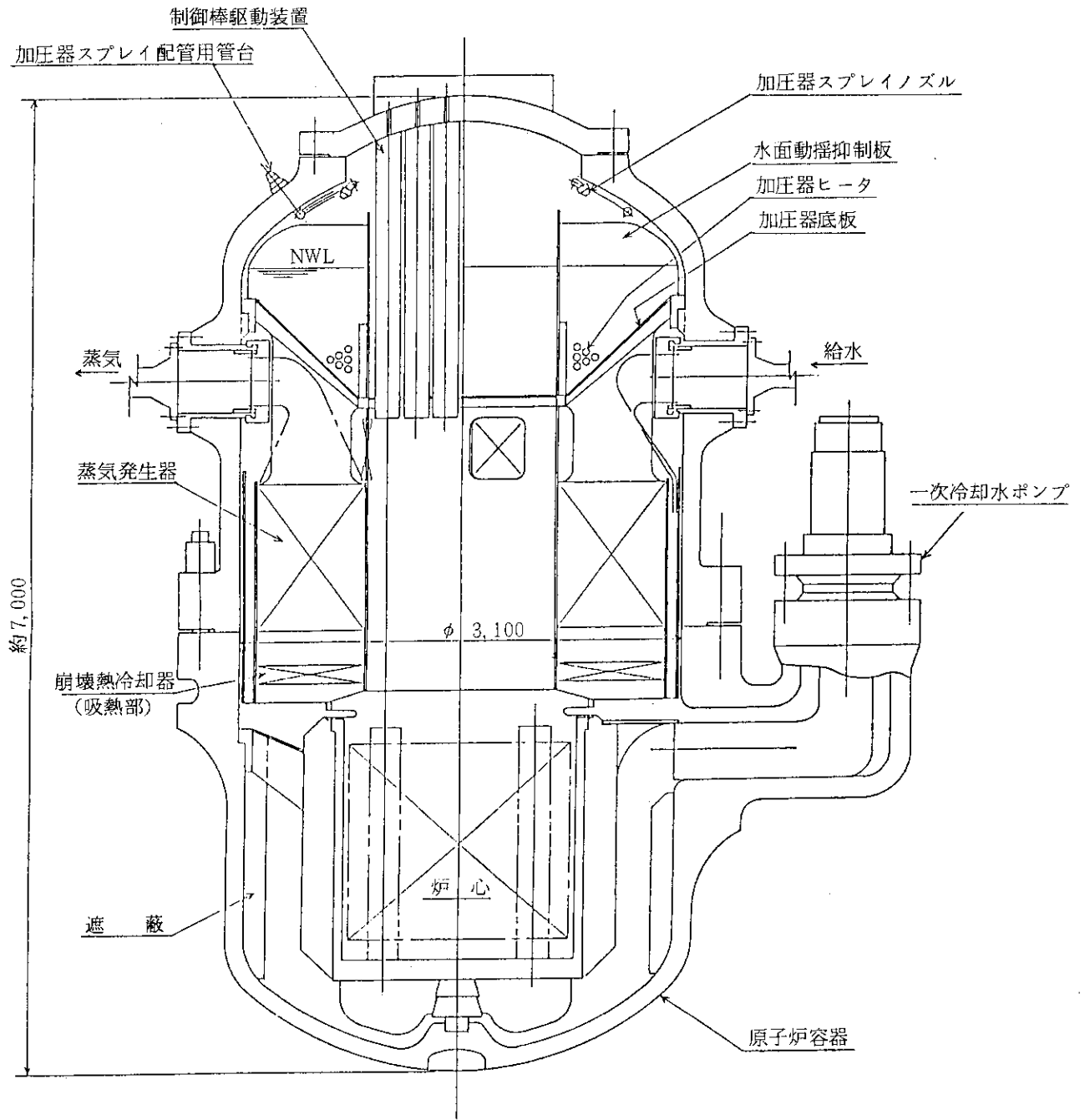
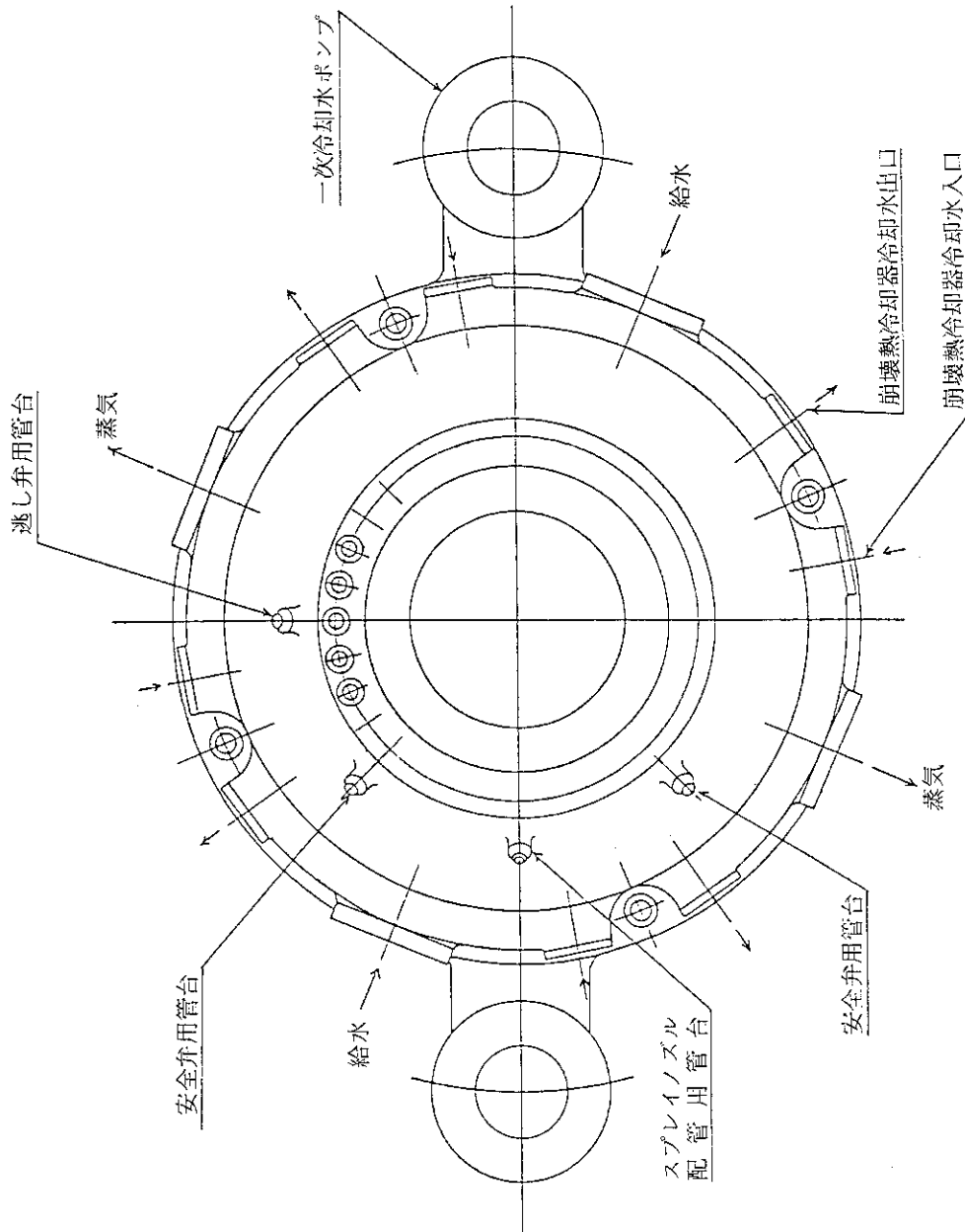


図 2.1 原子炉組立断面図 (1/2)



半面図

図 2.1 原子炉組立断面図 (2/2)

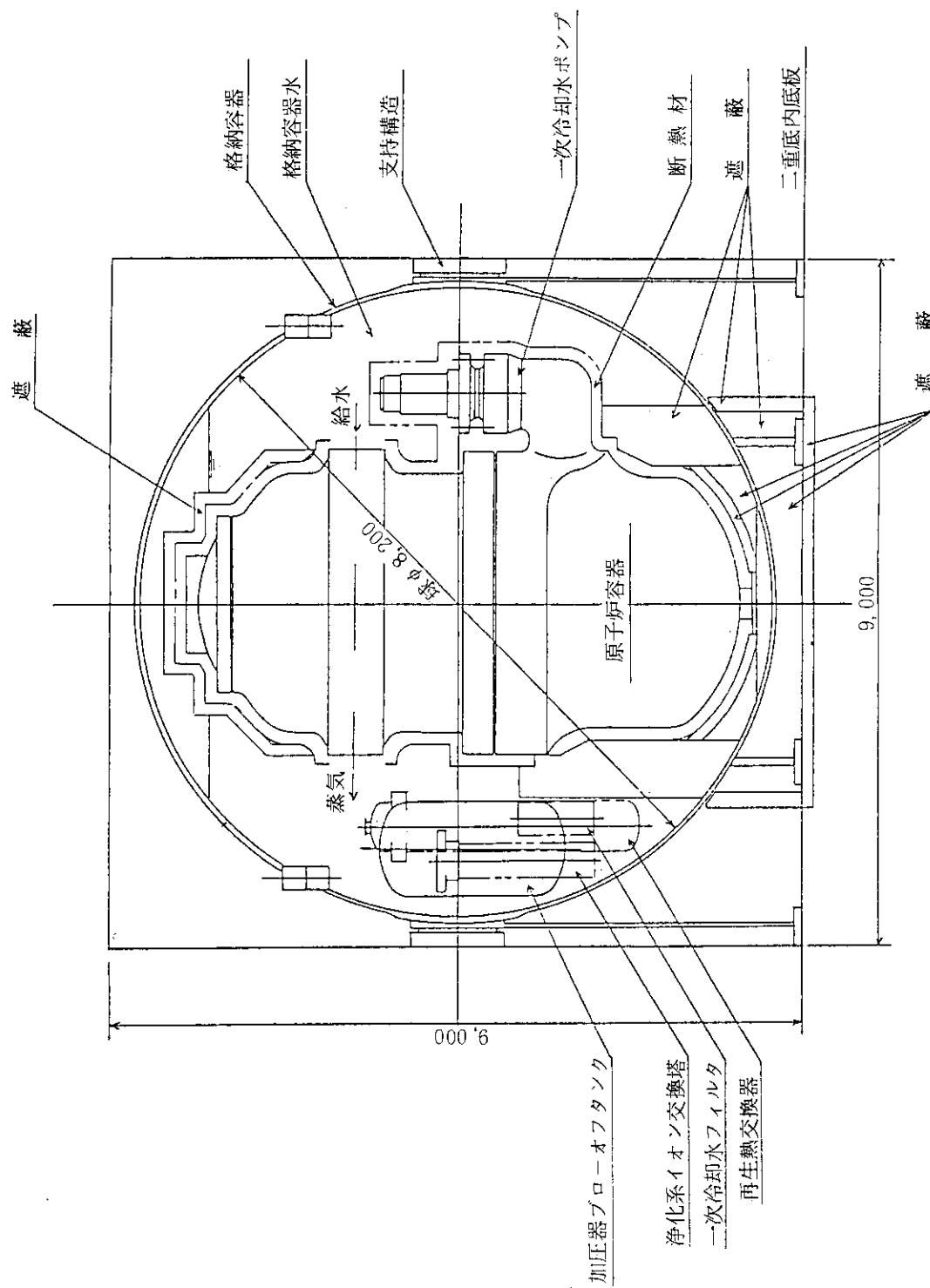


図 2.2 原子炉プラント配置図 (1/2)

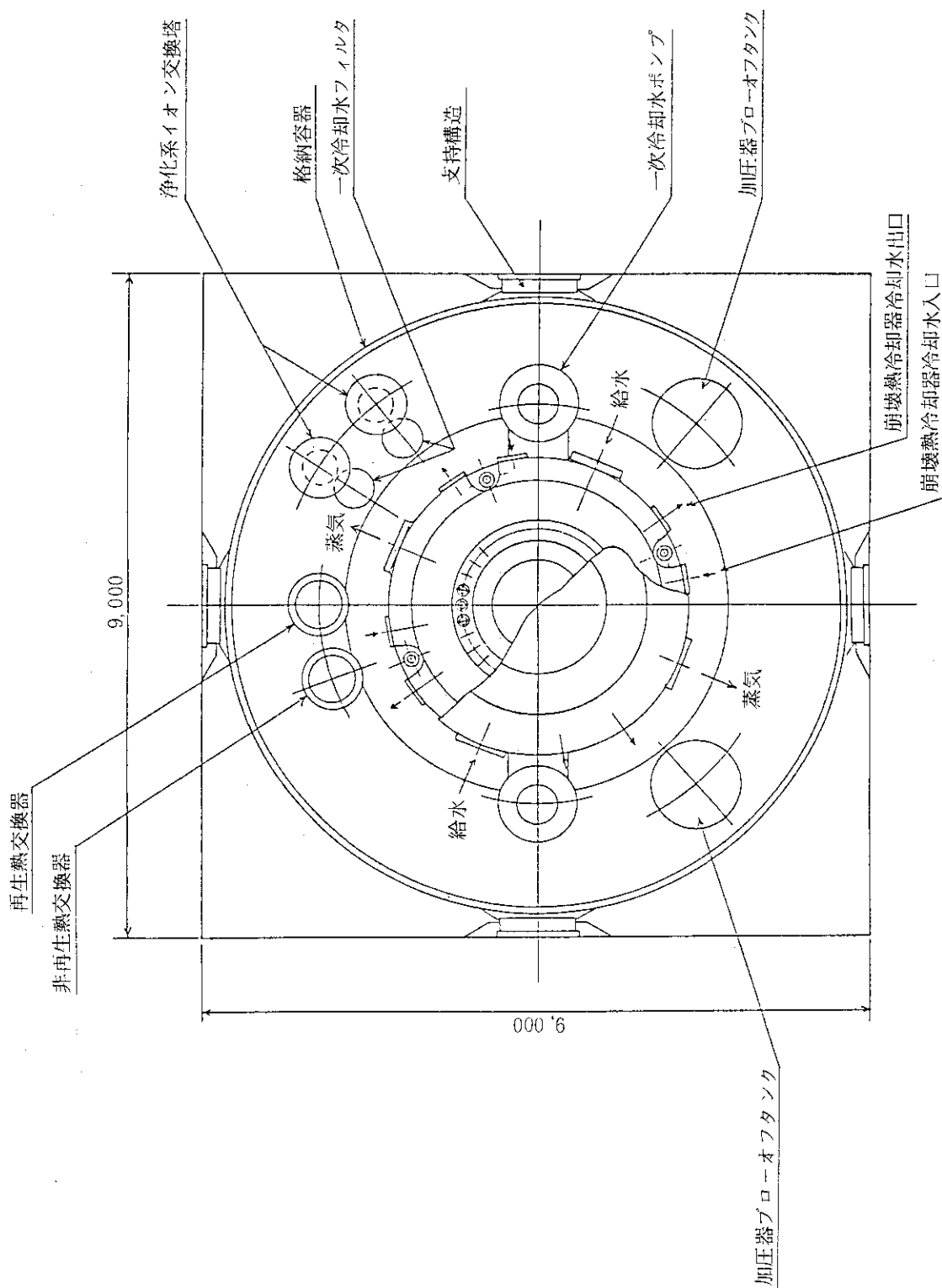


図 2.2 原子炉プラント配置図 (2/2)

3. 炉構成要素の設計検討

3.1 加圧器

3.1.1 小型・高性能化

加圧器は、船体動揺により自由水面が動揺し、スプレイノズルの冠水およびヒータの露出が問題になるので、加圧器の寸法決定には、これらを考慮する必要がある。水面の動揺が抑制でき、かつ、所定の負荷変動が吸収できれば、その分、加圧器を小型化できる。

このような観点から、加圧器の小型・高性能化を図り、次の検討を実施した。

- ・加圧器水面の振動と船体動揺との共振
- ・加圧器水面動揺抑制装置の形状
- ・加圧器容積

検討結果は以下のとおりである。

(1) 加圧器水面の振動と船体動揺との共振

加圧器水面の固有振動数の計算は、加圧器を環状タンクにモデル化し、Abramson の簡易計算法で実施した。この結果、加圧器水面の固有振動数は20cpm以上となり、船体動揺4～15cpmより高振動数側にずれているので、船体動揺と共振することはない。

(2) 加圧器水面動揺抑制装置の形状

水面動揺抑制装置の適切な形状を選定するため、水平板、垂直板あるいはそれらの組合せの5種類の代表的な形状モデルを選定し、水面動揺解析用数値計算プログラム「IHI-SLOSH」^{1), 2)}を用いて検討した。

各タイプの基本特性を把握するため、船体動揺を便宜上10°として予備検討を実施し、この結果を踏まえて選定した3種類のタイプについて45°船体動揺させ、その効果を確認した。解析結果を図3.1～3.3に示す。

この結果、加圧器を12枚の垂直板で仕切り、小タンクにし、その寸法効果で各タンクの水面の動揺高さを抑制するのが効果的であることがわかった。(図3.3のタイプE)

このため、本加圧器には、垂直板を放射状に配置した。

なお、各小タンク底部には小さい開口を有し、一次冷却水系統と連絡しているため、船体動揺時には、タンク間の水位差による水位のバランス時間が問題となるが、この時間は、船体動揺周期(4～15秒)より大部大きくなるので、開口により各タンク水位が同一になろうとする水位変化の影響は無視できると考えられる。

(3) 加圧器容積

加圧器容積は、下記を考慮し6.9 m³(気相部3.1 m³、液相部3.8 m³)とした。

- 1) 炉出力30%、船体動揺45°でスプレイノズルの冠水およびヒータの露出のないよう、水面動揺抑制装置を設ける。
- 2) 炉出力30%、船体定傾斜30°でスプレイノズルの冠水およびヒータの露出のない加圧器

高さとする。

3) 所定の負荷変動を吸収できる加圧器容積とする。

4) 加圧器胴径は、所定の容積に対する高さをできるだけ低くするため、原子炉容器内径と同じとする。

3.1.2 要目および構造

加圧器要目を試設計炉と比較して表 3.1 に示す。

加圧器は、原子炉容器蓋部に内装した電熱加圧式で、形状は環状偏平型で、内胴内には制御棒駆動装置が貫通している（図 2.1 参照）。

加圧器の内・外胴間には、前述のとおり、水面動揺を抑制するため 12 枚の垂直板を放射状に配置した。

加圧器底部は、蒸気発生器吊下げ構造材と兼用で、上面に加圧器底板を、その下面には断熱材を設け、器内水の放熱を抑制した。

各小タンクは、負荷変動時の一次冷却水のサージ量を吸収するとともに、器内水温度の均一化を図るため、小さい開口を有するが、この開口は、主として蒸気発生器を吊下げる原子炉容器内面のスプライン状の凹凸溝の支持面と支持面の間隔でカバーする。

加圧器の気相上部には、スプレイノズルをリング状に 8 個配置した。スプレイノズルは、加圧器高さが低いので、効果を良くするため、約 120℃の広角とした。

加圧器の液相下部には、内胴にリング状にヒータを配置した。これにより、船体動揺によるヒータ露出を抑制した。

スプレイノズルおよびヒータの保守点検は、加圧器頂部に設けた原子炉容器のフランジ部から行う。

ヒータエレメントの保守点検のために水面動揺抑制板はエレメントが取外し可能な構造とする。

加圧器には、過度の圧力上昇に備え、逃し弁および安全弁を設け、吹出し蒸気は格納容器内に設けたブローオフタンクに導入する。各弁は、加圧器気相部に内管を設け、水面動揺による蒸気吹出し口の冠水を防止した。

3.1.3 動特性解析

ここでは、動特性解析を行い、負荷変動中の加圧器水位および一次系圧力の変化について検討する。

解析条件は以下のように設定する。

(1) 炉心燃焼度は寿命初期 (BOL) とする。

(2) 加圧器水位および一次系圧力に対して最も厳しい負荷変動条件は、「改良船用炉試設計一体型炉 (その 3)」の動特解析結果によると次のようになる。

加圧器水位最大：急速出力減少 (C/R 微分反応度 $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$)

加圧器水位最小：出力減少 (C/R 微分反応度 $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$)

一次系圧力最大：急速出力減少 (C/R 微分反応度 $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$)

一次系圧力最小：後前進切換（C/R微分反応度 $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$ ）

今回の加圧器の構造上、特に問題となるのは、負荷変動中の水位の上昇および低下量、ならびに一次系圧力の最大値である。したがって、解析を行う負荷変動としては、次の2 CASEを選定する。

CASE 1：急速出力減少（ $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$ ）

（加圧器水位の上昇量および一次系最高圧力の検討）

CASE 2：出力減少（ $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$ ）

（加圧器水位の低下量の検討）

(3) 制御系および炉心パラメータは、「改良船用炉試設計（その3）^{3), 4)}」で用いた値と同じとする。

(4) 負荷変動中の一次系の体積制御は行わない。

(5) 加圧器スプレイ水は、LOCA時の炉心水位を高く保つために、HOT LEG（蒸気発生器入口上部）からとる。

(6) 解析で用いた加圧器の主要目を、表3.2に示す。

以下に解析の結果とその内容について説明する。

(i) CASE 1（急速出力減少）

表3.3に主な解析結果を示す。

一次冷却水炉心平均温度の定格値からの最大上昇量は、 9.6°C とやや大きいですが、これは今回の設計炉のRPV内一次水量が 27.4 m^3 と当社の試設計炉よりかなり小さくなっているためである。しかし、熱的余裕不足の最小値は 24.2°C であり、スクラム設定値（ 15°C ）に対しては十分余裕がある。

一方、一次系圧力の最大値も 129.5 ata と当社の試設計炉より 2.7 kg/cm^2 大きくなっている。これは、一次水の温度上昇率が大きいこと、スプレイ水としてHOT LEGの水を用いていることおよび加圧器の高さが低くなり、スプレイ落下距離が減少してスプレイによる気相中の凝縮量が少なくなったこと等による。

加圧器水位の上昇値は最大 12 cm になる。 30° の横定傾斜のときには、加圧器水位が最大になると、8基あるスプレイノズルのうち1基～2基が水没するが、残りのスプレイノズルからのスプレイにより動特性には大きな影響を及ぼさないと考える。

(ii) CASE 2（出力減少）

表3.3に主な解析結果を示す。

この過渡変化では、一次冷却水炉心平均温度の最大上昇量 3.4°C 、一次系圧力の最大値 124.9 ata 、加圧器水位の変化 $+4 \text{ cm} \sim -5 \text{ cm}$ となった。 30° の横定傾斜の時に加圧器水位が 5 cm 下っても、ヒータが露出することはない。

以上より、本設計炉では、急速出力減少中の一次系圧力の上昇量が大きくなることが明らかになった。このため、試設計炉と同じ逃し弁設定圧では急速出力減少中に逃し弁が作動することになり不都合である。これに対処する方法としては、スプレイの流量を多くするか、最高使用圧力を上げて、逃し弁の設定圧を上げるかの2通りが考えられる。

