

JAERI-M
89-221

—改良船用炉—
原子炉容器の水漬け格納に関する検討

1990年1月

石坂 雄一・伊藤 泰義

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。

入手の間合わせは、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, 1990

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 --

原子炉容器の水漬け格納に関する検討

日本原子力研究所原子力船研究開発室

石坂 雄一・伊藤 泰義

(1989年12月4日受理)

水漬け格納容器を採用している次期設計炉(MRX-1)の原子炉容器等に用いる最適な水中断熱材並びにその施工方法を見出すために、現状技術の調査を行うと共に本断熱に関する設計要件を設定し、ISIや沈没時の崩壊熱除去の可能性等勘案の上、空気を断熱材とする単純な金属構造モデル(ミラーインシュレーション)を優位な概念として抽出し、今後の具体化に値するものであることを示した。

また、原子炉容器および格納容器の耐蝕性について調査・検討し、格納容器水が接する原子炉容器、格納容器それぞれについて、ステンレス鋼の溶接肉盛、BWRで実績がある塗装が妥当との結論を得た。

- Advanced Marine Reactor -

Discussion of a soaking the Reactor Vessel in the Water Containment Vessel
upon the trial studies

Yuichi ISHIZAKA and Yasuyosi ITOH

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

(Received December 4, 1989)

A design study on the next generation advanced marine reactor MRX (Marine Reactor-x) has been developed in JAERI. The reactor is installed in the container which is filled with water. Thermal insulators are necessary for the reactor components, such as reactor vessel, pipings, etc. to reduce the heat loss and to secure the integrity of the components.

A survey of the existing technology about the thermal insulating material and the entire process has been made.

Design requirements of insulation are set up tentatively considering realization of In-servies Inspection and evaluating the capacity of decay heat removal in case of ship sinking.

A simplified metal insulation (Millor Insulation) has been screened out and a conceptual design has been made.

A study is also performed with a anti-corrosion method of the reactor vessel and the containments vessel. Outer wall of the reactor vessel to be contact with water should be protected by the arc welding of stainless steel. While coating the paint for BWR is appropriate for inner wall of the containment vessel.

Keywords : Marine Reactor, Containment Vessel, Reactor Vessel, Insulation, Corrosion, Decay Heat, Heat Transfer

目 次

まえがき	1
1. 水中断熱材に関する調査, 検討	1
1.1 水中断熱材の調査	1
1.2 設計要件の設定	2
1.3 設計要件についての検討	2
1.3.1 原子炉容器の供用前, 供用期間中検査	2
1.3.2 沈没時の崩壊熱除去についての検討	3
1.4 水中断熱材の選定および施工方法等の検討	4
1.4.1 断熱材の構造, 施工方法	4
1.4.2 水中断熱材の寸法・形状	5
1.4.3 水中断熱材の選定	6
1.5 放熱損失の計算	7
1.5.1 計算条件	7
1.5.2 計算方法	8
1.5.3 計算結果	10
1.6 水中断熱材の評価	11
1.6.1 現状での考察	11
1.6.2 今後への展開	11
2 水漬け原子炉容器等の耐食性についての調査, 検討	13
2.1 水漬け原子炉容器の耐食性についての調査, 検討	13
2.1.1 MRX-1の原子炉容器の設計仕様および使用条件の整理	13
2.1.2 水漬け原子炉容器の耐食性についての調査, 検討	13
2.1.3 研究, 開発課題の抽出	15
2.1.4 水漬け原子炉容器の耐食性についての評価	15
2.2 湿式格納容器の耐食性の調査, 検討	15
2.2.1 MRX-1の格納容器の設計仕様および使用条件の整理	15
2.2.2 MRX-1の格納容器の耐食性についての調査, 検討	16
2.2.3 格納容器水の水質管理	16
2.2.4 研究, 開発課題の抽出	16
2.2.5 湿式格納容器の耐食性についての評価	17
あとながき	17
謝辞	17
参考文献	18

付録 1	P I U S 炉および I S E R 炉の炉構造と主要目	53
付録 2	許容放熱損失の目標値	58
付録 3	断熱材締付固定方式の沸騰蒸発放熱損失の推定（概算）	61
付録 4	密閉ケーシング天板の概略強度検討	64
付録 5	I - 1 炉（M R X - 1 の概念のベースとなった設計炉）の炉構造と主要目	66

Contents

Introduction	1
1. Survey of the Water-Proof Insulation Methods	1
1.1 Survey of the Water-Proof Insulation Methods	1
1.2 Design Requirement	2
1.3 Discussion of Design Requirement	2
1.3.1 Pre-servies and In-servies Inspection of the Reactor Vessel ...	2
1.3.2 Discussion of Decay Heat Removal in case of Ship Sinking	3
1.4 Selection of the Water-Proof Insulation Method, and Discussion of its Handling, etc.	4
1.4.1 Description of the Water-Proof Insulation	4
1.4.2 Geometry of the Water-Proof Insulation	5
1.4.3 Selection of the Water-Proof Insulation	6
1.5 Calcuration of the Reactor Heat Loss	7
1.5.1 Condition	7
1.5.2 Method	8
1.5.3 Result	10
1.6 Evaluation for the Water-Proof Insulation	11
1.6.1 Consideration (under the present condition)	11
1.6.2 Consideration (development in future)	11
2. Survey of anti-corrosion method under the Reactor Vessel is soaked in the Water Containment Vessel	13
2.1 Survey of anti-corrosion method of the Soaking Reactor Vessel	13
2.1.1 Description of MRX-1 Reactor Vessel	13
2.1.2 Survey of anti-corrosion method of the Soaking Reactor Vessel	13
2.1.3 Items of Reseach and Developement	15
2.1.4 Evaluation for anti-corrosion method of the soaking Reactor Vessel	15
2.2 Survey of anti-corrosion method of the Containment Vessel	15
2.2.1 Description of MRX-1 Containment Vessel	15
2.2.2 Survey of anti-corrosion method of the Containment Vessel	16
2.2.3 Quality Control of Water in the Containment Vessel	16
2.2.4 Items of Reseach and Developement	16
2.2.5 Evaluation for anti-corrosion method of the Containment Vessel	17

Conclusion	17
Acknowledgments	17
Reference	18
Appendix 1 Description of PIUS and ISER	53
Appendix 2 Tolerance Level of the Reactor Heat Loss	58
Appendix 3 Estimation of Boiling Water Heat Transfer under the Non-flood Defence Insulation	61
Appendix 4 Outer Plate Thickness of the Flood Defence Insulation	64
Appendix 5 Description of I-1 Reactor (based on MRX-1 concept)	66

ま え が き

本調査および検討は、先に実施した「炉プラント構成要素の最適化の検討」¹⁾での設計炉をベースとした、次期設計炉(MRX-1)の成立性を左右する技術課題「原子炉の水漬け格納」に関するものである。

原子炉の湿式格納は、LOCA時の炉心の冠水状態維持方策の一つであり、その技術的課題には事故時の熱水力特性に係わるものと原子炉の水漬け技術に係わるものとがあり、本件は後者に係わるものである。

原子炉の水漬けに係わる技術的課題には、水中で使用する機器、配管等に設ける断熱材とその施工技術およびこれらの機器、配管等の材料腐食とその抑制策がある。

ここでは、これらに関して調査および検討を行い、新しい炉概念実現の可能性の評価に資する。

1. 水中断熱材に関する調査、検討

原子炉容器を水漬けとした格納方式を採用している次期設計炉(MRX-1)に設ける水中使用断熱材について、以下の通り調査、検討を行った。

1.1 水中断熱材の調査

一般に断熱材料は空気等の熱伝導率の小さい気体を内包させて熱伝導率を小さくしたものが多く、熱伝導率の大きい材料でも、その中へ空気等を介在させることにより全体の熱通過率を小さくできる。

しかし、水中で断熱材料を使用する場合には、使用条件、断熱材施工方式等により選定基準が異なる。

そこで、水中で使用される機器、配管等に適用されている断熱材とその施工方法について、原子力関係を中心に文献等で現状を調査した。

その結果、水中断熱材の設計並びに使用実績例は少なく、わずかにPIUS炉²⁾³⁾⁴⁾⁵⁾ISER炉⁴⁾⁵⁾について確認されただけであった。このPIUS炉およびISER炉について、断熱材材料名、使用環境条件、断熱特性、構造等水中断熱材に関して調査した結果を表1.1にまとめて示す(図1.1も併せ参照のこと)。

これによると、水中断熱材の概略構成は次の通りである。

PIUS炉：・ステンレス鋼の薄板とワイヤメッシュの多重層

ISER炉：・ZrO₂の溶射

・ZrO₂タイル／レンガの接着

ま え が き

本調査および検討は、先に実施した「炉プラント構成要素の最適化の検討」¹⁾での設計炉をベースとした、次期設計炉(MRX-1)の成立性を左右する技術課題「原子炉の水漬け格納」に関するものである。

原子炉の湿式格納は、LOCA時の炉心の冠水状態維持方策の一つであり、その技術的課題には事故時の熱水力特性に係わるものと原子炉の水漬け技術に係わるものがあり、本件は後者に係わるものである。

原子炉の水漬けに係わる技術的課題には、水中で使用する機器、配管等に設ける断熱材とその施工技術およびこれらの機器、配管等の材料腐食とその抑制策がある。

ここでは、これらに関して調査および検討を行い、新しい炉概念実現の可能性の評価に資する。

1. 水中断熱材に関する調査、検討

原子炉容器を水漬けとした格納方式を採用している次期設計炉(MRX-1)に設ける水中使用断熱材について、以下の通り調査、検討を行った。

1.1 水中断熱材の調査

一般に断熱材料は空気等の熱伝導率の小さい気体を内包させて熱伝導率を小さくしたものが多く、熱伝導率の大きい材料でも、その中へ空気等を介在させることにより全体の熱通過率を小さくできる。

しかし、水中で断熱材料を使用する場合には、使用条件、断熱材施工方式等により選定基準が異なる。

そこで、水中で使用される機器、配管等に適用されている断熱材とその施工方法について、原子力関係を中心に文献等で現状を調査した。

その結果、水中断熱材の設計並びに使用実績例は少なく、わずかにPIUS炉²⁾³⁾⁴⁾⁵⁾ISER炉⁴⁾⁵⁾について確認されただけであった。このPIUS炉およびISER炉について、断熱材材料名、使用環境条件、断熱特性、構造等水中断熱材に関して調査した結果を表1.1にまとめて示す(図1.1も併せ参照のこと)。