今回の設計炉では、スプレイと水面の間の距離が短いため、ここでは後者を選択し、最高使

用圧力を $137 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ と設定する。

図 3.4 に、加圧器圧力制御系設定値を示す。

次に、急速出力減少時に制御棒制御系が不作動の場合についての解析例を示す。

この解析では逃し弁は作動しないとしている。

過渡変化中の一次系最大圧力は 131.4 ata で、図 3.4 からスクラム設定値には達していない。一次冷却水炉心平均温度は、最大 $301.0 \text{ }^\circ\text{C}$ となるが、熱的余裕不足の最小値は $22.8 \text{ }^\circ\text{C}$ であるので、スクラムすることはない。また、加圧器水位の最大上昇量は 14 cm であり、CASE 1 に比べて 2 cm しか増大しない。

この過渡変化では、燃料温度の低下によるドップラ反応度増加分を減速材温度の上昇で補償する形になるため、一次冷却水炉心平均温度は、最終的には定格値より約 $4 \text{ }^\circ\text{C}$ 高い値で整定する。

一方、急速出力上昇時や後前進切換時に制御棒制御系が働かないときは、上記と逆の現象となる。この場合は、一次冷却水の温度低下による蒸気過熱度の減少が特に問題となる。

過渡変化中の一次冷却水炉心平均温度の最大低下量を上記の急速出力減少の結果から約 $11 \text{ }^\circ\text{C}$ と推定すると、 $34 \text{ }^\circ\text{C}$ 程度の蒸気過熱度が確保できることがわかる。また、加圧器水位も急速出力減少時に制御棒制御系有の場合とあまり差がないことから、問題にはならないと考えられる。

以上より、制御棒制御系不作動の場合にも一次系圧力および加圧器水位は妥当な範囲内に収まるといえる。

3.2 蒸気発生器

3.2.1 小型・高性能化

蒸気発生器は、小型・高性能化に最適なヘリカルコイル貫流式（貫流式蒸気発生器：OTSG）であるが、改良船用炉試設計炉⁵⁾に比べて更に小型・高性能化を図るため、細径伝熱管を使用する。

この細径伝熱管の使用により、次の効果が得られる。

- ・熱伝達率の向上により、伝熱面積が減少する。
- ・管径に応じて管配列ピッチを変えられるので、管束密度を向上できる。

小型・高性能化の検討は下記方針により実施する。

- ・細径伝熱管は、設計実績を考慮し、外径 12 mm 、内径 9.5 mm とする。
- ・蒸気発生器内胴は、これを貫通する最外部の制御棒位置を考慮し、直径 $1,310 \text{ mm}$ とする。
- ・給水および蒸気ノズルは、原子炉容器胴部に設ける。
- ・給水ダウンカマは、吸熱を抑制するためコイル部外側に設ける。

検討結果は、以下のとおりである。

- ・細径伝熱管使用による熱伝達率の増大、蒸気発生器高さの抑制によるコイル曲線半径増加に伴う熱伝達率の減少等により、結果として熱貫流率が向上し、伝熱面積は 724 m^2 となった。これは試設計に比べて約 7% の減少である。
- ・コイル部については、寸法は外胴径 $2,895 \text{ mm}$ 、内胴径 $1,310 \text{ mm}$ 、高さ $1,030 \text{ mm}$ で、

体積は約 5.39 m³ となり、試設計に比べて約28%減少となった。

3.2.2 要目および構造

本炉の蒸気発生器要目を、試設計炉と比較して表 3.4 に示す。

蒸気発生器は、加圧器下部に位置し、加圧器とともに原子炉容器上半部に内装する（図 2.1 参照）。

この内装は、蒸気発生器の支持構造と原子炉容器内面のスプライン状の凹凸溝を合わせ、貫通させた後、蒸気発生器を回転させ、原子炉容器内面の凸部支持面で支持する方法で行う。

蒸気発生器の寸法は、コイル部外径については伝熱管の本数・配列等を、高さについては、伝熱管長さ等を考慮し決定した。

蒸気発生器は、2系統から成り、伝熱管損傷時には、損傷側を隔離し、残りの系統で部分出力運転を可能とした。

給水・蒸気ノズルは、各々2個とし、原子炉容器胴部の同一レベルに配置した。

各ノズル部は、原子炉容器胴から切離しできる。

このため、蒸気発生器伝熱管の I S I は、燃料交換時に原子炉容器上半部ごと吊上げ、作業環境のよい専用施設で蒸気発生器を切離して、燃料交換および原子炉容器の I S I と並行して行うことができる。

蒸気発生器の下部には、これと一体になった崩壊熱冷却器の吸熱部を配置した。

蒸気発生器のダウンコマ部は、給水管とこの崩壊熱冷却器の吸熱部入口・出口管が各々独立スペースで納まる厚さとした。

また、L O C A による一次冷却水の水位低下時の自然循環を確保するため、この吸熱部上部の蒸気発生器内胴に開口を設けた。

3.3 格納容器

3.3.1 格納方式

本炉プラントでは、格納方式として湿式を採用している。

以下に、この方式の特徴について経済性、安全性、取扱性、信頼性の各面から説明し、採用の理由について述べる。

なお、比較の対象としては、改良船用炉試設計一体型炉（乾式格納方式採用）⁶⁾を想定する。

(1) 経済性

湿式格納方式では、次のような経済性上のメリットが期待できる。

- 1) E C C S 系統を削除できる。
- 2) 固有安全化を図ることにより、仮想事故を考慮する必要がなく、二次遮蔽を大巾に削減できる可能性がある。

一方、デメリットとしては、

- 1) 格納容器水（C V 水）および C V 肉厚の増加により、重量が増加する。
- 2) C V の肉厚増加により、溶接部焼鈍しが必要となるので、大型焼鈍設備が必要である。

これらのすべての項目について、定量的に評価することは困難であるが、デメリット1)の重量増加は、二次遮蔽の重量低減より少いであろう。したがって、重量的には湿式の方が軽くなる。しかし、湿式ではCVの肉厚が厚くなるため大型の焼鈍設備が必要になる。この設備として既存のものを用いるか、あるいは新たに建設するかで、経済性全体の評価が別れるが、既存のものを用いれば、湿式格納方式の経済性上のメリットは十分にある。

(2) 安全性

湿式格納方式では、LOCA時にECCS系統なしに、炉心の冠水を維持できる。また、CV水の熱容量が大きいので、事故時に一時的なヒートシンクとして利用することができ、長期間オペレータアクションを不要とすることが可能である。

(3) 取扱性

取扱性の点では、CV内の水のために、新たな問題が生ずる。

その中でも、CV内機器の腐蝕の問題と、原子炉容器(RPV)の外表面断熱材の問題が大きい。

腐蝕に対しては、静的機器については防蝕剤を塗ることで対応できると考えられるが、弁類については、常に正常に動くことを保証できなければならない。

RPV断熱材については、水中で通常時のRPVからの放熱をできるだけ少くするような材質および構造としなければならない。

以上の他に、運転中にCV内に入れない点、定検時には、放射性物質を含んでいる可能性のある大量のCV水を排出しなければならない点などデメリットが多い。

(4) 信頼性

信頼性の点でも、以下のような新たな問題がある。

- 1) CV水の漏洩
- 2) LOCA時のCVの熱膨脹による、CV上部気相容積の変化
- 3) CV内の計装計器類の高温水中での信頼性(最高使用温度264℃)

湿式格納方式では、LOCA時のCV内圧がかなり高くなる。

このため、管や電線のCV貫通部については、CV内圧が高くなっても漏洩しないような工夫が必要である。

また、湿式格納方式のLOCAでは、CV上部気相容積の大きさによって、CV内圧および一次水水位が大きく変化する。このため、LOCA時にCVの熱膨脹によって、CV上部気相容積が大きく変化しないような工夫、ないしはCV上部気相容積が変ってもよいように、CV設計圧および炉心等の位置に余裕を見ておく必要がある。

また、LOCA以外の事故でもCV水温度が高くなるため、CV内の計装計器類についても高い信頼性が要求される。

以上のように、湿式格納方式は安全性の面では優れているが、取扱性、信頼性については、解決すべき問題点が多い。

しかしながら、ここでは湿式格納方式を採用することによる固有安全性向上の可能性、および経済性向上による将来炉への適用可能性に特に注目して、本方式を採用することにした。

3.3.2 格納容器の最高内圧と水位

本炉プラントの格納方式は、格納容器内上部に若干の気相部を残し、格納容器を水漬けにする湿式格納方式である。

本方式はLOCAが発生した時、原子炉容器内からの流出水が格納容器を満たし、格納容器内の圧力を上昇させ、原子炉容器内の圧力とバランスし、破断口からの一次冷却水の流出を止めることを主目的としている。

したがって、格納容器の最高内圧と水位（気相部体積）はLOCA解析より求められる。

格納容器気相部体積はLOCA整定時間、整定時の格納容器内圧力および原子炉容器内水位に大きく影響する。

この影響についての感度解析を簡易モデルLOCA解析にて行った。解析モデルを図3.5に、解析結果を図3.6に示す。図3.6より格納容器気相部体積を小さくするにつれて、整定までの時間は短く、整定時の原子炉容器内水位は高く、格納容器内圧力も高くなる。

格納容器の最高内圧をできるだけ低くし、かつ、崩壊熱冷却器がIMO基準のPPC3（定傾斜30度）の条件下においても機能する原子炉容器内最低水位を保つという条件で格納容器気相部体積を求めると約12m³となる。この時の格納容器内圧力は約30ataとなった。

次に、格納容器気相部体積を12m³に定めて、詳細モデルによる確認計算を行った。その結果、整定時の原子炉容器内水位は簡易モデル計算結果とほとんど変わらないが、格納容器圧力は42ataとなり、簡易モデルより高くなった。

したがって、整定後の崩壊熱冷却器の除熱効果の遅れによる圧力上昇をも考慮して、格納容器の最高使用圧力を50kg/cm²Gとする（LOCA解析参照）。

また、格納容器気相部12m³に相当する格納容器水位は底部より7.1mの高さとなる。

なお、詳細モデル計算により求めた整定時の格納容器圧力は、簡易モデル計算結果より約12ata高いが、この理由としては、詳細モデルではエンタルピーの高い加圧器ボリュームのモデル化がなされたこと、LOCA後スクラムまでに約14秒要することが考えられる。

3.3.3 小型・高性能化

格納容器は、LOCA時に炉心の水漬状態を維持し、崩壊熱除去に必要な一次水の自然循環が確保できるようにするため、器内空間のおよそ93%に水を張った湿式耐压型である。

このような格納容器を、できるだけコンパクトにするため、下記検討を実施した。

- ・格納容器の形状と寸法
- ・格納容器水の振動と船体動揺との共振

検討結果は以下のとおりである。

(1) 格納容器の形状と寸法

格納容器の形状は、小型化に適した球型とし、これにより板厚の減少による軽量化を図った。格納容器の内径は、器内の下記機器配置等を考慮し、8,200mmとした。

- ・加圧設備系統機器（加圧器ブローオフタンク等）
- ・体積化学制御系統機器（浄化系イオン交換塔、浄化系フィルタ、再生熱交換器、非再生熱交換器等）

・除熱系統機器（崩壊熱冷却器，格納容器水冷却器等）

(2) 格納容器水の振動と船体動揺との共振

格納容器には，自由水面があり，船体動揺を受けるので船体動揺と水面振動との共振を避ける必要がある。

ここでは，格納容器を内径 8.2 m，水深 7.1 m の球型タンクにモデル化し，固有振動数の推定には Mikishev の簡易式⁷⁾を用いた。

その結果，水面の固有振動数は，20 cpm 以上であり，船体動揺（4～15 cpm）より高振動数側にずれているため，両者の共振の可能性はないと考えられる。

3.3.4 要目および構造

本炉の格納容器要目を試設計炉と比較して表 3.5 に示す。

格納容器は，前述のとおり，内部に格納容器水を保有する湿式耐圧型の球型容器で，船体の二重底内底板上に設置する（図 2.2 参照）。

この球型容器は，胴部，蓋部および支持構造から成る。

格納容器の支持は，本体および格納容器水の重量等の垂直荷重は，主として赤道部に設けた円筒状の支持構造を介して，また，炉本体の重量等の垂直荷重は，主として下部中央の支持構造を介して，それぞれ二重底内底板から行う。

また，水平荷重の支持は，船体隔壁から主として赤道部の周囲 4ヶ所に設けた支持構造により行う。

3.4 除熱装置

3.4.1 除熱方式の検討

ここでは，通常運転時に格納容器の温度を所定値に保ち，事故時には一次系水の熱エネルギーおよび崩壊熱を除去するための除熱方式を検討する。

除熱方式は，極力固有安全の概念を取入れたものとする。

除熱方式は，吸熱部と放熱部の組合せによって種々の方式が考えられるので，まず，これらの組合せについて検討し，それらの得失を比較する。

(1) 吸熱部および放熱部の種類と組合せ

図 3.7 に，吸熱部と放熱部の組合せを示した。

吸熱部の種類としては，次の 4種類が考えられる。

- ① O T S G 二次側を用いる。
- ② 一次水中に熱交換部を新設する。
- ③ R P V 本体外面で直接熱交換する。
- ④ R P V 本体外面に熱交換器を固定する。

このうち，②は O T S G とは独立に熱交換部を一次水中に設けるもので，位置としては R P V の構造および L O C A 時の R P V 内自然循環の確保の観点から，O T S G コイル下部が適当と考えられる。

一方、放熱部の種類としては、次の6種類が考えられる。

- a. 格納容器水（CV水）の顕熱（クローズドループとオープンループがある）
- b. CV水に熱を移し、最終的にCV外に放熱する（同上）
- c. 直接CV外へ放熱する（同上）

a. は、CV水の顕熱のみで事故時の一次水の熱エネルギーおよび崩壊熱を吸収するものである。また、b. はa. の方式にCV外への放熱を組合わせたものである。

a. b. の場合とも、クローズドループ型は、一次水中とCV水中をクローズドループの管で結び、管内の流体の自然循環によって熱交換を行うものである。一方、オープンループ型は、CV水中に熱交換器の管端を開放し、CV水が管内を自然循環することにより熱交換を行うものである。

c. は、一次水中の熱をCV水を経由せず直接CV外へ放出するもので、クローズドループ型は管内の水を自然循環させて吸熱・放熱を繰り返すものである。一方、オープンループ型は、タンクから重力で冷却水を管内に送り込み、熱交換を行ったあと、高温水または蒸気を外気に放熱するものである。

以上の吸熱部と放熱部のうち、以下のものについては明らかに不利な点が多いため、検討対象から除熱する。

吸熱部

- ・ R P V本体で直接熱交換を行う方式③は、事故時にCV水を直接R P V表面に接触させて冷却することになるが、R P Vの熱衝撃の問題があり、またR P V表面だけでは除熱能力が不足するため、実現はむずかしい。
- ・ R P V本体外面に熱交換器を固定する方法④は、上記③と同様にR P Vの熱衝撃の問題がある他、R P V外表面に熱交換器をとりつけることのできるスペースが限られるので、除熱能力の点で不足する。

放熱部

- ・ CVの顕熱のみで事故時の一次水熱エネルギーおよび崩壊熱を吸収する方式a. は、LOCA時にCV内の有効水量を100 tと仮定し、CV外表面からの放熱を無視すると、事故後1日でCV水温度は約180℃（LOCAの様相によって異なる）上昇する。

したがって、この方式のみでは水温上昇の点で限界があり、最終的にはCV外へ熱を放出する装置が必要となる。

- ・ 直接CV外へ熱を放出する方式c. のオープンループは、クローズドループに比して構造的に簡単ではあるが、事故時に放射性物質を直接大気に放出する可能性があるため、安全性の観点から除外して考える。

以上の結果、除熱方式としては、図3.7の①b、②b、および①cのクローズドループ、②cのクローズドループの6種類の組合わせが残る。

(2) 評価

除熱方式の評価は、経済性、安全性、取扱性および信頼性の観点から行う。評価基準および評価結果を表3.6に示す。

1) 吸熱部としてOTSGを利用する方式

本方式の中では、直接CV外へ放熱する型（図3.7の①c、クローズドループ）が最もよいといえる。

この型の優れている点は：

- ・OTSGをそのまま利用できる。
- ・保守・検査が容易である。

一方、採用に際し不利な点は、

- ・凝縮水を貯めておく非常用崩壊熱除去タンクが必要である。
- ・オペレータアクションの不要な期間を長くすると設備費の増大を招く。
- ・OTSG管にピンホール事故か破損事故が発生すると、CV外の冷却系が放射性物質に汚染される可能性がある。
- ・冷却時の不安定流動や正確な除熱量の変化を求めるためには、詳細な解析ないしは実験が必要であり、費用がかかる。
- ・OTSG関連事故との共通要因故障の確率が高い。
- ・二次系隔離弁が閉るまで冷却を開始できない。

2) 吸熱部としてOTSG下部に熱交換器を設ける方式

本方式で最もよいのは、クローズドループでCV水を経由して放熱する型（図3.7の②b、クローズドループ）である。

この型の優れている点は、

- ・LOCA時のRPV内許容水位を低く設定でき、LOCA時CV内圧を下げるができる。
- ・非常用崩壊熱除去タンクを不要とすることができる。
- ・CV水の顕熱を有効に利用でき、CV水冷却器の容量を非常に小さくしても、事故時のオペレータの介在を長期に不要とすることができる。
- ・放射能に対する閉じ込め機能が非常によい。
- ・ループ内の流体を单相（液相）の水とすることができるので、運転が安定している。
- ・構造が簡単であり、運転特性の解析が容易である。
- ・二次系との共用部分がないため、共通要因故障を排除できる。
- ・事故時、速やかに冷却を開始できる。

一方、採用に際し不利な点は、

- ・吸熱部および放熱部を新設する必要がある。
- ・RPV高さおよびCV直径が若干大きくなる。

以上の検討より、経済性・安全性・取扱性・信頼性の観点から総合評価すると、表3.6に示すように、OTSG下部に熱交換器を設け、クローズドループでCV水を経由して放熱する方式が最も優れている。また、OTSGを利用する場合は、CV外へ放熱する方式が優れているといえる。

ところで、固有安全性の概念として「静的機器を用いて、運転保守の負担を軽減しつつ安全性を確保し、併せて機器の簡素化・単純化により経済性の向上を達成する」という表現を用いるとすれば、固有安全性の観点からは上記二方式の評価は以下のようになる。

- (i) OTSG利用方式の方が、OTSG関連事故の際に動かさねばならない弁類が多く、冷却をすぐ開始できなかつたり、隔離弁を閉じるなどの必要な操作をシーケンスを組んで行わなければならない、静的機器で構成するという概念から遠くなる。
- (ii) OTSG利用方式の方が、非常用崩壊熱除去タンクの容量の制限から、事故時に運転員の介在が要求される。
- (iii) OTSG利用方式では、CV外の冷却系まで放射性物質が行く恐れがある。またシステム構成上、二次系関連事故との共通要因故障の確率が高く、安全性に劣る。
- (iv) OTSG下部熱交換器方式では、RPV高さが若干高くなるが、CV設計圧を低くでき、非常用崩壊熱除去タンクも不要となる。

一方、OTSG利用方式では、OTSGをそのまま利用できるという利点があるが、CV設計圧が高くなり、非常用崩壊熱除去タンクが必要となる。

いずれの場合もECCS系は必要ない。

以上の考察から、ここでは除熱方式として「OTSG下部に熱交換器を設け、クローズドループでCV水を経由して放熱する方式」を採用することとする。

3.4.2 除熱装置の設計

除熱装置の構成は、吸熱部としてOTSG下部に熱交換器を有しCV水へ放熱するクローズドループである「崩壊熱冷却器」とCV水の熱を最終的にCV外へ放出するためのクローズドループである「CV水冷却器」とから成る。

除熱装置の設計条件は、以下とする。

- 1) LOCA以外の事故において、補助給水ポンプを用いることなく、一次冷却水の温度・圧力が十分安全な範囲におさまるような除熱力を有すること。
- 2) LOCA時において、船体定傾斜30°、横揺れ45°、前後方向トリム10°の状態においても不具合なく除熱でき、炉心冠水を保証する水位が保てること。
- 3) 通常運転時にCV温度調節機能を有すること。

また、除熱装置の設計に使用する計算コードは、英国の汎用熱流体解析コードPHOENICSなどである。

(1) 崩壊熱冷却器

1) 構成

図3.8に除熱装置の概念図を示す。崩壊熱冷却器は、次の部分で構成する。

- ① RPV内熱交換部
- ② CV内熱交換部
- ③ 加圧ドラム
- ④ 弁（事故時自動作動弁および安全弁）

また、崩壊熱冷却器で除熱を行う際に、RPV内に自然循環の流れが生ずるように、SG内筒下部に自然循環用の穴をあける。

崩壊熱冷却器は、放熱を防ぐため、通常運転時は自動作動弁を閉じておき、管内の流れを起さないようにする。

弁は直動弁ないし電動弁とする。直動弁とした場合は、CV圧力および二次系圧力等を弁に直接作用させることにより、事故時に passive に開く構造にできるが、その機構には開発要素が多い。弁は自然循環時の抵抗を少なくするため、仕切弁とする。

崩壊熱冷却器は、冗長度をもたせるために、4系統に分け、1系統が故障しても十分な除熱能力を有するように計画する。

2) 必要除熱量

前記設計条件を満足するように決める。考慮する事故として、電源喪失事故とLOCAを取りあげて検討する。

電源喪失事故の場合、事故開始直後から加圧器水位が急激に上昇するが、除熱量が崩壊熱を上まわると水位は低下し始める。本炉プラントでは、RPVの高さをできるだけ低くしているため、30°の横定傾斜時に加圧器安全弁の水没を防ぐために、加圧器水位の上昇量を最大27 cm程度にとどめる必要がある。検討の結果、必要除熱量は2.5 MW程度であり、4系統のうちの1系統の故障を考慮すると3.3 MWとなる。なお、2.5 MWの除熱量の場合に、電源喪失事故中の一次冷却水平均温度の最大上昇量は約7℃である。

また、LOCAの場合の必要除熱量は、2.7 MW程度必要となる。1系統の故障を考慮すると3.6 MWである。

以上より、崩壊熱冷却器の必要除熱量は、3.3～3.6 MWとなる。

ただし、LOCAでは一次系圧力の低下により、電源喪失事故に比べて一次水の温度が低くなるため、250℃程度の一次水温度で上記の除熱量が確保できるようにする必要がある。

3) 自然循環用バイパス流路

事故時にRPV内の一次冷却水が自然循環して崩壊熱冷却器で除熱を行えるように、SG内筒の下部にバイパス用の流路（内筒に小穴をあけたもの）を設ける。

この穴の寸法は、事故時に前項で述べた除熱量を確保し、かつ、定格時に炉心上部からOTS G下部へのバイパス流ができるだけ少くなるように設計する。

表3.7は、定格運転時の一次系の圧力損失である。

同表より、バイパス流路両端の圧力差は、 0.1116 kg/cm^2 （領域No.4と5の合計）となる。

定格運転時にSG内筒下部の穴を通るバイパス流量を定格ポンプ流量の1.2%とすると、バイパス流路は直径1.0 cmの穴が50ヶ必要となる。

ただし、原子炉容器内には、上記の他に以下のような場所にバイパス流を生ずる可能性がある。

(イ) 炉心槽と熱遮蔽筒との間

(ロ) 炉心槽頂部と崩壊熱冷却器下部整流板の下端部との接触面

このうち(ロ)は、崩壊熱冷却器をバイパスする流れであるので、自然循環による一次冷却水が崩壊熱冷却器に十分まわるように、(ロ)部のすき間をできるだけ小さくする必要がある。

4) 一次冷却水の自然循環の計算

事故時の自然循環流量および炉心の出入口温度差を試算した結果、電源喪失事故のように一次冷却水温度が高い場合には、定格流量の0.4～0.5%程度の自然循環流量が確保できるが、LOCAのように一次冷却水温度が事故とともに低下する場合は自然循環流量が少なく

なることがわかった。また、炉心入口温度はCV水温度以下とはならないので、LOCAの場合に炉心出口温度が下がってくると崩壊熱冷却器の除熱量も急激に下ってくる。

5) 除熱量

崩壊熱冷却器は、コンパクトで大きな除熱量が確保できるようにするため、ヘリカルコイルとしSGと同じ径の伝熱管を用いる。

一次冷却水温度が250℃程度のとき3.6 MW以上確保できるように計画する。なお、定常時のCV水温度は60℃とする。

表3.8に崩壊熱冷却器の要目を示す。

炉がスクラムして一次冷却系が自然循環に移った直後の除熱量は約5.7 MWである。

6) 加圧ドラム

加圧ドラムは、冷停止状態から定格運転状態までの一次冷却水温度変化による崩壊熱冷却器管内の水の体積変化を吸収する役目をもっている。加圧ドラムの気相部には、N₂ガスを充填する。崩壊熱冷却器の定格時運転圧力は、一次系とほぼ同じ圧力とし、管内水が沸騰しないようにする。

また、冷停止状態からの立ち上げ時にも管内にボイドが発生しないよう、初期管内圧力を高くしておく。

表3.9に加圧ドラムの要目を示す。

(2) CV水冷却器

概念図を図3.8に示す。

CV水冷却器は、通常時の放熱量をコントロールし、CV水の温度を一定に保つCV水温度調節器としての役目と、事故時にCV水中に放出された熱を最終的にCV外へ放熱し、CV水温度を長期にわたって一定の温度以下に保つ働きをもっている。

CV水冷却器は、通常時および事故時を通じて、常に連続して運転を行う。

CV水冷却器は、次の部分から構成される。

- ① CV内熱交換部
- ② CV外熱交換部
- ③ 加圧ドラム
- ④ 安全弁

CV水冷却器も4系統に分け、1系統が故障しても十分な除熱能力を有するように計画する。CV水冷却器の管外流体は、CV内が水、CV外が空気となる。したがって、CV外の熱交換器はCV内に比べて大きな伝熱面積が必要となるので、フィン付管とし、冷却空気の流速も2 m/s程度とれるよう煙突の中に排気するものとする。

CV水冷却器の最大除熱量は、事故時のCV水温度が、乾式格納容器で実績のある180℃程度に収まるように計画する。(外気温度は35℃とする。)

表3.8にCV水冷却器の要目を示す。

なお、定格運転時のCV水温度は60℃で計画する。

この時のCV水冷却器の除熱量は0.069 MW、CV表面からの放熱量は0.023 MWである。したがって、定格運転時の全放熱量は0.092 MW(定格出力の0.092%)となる。

また、R P V外面の断熱材はセラミックファイバー ($\lambda = 0.03 \text{ kcal/mh}^\circ\text{C}$) を用いると、厚さ約 1 cm となる。

加圧ドラムの考え方は崩壊熱冷却器と同じであり、表 3.9 に要目を示す。

3.4.3 事故時の除熱計算

前述の崩壊熱冷却器および C V 水冷却器を用いた場合事故時に C V 水温度がどのように変化するかを解析する。

解析条件、方法を以下に示す。

- 1) 事故として、電源喪失事故および L O C A を対象とし、1 系統が故障した場合についても解析を行う。
- 2) 解析体系は、R P V 内一次水、C V 水、外気の 3 つで構成されているとし、それぞれ 1 領域として扱う。
- 3) 除熱に有効な C V 水は、崩壊熱冷却器の放熱部より上部にある C V 水とする (約 60 m^3 、全 C V 水の 32%)。また、L O C A 時に破断口から放出された水による C V 水の増加を計算で考慮する。
- 4) C V 外表面からの放熱計算を行う。有効表面積は、崩壊熱冷却器より上部の C V 表面とし、各タイムステップにおいて定常伝熱計算を行うことにより放熱量を求める。
- 5) 外気温は 35°C で一定とする。また、初期 C V 水温度を 60°C とする。
- 6) R P V 内一次水温度は、L O C A では C V 圧力と R P V 圧力がほぼ一致するまでは L O C A 解析結果を用い、その後は崩壊熱と崩壊熱冷却器の熱バランスおよび R P V 内の一次水量から求める。
- 7) C V 水の温度は、破断口から C V への放出熱量、崩壊熱冷却器から C V への放出熱量、C V 水冷却器より C V 外に放出される熱量及び C V 外表面からの放熱量より求める。

解析結果を表 3.10 に示す。

電源喪失事故の場合、1 系統ずつ故障しても C V 水温度の最大値は約 175°C であり、今回設計された崩壊熱冷却器、C V 水冷却器で十分除熱可能なことが分った。

L O C A においても、両冷却器により C V 水温度は、 180°C を大きく上回ることはない。

3.4.4 C V 水の流れおよび温度分布の計算

前節までの検討から、事故時の C V 水温度は、除熱に有効な C V 水の量をどの程度考えるかによってかなり影響を受けることがわかった。また、C V 水温度は崩壊熱冷却器の除熱量に関係するので、L O C A 時の最低水位にも影響を与える。

そこで、本節では、事故時の C V 水の流れおよび温度分布の計算を行って、除熱に有効な C V 水量を求める。

解析は、次のような方法で行う。

- 1) 事故としては L O C A を対象とする。
- 2) 解析には PHOENICS コードを用いる。
- 3) 解析体系を図 3.9 に示す。

4) 解析は、崩壊熱冷却器とCV水冷却器の間にじゃま板を入れた場合とじゃま板なしの場合の2ケースについて行う。

解析結果を図3.10(CV水の流れ)および図3.11(CV水の温度分布)に示す。この結果によると、じゃま板ありの場合、じゃま板下端の上昇流のため、じゃま板のRPV側の温度が若干上昇し除熱に有効なCV水量が増えている。

また、じゃま板の位置および大きさについて種々検討を行えば除熱に有効なCV水量を全CV水量の約70%程度まで増やすことが可能と考えられ、じゃま板の有効性について確認することができた。

3.5 遮 蔽

3.5.1 設計方針および条件

一次元輸送法コードおよび点減衰核法コードを用いて、通常運転時および事故時における放射線を許容値以下に減衰させるための遮蔽体の材料、厚さ、配置を概略検討した。したがって、概略検討という観点から二次元輸送法コードやモンテカルロ法コード等による不規則形状部およびストリーミングに対する計算は行っておらず、バルク遮蔽体の設計に重点を置いた。

遮蔽計算を実施するにあたり、設定した設計方針および条件は以下のとおりである。

- ① 通常運転時(100%出力)において、原子炉二次遮蔽体外面(二次遮蔽体が必要ならば、格納容器外表面)での線量率を $1.0 \mu\text{SV/h}$ (0.1 mrem/h)以下とする。
- ② 通常運転時(10%出力)において、船底外面での線量率を $7.5 \mu\text{SV/h}$ (0.75 mrem/h)以下とする。
- ③ 原子炉事故直後から5日間の積算直接線量を、原子炉二次遮蔽体外面(二次遮蔽体が必要ならば、格納容器外表面)にて 0.12 SV (12 rem)以下とする。この時、ソースタームとしては、炉心が原理的に露出しない構造となっているので、燃料破損率を0.1%、破損燃料からのFP等の放出率を10%とする。
- ④ バルクの遮蔽検討に主眼を置き、不規則形状部に対する評価は行わないものとする。

3.5.2 遮蔽設備

本原子炉プラントの遮蔽体には、いわゆる二次遮蔽体は設置しないので、原子炉一次遮蔽体について概略構造、寸法等を以下に述べる(図3.12参照)。

遮蔽体は、原子炉容器内外部に設けた一次遮蔽体と核納容器水とからなり、一次遮蔽体は設置される場所により原子炉容器内部一次遮蔽体、同側部一次遮蔽体、同上部一次遮蔽体および同下部一次遮蔽体の4つに区分される。

内部一次遮蔽体はダウンカマ部に設けた厚さ22cmおよび15cmの鋼製の遮蔽体で主としてガンマ線の減衰をねらいとしたものであるが、原子炉容器ノズル部のフルーエンスの低減にも役立てたものである。高さは190cm、合計重量は約40tである。

側部一次遮蔽体は、原子炉容器の炉心部付近を取り囲む円筒形状の遮蔽体で、原子炉容器の近くにボロン水タンク(厚さ55cm、高さ260cm、重量約16t)を置き、その周囲に鋼板(厚

さ30cm、高さ280cm、重量約100t)を設置したものである。

上部一次遮蔽体は、原子炉容器上部に設ける鋼製の遮蔽体で、N-16ガンマ線源に対するものである。厚さは15cmで、重量は約30tである。

下部一次遮蔽体は、原子炉容器下方向に設けられた遮蔽体で、原子炉容器の下部から二重底上部までの範囲にわたって設置し、鋼、水、ボロン水、ポリエチレンから構成される。各遮蔽材の合計厚さは、鋼35cm、ボロン水22cm、ポリエチレン35cmであり、合計重量は、それぞれ約80t、約3t、約11tであり、下部一次遮蔽体の合計重量は約94tである。

3.5.3 遮蔽計算

(1) 通常運転時の遮蔽計算

炉心線源による計算とN-16ガンマ線源による計算とに分けて実行した。

1) 炉心線源による遮蔽計算

一次元輸送法コードANISNを用い、炉心上下方向、横方向の各方向について遮蔽(線量率)計算を行った。炉心上下方向は球体系に、横方向は円柱体系にモデル化した。

① 炉心横方向

炉心横方向については、各遮蔽材の厚さ、配置、組合せについてパラメータサーベイを実施し、内部一次遮蔽体として鋼製遮蔽体を入れた鋼・水多重層構造とした。この鋼製遮蔽体は二次ガンマ線を減衰する効果を期待したものである。挿入する鋼の厚さは、一次水の流量、流速に影響を与えない程度とした。中性子、ガンマ線の線量率計算結果を図3.13に示す。また、側部一次遮蔽体の遮蔽水中での二次ガンマ線の発生を抑えるためほう素化合物の使用を検討した(図3.14参照)。

以上の検討結果、炉心横方向の一次遮蔽体の構造として以下を採用した。

原子炉容器内部一次遮蔽体	鋼22cmおよび15cm
同側部一次遮蔽体	ボロン水 55cm
	鋼 30cm
	格納容器水 (炉心真横) 80cm
	その他鋼材 15cm

② 炉心上方向

線量率計算結果を図3.15に示す。これからわかるように線量率は十分低く炉心線源に対する上方向の遮蔽については問題ない。

③ 炉心下方向

下方向の遮蔽体にも横方向と同様にボロンの吸収効果を取り入れるため、ボロン水を採用した。

計算結果を図3.16に示す。

2) N-16ガンマ線源による遮蔽計算

前述のように、原子炉容器上方の遮蔽においては、炉心線源による線量率は小さいので問題なく、一次冷却水中の酸素が炉心内の高速中性子を受けて放射化することにより発生する

N-16ガンマ線源による線量率に対する遮蔽の方が重要となってくる。

原子炉容器上蓋上部および蒸気発生器側部の評価点A～E（図3.17参照）における線量率計算結果は次の通りである。

評価点	ガンマ線線量率 (mrem/h)
A	1.73×10^{-3}
B	6.35×10^{-2}
C	1.72×10^{-2}
D	4.12×10^{-5}
E	1.73×10^{-2}

(2) 事故時の遮蔽計算

本原子炉プラントの遮蔽上の特長は、原子炉事故（LOCA）が発生しても、本質的に炉心が露出しないタイプなので、FPの放出量はわずかであることおよび格納容器水が自己遮蔽効果を有することを考慮して、二次遮蔽体は不要としたことにある。

事故時の遮蔽計算で使用する線源強度は、以下の条件により算出した。計算モデルは図3.17参照。

- ① 事故時における燃料破損率は炉心の冠水が維持されることを考慮し、今回は通常運転時と同程度の0.1%とし、破損燃料からのFP放出率は10%と仮定した。

また、格納容器内へのFPおよびアクチノイドの放出割合は、固体およびアクチノイドは1%、ハロゲン50%、希ガスは100%とした。

- ② FPおよびアクチノイドのインベントリーは、遮蔽設計にとって安全側となるように、燃料の最大燃焼量における値とした。

即ち、熱出力100 MWt、燃焼量118,000 MWDとした。

得られた線源強度により、点減衰核法計算コードQADを使用して、格納容器外表面の5評価点（A～E、図3.17参照）における線量率を算出した。

各評価点における事故直後から5日後までの積算線量計算結果は次の通りであり、どの点でも12 remよりも十分に低い値である。

評価点	積算直接線量 [mrem] (事故後5日間における)
A	9.317 E + 02
B	2.606 E + 02
C	7.473 E + 01
D	2.884 E + 01
E	1.911 E + 02

3.5.4 遮蔽計算結果

以上の概略遮蔽計算の結果，格納容器外部等での空間線量率は次のようになり，いずれについても，許容値以下である。

(1) 通常運転時（100%出力）

格納容器上部外表面	1.7×10^{-3} mrem/h
格納容器中央部外表面	4.1×10^{-5} mrem/h
炉心中央高さにおける格納容器外表面	3.1×10^{-2} mrem/h
船底外表面（10%出力）	5.0×10^{-1} mrem/h

(2) 原子炉事故時

（原子炉事故発生直後から5日間における積算直接線量）

格納容器上部外表面	0.93 rem
格納容器中央部外表面	0.03 rem

表 3.1 加圧器要目比較

	小型・軽量化炉プラント	試設計炉
型 式	内装電熱式	別置電熱式
運 転 圧 力 $\text{kg/cm}^2\text{G}$	120	120
運 転 温 度 $^{\circ}\text{C}$	飽 和	飽 和
最高使用圧力 $\text{kg/cm}^2\text{G}$	137	135
最高使用温度 $^{\circ}\text{C}$	320	320
容 積 m^3		
全 容 積	6.9	4.9
気相/液相	3.1 / 3.8	2.4 / 2.5
寸 法 m		
内径/高さ	3.10 / 1.95 (内のり)	1.29 / 3.08 (内のり)

表 3.2 解析で使した加圧器主要目

項 目	要 目
全 容 積 (m^3)	6.9
初 期 液 相 容 積 (m^3)	3.8
初 期 気 相 容 積 (m^3)	3.1
内 径 (m)	2.88
高 さ (内 の り) (m)	1.06
コンデンサ伝熱面積 (m^2)	—
比例ヒータ出力 (最大) (kW)	25.0
バックアップヒータ出力 (kW)	195.4
スプレイ流量 (最大) (kg/s)	5.0
逃し弁流量 (最大) (t/h)	4.0 × 2 sets

表 3.3 主な解析結果

	急速出力減少	出力減少
一次系圧力最大値 ata	129.5 (126.8)	124.9 (123.4)
一次冷却水炉心平均温度 最大値 °C	299.6 (297.5)	293.4 (292.8)
加圧器水位上昇量最大値 m	0.12 (0.62)	0.04 (0.01)
加圧器水位下降量最大値 m	0.0 (0.0)	0.05 (0.284)
熱的余裕不足最小値 °C	24.2 (25.7)	26.4 (26.4)

(注) 1. () 内は「改良船用炉試設計一体型炉(その3)」の動特性解析結果を示す。

2. いずれもBOL, $\delta' = 1.6 \text{ pcm/mm}$ の場合

表 3.4 蒸気発生器要目比較

	小型・軽量化炉プラント	試 設 計 炉
型 式	ヘリカルコイル貫流式	同 左
熱 出 力 MWt	100	同 左
一次水運転圧力 kg/cm ² G	120	同 左
一次水運転温度 入口/出口 °C	297.5 / 282.3	同 左
一 次 水 流 量 t/h	4,459	同 左
給 水 温 度 °C	185	同 左
蒸 気 圧 力 kg/cm ² G	40	同 左
蒸 気 温 度 °C (過熱度)	292.7 (42)	同 左
蒸 気 流 量 t/h	167.2	同 左
伝 熱 面 積 m ²	724	778
伝 熱 管 外 径 mm	12	17.5
伝 熱 管 内 径 mm	9.5	13.7
伝 熱 管 本 数 本	964	472
伝 熱 管 長 さ m/本 (コイル部)	約 20	約 30
伝 熱 管 材 料	インコロイ 800	同 左
伝 熱 管 ピ ッ チ mm	16.5	22.5
コ イ ル 部 外 径 mm	2,895	2,400
コ イ ル 部 内 径 mm	1,310	1,050
コ イ ル 部 高 さ mm	約 1,030	約 1,900
コ イ ル 部 体 積 m ³	約 5.39	約 7.47
全 高 mm	約 3,000	4,815
外 径 mm	3,076	2,450

備考：給水入口，蒸気出口：

本炉は原子炉容器側部

試設計炉は原子炉容器上部

給水ダウンカマ：

本炉はコイル部の外側

試設計炉はコイル部の内側

表 3.5 格納容器要目比較

		小型・軽量化炉プラント	試 設 計 炉
型 式		湿式耐圧型	乾式耐圧型
形 状		球 型	たて置円筒型
寸 法			
内 径	mm	8,200	9,500
全 高	mm	8,700	15,000
内 容 積			
全 体	m ³	290	860
空 間 部	m ³	186	645
		(内, 格納容器水 174 m ³)	
最高使用圧力	kg/cm ² G	50	10
最高使用温度	℃	264	183

表 3.7 定格運転時の一次系の圧力損失

領 域 No.	領 域 名	圧力損失 (kg/cm ²)
1	炉 心 下 部	0.0132
2	炉 心	0.240
3	炉 心 上 部	0.015
4	S G 内 筒	0.0516
5	S G	0.060
6	崩壊熱冷却器・ポンプ	0.135
7	ダ ウ ン カ マ	0.006
全 圧 力 損 失		0.521

表 3.6 除熱方式の組合わせによる得失の評価と判定根拠

No	図 3.7 の分類	吸熱部		放熱部		評価										総合得点					
		RPVの中	OTSG利用	CV水經由(CV水頭熱利用)で、CV外へ放熱	伝熱管の型式	直接CV外へ放熱	クロースドループ型	クロースドループ型	RPV高さ	CV直径	CV設計圧	CV	OTSG下部熱交換器	CV内またはCV外放熱器	非常用脱熱タンク		CV水冷却器	設計上考慮すべき事項の数の数	安全	取扱性	信頼性
1	①b	○		○				△	△	△	△	△	×	○	×	×	○	△	△	×	-1
2	①b	○		○				△	△	△	△	△	×	○	×	×	○	△	○	×	-1
3	①c	○			○			△	△	△	△	△	×	△	×	×	△	△	△	○	0
4	②b		○					×	×	○	○	×	×	○	×	○	○	△	△	○	2
5	②b		○					×	×	○	○	×	×	○	×	○	×	△	○	△	0
6	②c		○					×	×	○	○	×	×	△	△	△	△	○	△	○	0

評価の基準：湿式格納方式で、OTSGを用いて補助給水ポンプにより脱熱除去する場合は△とする。

評価項目	評価										判定根拠			
	RPV高さ	CV直径	CV設計圧	OTSG下部熱交換器	CV内又はCV外放熱器	非常用脱熱除去タンク	CV水冷却器	設計上考慮すべき事項(下記)の数	オペレータアクション不要期間	放射能閉じ込め機能	運転の容易さ	保守・検査	構造のシンプルさ	除去能力
経済性	低くなる	小さくなる	低くなる	-	-	必要ない	必要ない	必要ない	必要ない	必要ない	必要ない	必要ない	必要(またはCV水温度調節器の容量UP)	必要(またはCV水温度調節器の容量UP)
安全性	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	事後、速やかに、十分な除熱を行うことができる	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる	設計上考慮すべき事項(下記)の数	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる
取扱い	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	事後、速やかに、十分な除熱を行うことができる	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる	設計上考慮すべき事項(下記)の数	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる
信頼性	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	事後、速やかに、十分な除熱を行うことができる	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる	設計上考慮すべき事項(下記)の数	非常に長期間	閉じ込め機能が非常に良い	単相流による冷却、共通要因故障なし	基準より容易	系統が単純で機器の数が少い	設計上新たな問題はあるが、除熱能力は確保できる

(注) 設計上考慮すべき事項：自然循環、二相流、放射能、閉じ込め機能、共通要因故障、弁の数と作動シーケンスなどの事項

表 3.8 除熱装置の要目

		崩壊熱冷却器		C V 水冷却器	
		RPV内	C V 内	C V 内	C V 外
伝熱部管径	内径m	0.0095	0.0095	0.0276	0.0276
	外径m	0.0121	0.0121	0.0340	0.0340
伝熱部管長 m		6.0	6.0	1.25	1.0
有効伝熱部直径	内径m	1.360	0.1	4.8	1.1
	外径m	2.647	0.8	6.6	
有効伝熱部高さ (または長さ) m		0.125	0.6	1.25	1.0 (長さ)
管 本 数		80	80	42	100
全管長 (高さ) m		19.3 ($\Delta H_{\max} = 3.0$ m)		22.5 ($\Delta H_{\max} = 6.5$ m)	
そ の 他		ヘリカルコイル	ヘリカルコイル	ベアチューブ (直管)	ハイフィンチューブ (直管) (フィン外径 0.058 m)