これによると、水中断熱材の概略構成は次の通りである。

PIUS炉：・ステンレス鋼の薄板とワイヤメッシュの多重層

ISER炉：・ZrO₂の溶射

・ZrO₂タイル/レンガの接着

・ステンレス鋼ケーシング入りのセラミックファイバーまたは He ガス
 なお、PIUS 炉および ISER 炉の炉構造および主要目を付録 1 に示す。

1.2 設計要件の設定

設計要件は、MRX-1 の概念のベースとなった I-1 炉の設計結果をもとに、I-1 炉と同じ船用炉特有の要件を考慮し、以下の項目について設定した。

- ①使用圧力，温度
- ②設置スペース
- ③使用環境
 - ・水質および放射線など
- ④保守，点検要求
- ⑤要求断熱条件
- ⑥要求放熱条件
- ⑦水中での劣化
- ⑧耐用期間（取替可能性）
- ⑨遮蔽効果の要件
- ⑩強度など

MRX-1 用水中断熱材の設計要件を表 1.2 に示す。

なお、I-1 炉の炉構造および主要目を参考として付録 5 に示す。

1.3 設計要件についての検討

MRX-1 用水中断熱材の設計要件に関して、基準上の要求および船用炉特有の要件に対して考慮すべき事項として、

- ・原子炉容器の供用前，供用期間中検査
- ・沈没時の崩壊熱除去方法に要求される要件

について概略検討を行った。

1.3.1 原子炉容器の供用前，供用期間中検査

原子炉容器について、断熱材施工後に行う各種検査を可能とするため、

- ・断熱材の着脱性
- ・断熱材を通しての検査の可能性
- ・検査スペース

などの観点から実施した供用前（PSI）*，供用期間中検査（ISI）の検討は以下の通りで

* 供用前検査は、炉プラントの最初の運転に先立ち、原子炉容器等の基準データを採取し、供用期間中検査の試験結果と対比するために行う。

ある。

(1) 基準上の要求

ISIは、主として軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査（JEAC-4205-1980）⁶⁾に従い実施する。

この基準に従い原子炉容器の断熱材施工後に行う各種検査についての検査対象箇所を図1.2に、検査対象箇所および検査方法を表1.3に示す。

(2) 断熱材の着脱性

原子炉容器のISIは、表1.3の試験方法に示す通りで基本的には試設計炉（一体型炉）と同様である。

容器の内表面、胴の溶接部等は原子炉容器フランジを開放して容器内表面から行い、フランジ用ボルト・ナット類は容器から取外して行う。

また、フランジネジ部およびリガメント部はフランジ部を開放して検査する。配管ノルズ部等は容器外表面から、周辺の漏洩の有無を確認する。

このため、ボルト等、取外し部に用いる断熱材については、着脱可能な構造とする必要がある。

しかし、容器胴部等の断熱材については、取外し式とする必要がない。

(3) 断熱材を通しての検査の可能性

原子炉容器のISIは、上述のように容器フランジを開放して内面から行うため、断熱材を通しての検査は不要となる。

(4) 検査スペース

原子炉容器の検査は、内面および溶接部については内側から、また、フランジネジ部およびリガメント部については、開放して行う。

検査に先立ち、炉上部は開放されているので、検査スペースは十分と考えられる。

1.3.2 沈没時の崩壊熱除去についての検討

“むつ”等乾式格納容器採用の舶用炉では、沈没時の崩壊熱除去は、格納容器内に導入した海水を原子炉容器と断熱材の間隙に流すことにより格納容器内海水に放熱し、格納容器表面からは格納容器周囲の海水に放熱することにより行うことになっている。しかしながら、MRX-1炉では、原子炉容器は格納容器水に水漬けになっているため、上記のように原子炉容器周りを格納水が常に流れたのでは放熱損失が大きくなり、プラント熱効率が低下する。従って、MRX-1では通常運転時には原子炉容器周りを水が流れず、沈没時のみ流れるような方式にする必要があるが、このような方式は難しい。しかしながら、以下2通りのアプローチで解決可能と考える。

①パッシブ冷却系による崩壊熱除去

②断熱材を通しての放熱による崩壊熱除去

(1) パッシブ冷却系による崩壊熱除去

パッシブ冷却系は外部動力不要なので、沈没時の船体姿勢がパッシブ冷却系の設計船体傾斜角度の30°の範囲内であれば十分に崩壊熱除去可能である。

「改良船用炉に適用する安全基準の作成に関する調査」⁷⁾において、原子力船の沈没時の船体傾斜角度について次のような結論を得ている。

浅海沈没	30度以下
深海沈没	40度以下

これらの数値は、実船の沈没確率とサンプリング海域における海底傾斜角度の分布確率から発生確率が 10^{-7} /炉年以下となる沈没時の船体傾斜角度を求めたものである。本結論では、パッシブ冷却系は浅海沈没時には崩壊熱除去可能であるが、深海沈没時には船体傾斜角度が崩壊熱除去系設計船体傾斜角度を上まわるため崩壊熱除去容量が不足するということになる。しかしながら、以下の理由により後者の場合も崩壊熱除去が可能と考える。

i) 実船の沈没統計データより、沈没確率を 8×10^{-4} /隻年としているが、これは5千トン以上の全ての船舶を対象としており、原子力船のような2区画可浸の船舶のみを対象にすると沈没確率は1桁下がり、傾斜角度は上記よりも小さくなると考えられる。

ii) 原子力船のような2区画可浸の船は、直ちに沈没することはなく、崩壊熱も相当に低下してから沈没するため、現状のパッシブ冷却系の容量で十分と考えられる。

(2) 断熱材を通しての放熱による崩壊熱除去

本断熱材を通しての設計要件は、放熱量を定格出力の約0.7%以下としている。一方、炉停止後の崩壊熱のカーブは図1.3の通りであり、崩壊熱が定格出力の0.7%となるのは炉停止後約8.3時間である。

よって、炉停止後数時間浮上状態にあり炉の冷却が行われた後に沈没するような場合には、現計画の水中断熱材で崩壊熱除去は可能である。詳細には、沈没シナリオ作成の上、評価する必要がある。

1.4 水中断熱材の選定および施工方法等の検討

「1.1 水中断熱材の調査」、「1.2 設計要件の設定」、「1.3 設計要件についての検討」の結果を踏まえて、MRX-1用水中断熱材の構造、施工方法、寸法・形状、材料等について、以下の通り検討、選定を行った。

1.4.1 断熱材の構造、施工方法

MRX-1用水中断熱材は、前述の通り、用途によって2種類

- ・固定式：原子炉容器の胴、鏡部など
- ・取外し式：フランジ締付ボルト、配管ノズル部など

に大別される。そして、固定式は着脱を考えないが、取外し式は、ISI、燃料交換時など、必要な時にピン、ボルト等の機械要素により着脱可能とする必要がある。

施工方法としては、接着剤による接着、機械要素による締付固定、溶接による溶接固定などの各方式が考えられる。

(1) 接着方式

接着方式はタイル/レンガ状の断熱材を接着剤で原子炉容器外表面に接着するものである。

この方式では、断熱材と原子炉容器との熱膨張差によりハクリの発生する可能性があるため、

高温で長期間、熱膨張差を吸収でき、かつ必要な強度を有する接着剤の開発が必要となる。

(2) 締付固定方式

締付固定方式は、断熱材を所定の形材・寸法のパッケージとして製作し、これを原子炉容器外表面に予め設けたピン、ボルト等の機械要素により締付け、固定するものである。

この方式では、断熱材パッケージ取付時にできる相互の間隙に格納容器水が入り、入った水は高温の原子炉容器外表面で沸騰・蒸発することが考えられる。

付録 3.「締付固定方式の沸騰蒸発放熱損失の推定（概算）」に示すようにこの沸騰・蒸発による放熱損失は大きく、これだけで許容放熱損失を超える見通しである。

このため、この方式では取付時の間隙を減らし、格納容器水の原子炉容器表面での沸騰を抑制する必要がある。また、放熱量の確認試験等も必要となってくる。

(3) 溶接固定方式

溶接固定方式は熱伝導率の小さい断熱材もしくは気体を内包した断熱材ケーシングを原子炉容器外表面に溶接固定するものである。溶接は断熱性能確保のため水密とする。

以上これら各施工方式と断熱材の構造、設計要件との比較を表 1.4 に示す。

この表より、固定式および取外し式の各断熱材には次のような施工方式が適しているものと考えられる。

固定式 ：溶接固定方式

但し、この方式は断熱ケーシングの天板を 1 枚ずつ格子骨に溶接するため、ケーシング溶接取付作業時間が長くなることが懸念される。また、格子骨付原子炉容器のハンドリング方法等について更に検討する必要があるものと考ええる。

取外し式 ：締付固定方式

(但し、施工範囲が少ないので多少の沸騰は許容する)

1.4.2 水中断熱材の寸法・形状

(1) 溶接固定方式

この方式では、内包する気体または断熱材料の断熱性能を確保するため、ケーシングは水密にする必要がある。

従って、通常運転時には、加熱されると気体が膨張し圧力が高まるため、ケーシングはこれに耐える構造・強度にする必要がある。

このため、ケーシングは格子状に構造材（格子骨）を配置し、この中に気体または断熱材料を入れ、天板で閉じる構造としている。

格子は、この骨からの伝導による放熱量を抑制する観点から間隔を 400 mm、板厚を 5 mm とした。

天板厚さは、密閉ケーシングとして概略強度計算を行い、10 mm とした。

密閉ケーシング天板の概略強度検討を付録 4 に示す。

(2) 締付固定方式

この方式で施工する締付ボルト、配管ノズル部などの不規則形状部に設ける断熱材パッケージ

ジは、取付時にできる相互の間隙からの格納容器水の浸入を抑制するため、できる限りブロック割りの少ない寸法・形状とする。

図 1.4 に断熱材の概略構造・配置を示す。

1.4.3 水中断熱材の選定

(1) 選定基準

水中断熱材は、表 1.2 に示す設計要件と、下記の機能等を考慮して選定する。

〔機能〕	〔項目〕
○断熱性能が高い	・熱伝導が小さい
	・ふく射伝熱が小さい
	・自然対流が小さい
○機械的安定性が高い	・振動による断熱性能への影響がない
	・耐用年数が長い
○化学的安定性が高い	・耐熱性が高い
	・不燃性、難燃性であること
	・耐蝕性が高い
	・耐放射線性が高い

特に、選定に際しては、以下の要件を判定基準の目標とする。

- ①放熱損失は原子炉定格熱出力の約 0.7%以下（表 1.2 参照）
- ②断熱材全体厚さは、30～40mm 以下（溶接固定方式）（表 1.2 参照）
- ③ケーシング内包の断熱材厚さは約 20mm 以上（溶接固定方式）
ケーシング天板温度上昇による格納容器水の沸騰防止のため。
（後述「1.5.3 計算結果」を参照）

(2) 断熱材の種類，選定

ケーシングに内包する水中断熱材は、断熱材そのものを、水中用とする必要はない。また、空気を断熱材とすると、これ自体、良好な水中断熱材となり得る。一般に、断熱材としては、ガラス質断熱材（ガラス繊維等）、鉱物質断熱材（石綿、ロックウール等）、耐火断熱レンガ、高温用耐火断熱材（セラミックファイバー等）等が使用されるが、ここではケーシングを溶接固定するために溶接時の高温に耐え得るよう最高使用温度の高い材料が適している。

表 1.5 には、空気以外で、最高使用温度が高い高温用耐火断熱材であるセラミックファイバー（ジルコニア（ ZrO_2 ）系とアルミナ・シリカ（ $Al_2O_3 \cdot SiO_2$ 系）および耐火断熱レンガを代表例として選び、その特性を比較して示す。

図 1.5 には、これらの他に空気を含めた断熱材についての熱伝導率を示す。この図には、ケーシング等の構造材の熱伝導率も示している。

この図によると、セラミックファイバーを使用した各種断熱材および空気は、約 300°C では熱伝導率が 0.09 Kcal/mh°C 以下で良好な断熱性能を有しており、それだけ断熱材厚さを薄くできるので、いずれも MR X-1 用の断熱材の候補になり得ると考えられる。

特に、アルミナ・シリカ系のデンカアルセンボードは約 200°C 以下では空気より小さい熱伝

導率を示している。

(3) 経済性

上記候補材料と一般の断熱材との経済性を比較するため、厚さ20～25mmのボード状の断熱材の場合について価格調査した。

その結果は次の通りである。

断熱材	価格	備考
	千円/m ³	
セラミックファイバーボード (* 1)		(* 1) アルミナ・シリカ系
グレード (* 2) 1,500	1,300	(* 2) 耐熱温度による分類
1,600	2,500	
1,700	3,400	
一般用		
けい酸カルシウム	50～80	
ロックウール	20	
グラスウール		

これより、セラミックファイバーボードは、一般用に比べて高価（けい酸カルシウムに比べ20～70倍程度、ロックウール、グラスウールに比べて70～170倍程度）となっている。

1.5 放熱損失の計算

固定方式断熱材について、通常運転時の妥当性を評価するため、以下の通り簡易計算を行った。

なお、締付固定方式で施工する範囲は全体に比べて少ないため、間隙部から浸入した格納容器水の沸騰蒸発による放熱損失は無視するものとする。

1.5.1 計算条件

(1) 温度条件

(イ) 原子炉容器内一次水温度 : 290°C

原子炉容器内の流体温度は、飽和状態における加圧器部で324°C、蒸気発生器入口部で297.5°C、同出口部で282.5°C等、一様でないが、簡易的に平均約290°Cとする。

(ロ) 格納容器水温度 : 60°C

通常運転時は、熱交換器により、60°Cに一定制御する。

(2) 断熱材

断熱材には、熱伝導率の小さい次の3種類の他に、これと比較のため耐火断熱レンガを代表例として選定した。

- デンカアルセンボード
- セラミックファイバークラケット (JIS R 3311 3号)
- 空気

構造材は、一般的で使用実績の多いステンレス鋼 (オーステナイト系) とした。

(3) 計算モデル

水中断熱材は、図 1.6 に示すように、原子炉容器外表面を全面一様平面とし、これを垂直平板でモデル化する。

この一様平面に設ける断熱材ケーシングは、格子の間隔 400mm, 厚さ 5mm とし、天板厚さは 10mm とする。

(4) 放熱面積

原子炉容器外表面積を約 95m² とする。

(5) 物性

(イ) 各材料の熱伝導率は図 1.5 による。

(ロ) 断熱材ケーシング外表面の熱伝達率は約 1,000 Kcal/m²h°C とする。

(ハ) 原子炉容器胴内表面の熱伝達率は約 4,000 Kcal/m²h°C とする。

(ニ) 空気を断熱材とした場合のふく射伝熱量の算定に必要な鋼表面のふく射率は約 0.7 とする。

(ホ) 内包された断熱材と構造材との熱抵抗は無視する。

(6) 妥当性の判定基準

断熱材の妥当性は、前述 1.4.3 (1) に示す判定基準を目標に判定する。

1.5.2 計算方法

原子炉容器全外表面からの放熱損失 Q_T は次式により推定する。

$$Q_T = A_T \cdot U \cdot (t_A - t_B)$$

ここで、 A_T : 全放熱面積 (原子炉容器全外表面) 95m²

U : 総コンダクタンス Kcal/m²h°C

t_A : 原子炉容器内一次水温度 290°C

t_B : 格納容器水温度 60°C

総コンダクタンス U は以下により求める。

断熱材は図 1.6 に示すように、原子炉容器胴部の領域 0, 格子骨と断熱材から成る領域 I とケーシング天板の領域 II の三つに分ける。

各領域の単位面積を通る放熱量 Q (Kcal/m²h) は等しいから

$$\begin{aligned} Q &= A U (t_A - t_B) \\ &= A h_A (t_A - t_0) \\ &= A \frac{\lambda_0}{l_0} (t_0 - t_1) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 &= A U_1 (t_1 - t_2) \\
 &= A_{1a} \cdot \frac{\lambda_{1a}}{l_1} (t_1 - t_2) && \text{格子骨を通しての伝導の項} \\
 &\quad + A_{1b} \cdot \frac{\lambda_{1b}}{l_1} (t_1 - t_2) && \text{断熱材を通しての伝導の項} \\
 &\quad + A_{1b} \frac{4.88 \times 10^{-8} (T_1^4 - T_2^4)}{1/\varepsilon_1 + 1/\varepsilon_2 - 1} && \text{ふく射の項} \dots\dots\dots \text{①} \\
 &= A \frac{\lambda_2}{l_2} (t_2 - t_3) && \dots\dots\dots \text{②} \\
 &= A h_3 (t_3 - t_B) && \dots\dots\dots \text{③}
 \end{aligned}$$

ここで, A : 単位放熱面積

A_{1a} : 領域 I の格子骨の面積

$$\begin{aligned}
 &0.005 \text{ m} \times 1 \text{ m} \times 3 \text{ 本} + 0.005 \text{ m} (1 - 0.005 \times 3) \times 3 \text{ 本} \\
 &= 0.0298 \text{ m}^2 / \text{m}^2
 \end{aligned}$$

A_{1b} : 領域 I の断熱材の面積

$$1 - A = 1 - 0.0298 = 0.9702 \text{ m}^2 / \text{m}^2$$

h_A : 原子炉容器内表面の熱伝達率 Kcal/m²h°C

λ₀ : 原子炉容器胴の熱伝導率 Kcal/m²h°C

l₀ : 原子炉容器胴の厚さ mm

t₀ : 原子炉容器胴内表面温度 °C

t₁ : 原子炉容器胴外表面温度 °C

t₂ : ケーシング天板内表面温度 °C

t₃ : ケーシング天板外表面温度 °C

l₁ : 領域 I の厚さ mm

l₂ : 領域 II の厚さ m

T₁ : 原子炉容器外表面絶対温度 °K

T₂ : ケーシング天板内表面絶対温度 °K

ε₁ : 原子炉容器外表面のふく射率

ε₂ : ケーシング天板内表面のふく射率

U₁ : 領域 I の等価熱伝達率 Kcal/m²h°C

λ_{1a} : 領域 I の格子骨の熱伝導率 Kcal/m²h°C

λ_{1b} : 領域 I の断熱材の熱伝導率 Kcal/m²h°C

λ₂ : 領域 II の熱伝導率 Kcal/m²h°C

h₃ : ケーシング外表面の熱伝達率 Kcal/m²h°C

なお, λ_{1b} は, 密閉空気層では次式で計算する。

$$\lambda_{1b} = \lambda \cdot Nu$$

$$Nu = 0.28 \cdot Ra^{\frac{1}{4}} \cdot \left(\frac{L}{l_1}\right)^{-\frac{1}{4}}$$

$$Ra = \frac{g \cdot \beta \cdot (t_1 - t_3) l_1^3}{a \cdot \nu}$$

ここで、 λ	: 空気の熱伝導率	Kcal/m ² h°C
Nu	: ヌセルト数	
Ra	: レイレイ数	
g	: 重力加速度	m/s ²
β	: 空気の体膨張係数	1/(273+tm) 1/°C
t_m	: 空気の平均温度	°C
a	: 空気の温度伝導率	m ² /s
ν	: 空気の動粘性係数	m ² /s

①より、

$$U_1 = \frac{A_{1a} \lambda_{1a}}{A l_1} + \frac{A_{1b}}{A} \left[\frac{\lambda_{1b}}{l_1} + \frac{4.88 \times 10^{-8} (T_1^4 - T_2^4)}{(1/\epsilon_1 + 1/\epsilon_2 - 1)(t_1 - t_2)} \right]$$

従って、全体の総コンダクタンスUは次式で求まる。

$$\frac{1}{U} = \underbrace{\frac{1}{hA} + \frac{1}{\lambda_0}}_{\text{断熱材側}} + \underbrace{\frac{1}{U_1} + \frac{1}{\lambda_2} + \frac{1}{h_3}}_{\text{原子炉容器側}}$$