(注) 要目は1系統に対するものである。

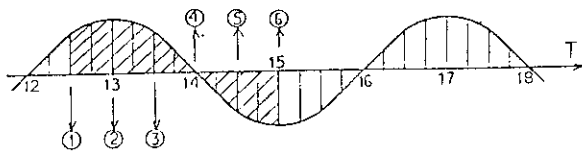
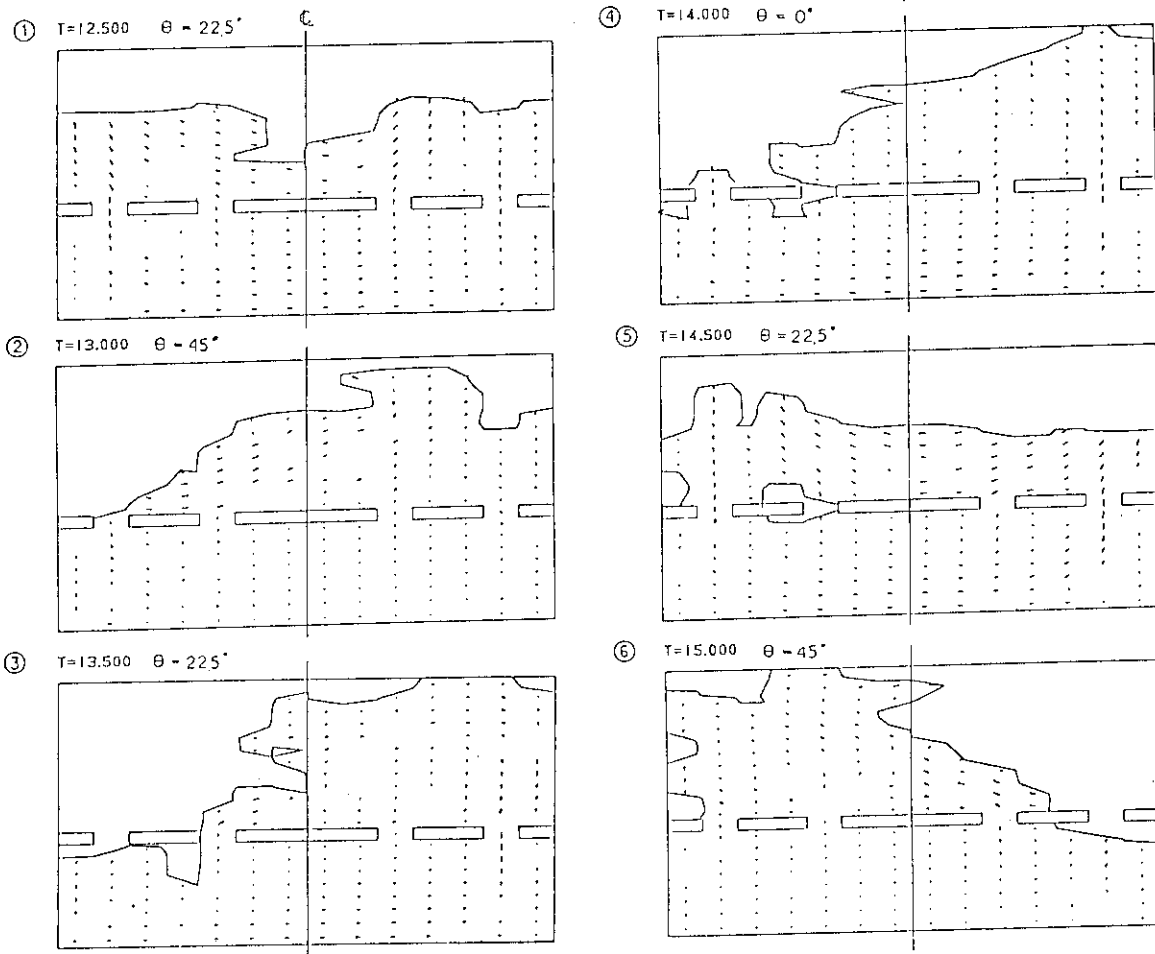
表 3.9 加圧ドラム要目

項 目		崩壊熱冷却器	C V 水冷却器
直	径 m	0.58	0.64
容	積 m^3	0.1	0.135
定格運転時圧力 ata		121	4.5
気相容積	炉停止時 m^3	0.06	0.09
	定格運転時 m^3	0.02	0.03

(注) 要目は1系統に対するものである。

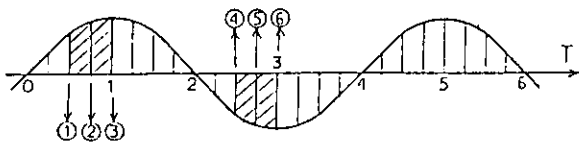
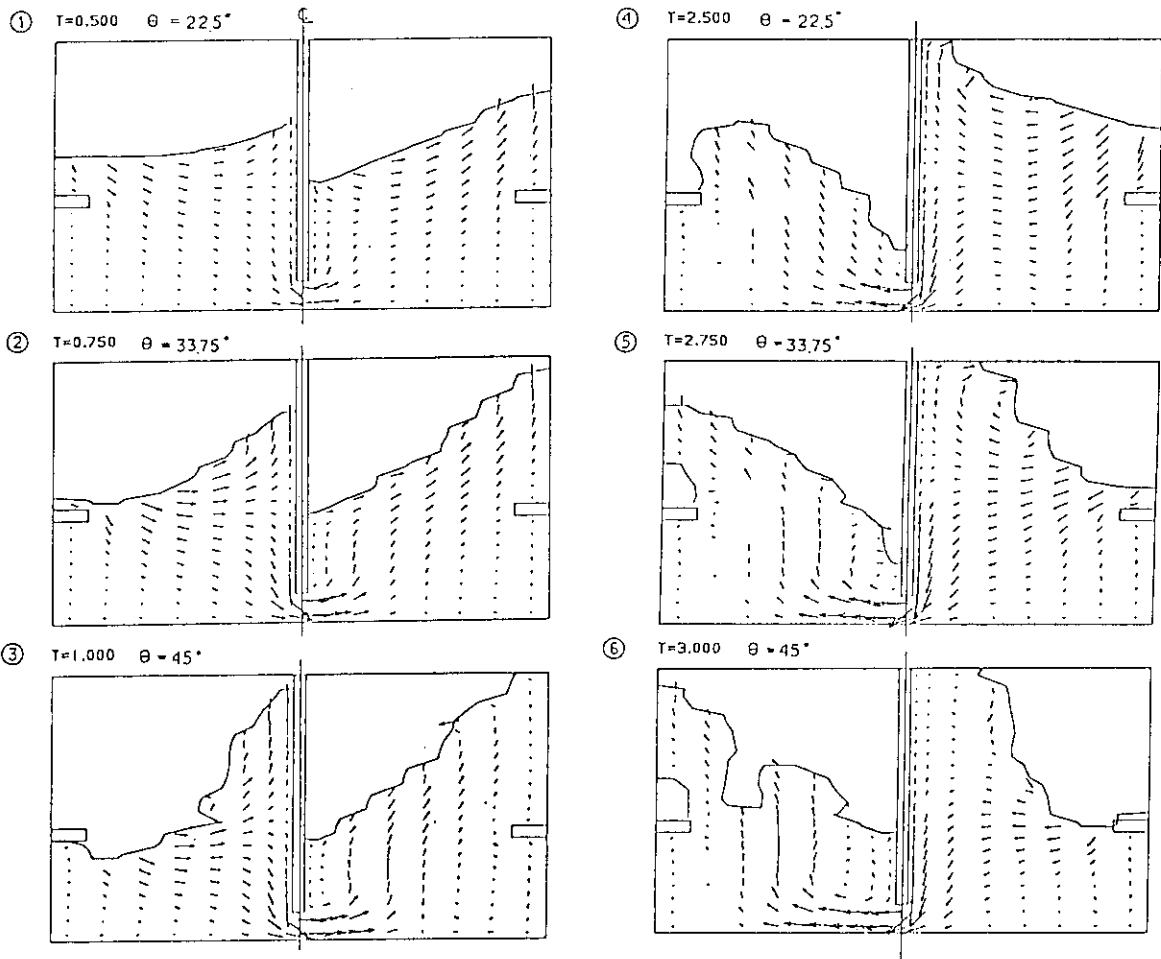
表 3.10 C V 水温度解析結果

CASE No.	事故の種類	C V 水温度最大値 °C	C V 水温度が最大になる時間 hr	崩壊熱冷却器の除熱量が炉心の崩壊熱を上回る時間 sec	事故後 1 時間目の一次水温度 °C	備 考	
						崩壊熱冷却器	C V 水冷却器
1	電源喪失事故	165.7	14	4	227.4	正	常
2	電源喪失事故	174.8	18	31	245.6	1 系統故障	1 系統故障
3	LOCA	171.4	12	5	223.8	正	常
4	LOCA	179.9	12	2,260	236.6	1 系統故障	1 系統故障
5	LOCA	170.1	12	2,210	236.3	1 系統故障	正
6	LOCA	180.9	16	5	224.0	正	1 系統故障
7	LOCA	171.0	12	61	223.2	60秒後から作動開始	60秒後から作動開始
8	LOCA	154.5	20	4	210.0	正 (有効C V 水50%)	正 (有効C V 水50%)



θ : 船体動揺角度 (度)
 T : 船体動揺経過時間 (sec)
 図中の矢印 \rightarrow :
 水の運動方向・速度

図 3.1 タイプ A の水面動揺抑制効果の解析結果 (加圧器)
 (船体動揺 45°)



θ : 船体動揺角度 (度)
 T : 船体動揺経過時間 (sec)
 図中の矢印 → :
 水の運動方向・速度

図 3.2 タイプDの水面動揺抑制効果の解析結果 (加圧器)
 (船体動揺 45°)

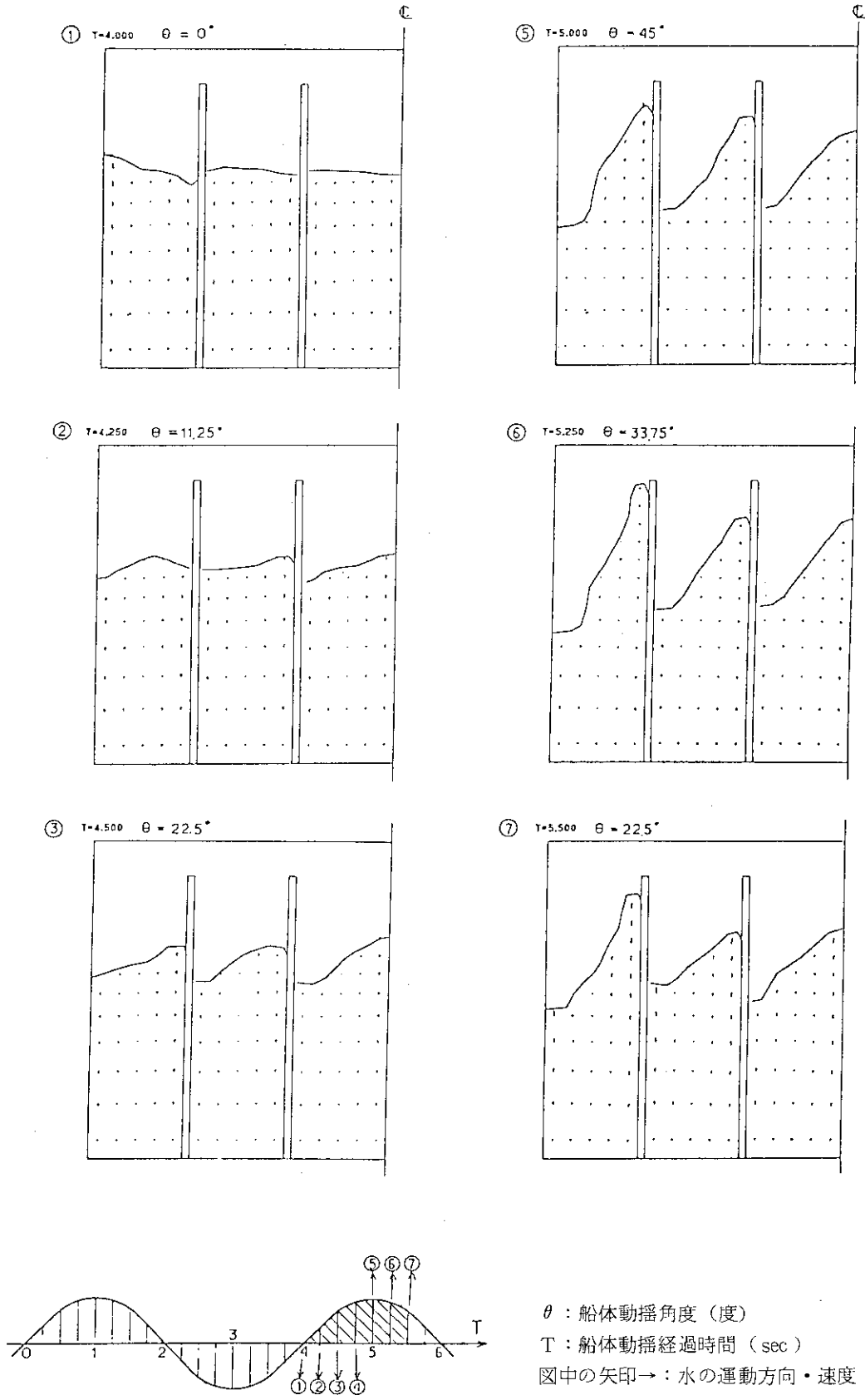


図 3.3 タイプ E の水面動揺抑制効果の解析結果 (加圧器)
(船体動揺 45°)