断熱材側 原子炉容器側

なお、各部の温度は次により計算できる。

$$t_0 = t_A - \frac{U}{h_A} (t_A - t_B)$$

$$t_1 = t_0 - \frac{U}{\lambda_0 / l_0} (t_A - t_B)$$

$$t_2 = t_1 - \frac{U}{U_1} (t_A - t_B)$$

$$t_3 = t_2 - \frac{U}{\lambda_2 / l_0} (t_A - t_B)$$

1.5.3 計算結果

対象とした4種類の断熱材厚さとケーシング天板内表面温度の関係を図1.7に示す。この図によると、天板内表面温度は、断熱材厚さが10~20mm以下と薄くなると、格子骨を通しての熱伝導の割合が大きくなるため、急に高くなる。従って本格子の形状・寸法では、断熱材厚さは10~20mm以上が望ましいと考えられる。

また、断熱材厚さと全放熱損失との関係は図 1.8 に示す通りである。この図によると全放熱損失は、対象とした断熱材の熱伝導率の値に応じて、デンカアルセンボード、セラミックファイバーブランケット、空気、耐火断熱レンガの順に小さくなっている。空気の場合は、他の材料に比べ、厚さが大きくなる程、ふく射の効果が顕著となり、放熱損失割合が大きくなっている。

従って断熱材としては、熱伝導率の小さなものほどよいが、判定基準目標を考慮すると、①デンカアルセンボード、②セラミックファイバーブランケット、③空気等が適していることになる。

この場合、①、②については、断熱材の厚さを約 20 mm とすると全放熱損失は、約 520 kw となり、原子炉熱出力 100 MWt の 0.5 % で、許容放熱損失目標値 0.7 % 以下に納まる。

また、③については、空気層厚さを約 20 mm とすると全放熱損失は、約 740 kw となり、原子炉熱出力の 0.7 % となる。なお、原子炉容器について機械的強度面から許容される内外表面の温度差は付録 2 に示すように約 45℃ で、原子炉熱出力 100 MWt の約 1.5 % 以下相当（但し、放熱損失目標値は 0.7 % 以下）に納まっているので問題はない。

対象とした 4 種類の断熱材のうち、断熱性能のよいデンカアルセンボードおよび空気を使用した場合の断熱材厚さと温度分布の関係を図 1.9 に示す。

また、断熱材厚さを 20 mm とした時の各領域の熱伝導率および全体の総コンダクタンスを参考として表 1.6 に示す。

1.6 水中断熱材の評価

1.6.1 現状での考察

溶接固定、締付固定、接着の 3 通りの MRX-1 用水中断熱材並びにその施工方式について概念検討した結果、構造簡単で断熱性能も良く、クリティカルな問題点が少ないという観点から溶接固定（ケーシングを原子炉容器外表面に溶接する）方式が最も実現可能性の高いことがわかったが、施工に長い時間を要する等の問題もある。

ケーシングに内包する断熱材としては、デンカアルセンボード、セラミックファイバーブランケット、空気等が考えられるが、断熱構造の簡素化や格納容器水の汚濁防止を考えると空気が最適と考えられる。空気を断熱材として使用した場合の放熱損失は約 740 Kw (7.8 Kw/m^2) で原子炉定格熱出力の 0.7 % となり放熱損失目標値をほぼ満足する。また、原子炉容器の強度面からの問題もない。この値は PIUS 炉の 1 %、ISER 炉の 0.6 % の各放熱割合と同程度である。

1.6.2 今後への展開

前述の通り、空気を断熱材として使用した場合、自然対流や輻射による放熱損失が問題となるが（今回の簡易計算では、輻射による損失は概略考慮済である。）、図 1.10 に示す金属断熱材（ミラーインシュレーション）を用いれば、これらの問題が解決でき、図 1.8 に示す①デンカアルセンボードや②セラミックファイバーブランケットに近い断熱性能が期待できる。す

に、現行の原子力発電施設等でも保温材として豊富な使用実績（気中雰囲気）を有する。

これは、ケーシング内部空隙に特殊形状に型押しした箔を多層に挿入した構造で、内外板および箔を鏡面とし輻射熱を繰り返して反射することで断熱性を確保すると共に型箔により形成された多数のエアセルが対流抵抗となり、優れた断熱性能を発揮するものである。

さらに言及すれば、図 1.11 に示すようなパネルタイプの断熱材とすれば、施工も容易で恒久的に使用可能である。さらに箔をアルミニウムとすることで軽量化が図れ、図 1.4 に示すように小さめの格子骨を原子炉容器全体に設けずとも、自然対流に対する配慮がなされた断熱構造であることから、原子炉容器外表面への水侵入を防止するための格子と、断熱材を保持するために必要な少数の格子を設けるだけで良いであろう。これは、原子炉容器外表面へ格子を溶接する時の入熱をも小さくできることから、歪み低減にも役立つこととなる。

また、図 1.6 のケーシング天板に相当する断熱パネル板は、原子炉容器外表面と断熱材となる箔の間に鏡面仕上げのケーシング板（ステンレス）が介在することで、本断熱パネル自身の温度も低くでき、薄肉化が可能ともなる。

以上、述べてきたように、単に原子炉容器外面に格子骨を溶接し天板で覆うものに比べ、多くのメリットがある。しかも、格納容器水を汚濁することや腐食の心配もない。耐放射線性も良好と考えられる。また、用途として直管、曲管、ノズル、フランジ等、管群への適用も図 1.12 に示すような構造で対応可能と考えられ、ISI 対象部等脱着を必要とする部位へ適用できる見通しも持てる。従って、今後断熱構造を具体化するに当たって、最も優位な水中断熱方式に値すると言えよう。

2. 水漬け原子炉容器等の耐食性 についての調査、検討

原子炉容器を水漬けした格納方式に関し、原子炉容器および格納容器の耐食性について、以下の調査、検討を行った。

2.1 水漬け原子炉容器の耐食性についての調査、検討

2.1.1 MRX-1の原子炉容器の設計仕様および使用条件の整理

MRX-1の原子炉容器の設計仕様は今だ確定していないため、I社にて昨年度実施したI-1炉を基に、本項の調査、検討に関連する仕様を以下のように設定した。

形式	水漬け式
材質	炭素鋼
容器表面温度	約 300℃以下
格納容器水温度	通常運転時 60℃ 最高約 264℃
格納容器水圧力	通常運転時 1 kg/cm ² g 最高 50kg/cm ² g
格納容器水水質	中性 (pH 6~8)
放射線線量率	中性子線量率：6 × 10 ⁷ mrem/h ガンマ線量率：6 × 10 ⁵ mrem/h
フルーエンス	1 × 10 ¹⁶ nvt

2.1.2 水漬け原子炉容器の耐食性についての調査、検討

(1) 実績調査

原子炉容器を水漬けする方式は、陸上炉、船用炉を問わず本調査範囲ではみあたらない。以前に米国で検討された船用炉UNIMODは、図2.1に示すように、格納容器内がほぼ満水になるぐらいまで水を張っているが原子炉容器の周囲に水密容器（キャン）を配置し、サプレッション水が直接原子炉容器に触れるのを阻止している¹³⁾。

(2) 耐食性向上策の必要性

下記観点より、水漬け原子炉容器は、耐食性向上策が必要と考えられる。

- ① 原子炉容器は、炭素鋼製としており、通常 300℃程度の高温度にあるためマグネタイトという安定で密着性のよい不動態被膜で覆われる。しかしながら、原子炉容器表面は格納容器水の局部沸騰や濡れの繰返しおよび格納容器水の停滞による腐食性物質の濃縮等が起こり、容器表面が腐食する可能性がある。
- ② 原子炉容器表面に生じた錆びは、放射化され、腐食生成物として格納器水に拡散する可能性がある。腐食生成物が格納容器内に拡散すると、定期検査時の被曝低減のためその都度、格納容器内の除染作業が必要になる。

(3) 耐食性向上策

図 1.3 において、耐食性向上策の必要な部分を以下のように 3 つの部分に分けて検討する。

- ① 固定式断熱材施工部分
- ② 取外し式断熱材施工部分
- ③ ボルト・ナット部

① 固定式断熱材施工部分

固定式断熱材施工の原子炉容器表面は、溶接構造の水密性の断熱材ケーシングで覆われるため、格納容器水に直接触れることはない。従って、原子炉容器の腐食を長期にわたって阻止するには、2通りの方法が考えられる。

- 断熱材ケーシングの水密性を確保する
- 原子炉容器表面に耐食性向上策を施工する

以下両案について検討する。

i) 断熱材ケーシングの水密性を確保する

断熱材ケーシングの水密性が、原子炉の設計寿命にわたって維持できればよい。このためには、ケーシングの耐食性を向上させること、供用期間中の検査 (ISI) が必要となろう。

前者については、ステンレス鋼製ケーシングで問題となるのは、応力腐食割れ (SCC) である。一般に使用される SUS 304 鋼の高温水中での SCC に対する O_2 および Cl^- 濃度の影響を図 2.2 に示すが¹⁴⁾、低温でこのような限界は必ずしも明確にはなっていない。薄板のため、溶接時の熱影響は少なく鋭敏化が起こり難いと考えられるが、ケーシングの材料としては耐 SCC 性に優れたカーボン量の少ない SUS 304 L を使用するのが望ましい。

後者については、断熱材ケーシングの水密性を保証するための検査方法を確立する必要がある。線量率の高い、狭隘な場所での作業となるため、遠隔自動化する必要があるかもしれない。

ii) 原子炉容器表面に耐食性向上策を施工する

断熱材ケーシングの水密性にはあまり期待せずに、容器表面の耐食性向上策で対処する方法であり、以下の 4 方式が考えられる。

- 溶接肉盛
- セラミックコーティング
- 塗 装
- ライニング

固定式断熱材を施行した原子炉容器表面にこれら 4 方式を適用した場合の評価結果を表 2.1 に示す。本表より、このような部分にはステンレス鋼の溶接肉盛が最も適していることが分かる。

② 取外し式断熱施工部分

この部分は、水構造にはできないので、原子炉容器が格納容器水に接触するのは避けられない。この為、耐食性向上策が必要であり、方式としては、表 2.1 に示す 4 方式の内、ステンレス鋼の溶接肉盛が最適と考えられる。

③ ボルト・ナット部

ボルト・ナット部の断熱材も取外し式とする必要があるが、この部分は上記のような溶接肉盛は採用できない。考えられる耐食性向上策は、ボルト・ナットの材質をステンレス鋼にすることである。但し、この場合、製作上の検討、容器本体との熱膨脹差によるナットの緩みおよびスタッドボルト用の原子炉容器側ネジ部の耐食性向上策の検討が必要である。