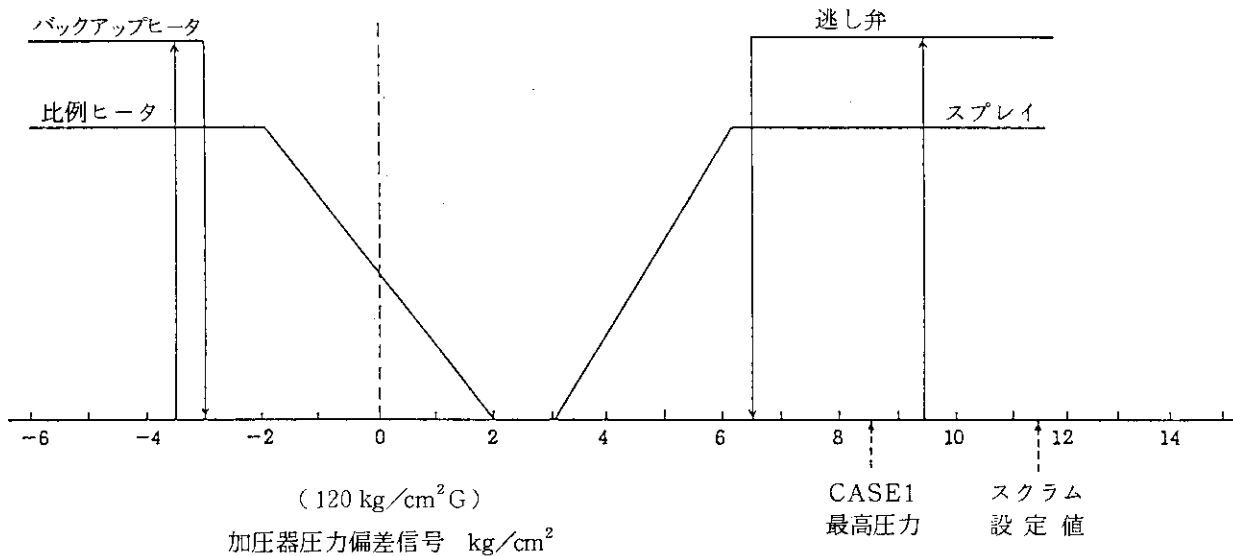


図 3.4 加圧器圧力制御系設定値

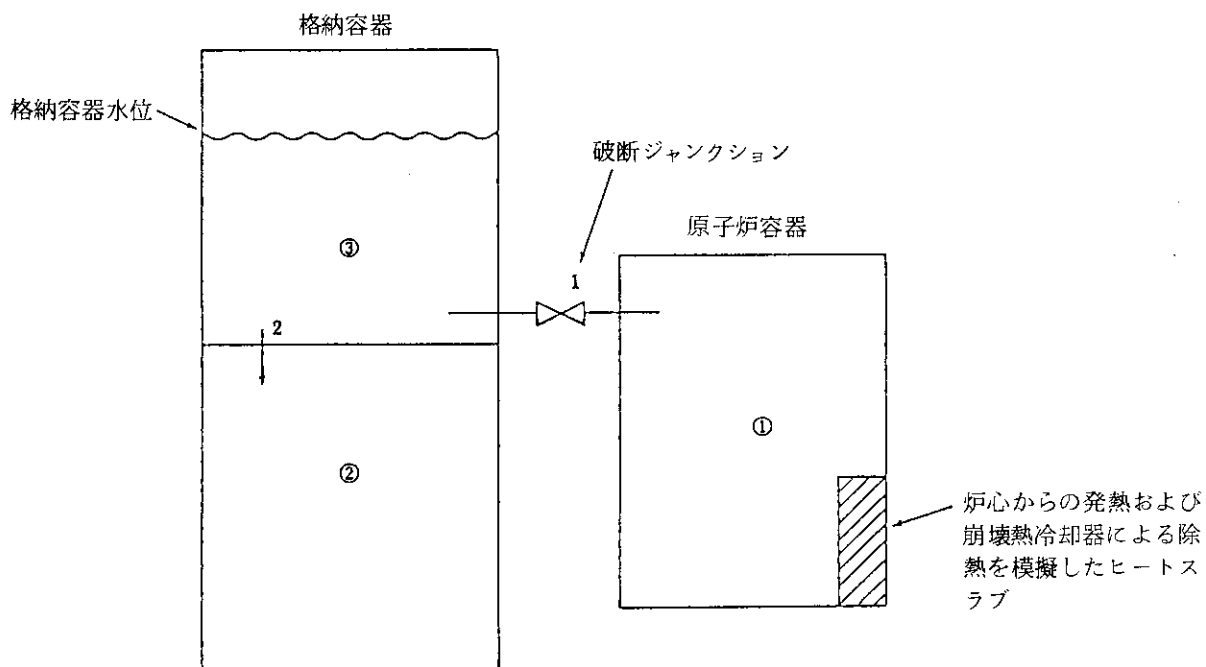


図 3.5 LOCA 簡易解析モデル

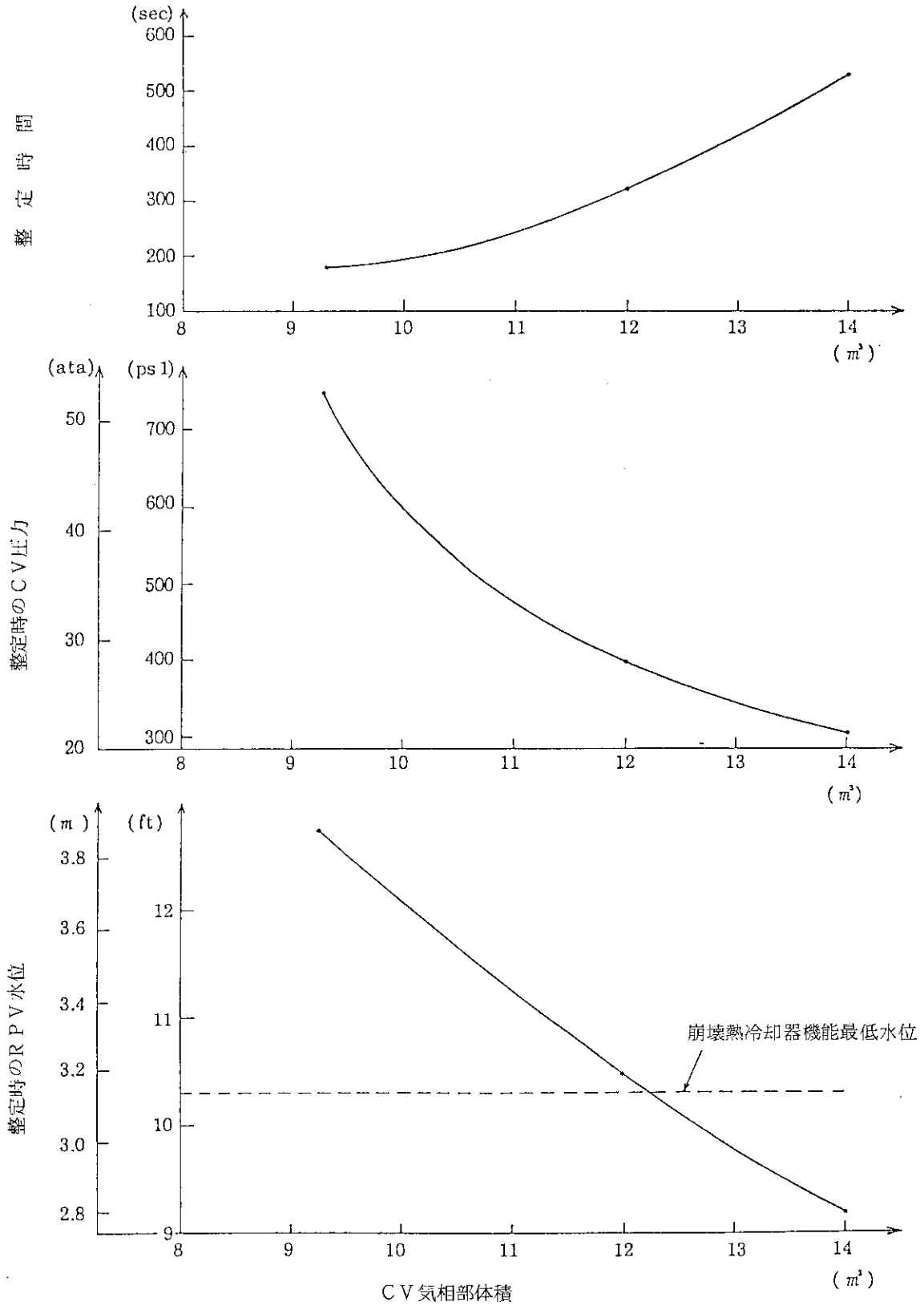


図 3.6 CV 気相部体積パラメータサーベイ

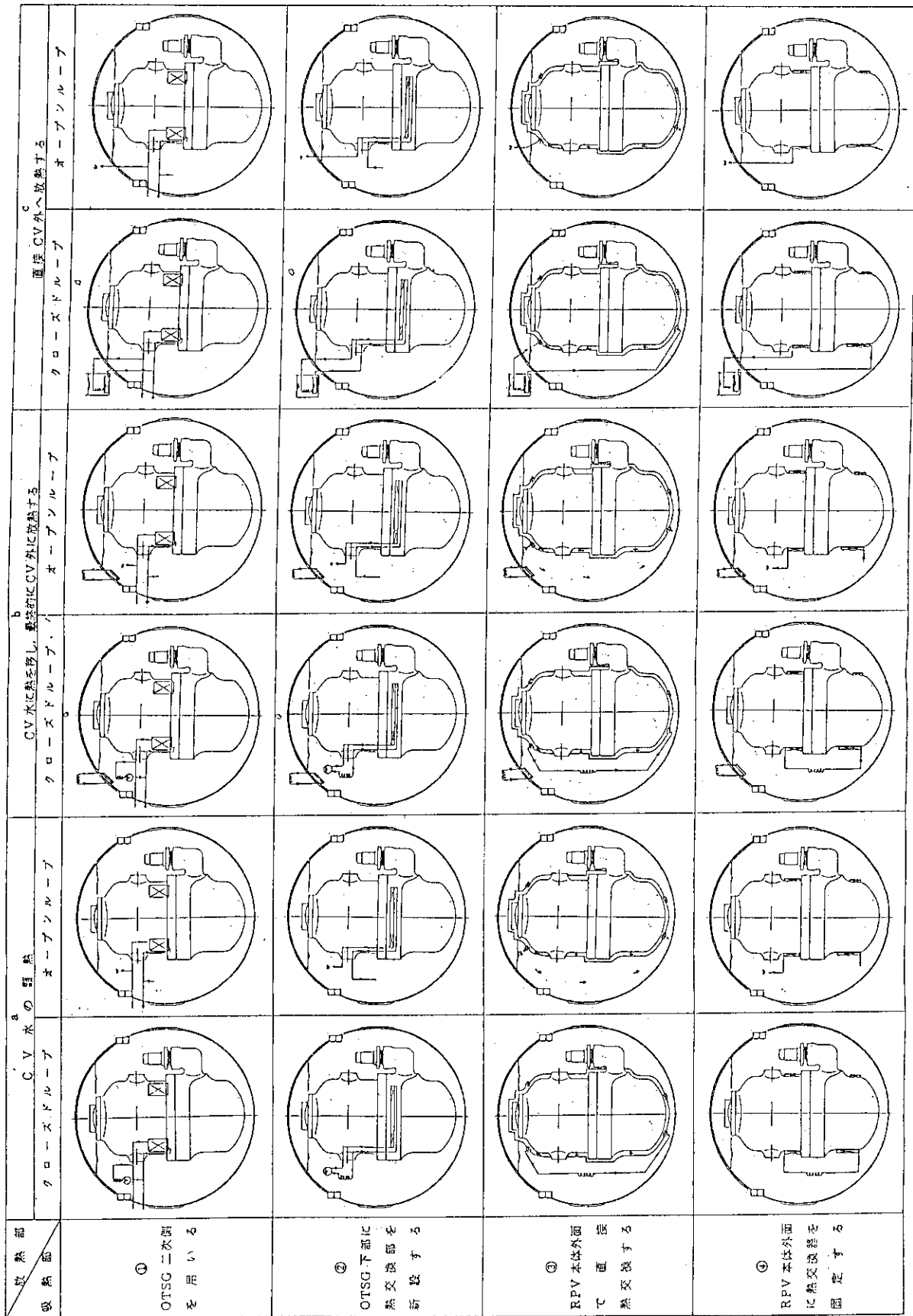


図3.7 除熱方式の組合せ

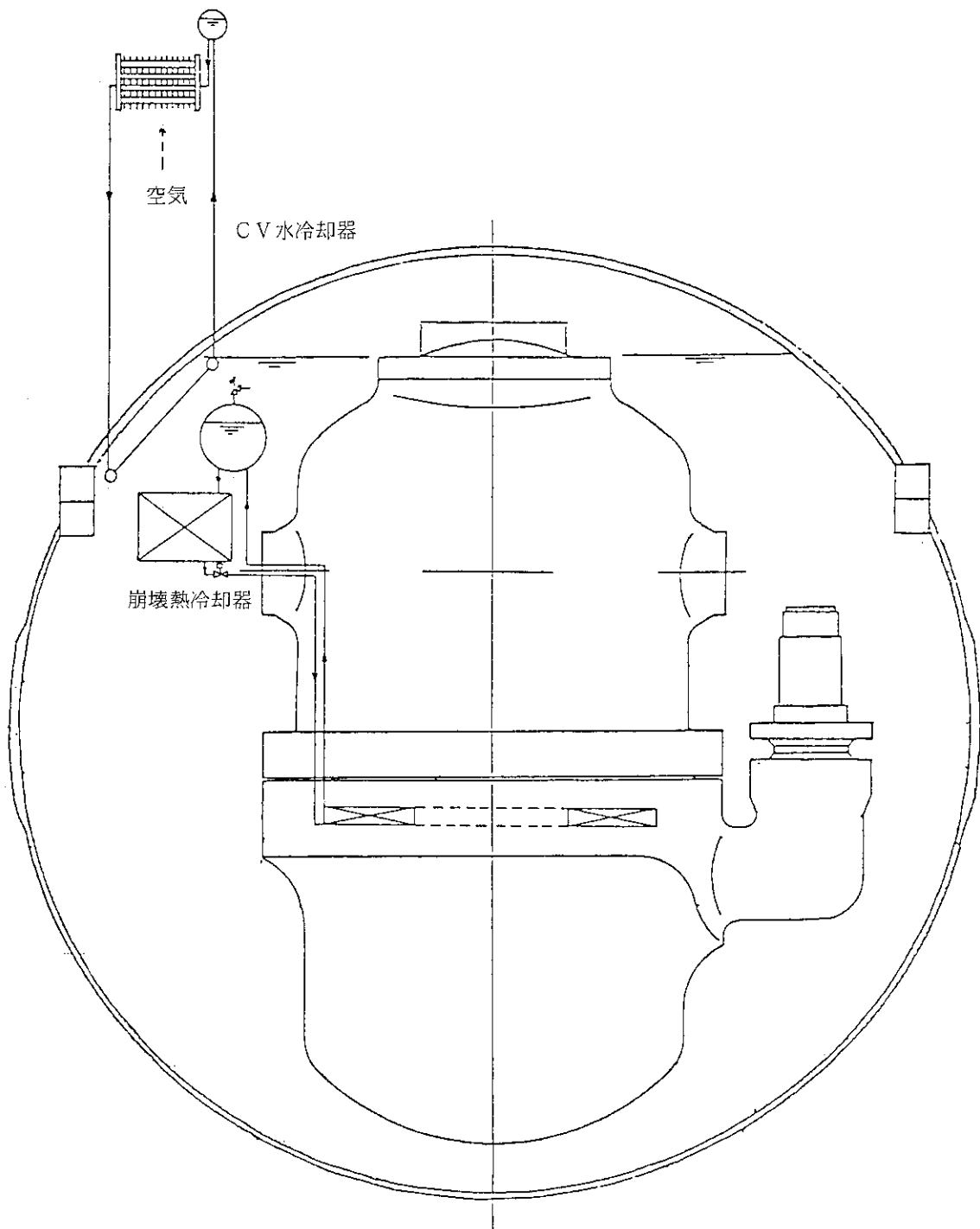


図 3.8 除熱装置の概念図

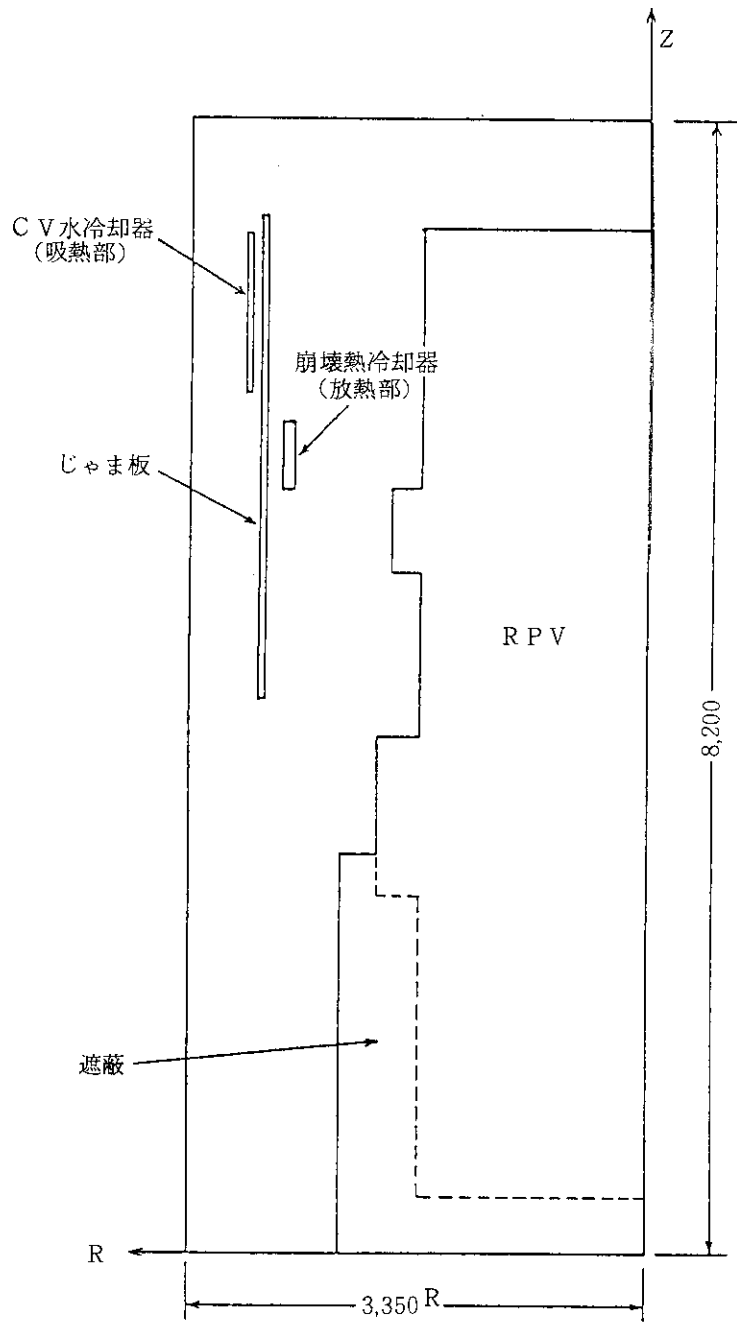


図 3.9 C V 水の流れおよび温度分布の解析体系

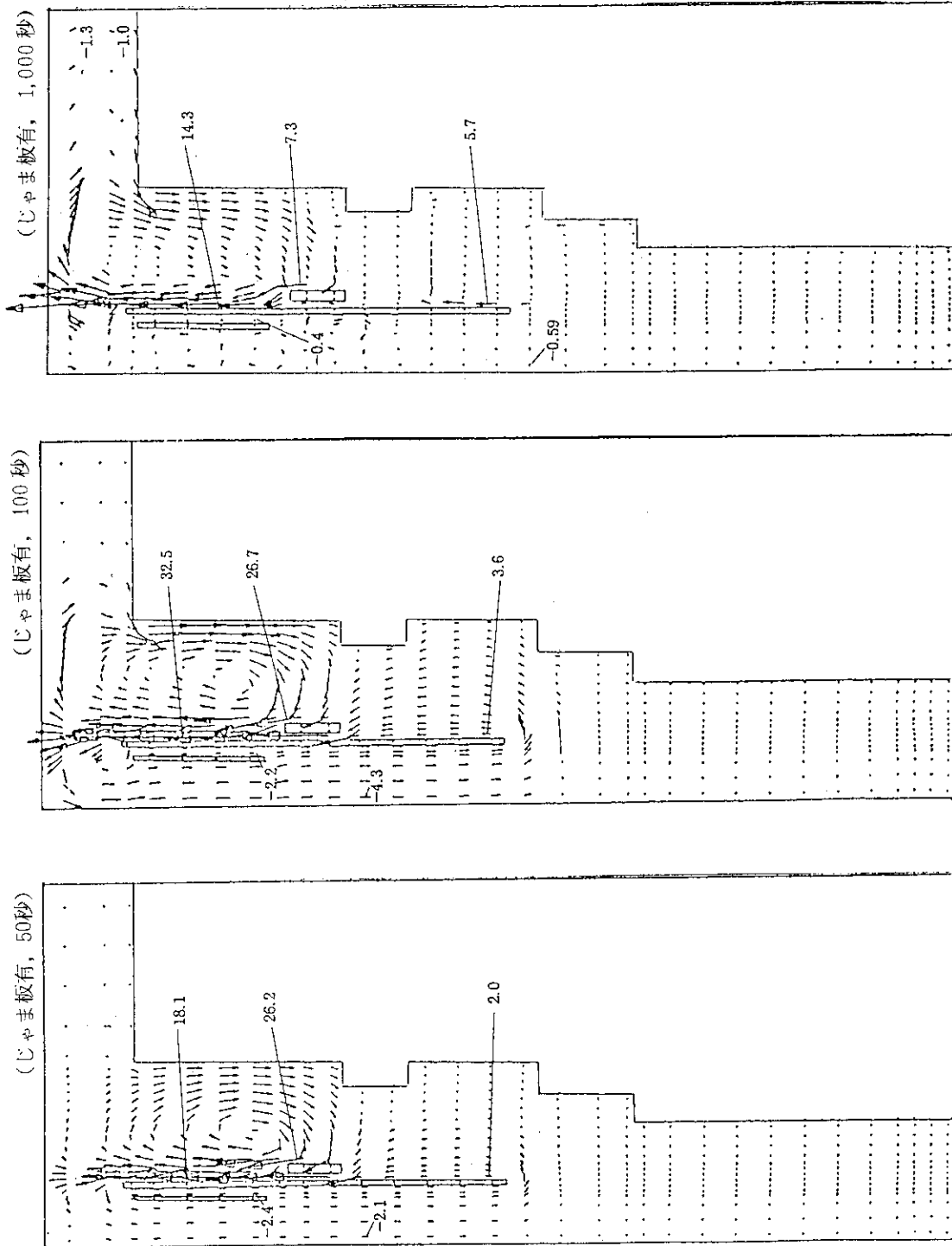


図 3.10 C V 水の流れ解析結果 (1/2)

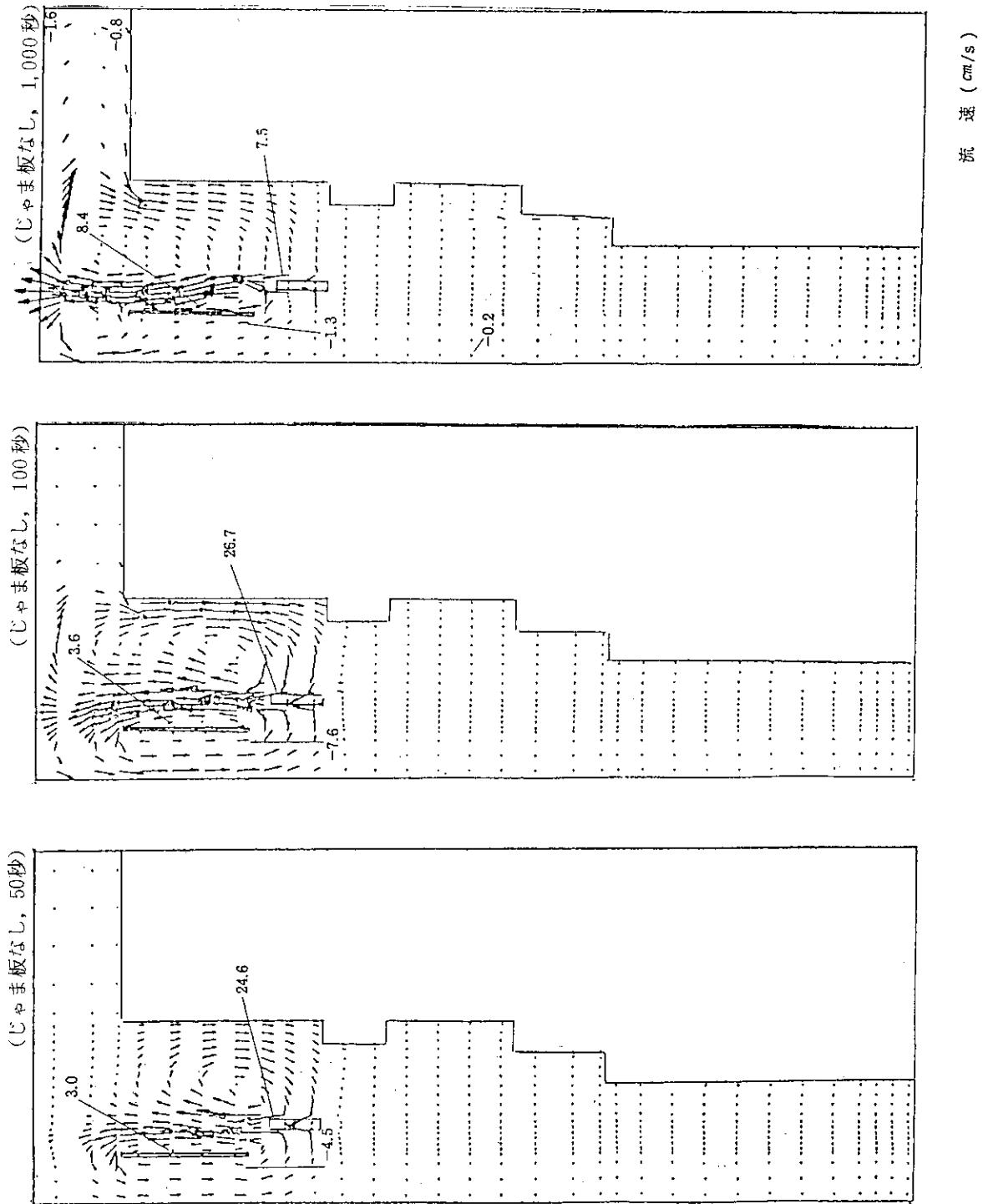


図3.10 CV水の流れ解析結果 (2/2)

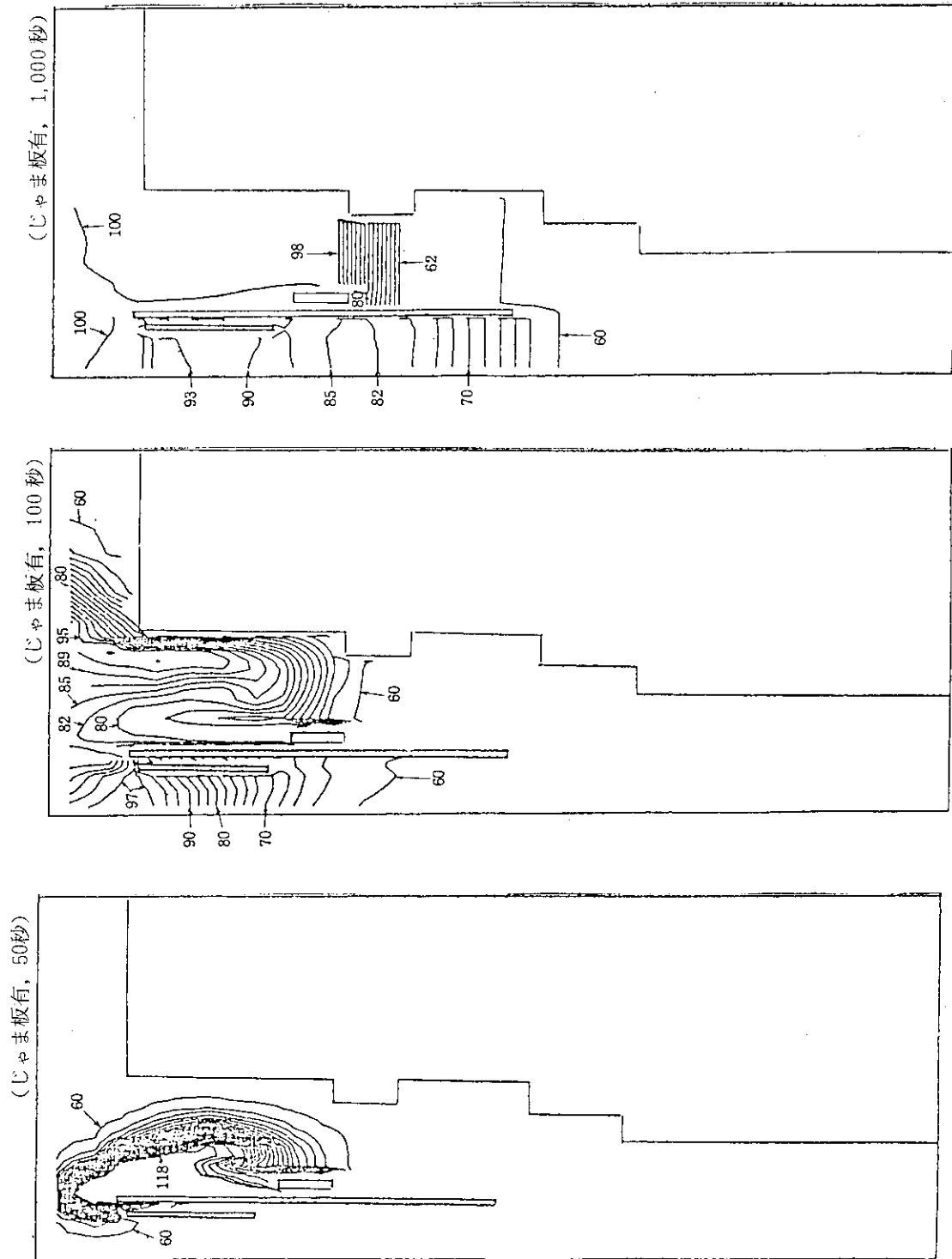


図 3.11 C V 水の温度分布解析結果 (1/2)

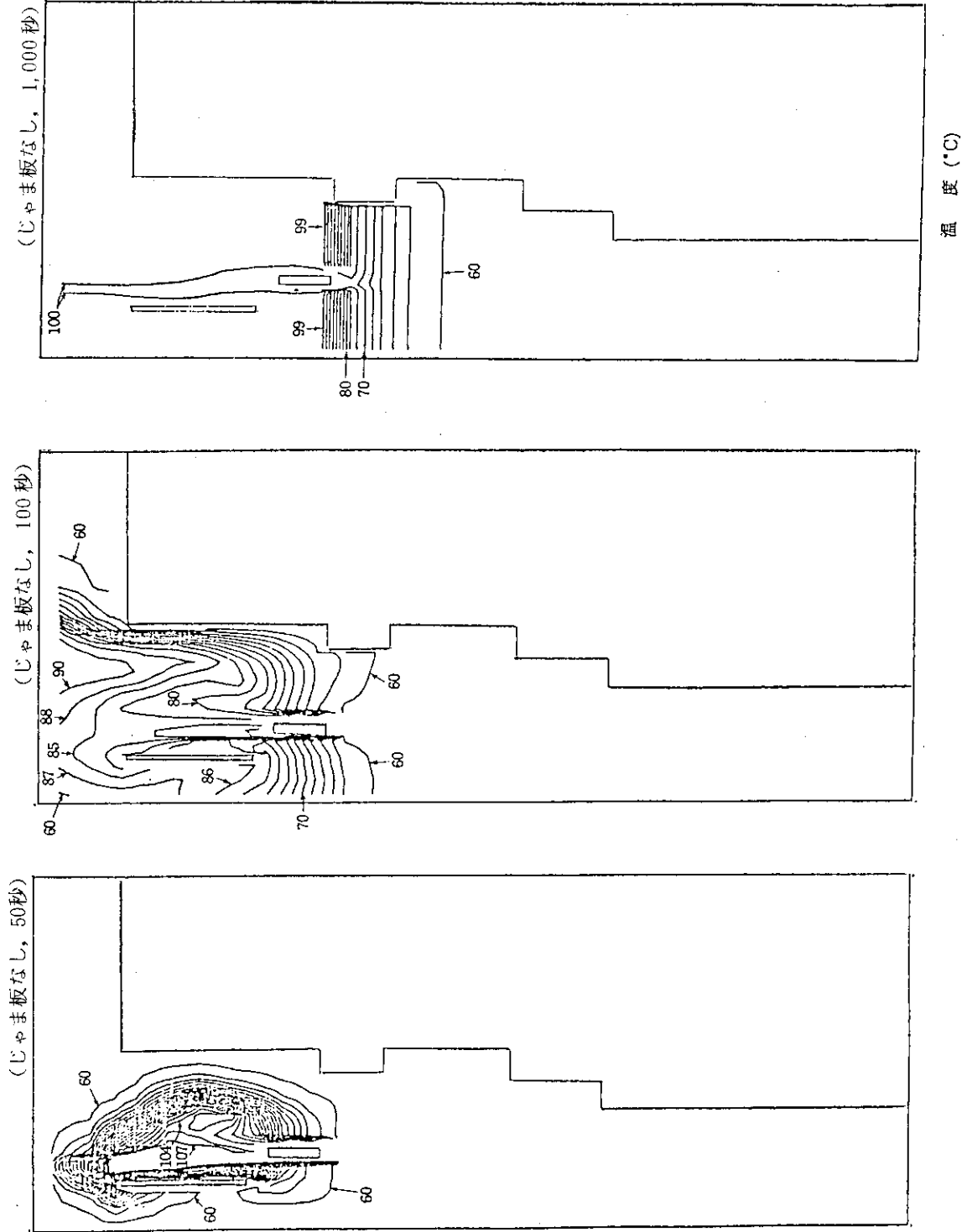


図 3.11 C V 水の温度分布解析結果 (2/2)

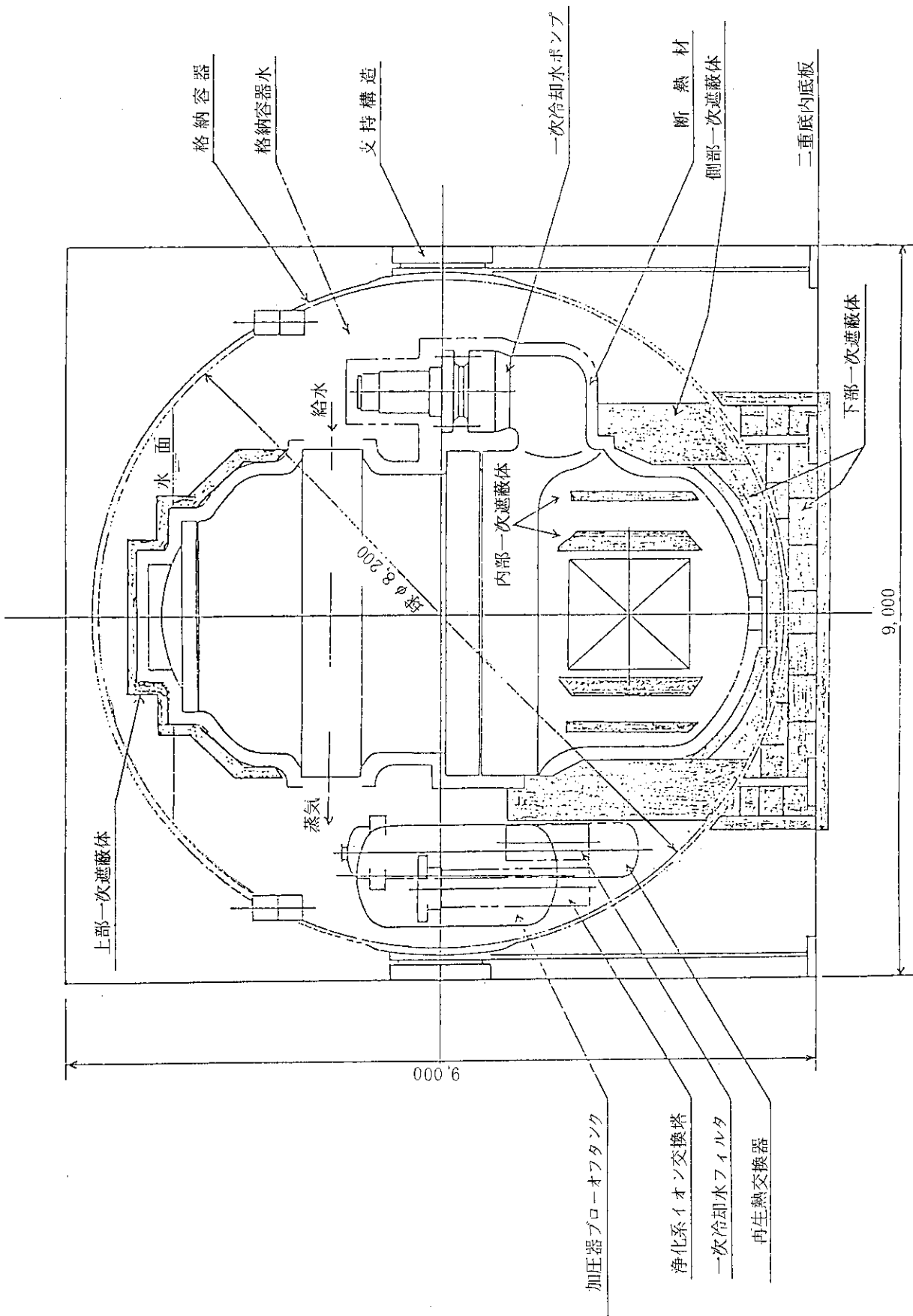


図 3.12 遮蔽全体配置図

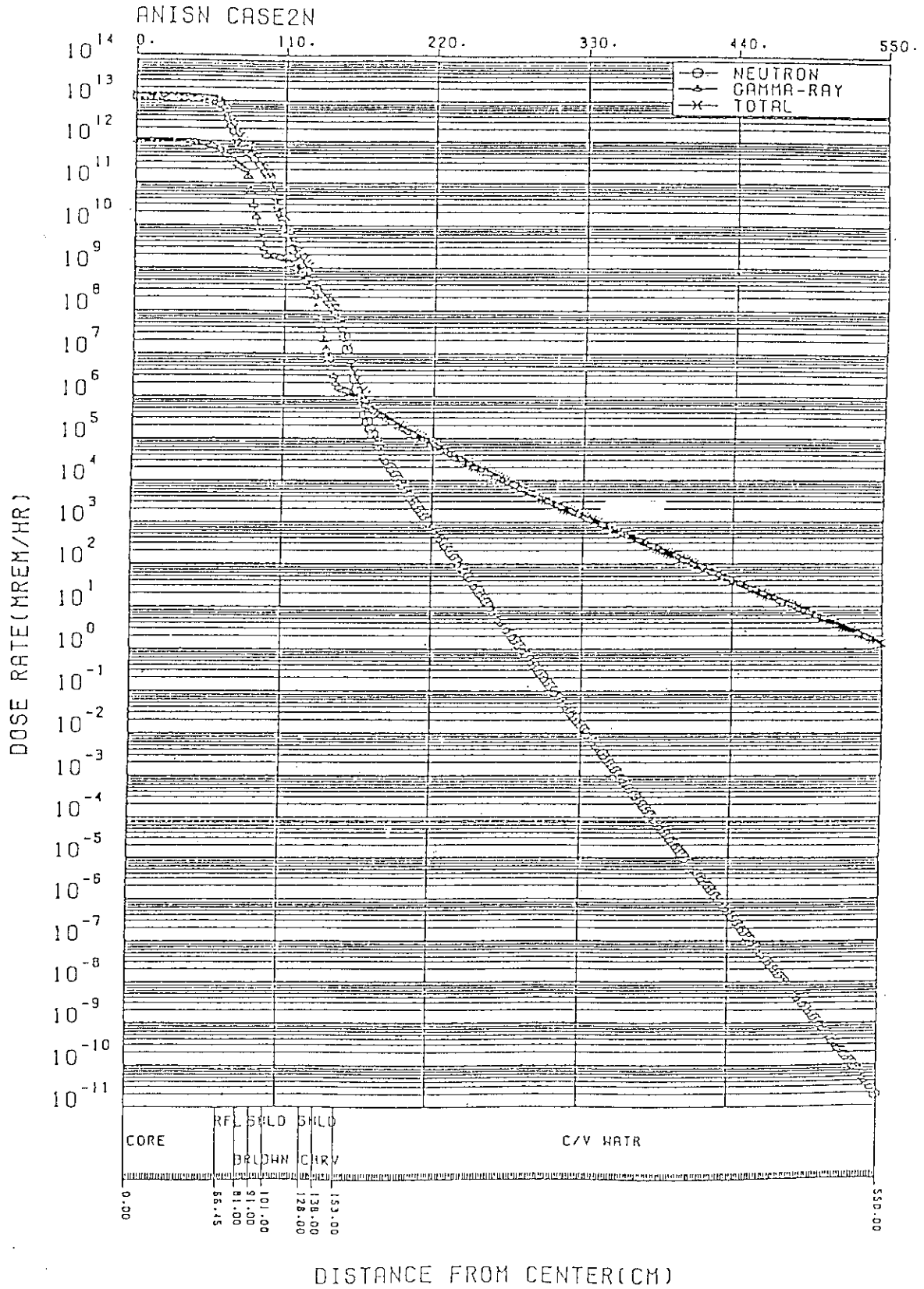


图 3.13 炉心横方向線量率計算結果

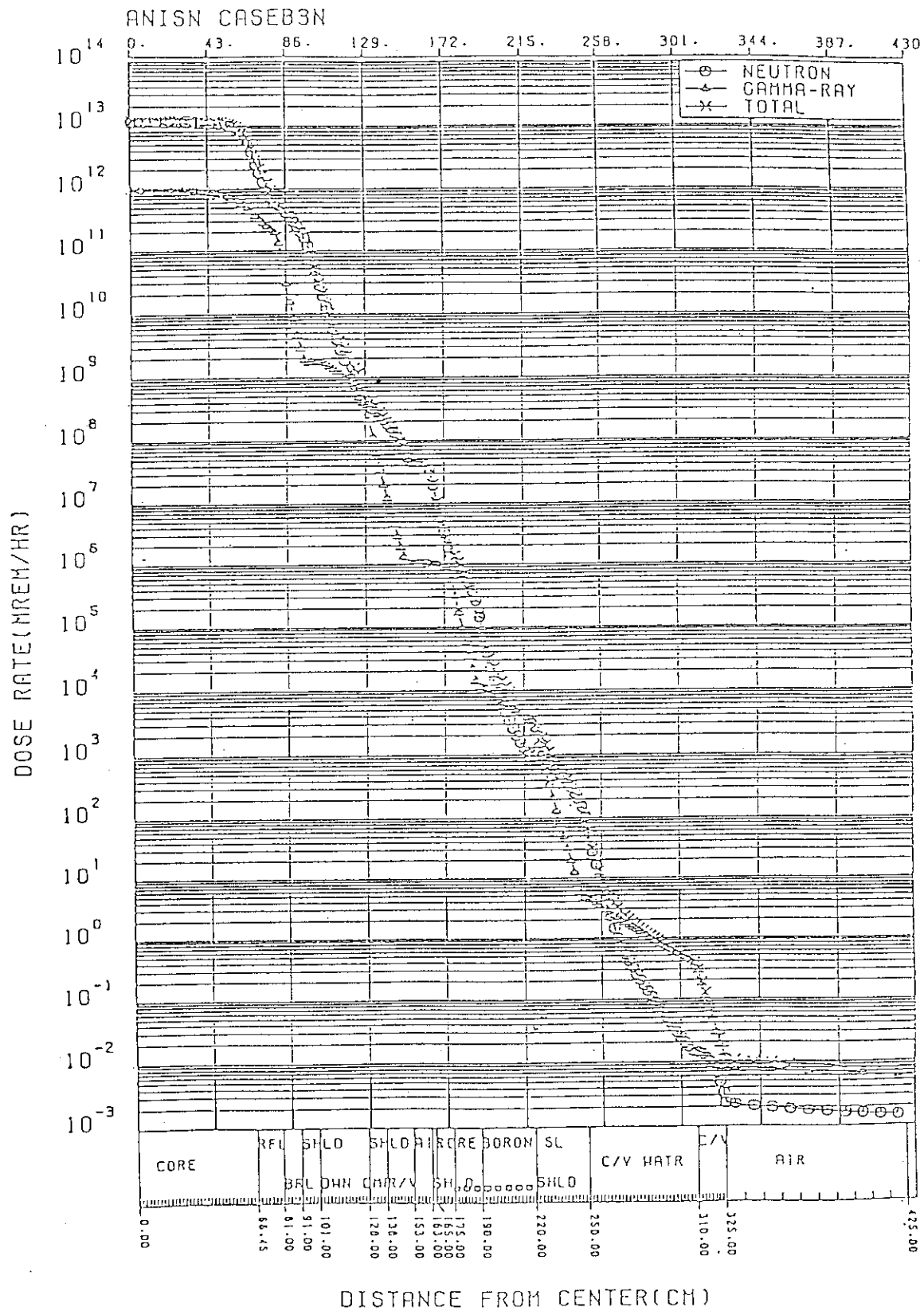


図 3.14 炉心横方向ホウ素サーベイ線量率計算結果

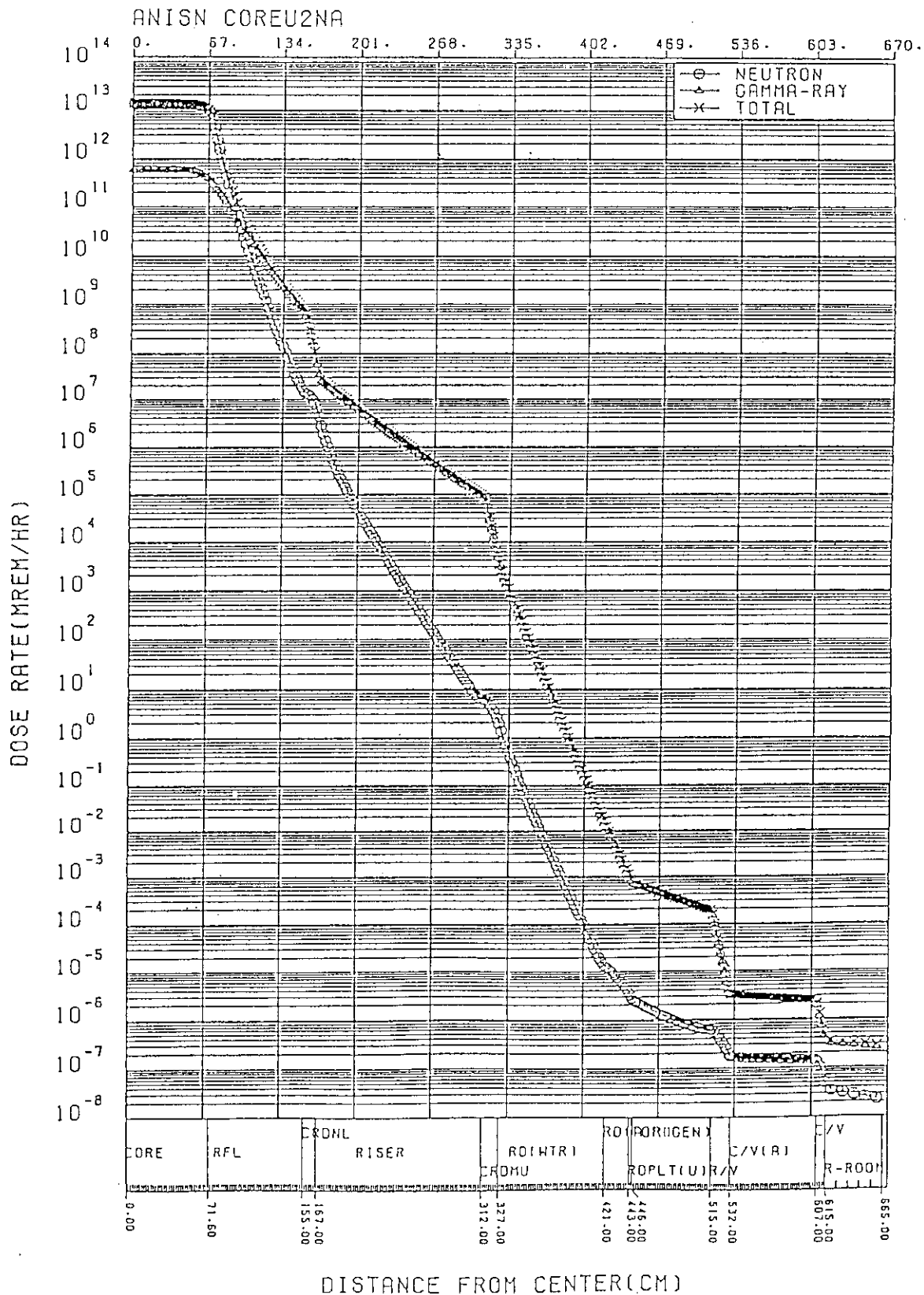


図 3.15 炉心上方向線量率計算結果

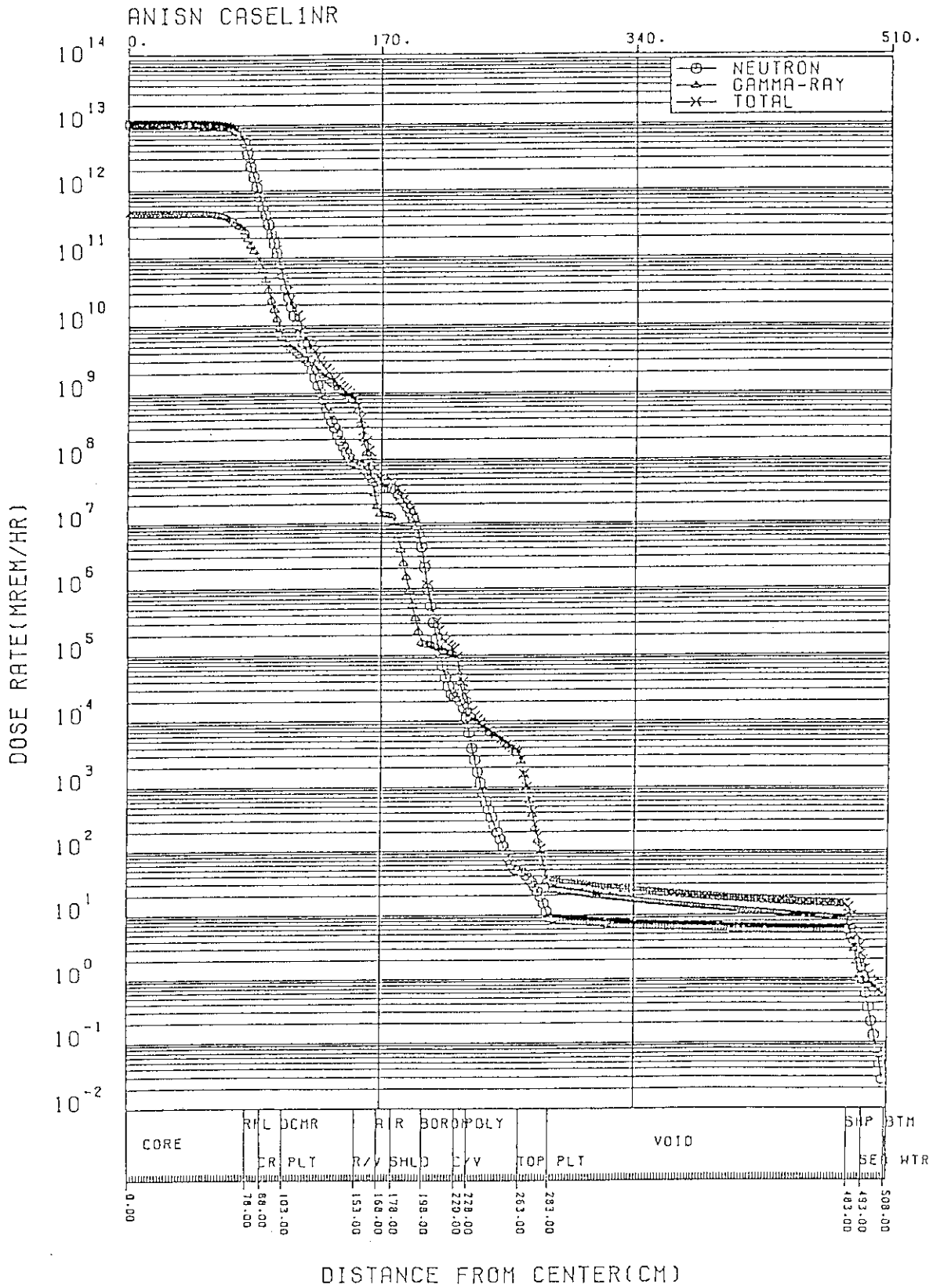


図 3.16 炉心下方向線量率計算結果

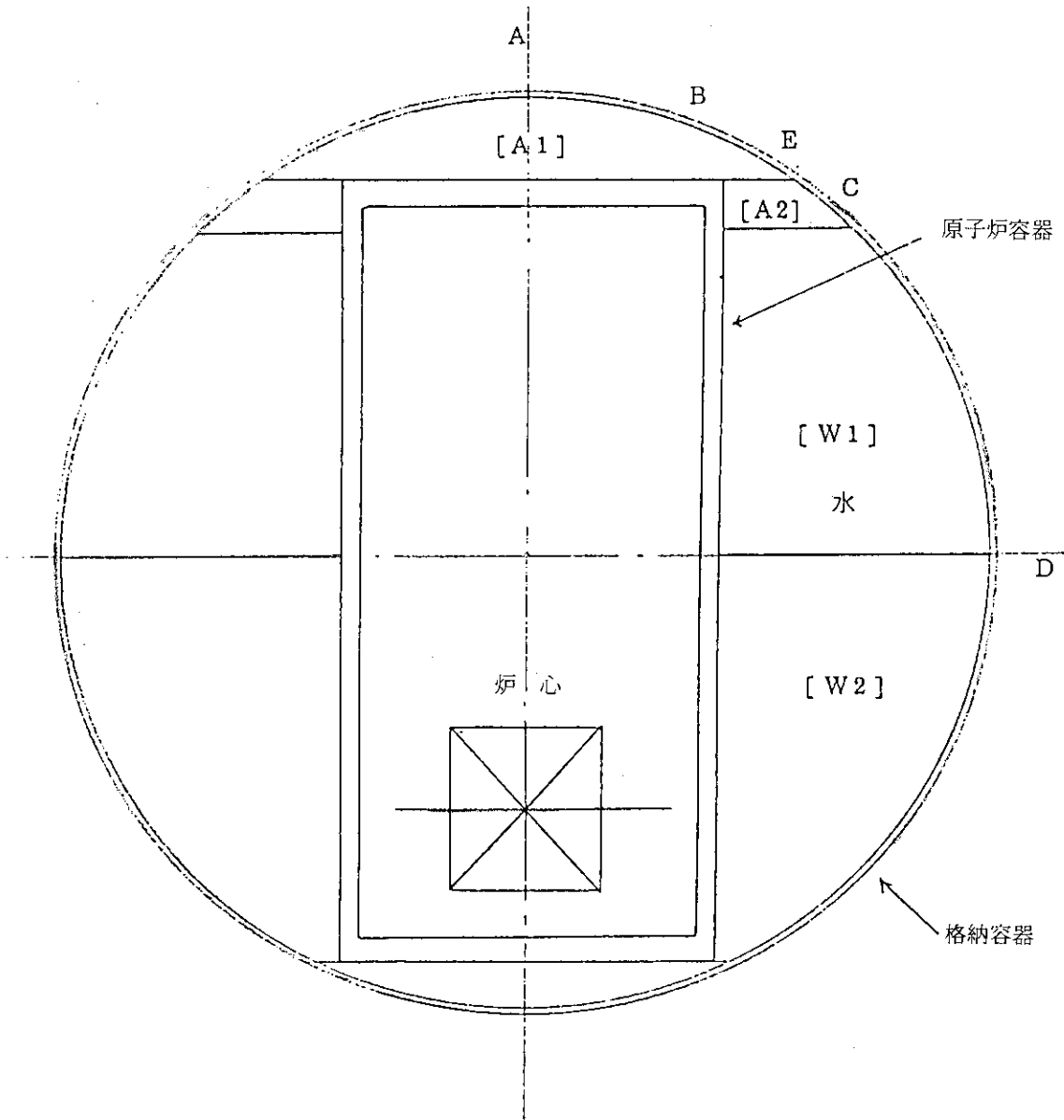


図 3.17 事故時遮蔽計算モデルおよび評価点

4. 安全評価

4.1 各種事故の見通しの検討

4.1.1 反応度事故

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、スクラムにより一次冷却水温度の上昇を防げるので、通常の事故の経過と同様となる。