以上、3つの部分についての耐食性向上策をまとめて表 2.2 に示す。

2.1.3 研究、開発課題の抽出

研究、開発課題としては、以下が考えられる。

- ① 固定式断熱材ケーシングの水密性を保証する方法
- ② ステンレス鋼製断熱材ケーシングの耐 S C C 性の確証試験
- ③ ステンレス鋼製ボルト・ナットの検討

2.1.4 水漬け原子炉容器の耐食性についての評価

以上に示したように、水漬け原子炉容器の耐食性については、技術的には可能と考えられるが、これまでの軽水炉の信頼性向上の大部分は水による腐食対策に向けられてきたことを考えると、本水漬け原子炉容器の耐食性については、多くの実証試験が必要と考えられる。

2.2 湿式格納容器の耐食性の調査、検討

2.2.1 MRX-1 の格納容器の設計仕様および使用条件の整理

MRX-1 の格納容器の設計仕様は今だ確定していないため、I-1 炉を基に、本項の調査検討に関連する仕様を以下のように設定した。

形 式	湿 式
材 質	炭素鋼
格納容器水温度	通常運転時 60℃ 最高約 264℃
格納容器水圧力	通常運転時 1 kg/cm ² g 最高 50 kg/cm ² g
格納容器水水質	中性 (pH 6~8)

2.2.2 MRX-1の格納容器の耐食性についての調査、検討

(1) 実績調査

湿式格納器は、陸上炉、船用炉共に実績または設計例があり、BWRでは、ほとんどが湿式格納容器を採用している。表2.3に主に耐食性の観点からの比較評価結果を示す。

船用炉はいずれも概念設計までのため詳細は不明であるが、陸上BWRでは格納容器の腐食に対する対策として、鋼製格納容器であったためもあり、塗装を行っている。

(2) 耐食性向上策の必要性

下記2点から、湿式格納容器の耐食性向上策は必要である。

- ① 炭素鋼製格納容器の腐食によって健全性が阻害されないようにするため。
- ② 格納容器表面に生じた錆びが放射化されて、格納容器水の放射能濃度を高め、格納容器内の線量率が高くなるのを避けるため。

(3) 耐食性向上策

原子炉容器表面と同様、ステンレス鋼の溶接肉盛も可能であるが、格納容器自身は通常運転時は常温に近い温度であることおよび経済性の観点より、塗装で十分と考える。

高温沸騰水中では、塗装はふくれを生じ、塗装としての機能を失うが、このような高温になるのは希な事象であり、また、塗装が損傷受けても直ちに腐食が進展するわけではない。図2.3に示すように、炭素鋼の中性水環境での平均腐食速度は、初期には0.285 mm/年程度で、1年経過時に0.1 mm/年以下となるので、設計圧力50 kg/cm²の格納容器では、十分な板厚があり、無視できる腐食量である。

なお、塗装要領としては、防錆効果のある無機亜鉛系塗料を下塗し、上塗として無機亜鉛系塗料の溶出を防止する目的でエポキシ系塗料を2回塗装するのが一般的である。

2.2.3 格納容器水の水質管理

BWRの格納容器水は、一次冷却系補給水と同等の中性水(pH6~8)としている。これは、格納容器水が事故時に一次冷却系と混合するため、同じ水質にしているものと考えられる。MRX-1炉の一次冷却系の水質仕様は未確定であるが、“むつ”と同等とすると、表2.4に示すようにpH6~8としているので、MRX-1炉の格納容器水の水質もpH6~8の中性水とする¹⁴⁾¹⁵⁾。

また、BWRの格納容器水は脱気しないが腐食の観点からは脱気する方が望ましい。常温の水の溶存酸素濃度は約8 ppmであるが、応力割れ防止のためには、0.1 ppm程度とする必要があり、脱気することが望ましい。

塩化物イオンについても、応力腐食割れ防止のためには、0.1 ppm程度にする必要がある。通常運転中格納容器水の塩化物イオン濃度が上昇することはほとんど考えられないが、図2.4のABWRの例のように¹⁶⁾、格納容器水の浄化系を設ける必要がある。

2.2.4 研究、開発課題の抽出

格納容器本体については、上述のように研究、開発課題はない。細かなところでは、例えば格納容器ペネトレーション部(特にベローズを有する蒸気系統)等の耐食性向上策の検討が詳

細設計段階では必要になろう。

2.2.5 湿式格納容器の耐食性についての評価

以上に示したように、湿式格納容器の耐食性については、BWRでの実績もあり、技術的には可能と考えられる。

但し、今回の検討範囲外である弁や計装品等の機器の水中仕様についても調査、検討が必要である。

あ と が き

水漬け格納容器を採用している次期設計炉（MRX-1）の原子炉容器等に用いる最適な水中断熱材並びにその施工方法を見出すために、現状技術の調査を行うと共に本断熱手法に関する設計用件を設定し、ISIや沈没時の崩壊熱除去の可能性等勘定の上、空気を断熱材とする単純な金属構造モデル（ミラーインシュレーション）を優位な概念として抽出した。

今後、本断熱構造を基本としてその具体化を図る必要がある。

また、原子炉容器および格納容器の耐蝕性について調査・検討し、格納容器水が接する原子炉容器、格納容器それぞれについて、ステンレス鋼の溶接肉盛、BWRで実績がある塗装が妥当であるとの見通しを得た。

謝 辞

本調査・検討を実施するに当たり、石川島播磨重工業株式会社殿に御協力いただいた。関係者に感謝したい。

細設計段階では必要になろう。

2.2.5 湿式格納容器の耐食性についての評価

以上に示したように、湿式格納容器の耐食性については、BWRでの実績もあり、技術的には可能と考えられる。

但し、今回の検討範囲外である弁や計装品等の機器の水中仕様についても調査、検討が必要である。

あ と が き

水漬け格納容器を採用している次期設計炉（MRX-1）の原子炉容器等に用いる最適な水中断熱材並びにその施工方法を見出すために、現状技術の調査を行うと共に本断熱手法に関する設計用件を設定し、ISIや沈没時の崩壊熱除去の可能性等勘定の上、空気を断熱材とする単純な金属構造モデル（ミラーインシュレーション）を優位な概念として抽出した。

今後、本断熱構造を基本としてその具体化を図る必要がある。

また、原子炉容器および格納容器の耐蝕性について調査・検討し、格納容器水が接する原子炉容器、格納容器それぞれについて、ステンレス鋼の溶接肉盛、BWRで実績がある塗装が妥当であるとの見通しを得た。

謝 辞

本調査・検討を実施するに当たり、石川島播磨重工業株式会社殿に御協力いただいた。関係者に感謝したい。

細設計段階では必要になろう。

2.2.5 湿式格納容器の耐食性についての評価

以上に示したように、湿式格納容器の耐食性については、BWRでの実績もあり、技術的には可能と考えられる。

但し、今回の検討範囲外である弁や計装品等の機器の水中仕様についても調査、検討が必要である。

あ と が き

水漬け格納容器を採用している次期設計炉（MRX-1）の原子炉容器等に用いる最適な水中断熱材並びにその施工方法を見出すために、現状技術の調査を行うと共に本断熱手法に関する設計用件を設定し、ISIや沈没時の崩壊熱除去の可能性等勘定の上、空気を断熱材とする単純な金属構造モデル（ミラーインシュレーション）を優位な概念として抽出した。

今後、本断熱構造を基本としてその具体化を図る必要がある。

また、原子炉容器および格納容器の耐蝕性について調査・検討し、格納容器水が接する原子炉容器、格納容器それぞれについて、ステンレス鋼の溶接肉盛、BWRで実績がある塗装が妥当であるとの見通しを得た。

謝 辞

本調査・検討を実施するに当たり、石川島播磨重工業株式会社殿に御協力いただいた。関係者に感謝したい。

参 考 文 献

- 1) JAERI-M 89-159 安保他「炉プラント構成要素の最適化の検討」1989年9月
- 2) K.Hanner Z:TOWARDS INTRINSICALLY SAFE LIGHT-WATER REACTORS.
ORAU/IEA-83-2 (M) -Rev. ASEA-ATOM, JULY 1983.
- 3) ASEA-ATOM: PIUS NUCLEAR POWER PLANTS
- 4) 東京大学工学部附属原子力工学研究施設：固有安全炉短期研究会関連論文集
UTNL-R 0181, 1985年11月
- 5) (社)日本原子力学会「船用炉工学研究専門委員会」：Design study of the Primary
System of the Intrinsically Safe and Economical Reactor, 第17回会合, 昭和61.5.6
- 6) (社)日本電気協会：軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査 JEAC 4205-1980
- 7) 石川島播磨重工業株式会社, 日本原子力船研究開発事業団向「改良船用炉に適用する安全
基準の作成に関する調査」
- 8) Howard E.Goldstein:FIBROUS CERAMIC INSULATION, NASA-CP-2251
- 9) ZIRCAR PRODUCTS, INC.:ジルカー超高温用断熱材カタログ
- 10) 日本規格協会：セラミックファイバークラケット JIS R 3311-1985
- 11) 電気化学工業(株)：デンカアルセン断熱材カタログ
- 12) 養賢堂：熱物性資料集 断熱材編, 日本熱物性研究会編, 1983
- 13) P.C.Zmola et al: "The Unified Modular Plant, A Compact Nuclear Steam Generator
for Marine Application" CEND-169, Dec. 1962
- 14) 岡本他：「PWR水質管理技術の向上」三菱重工技報 Vol.19, No.6 1982-11
- 15) 日本原子力船開発事業団：「原子力船むつ, 水・ガス管理要領」操作手引書 Vol X, 昭和
48年3月
- 16) ISU(株)：「軽水炉第3次改良標準化計画総合データ」, 通商産業省
原子力発電課監修

表 1.1 PIUS 炉および ISE R 炉の水中断熱材に関する比較 (1/4)

項目	P I U S	I S E R
1. 断熱される容器、機器	詳細不明 (プール水中の一次系機器であるライザー、蒸気発生器、一次水循環ポンプ等、すべてと想定される 4)) (付録 1 参照)	原子炉容器内の構造物 (ライザー、コアバレル、インターフェース、蒸気発生器等) (付録 1 参照)
2. 断熱材材料名	ステンレス鋼の薄鋼板とワイヤメッシュの多重層 2) 3) (フランスの Creusot-Loire 社製) 他に ZrO ₂ セラミックスについても検討中 3)	以下の 3 案を検討 4) 5) (1) ZrO ₂ (溶射) + Ni-Cr アンダーコート (2) ZrO ₂ (焼結体タイルまたは多孔質レンガ) + 接着剤 (3) ステンレス鋼ゲージ入り断熱材 (セラミックファイバ (Al ₂ O ₃ + SiO ₂), Heガス)
3. 使用環境条件	・ 通常運転時の断熱材の配置される環境 3) : 圧力 9.2MPa、温度 50℃ のプール水 ・ 断熱材の配置される容器の内側一次水 (炉心入口/出口 : 263 / 294℃) と外側プール水の温度差 : 最大 244℃ *94kg/cm ² ab.	・ 通常運転時の断熱材の配置される環境 4) 圧力 123kg/cm ² a、約 70℃ のプール水 ・ 断熱材の配置される容器の内側一次水 (炉心入口/出口 : 283 / 314℃) と外側プール水の温度差 : 最大 244℃

表 1.1 PIUS炉および I S E R 炉の水中断熱材に関する比較 (2/4)

項目	PIUS	I S E R	
炉名称 4. 断熱特性 (1) 材料構成	SUS sheet SUS gauze SUS 316L ステンレス鋼の薄板とワイヤメッシュの多重層	ZrO ₂ タイル / レンガ断熱材 SUS 316L adhesive ZrO ₂	ステンレス鋼ケーシング入り断熱材 ceramic fiber SUS 316L helium gas
(2) 熱伝導率	約 1 Kcal / m h °C (ASEA-ATOM のデータ)	約 2 Kcal / m h °C	約 0.03 Kcal / m h °C 0.1644 Kcal / m h °C (10MPa, 400°K)
(3) 断熱材厚さ	約 1 インチ / パッケージ	約 50 mm	約 25 mm
(4) 熱損失	・ 約 1kW / ft ² (*) (10.6kW / m ²) ・ 原子炉出力の約 1% (約 15MW)	10.9 kW / m ² 原子炉出力の約 0.6% (断熱材施工面積 400m ²)	13 kW / m ²
(*) スウェーデンの STEDSVIK 研究センターでの断熱材実験による。実験装置の概念は図 1.1 参照。			

表 I.1 PIUS 炉および ISE R 炉の水中断熱材に関する比較 (3/4)

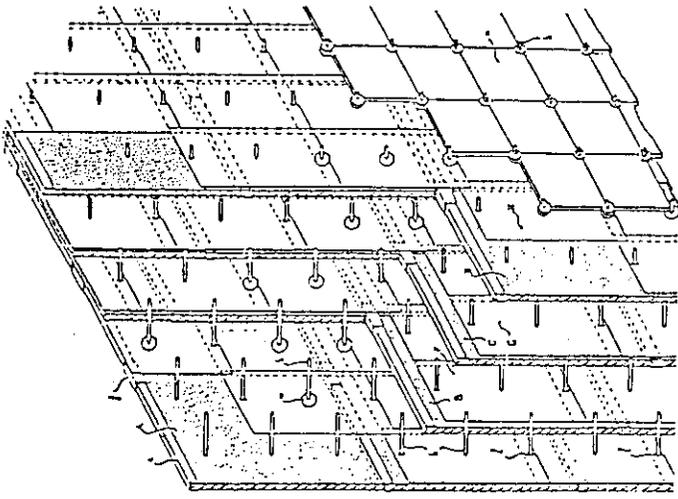
項目	炉名称	P I U S	I S E R
5. 耐食性	問題なし (スウェーデンの studsverk での腐食試験で確認済み。)	高温・高圧水およびボロン水に対して腐食されにくい材料である。	
6. 耐放射線性	詳細不明 (但し、この断熱材は、私のガス冷却炉で使用実績有り)	寿命期間中受けると考えられる放射線照射に対して母材、溶接部とも健全である。	
7. 構造 (装着状況)	<p>・ 取付はボルト等の機械要素で行う。(下図参照)</p> 	<p>ZrO₂ タイル / レンガ断熱材</p> <p>詳細不明</p> <p>接ぎ口の耐熱性、断熱材と構造材との熱膨張差 (SUS: 16×10^{-6}、ZrO₂: 8×10^{-6}) との問題から、ピス止め、格子状形状、固縛等の施工方法が必要</p>	<p>ステンレス鋼ケーシング入り断熱材</p> <p>詳細不明</p> <p>・ 二重管をライザ内筒へ挿入し一体化する。</p>

表 1.1 PIUS 炉および I S E R 炉の水中断熱材に関する比較 (4 / 4)

項目	PIUS	I S E R	
炉名所		ZrO ₂ 断熱材	ステンレス鋼ケーシング入り断熱材
8. 長所、短所	(a) ステンレス鋼の薄板ではきんだメッシュウイヤにより、熱対流を抑制するための小対流セルを形成し、水の移動を極力押さえ、断熱効果を得る。 (空気による断熱より効果は劣る)	(A) ZrO ₂ 溶液+アンダーコート ・ 原子炉容器と接しているため断熱性能の面では理想的 ・ ZrO ₂ タイルは50mm程度の厚度でPIUSの断熱材と同程度の損失熱流束となる。	(C) SUS+セラミックファイバ 断熱性能からは最も効果的。 PIUSの断熱材の約1/30の損失熱流束となる。
(2) 短所	(a) 高価である。(程度は不明)	(a) 溶剤厚さ(最大1mm程度)が薄く、断熱性能不足。 (b) 接着剤の耐熱性に問題あり。ZrO ₂ と原子炉容器との熱膨張差によるハクリが発生しやすい。 ハクリにより間隙が発生すると断熱性能が低下する。 (c) 高価である。(タイル厚さ5mmの場合、一般断熱材の約250倍)	(a) 耐圧容器にすると板厚が非常に大きくなる。 (b) セラミックファイバは空気保持で断熱性能確保しているの で、水分を吸収すると断熱性能低下する。
9. 開発課題	(1) 断熱材についてコンクリート圧力容器を使った大規模モデルで、広範囲の試験が、stusvikで実施されたが、この他に、各種の詳細形状モデルを使った試験が必要。	(1) 間隙発生による断熱性能低下実証試験 (2) 適切な温度・圧力条件下でのZrO ₂ 断熱性能確認試験 (3) 詳細な施工方法の検討	(1) 適切な温度・圧力条件下での実証試験 (2) 構造設計、製作という観点からの詳細な検討 (3) 断熱材の性能および構造を決めるための実証試験

表 1.2 MRX-1 用水中断熱材の設計要件 (1 / 3)

設 定	説 明
(1) 使用温度、圧力 60°C、大気圧	<p>通常時の格納容器水温度、圧力でI-I炉の設計条件に同じ。 なお、LOCA時は、解析結果（熱除去系統の除熱効果を考慮した最大口径の体積化学制御系統50φの両端破断）によると約50kg/cm²G、264°C（飽和）となるが、この時の断熱性能は問わないものとする。</p>
(2) 設置スペース 主要部断熱材全体の目標厚さは 30~40mm程度以下	<p>後述「1.4.1 断熱材の構造、施工方法」で選定した断熱方式では、供用期間中検査（ISI）、燃料交換等の際の原子炉容器フランジ締付ボルト・ナットの着脱が支障なく実施でき、かつ放熱損失が抑制できれば、断熱材厚さは薄い程よい。</p>
(3) 使用環境 (A) 水 質 中性 (PH: 6~8)	<p>「2. 水消け原子炉容器等の耐蝕性についての調査、検討」で耐蝕性向上の観点から設定した水質。</p>
(B) 放射線 線量率 中性子線量率: 6×10 ⁷ mrem/h ガンマ線線量率: 6×10 ⁵ mrem/h	<p>MRX-1 の概念のベースとなった先の「炉プラント構成要素の最適化の検討」での設計炉（I-I炉）の設計結果に同じ。</p>

表 1.2 MRX - 1 用水中断熱材の設計要件 (2 / 3)

	設 定	説 明
(C) フルーツ	1×10^{16} nvt	耐用期間20年、100%出力、稼働率80%とした断熱材の取付く原子炉容器外表面でのフルーツの設計結果 (I-1炉) に同じ。
(4) 保守、点検要求	原子炉容器の I S I は、同容器を開放して内面から行う。 このため、開放、点検時に取外しを要する断熱材は着脱可能、その必要のないものは着脱不用とする。	フランジ締付ボルト部などに設ける断熱材は、解体・組立ができるよう、着脱可能とする。 但し、この必要のない部分の断熱材は着脱不用とする。
(5) 要求断熱条件	定常運転時の原子炉容器外表面からの放熱量は定格熱出力の約 0.7%以下とする。	原子炉容器胴の内外面の許容温度差からの放熱損失制限、プラント熱効率向上の観点、設計実績 (PIUS炉：約 1%、ISER炉：約 0.6%) 等を考慮し、約 0.7%以下を目標値とする。 (なお、許容放熱損失の目標値については付録 2 を参照)
(6) 要求放熱条件	沈没時の前壊熱除去ができること。	

表 1.2 MRX-1 用水中断熱材の設計要件 (3 / 3)

	設 定	説 明
(7) 水中での劣化	断熱材またはこれを包むケーシング材は耐食性材料とする。 また、断熱材は水中に溶出しなないと。	断熱材をケーシングで包むことにより、断熱性能の劣化、腐食の発生、溶出、破片の格納容器内への飛散の可能性をなくする。
(8) 耐用期間 (取替可能性)	20 年 (但し、必要な場合には修理、交換等を行う)	MRX-1 の概念のベースとなった 1-1 炉の耐用年数 (設計条件) に同じ。
(9) 遮蔽効果の要件	断熱材には、特に遮蔽効果は期待しない。	遮蔽効果に安全側の余裕として考える。
(10) 強度	断熱材を包むケーシングは通常運転時、内部気体の膨張圧力および外からの水圧に対して十分な強度を有するものとする。	後述「1.4.1 断熱材の構造、施工方法」の通り、断熱材はケーシングに内包し、このケーシングを原子炉容器外表面に固定する。 このため、断熱性能を確保する上でケーシングには十分な強度が必要となる。