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では、スクラム後崩壊熱により、一次系の温度および圧力が上昇する。この場合、スクラム信号または一次系圧力が直接作用することにより、崩壊熱冷却器の自動作動弁が開き、一次系の除熱が開始する。一次冷却水は自然循環を行い、炉心崩壊熱は崩壊熱冷却器によりCV水中に放出される。

CV水中に放出された熱はCV水冷却器により、最終的にCV外へ放出される。CV水の最高温度は180℃以上にはならず、長期間オペレータアクションがなくても炉心の冷却が可能である。

ただし、CV水温度が初期の60℃に戻るには、事故から7日以上必要であるので、事故後早期に炉を再起動するためには、初期CV水温度と事故の様相の関係を詳細に検討し、炉の運転が可能な初期最高CV水温度を明らかにするとともに、CV水の早期冷却手段を検討する必要がある。

4.1.2 冷却異常事故

「主給水喪失」、「主電源喪失」、「負荷の喪失」、「一次冷却水流量喪失」等の事故では、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」と同様の経過となる。

「主給水管破断事故」「主蒸気管破断事故」では、CV水中に高温水または蒸気が放出される。これらの放出水または蒸気は40kg/cm²G以上の高圧であり、また、破断時の流量がかなり多くなるので、急激なCV内圧の上昇を生ずる危険がある。

したがって、これらの事故ではCV内圧高によりスクラムして主給水ポンプをトリップするとともに、崩壊熱冷却器の自動作動弁を開く必要がある。

4.1.3 LOCA

LOCAでは、CV水の作用により一次系とCVの平衡圧力が高くなり、一次水の破断口からの放出量が早期に少なくなるので、ECCSがなくても一次水の水位を高く保つことが可能である。

この事故では、一次系圧力の減少により一次冷却水の温度が低下することおよび、破断口からの大量の高温水が放出され、CV水温度が急速に上昇することにより、事故後の崩壊熱冷却条件としては、すべての事故の中で最も厳しくなる。

しかし、一次冷却水水位が低下しても、OTSG内筒下部に設けられた自然循環用の穴を通

して、十分な流量の一次水自然循環が確保できるので、崩壊熱冷却器による除熱量は炉心崩壊熱を事故後早期に上回ることができる。

また、CV水中に放出された熱は、CV水冷却器によりCV外に放熱されるため、長期にわたってオペレータアクションが不要である。

なお、LOCAではCV上部の初期気相容積の大きさが、CV内圧および一次水水位の値に大きな影響を及ぼすので、CV水位が高すぎる場合、または低すぎる場合は、スクラムの対象とする必要がある。

4.2 LOCA解析

4.2.1 事故の説明

この事故は、実際には予測のできない原因で、原子炉容器に接続する配管の最初の隔離弁より原子炉側の部分に、亀裂や破断などが発生し、一次冷却水が系外に放出され、一次冷却系の圧力および保有水量が減少し、その結果、炉心の冷却能力が著しく低下し、炉心に悪影響を及ぼすような事故として考える。

しかし、本炉プラントは格納容器の大部分を水で満たすという湿式格納方式を採用している。このため、LOCAにより流出した高温水は格納容器を満たし、格納容器内の圧力を上昇させ、原子炉容器内圧力とバランスする。したがって、破断口からの一次冷却水の流出は停止し、LOCA時の炉心露出を防ぐことができる。

4.2.2 解析方法

(1) 解析モデル

本解析には、RELAP4/MOD6を使用する。計算に使用した体系のノード分割モデルを図4.1に示す。

原子炉部を9ボリューム、格納容器部を2ボリュームに分割し、それぞれに蒸気発生器二次側、崩壊熱冷却器中間水側ボリュームが接続し、合計14ボリュームで構成している。

ジャンクション数は18で、ヒートスラブについては燃料板、蒸気発生器伝熱管、崩壊熱冷却器伝熱管の他、原子炉容器の加圧器外胴部、蒸気発生器外胴部、ダウンコマ部および下部プレナム部ならびに炉心槽を考慮する。

なお、燃料板は矩形とし、被覆および UO_2 の2領域とする。

また、原子炉容器および格納容器内崩壊熱冷却器の熱除去量は、崩壊熱冷却器の除熱計算で求めた特性に基づき推定し、時間の関数として与える。

(2) 解析条件

1) 想定破断

本炉プラントでは、RPVの低温側に接続する配管はない。

したがって、RPVの高温側に接続する最大口径破管破断として体積化学制御ライン50mmφの両端破断を考える。

2) 初期条件

① 熱出力

100 MWt

② 一次系

圧力 ; 120 kg/cm²G

炉心流量 ; 4,527 t/h

炉心入口温度 ; 282.5 °C

炉心出口温度 ; 297.5 °C

③ 格納容器

圧力 ; 1 ata

C V 水温度 ; 60 °C

3) スクラム信号

改良船用炉の原子炉圧力低スクラム信号と同じ設定値とし、原子炉圧力が99kg/cm²Gとなった時発する。

スクラム信号により以下の作動が開始するとした。

① スクラム

② 一次冷却水ポンプトリップ

③ 蒸気発生器二次側隔離弁遮断

④ 崩壊熱冷却器自動作動弁開

4.2.3 解析結果および考察

解析結果を図4.2～図4.9に示す。

体積化学制御ライン破断と同時に原子炉内の圧力は急速に低下し、飽和温度圧力まで低下すると、炉内水のフラッシングにより、圧力の低下はゆるやかになる(図4.2参照)。

破断後約14秒で「原子炉圧力低」によるスクラム信号が発せられる。14.45秒後に原子炉がスクラムし(図4.3参照)、蒸気発生器二次側隔離弁が遮断され、一次冷却水ポンプがトリップし、崩壊熱冷却器自動作動弁が開となり、崩壊熱冷却器による除熱が開始する(図4.4参照)。

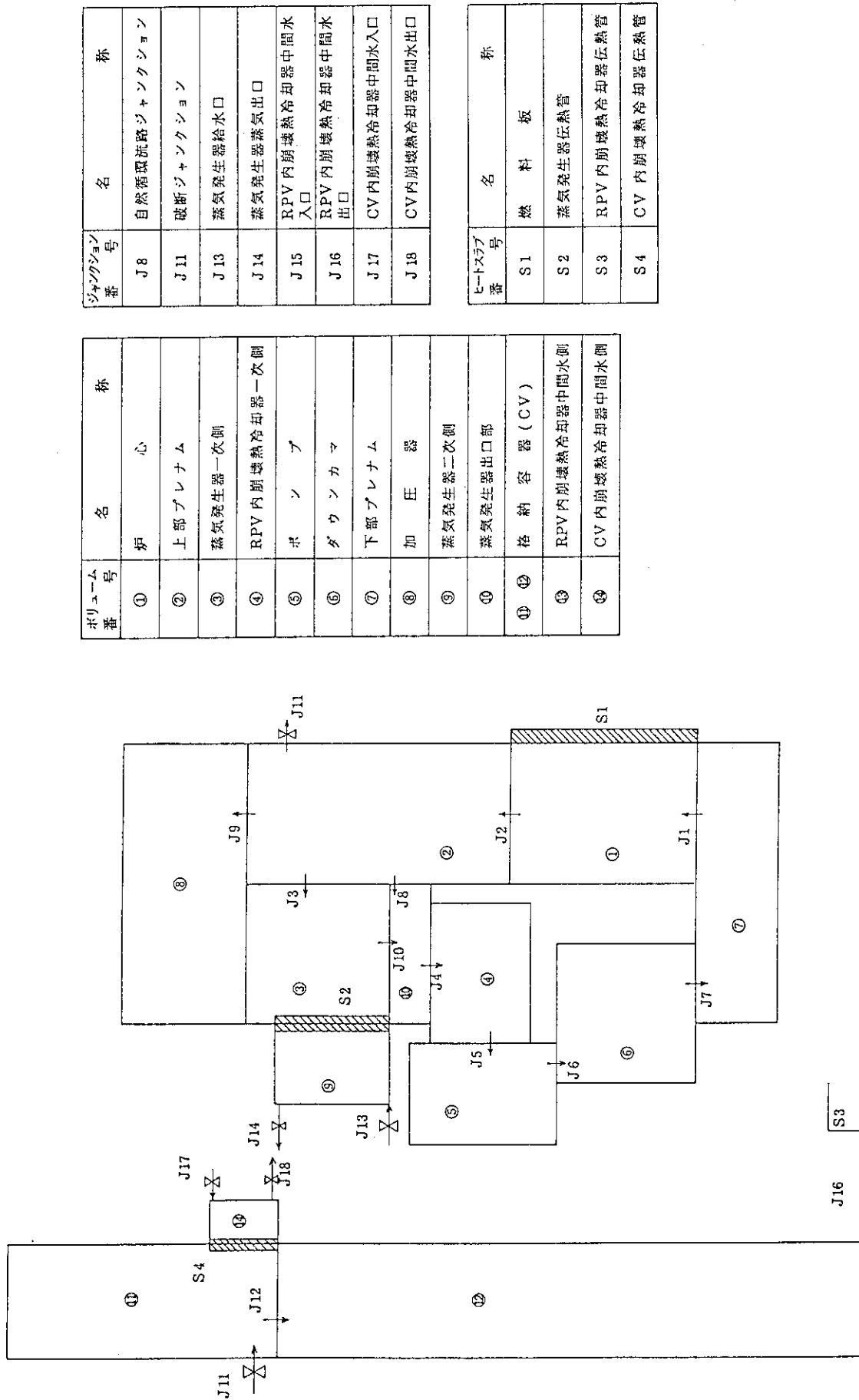
破断後、加圧器の水位は急速に低下し(図4.5参照)、原子炉容器内水位は約25秒後には破断口レベルまで低下する(図4.6参照)。このレベルで水位は約120秒後まで維持され、その後急速に低下する。約195秒後に格納容器内水位は上端に達し(図4.7参照)、格納容器内圧力は急激に上昇し始め、約220秒後に原子炉容器内圧力と格納容器内圧力がバランスする(図4.2参照)。このため、破断口からの一次冷却水の流出が停止(図4.8参照)し、水位の低下は止まる。この時の水位は、炉心よりも4.2 ft上方にあり、崩壊熱冷却器がIMO基準のPPC 3(定傾斜30度)の条件下においても機能する最低水位(炉心より3.7 ft上方)よりも上にある。

格納容器内圧力および原子炉容器内圧力はバランスした後、徐々に上昇している。これは、自然循環流量が小さいため、崩壊熱冷却器で冷却された水が炉心を通り、上昇プレナム部に達するまでに約1,000 secを要する。すなわち、圧力がバランス後、崩壊熱冷却器の除熱効果の

遅れが約 1,000 sec あるため、炉心で加熱され、上部プレナム部に達した水の温度が上昇し、圧力上昇をきたしている。

したがって、自然循環流量を現在の約10倍にすれば除熱効果の遅れは約 100 sec となり、格納容器の圧力上昇は $50 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 以下に保つことができる。

自然循環流量を10倍にすると、通常運転時のバイパス流が増加するが、この対策としてベンチュリー効果等を利用し、通常運転時流量の時にはバイパス流は少なく、LOCA時には十分な自然循環流量が流れる自然循環流路機構を設ける。



ボリュウム番号	名	称
①	炉	心
②	上部プレナム	
③	蒸気発生器一次側	
④	RPV内崩壊熱冷却器一次側	
⑤	ポンプ	
⑥	ダウンカマ	
⑦	下部プレナム	
⑧	加圧器	
⑨	蒸気発生器二次側	
⑩	蒸気発生器出口部	
⑪⑫	格納容器(CV)	
⑬	RPV内崩壊熱冷却器中間水側	
⑭	CV内崩壊熱冷却器中間水側	

ジャンクション番号	名	称
J8	自然循環疏路ジャンクション	
J11	破断ジャンクション	
J13	蒸気発生器給水口	
J14	蒸気発生器蒸気出口	
J15	RPV内崩壊熱冷却器中間水入口	
J16	RPV内崩壊熱冷却器中間水出口	
J17	CV内崩壊熱冷却器中間水入口	
J18	CV内崩壊熱冷却器中間水出口	

ヒートスタッフ番号	名	称
S1	燃料板	
S2	蒸気発生器伝熱管	
S3	RPV内崩壊熱冷却器伝熱管	
S4	CV内崩壊熱冷却器伝熱管	

図4.1 LOCA詳細解析モデル

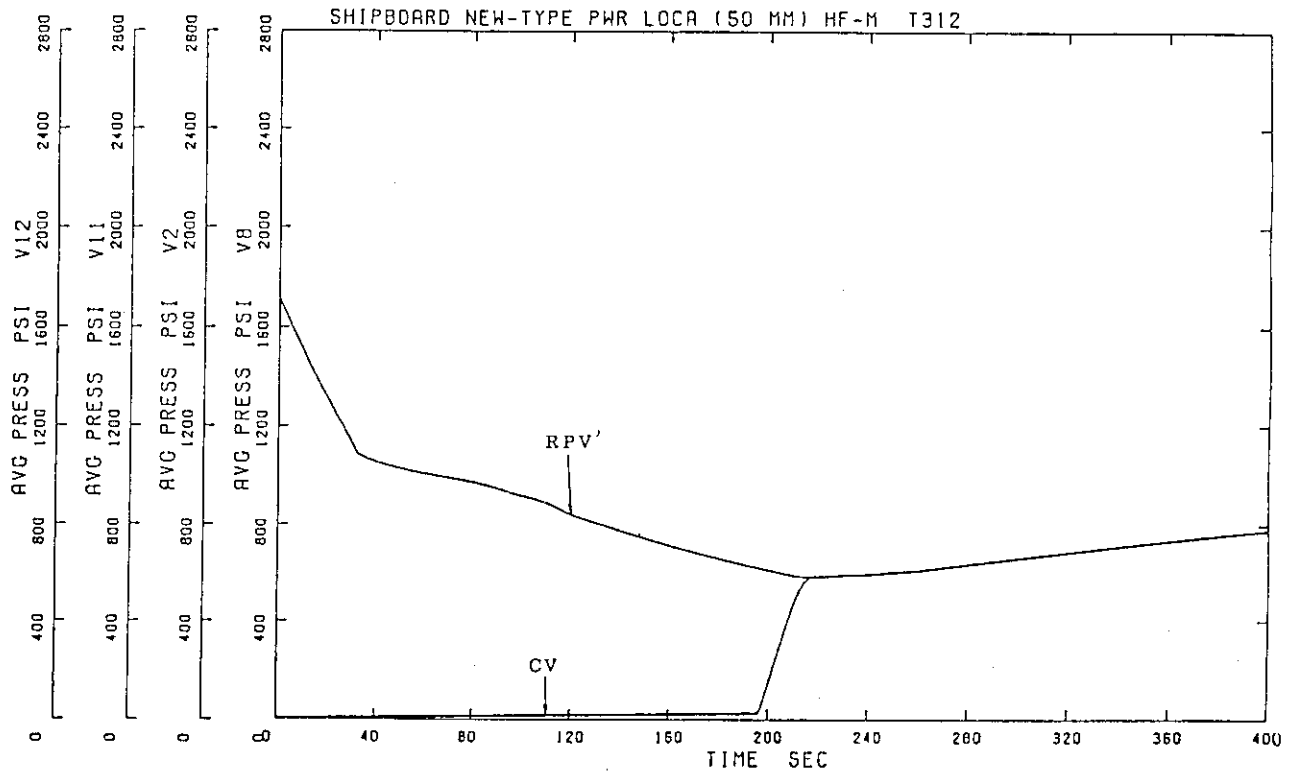


図 4.2 RPVおよびCV内圧力

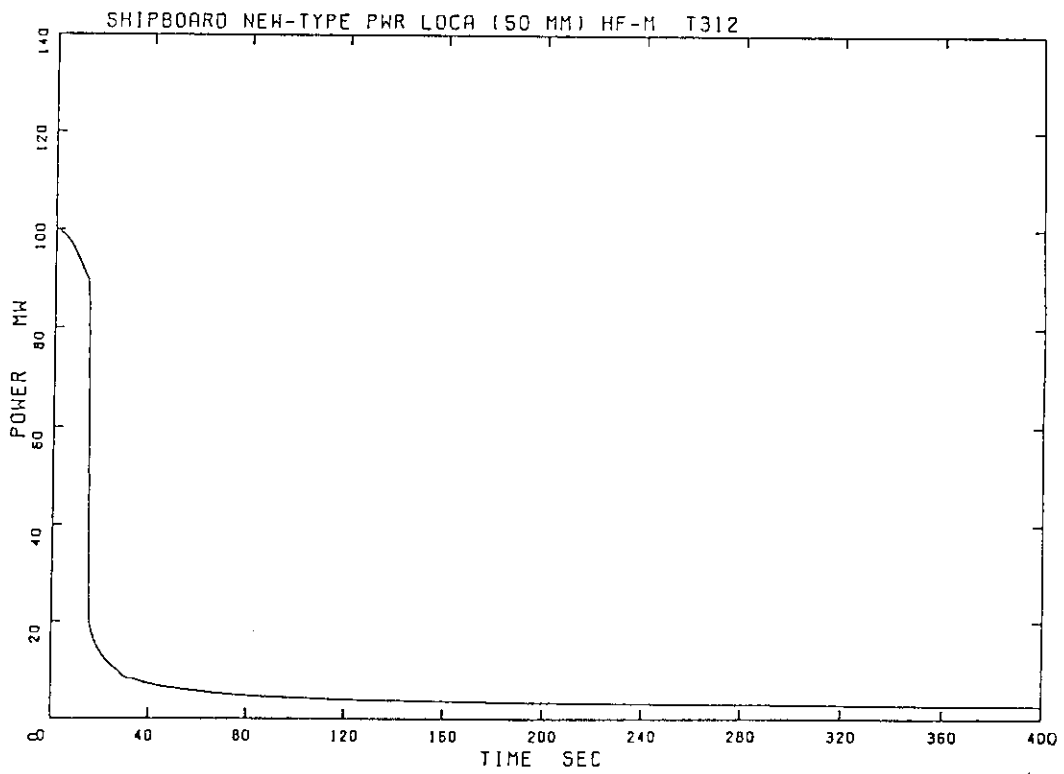


図 4.3 炉出力

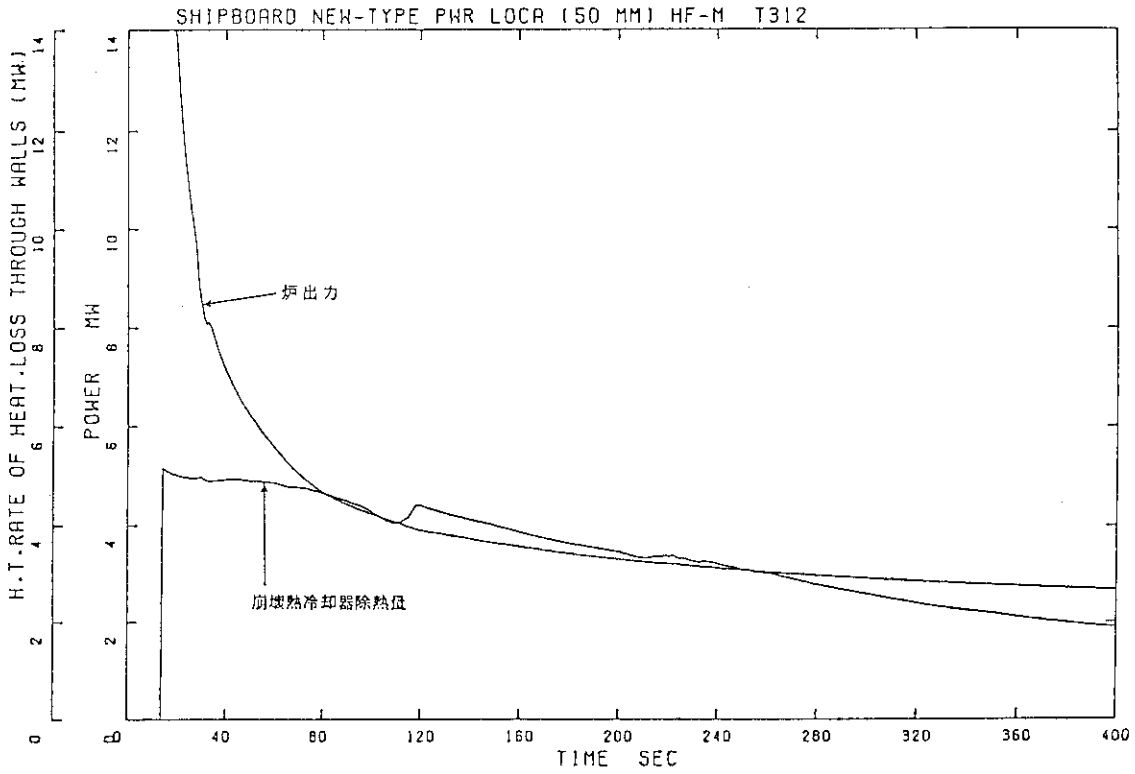


図 4.4 炉出力および崩壊熱冷却器除熱量

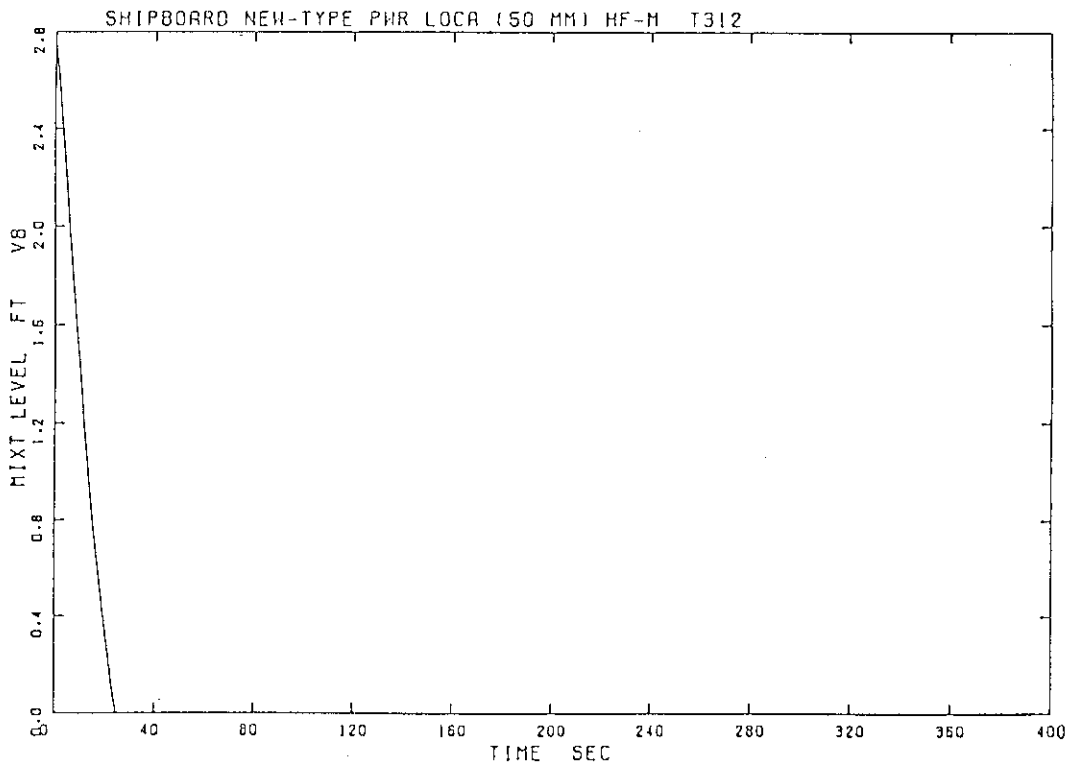


図 4.5 加圧器水位 (上部プレナム部上端からの水位)