表 1.3 原子炉容器の供用期間中検査対象箇所および検査方法

図中の 番号	検査対象箇所	試 験 方 法	
①	容器円周方向溶接部	内面から行う	体 積 (自動UT)
②	一次冷却水ポンプノズルと容器胴との溶接部		
③	一次冷却水ポンプノズル内面コーナ		
④	容器胴フランジネジ部およびリガメント	内面から行う	体 積 (手動UT)
⑤	溶接フランジ用植込みボルト	取外して行う	
⑥	容器フランジ植込みボルト用ナット		
⑦	容器内表面	内面から行う	肉 眼 (遠 隔)
⑧	加圧器スプレイ配管用管台と容器胴との溶接部	外面から行う	肉 眼
⑨	容器フランジ植込みボルト用ワッシャ	取外して行う	
⑩	給水・蒸気ノズル付スリーブ締め付けボルト およびナット		

表 1.4 断熱材の構造と設計要件の比較

断熱材施工方式	断熱材構造			設計要件										特徴、問題点等	総合評価 ○:良 ◎:優	設計・検討実例	
	断熱材	取付	断熱性能	断熱性能	使用に耐える ・温度	振動に耐える	耐放射線性	耐食性	水質管理	保守・点検	製作性	耐用期間					
モジュール	断熱材	取付	断熱性能	ZrO ₂ タイル/レンガ	△	○	△	○	△	△	○	△	○	×	<ul style="list-style-type: none"> 構造簡単。 接着剤の耐熱性、ハケリ発生等の面で信頼性に問題あり。 接着剤の経年劣化等の面で信頼性に問題あり。 	◎	ISER
				SiO ₂ ファイバータイル	△	○	△	○	△	△	○	△	○	×			
接合	断熱材	取付	断熱性能	SUSの薄板とワイヤメッシュの多重層(格子状型挿入)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器とケーシングの間隙へ入った格納容器水は沸騰し、放熱損失が増大する。 	◎	
				ケーシング入り断熱材(セラミックファイバー等)	△	○	○	○	○	○	○	△	○	○			
溶接固定	断熱材	取付	断熱性能	空気	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 構造簡単、断熱性能良い。 	◎	
				セラミックファイバー(ボード、フェルト、ブランケット、バルク等)	○	○	○	○	○	○	○	△	○	○			
接合	断熱材	取付	断熱性能	シリコンゴム(超耐熱用)	○	○	△	○	△	○	○	○	×	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器とケーシングの間隙へ入った格納容器水は沸騰し、放熱損失が増大する。 	○		
				ケーシング入り断熱材(セラミックファイバー等)	△	○	○	○	○	○	○	△	○				○
取外し式	断熱材	取付	断熱性能	ボルト等の機械要素	△	○	○	○	○	○	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 構造簡単、断熱性能良い 但し、対流・輻射伝熱に対する配慮が必要。 	○		
接合	断熱材	取付	断熱性能	ボルト等の機械要素	△	○	○	○	○	○	○	○	○				<ul style="list-style-type: none"> 構造簡単、断熱性能良い 但し、対流・輻射伝熱に対する配慮が必要。

表 1.5 断熱材料の特性比較

断熱材名称 特性	ジルコニア系			アルミナ・シリカ系					耐火断熱レンガ 12)
	ジルコニア ブランケット9)	ジルコニア ボード9)	ジルコニア フェルト9)	セラミックファイバー ブランケット10)	アルミナ ボード9)	デンカアルセ ンパルク 11)	デンカアルセ ンボード 11)	耐火断熱レンガ 12)	
成分 (%)	ZrO ₂ : 92 Y ₂ O ₃ : 8	ZrO ₂ : 90 HfO ₂ : 2 Y ₂ O ₃ : 8	ZrO ₂ } 99 HfO ₂ } Y ₂ O ₃ }	アルミナファイバー (Al ₂ O ₃ : 48 SiO ₂ : 51)	Al ₂ O ₃ : 83 SiO ₂ : 17 不純物 < 1	Al ₂ O ₃ : 80 SiO ₂ : 20	Al ₂ O ₃ : 76 SiO ₂ : 20	耐火断熱レンガ 12)	
比重	0.10	0.48	0.24	0.16	0.48	0.1 ~ 0.15	0.18	Al ₂ O ₃ : 85.7 SiO ₂ : 13.6 Fe ₂ O ₃ : 0.1	
気孔率 (%)		92	96		85			63	
最高使用温度 (°C)		2.200		1.260	1.650	1.600	1.600		
比熱 (cal/g°C)	0.12	0.14 (400°C) 0.16 (800°C)			0.22 (400°C) 0.28 (800°C)	0.27	0.27		
曲げ強度 (kg/cm ²)		5.96	破断強さ 0.11kg/cm ²		31.6			33	
圧縮強度 (kg/cm ²)	引張強度 0.7	2.94	0.98 (20%圧縮下で)		14.1			65	

熱伝導率は図 1.5 による。

表 1.6 溶接固定方式水中断熱材の熱伝導率

断熱材名称	ステンレス鋼 (SUS304)	セラミックファイバー	空	気	耐火断熱レンガ
(1) 原子炉容器内表面熱伝導率 (Kcal/m ² h°C)	4.000	→	→	→	→
(2) 原子炉容器胴 ○ 厚さ (mm)	130	→	→	→	→
○ 熱伝導率 (Kcal/mh°C)	40	→	→	→	→
(3) 断熱材 ○ 厚さ (mm)	20	→	→	→	→
○ 単位放熱面積 (m ²)	1	→	→	→	→
断熱材専有面積 (m ²)	0.9702	→	→	→	→
格子骨専有面積 (m ²)	0.0298	→	→	→	→
○ 熱伝導率 (Kcal/mh°C)	0.456	0.482	0.685	0.963	0.963
(伝熱割合 (%))	(94)	(89)	(63)	(45)	(45)
(格子骨を通る伝導断熱材を通る伝熱のふく射)	(6)	(11)	(7)	(55)	(55)
(4) ケーシング天板 ○ 厚さ (mm)	10	→	→	→	→
○ 熱伝導率 (Kcal/mh°C)	13	→	→	→	→
(5) ケーシング天板外表面熱伝導率 (Kcal/m ² h°C)	1.000	→	→	→	→
(6) 断熱材の総括熱伝導率 (Kcal/m ² h°C)	21.93	23.05	32.31	44.36	44.36
(7) 全体の総括熱伝導率 (Kcal/m ² h°C)	20.35	21.31	29.00	38.36	38.36

表 2.1 原子炉容器の耐食性向上の比較

既 要 項 目	溶 接 肉 盛		セラミックコーティング		塗 装		ラ イ ニ ン グ		備 考
	耐食性の改善を目的として金属 素材にステンレス鋼、ニッケル 合金等の耐食性材料を肉盛溶接 する方法。	ステンレス鋼	耐熱性、耐食性、耐磨耗性など の改善を目的として、金属素地 の表面にセラミックス被膜を 作る方法。	溶 射	シリコーン樹脂系	シリコーンゴム	耐食性の改善を目的として金属 素材の上にプラスチックやゴム の被膜を形成する方法。	シリコーンゴム	
仕 様									各方法において最速と考えられ る方式、材料等を選定。
耐 食 性	良 好	良 好	○ 開発要素あり。 封孔処理が必要	△	× 高温水中では劣る。	×	× 高温水中では劣る。	×	
耐 熱 性	良 好	良 好	○ 良 好	○	× ドライでは使用実績有。 沸騰水中ではふくれ発生。	×	× 300℃では30日で伸びが 1/3に変化。	×	
耐 放 射 線 性	良 好	良 好	○ 良 好	○	△ 劣 る	△	劣 る	△	
耐 久 性	良 好	良 好	○ 良 好	○	△ 劣 る	△	劣 る	△	
製 作 性	可 能	可 能	○ 可 能	○	○ 可 能	○	可 能	○	
母材との接着性	良 好	良 好	○ 開発要素あり。	△	× 劣 る	×	劣 る	×	
保 修 性	現場補修可能	現場補修可能	○ 現場補修可能	○	○ 現場補修可能	○	現場補修可能	○	
除 染 性	良 好	良 好	○ 空孔あり	△	○ 良 好	○	良 好	○	
実 績 (水中、高温金属表面に対し)	原子炉容器の内面で多くの 実績あり。	原子炉容器の内面で多くの 実績あり。	○ な し	△	△ な し	△	な し	△	
経 済 性	高 価	高 価	高 価	△	○ 安 価	○	安 価	○	
総 合 評 価	性能、実績という点で最も 信頼性がある。	性能、実績という点で最も 信頼性がある。	○ 将来技術として可能性あり。	△	× 高温環境では性能が劣る。	×	高温環境では性能が劣る。	×	