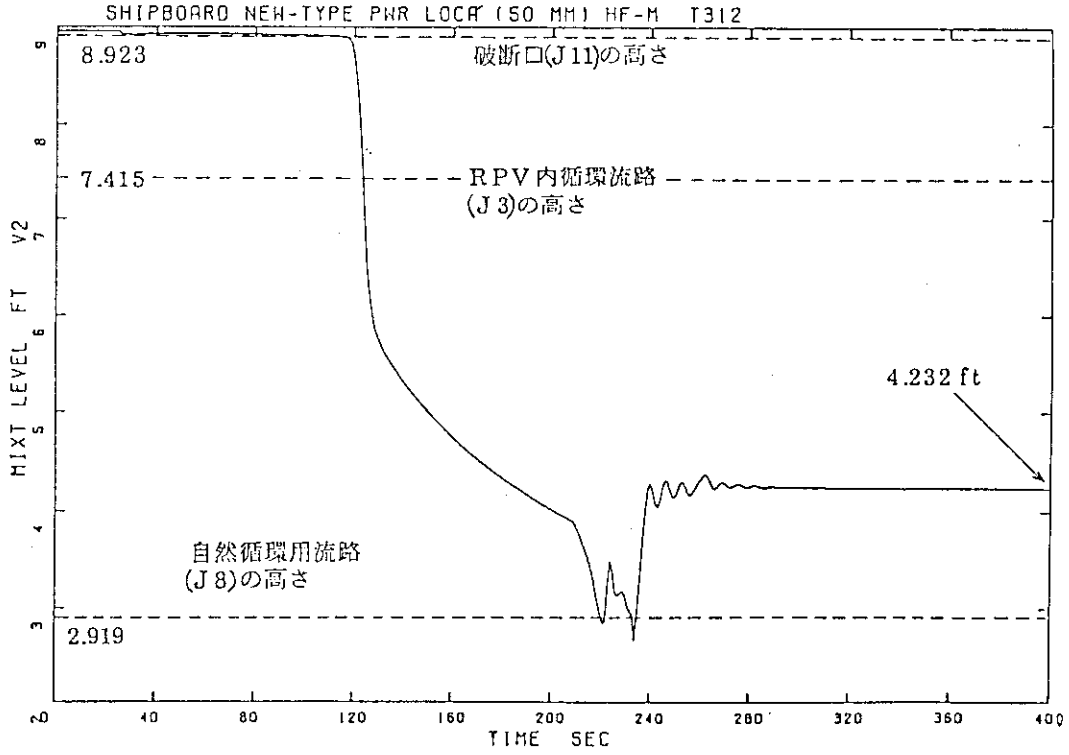


図 4.6 上部プレナム水位 (炉心上端からの水位)

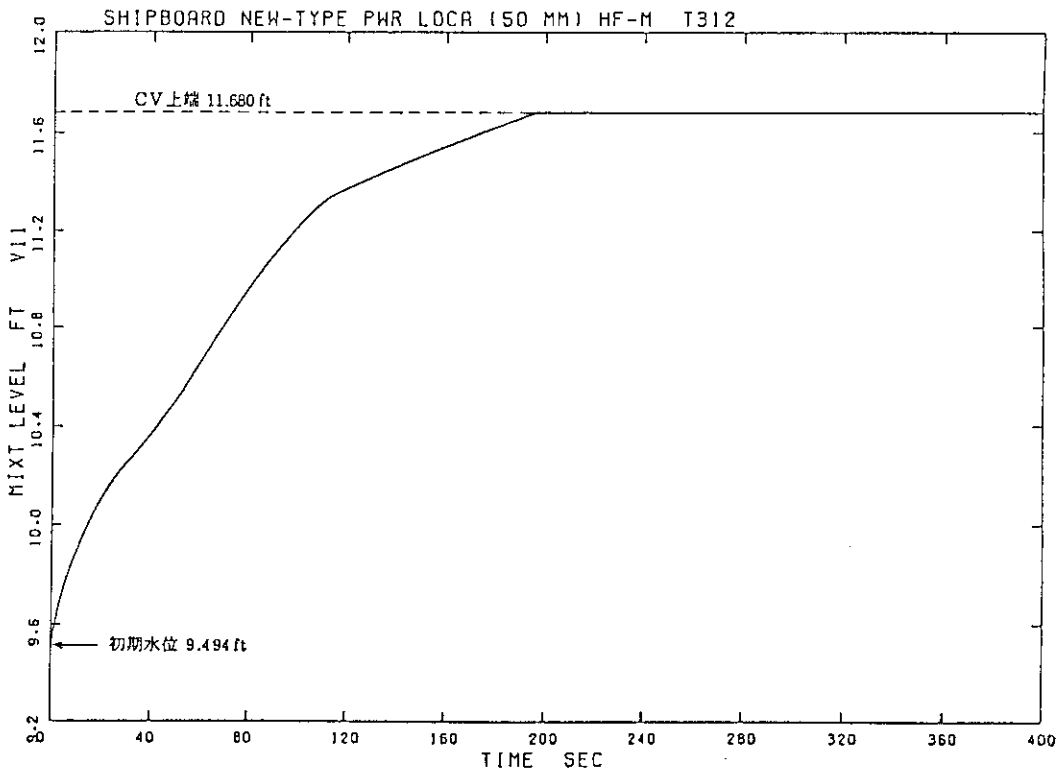


図 4.7 CV水位 (V₁₁底部からの水位)

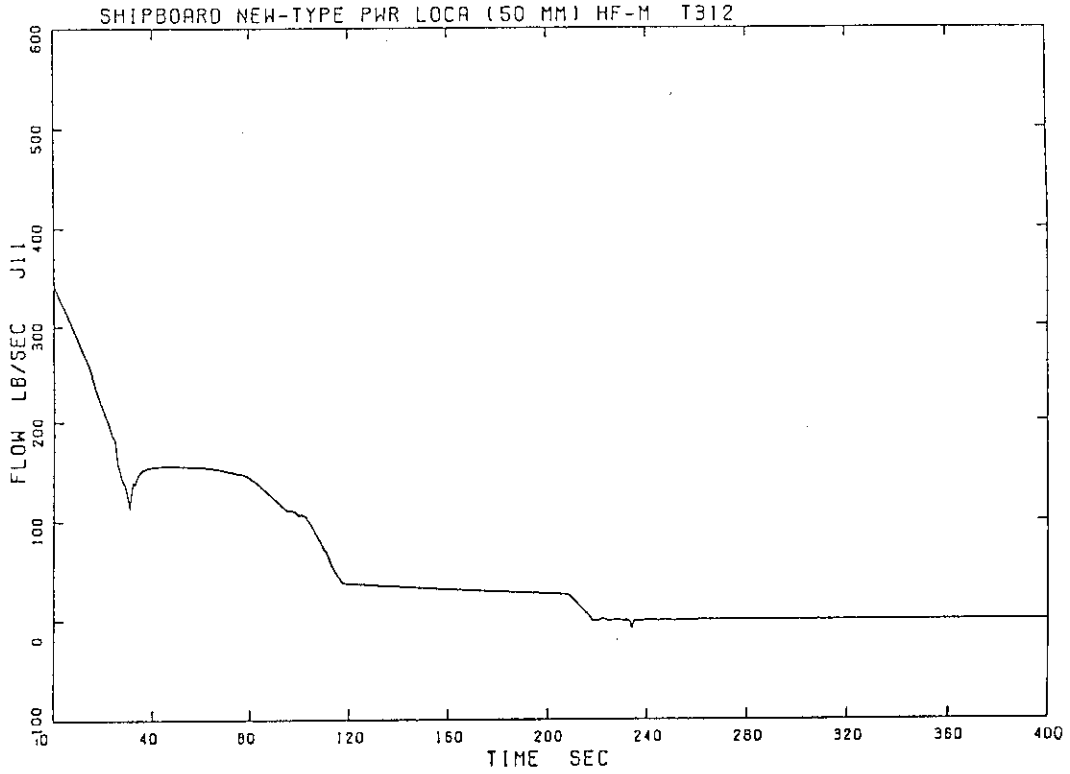


図 4.8 破断流量

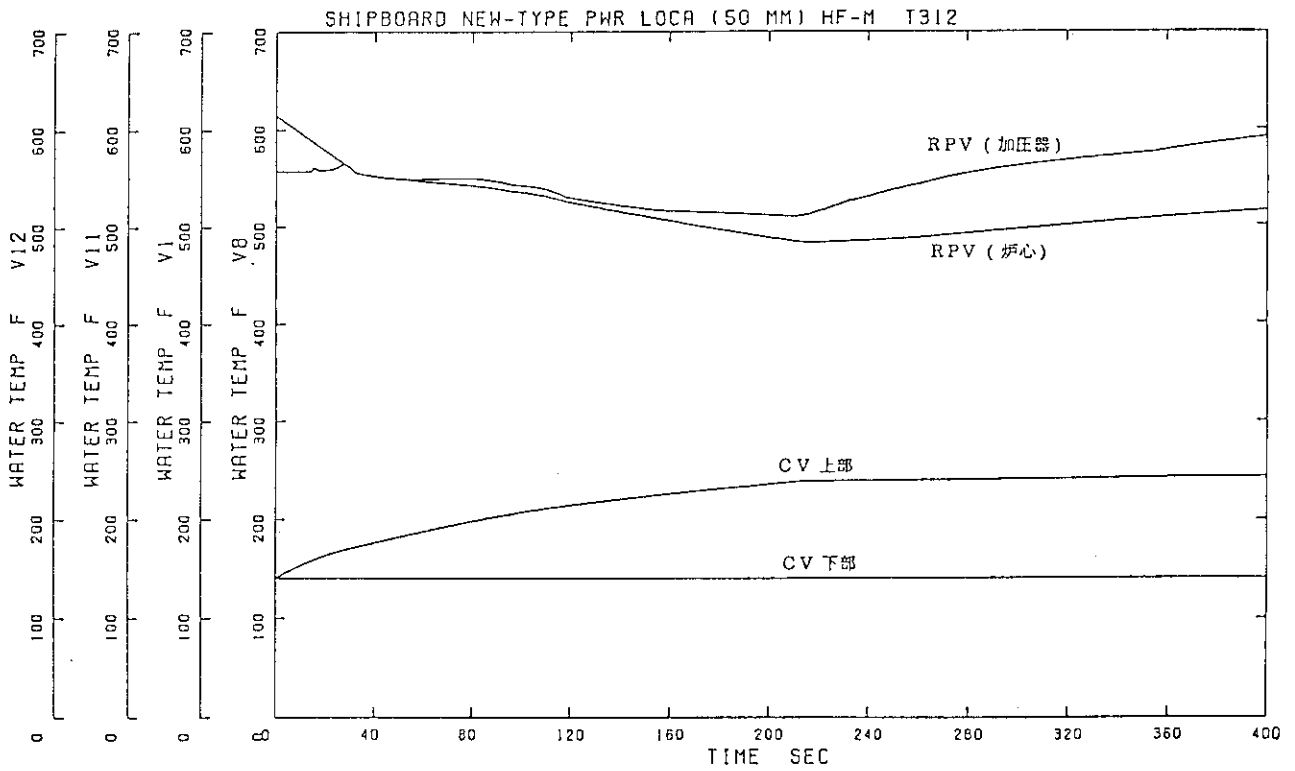


図 4.9 R P V および C V 内温度

5. 開発課題の抽出

主な開発課題は以下のとおりである。

(1) 細径伝熱管使用のヘリカルコイル式蒸気発生器の製作性確認試験と I S I 装置の開発

内径 9.5 mm の細径伝熱管を用いたコイル式蒸気発生器は、使用実績がないため、以下の 2 方向についての研究が必要である。

- 1) 伝熱管の曲げ、溶接、コイルの組立等の製作性に関して、実機模型により確認試験を行う。
- 2) 細径伝熱管の I S I 装置に関して検査プローブ、挿入装置等の設計・試作およびこれによる試験・検査の実験を行う。

(2) 水中仕様断熱材の開発

水漬格納容器は、原子炉容器外表面からの放熱を抑制して、経済性、効率向上を図るため、全面に断熱材を配置しているが、水漬格納容器の実現性はこの断熱材にも依存する。

このため、水中仕様の断熱材料について構成、特性、組立、製作法、保守等の開発研究を行う。

なお、このような水中仕様の断熱材については、我国の固有安全炉 I S E R^{8), 9), 10), 11)}でも検討しており、酸化ジルコニウム、セラミックファイバ ($Al_2O_3 + SiO_2$)、ステンレス鋼の板と網の積層構造、ヘリウムガス等の仕様に関する報告もある。

(3) 水中仕様機器類の開発

湿式格納容器内で常時水中で使用される下記機器類は、長時間の信頼性を有し、また、保守点検の容易な設備とする必要がある。

- ・ポンプ類
- ・核計装、プロセス計装
- ・ケーブル類、ペネトレーション 等

本研究では、上記機器について、仕様、構造、寿命等の現状調査を実施し、本炉プラントの使用条件を満足する機器が存在しない場合には、それら機器の開発研究を実施する。

また、存在する機器についても、必要な場合には、実証テストを実施する。

(4) 格納容器水の水質管理システムの開発

前述のとおり、本炉プラントの構成機器は、ほとんどすべてが水中で長時間運転されるため、表面の防食はもとより、内部に保有する流体の漏洩等の異常監視を格納容器水を介して行うことになるので、以下の二つの機能を持つ水質管理システムを開発する必要がある。

- 1) 防 食

機器構造材の腐食を抑制する目的で、格納容器水の水質、例えば pH 値等を一定範囲に保つためのサンプリング系、薬品添加系、浄化系からなるシステム。

2) 漏洩監視

格納容器水の存在により、熱的にも放射線の上からも、機器内部流体の漏洩検出が遅れる傾向にあるので、事故の早期検知のためには乾式の場合とは異なる漏洩監視方法が必要と考えられる。

(5) 狭あい空間用保守・点検装置の開発

試設計炉に比べて、格納容器内の空間が大幅に減少したことを反映して、保守・点検装置には一層コンパクトなものが要求されるため、次のようなものを開発する必要がある。

1) 原子炉容器主フランジ締付用スタッドボルトテンショナー

主フランジのスタッドボルトの上部には、蒸気発生器の給水ノズルがオーバハンクしており、空間の制約が大きい。たとえ、スタッドボルトを容器より先に取外さない場合でも、周囲のスペースは非常に狭いため、従来のもとは異なる装置が必要である。

2) 加圧器ヒータ交換装置

原子炉容器上蓋を開放した後、容器内部の狭い空間で遠隔操作によりヒータの取外し、取付けを行う。

(6) LOCAモデルの実証試験

LOCA時のCV内およびRPV内の熱水力的挙動は、従来の格納方式を採用した原子炉とは異なる点が多いので、LOCA解析モデルの検証を行うため次のような伝熱流動試験を実施する必要がある。

1) CV内伝熱流動試験

湿式格納方式では、LOCA時のCV内圧および除熱量を精度良く求めることが一次水の水位を決めるうえで重要であるが、破断口から放出された流体やCV水冷却器、崩壊熱冷却器等による熱交換のため、CV内の温度分布は3次的に複雑になる。

一方、LOCA解析では一般に、CV内を2～3ボリュームに分割し、2次元で扱う。このため、解析モデルの妥当性を確認するため、LOCA事象を模擬したCV内の温度分布、圧力上昇等に関する伝熱流動試験を実施する必要がある。

2) RPV内伝熱流動試験

LOCA時には、OTS内筒下部に明けられた自然循環用の穴を通して自然循環を行い、崩壊熱冷却器で除熱するが、この除熱量はRPV内の温度・圧力分布および流れに依存する。また、LOCA時のRPV内の温度・圧力はCV内の熱水力的状態によって大きく変化する。このため、RPV内の熱水力的状態を十分精度良く模擬し、一次水の水位を規定値以上に保つのに必要な自然循環流量を確保するため、RPV内の温度・圧力の変化および自然循環に関する伝熱流動試験を実施する必要がある。

(7) 原子炉容器内のバイパス流を少なくする構造の研究

通常運転時、OTSG内筒下部に明けられた自然循環用の穴を通してOTSGをバイパスする流れが生じる。このため、通常運転時にはバイパス流をできるだけ少くし、LOCA時には十分な自然循環流量を確保できるような自然循環用の穴および流路の構造について研究する必要がある。

また、原子炉容器内には、上記の自然循環用の穴より下方の「炉心槽頂部と崩壊熱冷却器下部整流板の下端部との接触面」にもバイパス流の生じるすき間があるため、LOCA時に崩壊熱冷却器への自然循環流量が十分とれるよう、このすき間をできるだけ小さくしてバイパス流を少なくする構造を研究する必要がある。

(8) 崩壊熱冷却器の自動作動弁の研究

原子炉の設計に仮想事故を排除できれば、二次遮蔽を大巾に削減でき、重量を軽減できる。このために解決すべき課題の一つとして、崩壊熱冷却器の自動作動弁がある。この弁に固有安全化の考えを取入れて、事故時にのみ完全にPassiveな方法により開く機構を研究し、実験によって確認する必要がある。

6. 結 言

小型・軽量化に主眼をおいた検討に基づき実施してきた本炉プラントの概略設計結果についての総合評価は以下の通りである。

一次系機器を内装した一体型炉を採用し、格納容器内に水を張り、原子炉容器を水漬けにした球形の湿式格納容器とパッシブな概念を取入れた自然循環を利用した崩壊熱冷却システムを採用することおよび以下に示す各機器の小型・軽量化の検討により、船用炉プラントの小型・軽量化と、安全系の大部分について静的機器化・簡素化を図ることができた。

(1) 小型・軽量化

1) 加 圧 器

原子炉容器に内装するために、加圧器の高さを抑えた結果、従来に比べ扁平な形状となった。この場合、船体動揺によるヒータの露出およびスプレイノズルの冠水は問題となるが、水面動揺抑制板を配置することにより、解決し得る見通しが得られた。

2) 蒸気発生器

試設計炉のコイル部をさらに小型化するために、コイル外径12mmの細径伝熱管を使用することとして設計の結果、伝熱面積724 m²、コイル部体積5.39 m³とコンパクト化ができた。ただし、重量はほとんど変わらなかった。

3) 原子炉容器

加圧器を上部に内装する一方、径を大きくすることによって高さを圧縮した結果、全高を約3 m、重量を約30 tそれぞれ低減することができた。

4) 格納容器

炉プラント高さの低減に伴い、格納容器の小型・軽量化のため、球形を採用することとし、器内炉プラント配置を考慮して内径8.2 mまで圧縮可能の見通しを得たが、設計内圧が従来になく高いため、溶接後の焼鈍等、製作上の手間がかなり増加すると考えられる。また、格納容器水の遮蔽効果を有効に利用して遮蔽重量を大幅に軽減した。

(2) 安 全 性

湿式格納容器の採用に加えて、崩壊熱冷却器および格納容器水冷却器を併用することにより、ECCSを設けずにLOCA時炉心冠水を維持することができ、また、格納容器水の顕熱を利用して、事故後7日間以上オペレータのアクションが不要との解析結果を得た。また、二次系故障時の崩壊熱除去についても、格納容器水を熱媒体として、同様の対応が可能であることがわかった。これらにより事故対策面での安全性を向上させることができた。

謝 辞

本研究は石川島播磨重工（株）の協力を得て行われたもので、その御協力に感謝致します。

参 考 文 献

- (1) 荒井 誠：液体貨物スロッシング圧の実験と数値解析 日本造船学会論文集，第155号
1984年
- (2) 荒井 誠：内構材をもつタンクのスロッシングー実験と数値解析ー 石川島播磨技報 第
25巻 第6号 1985年
- (3) JAERI-M 88-048 原子力船研究開発室「改良船用炉の試設計の評価(1)試設計炉」
1988年3月
- (4) JAERI-M 88-054 楠，横村「改良船用炉の試設計の評価(6)動特性」1988年3月
- (5) JAERI-M 88-052 安保，楠，横村「改良船用炉の試設計の評価(4)蒸気発生器特性」
1988年3月
- (6) JAERI-M 88-053 今村，横村「改良船用炉の試設計の評価(5)格納特性」1988年3月
- (7) H. N. Abramson：The Dynamic Behavior of Liquids in Moving Containers. NASA SP
-106 (1966)
- (8) 若林宏明，「もう一つの次世代原子炉 I SER」原子力工業，第32巻，第8号，1986.
- (9) 菅原一郎他，「I SERプラント(I)ーコールドベッセル型」原子力工業，第32巻，第10号，
1986.
- (10) 迫 淳，「I SERプラント(II)ーホットベッセル型」原子力工業，第32巻，第11号，1986.
- (11) 迫 淳，「I SERプラント(II)ーホットベッセル型(下)ー」原子力工業，第32巻，第12号，
1986.

謝 辞

本研究は石川島播磨重工（株）の協力を得て行われたもので、その御協力に感謝致します。

参 考 文 献

- (1) 荒井 誠：液体貨物スロッシング圧の実験と数値解析 日本造船学会論文集，第155号
1984年
- (2) 荒井 誠：内構材をもつタンクのスロッシングー実験と数値解析ー 石川島播磨技報 第
25巻 第6号 1985年
- (3) JAERI-M 88-048 原子力船研究開発室「改良船用炉の試設計の評価(1)試設計炉」
1988年3月
- (4) JAERI-M 88-054 楠，横村「改良船用炉の試設計の評価(6)動特性」1988年3月
- (5) JAERI-M 88-052 安保，楠，横村「改良船用炉の試設計の評価(4)蒸気発生器特性」
1988年3月
- (6) JAERI-M 88-053 今村，横村「改良船用炉の試設計の評価(5)格納特性」1988年3月
- (7) H. N. Abramson : The Dynamic Behavior of Liquids in Moving Containers. NASA SP
- 106 (1966)
- (8) 若林宏明，「もう一つの次世代原子炉 I SER」原子力工業，第32巻，第8号，1986.
- (9) 菅原一郎他，「I SERプラント(I)ーコールドベッセル型」原子力工業，第32巻，第10号，
1986.
- (10) 迫 淳，「I SERプラント(II)ーホットベッセル型」原子力工業，第32巻，第11号，1986.
- (11) 迫 淳，「I SERプラント(II)ーホットベッセル型(下)ー」原子力工業，第32巻，第12号，
1986.