表 2.2 原子炉容器各部の耐食性向上策のまとめ

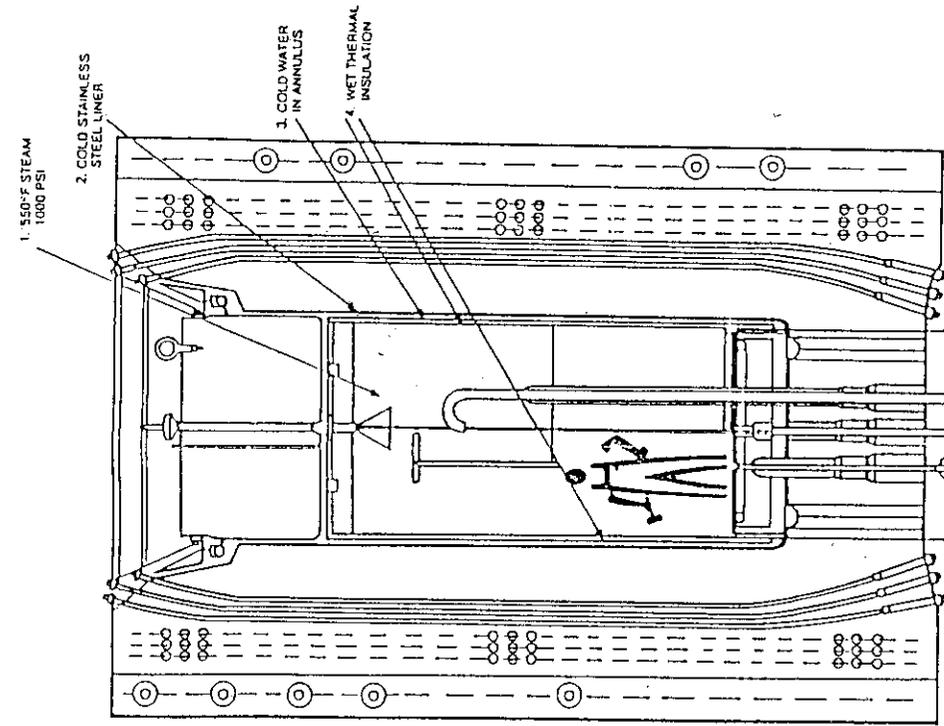
	固定式断熱材施工部分	取外し式断熱材施工部分	ボルト・ナット
耐食性向上策の必要性	<p>原子炉容器表面は水密構造の断熱材ケーシングで覆われるため、水との接触は阻止され、腐食しない。</p>	<p>水密構造には出来ないの で、水と接触する可能性 があり、対策が必要。</p>	同 左
耐食性向上策	<p>次の2案が考えられる。</p> <p>① 断熱材ケーシングの健全性維持 (水密性、耐食性)</p> <p>② 原子炉容器表面をステンレス鋼の内盛溶接。</p>	<p>ステンレス鋼の内盛溶接 又は、セラミックコー ティング施工。</p>	ボルト・ナットの材質を ステンレス鋼とする。
開発要素	<p>断熱材ケーシングの応力腐食割れ発生有無確認及び水密確認方法検討。</p>	<p>セラミックコーティング の場合、腐食の確認 実験。</p>	<p>製作性の検討及び熱膨脹 率の相違によるナットの 緩みの対策。 炭素鋼 < S U S</p>

表 2.3 湿式格納容器の仕様

項目	陸		上		炉		船		用		貯		備考										
	B	W	R	A	B	W	R	C	A	P	U	N		I	M	O	D	C	N	S	G	E	F
格納容器形式	湿式		同		左		同		左		同		左		同		左		同		左		
設計圧力	3.16kg/cm ²		同		左		同		左		同		左		同		左		同		左		
設計温度	ドライウエル 171°C サブレーション 104°C		同		左		同		左		同		左		同		左		同		左		
材料	鋼製 JISG3118 3種 JISG3115 1種		鉄筋コンクリート型 没水部ライナ ドライウエルライナ 炭素鋼		SUS		プレストレストコンクリート型 ライナ 炭素鋼		鋼製 ASME SA-212B		鋼製 ASME SA-249		ドライウエル DIN17155H11 ウエルトウエル 船体構造用鋼板										
防食方法	塗装		耐食材料使用				塗装		塗装														
格納容器水	一次系の補給水と同等。 中性の純粋。		同		左		ボロン水		ボロン水														
水質管理	通常運転時は何もせず。		同		左		同		左		同		左										
原子炉容器との接触	構造上ウエルトウエルを分離。		同		左		同		左		同		左										

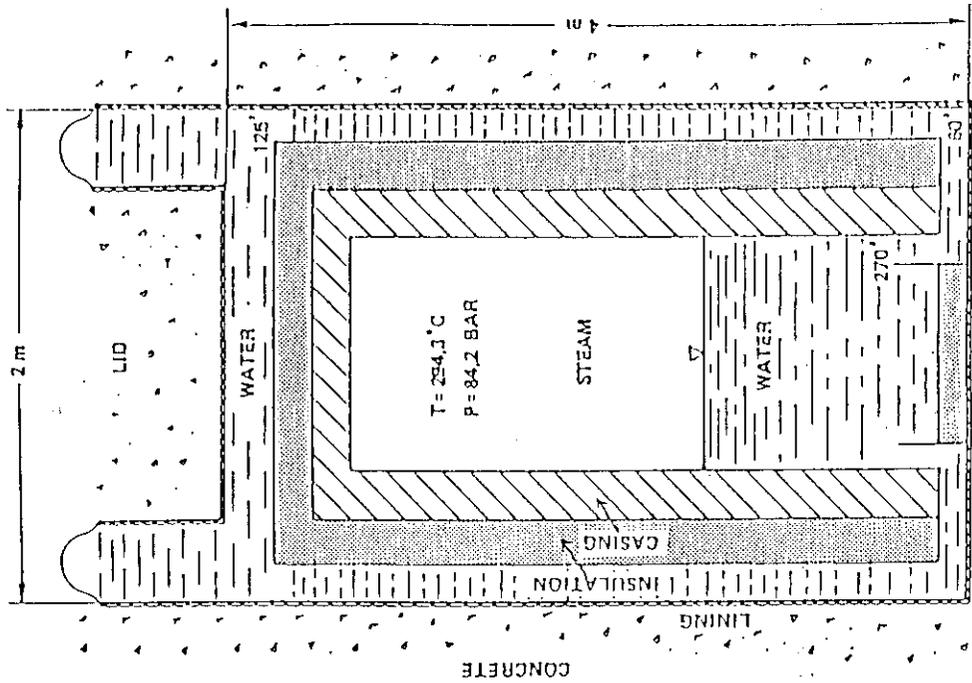
表2.4 軽水炉の水量仕様

	P		W		R		原子力船“むつ”	
	一次冷却水		補給水		一次冷却水		補給水	
導電率 (at 25 °C) $\mu S/cm$	1 ~ 40*				< 1		< 0.5	
溶存酸素 ppm	≤ 0.005		≤ 0.1		< 0.1		< 0.1	
pH (at 25 °C)	4.2 ~ 10.5*				6 ~ 8		6 ~ 8	
塩化物イオン ppm	≤ 0.05		≤ 0.05		< 0.15		< 0.15	
ふっ化物イオン ppm	≤ 0.05		≤ 0.05		< 0.15		< 0.15	
ほう素 ppm	0 ~ 4000*							
不溶解物 ppm	≤ 1				< 1		< 1	
備考	(*)運転状態によって変わる。							



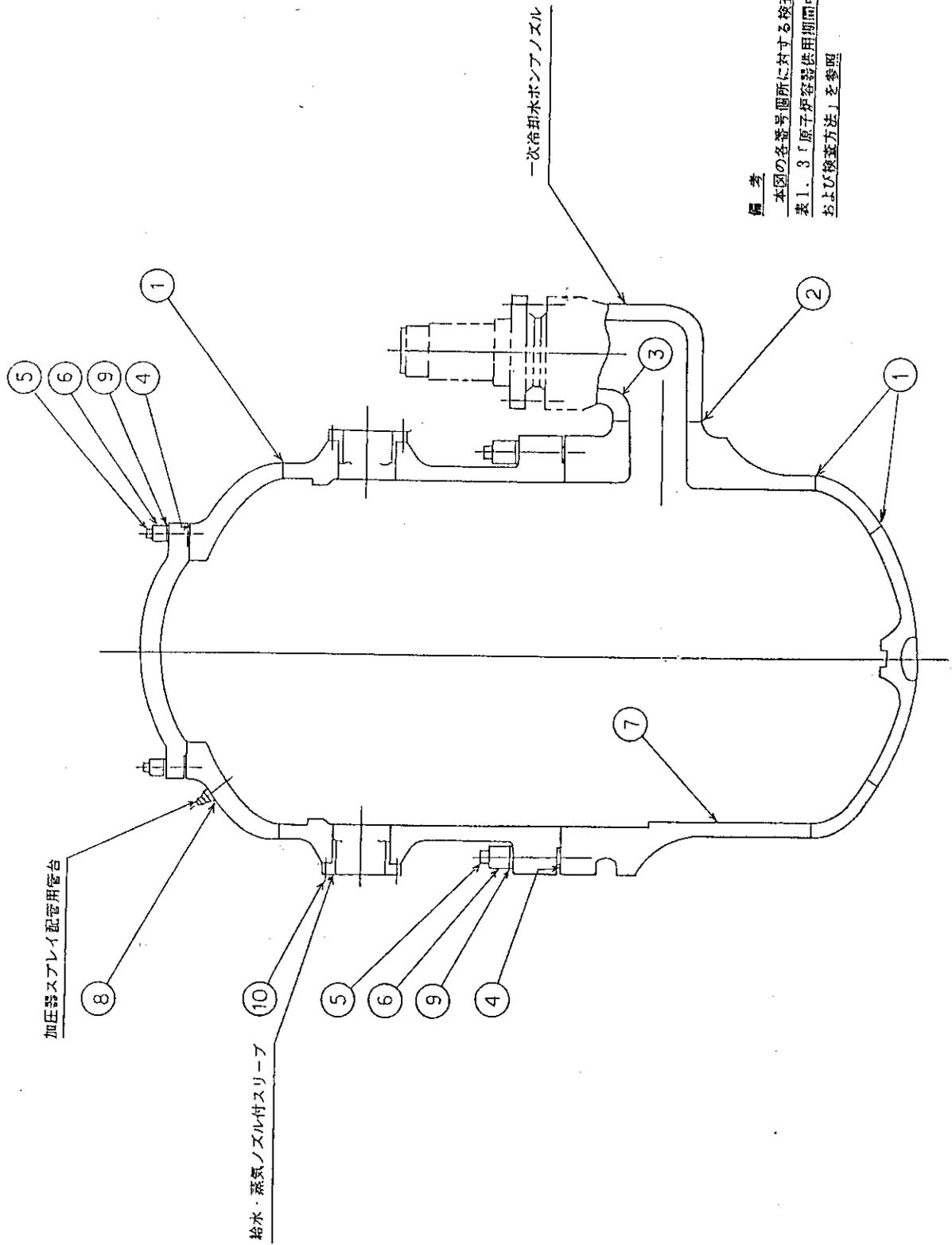
PIRV Model vessel used for tests with wet thermal insulation

Test of water-filled thermal insulation in the experimental concrete vessel at the Studsvik research center



ASEA-ATOM

図 1.1 P I U S 炉用水中断熱材の実験装置概念図⁹⁾



備考
 本図の各番号箇所に対する検査方法は、
 表1. 3「原子炉容器供用期間中検査対象箇所
 および検査方法」を参照

図 1.2 原子炉容器供用期間中検査対象箇所

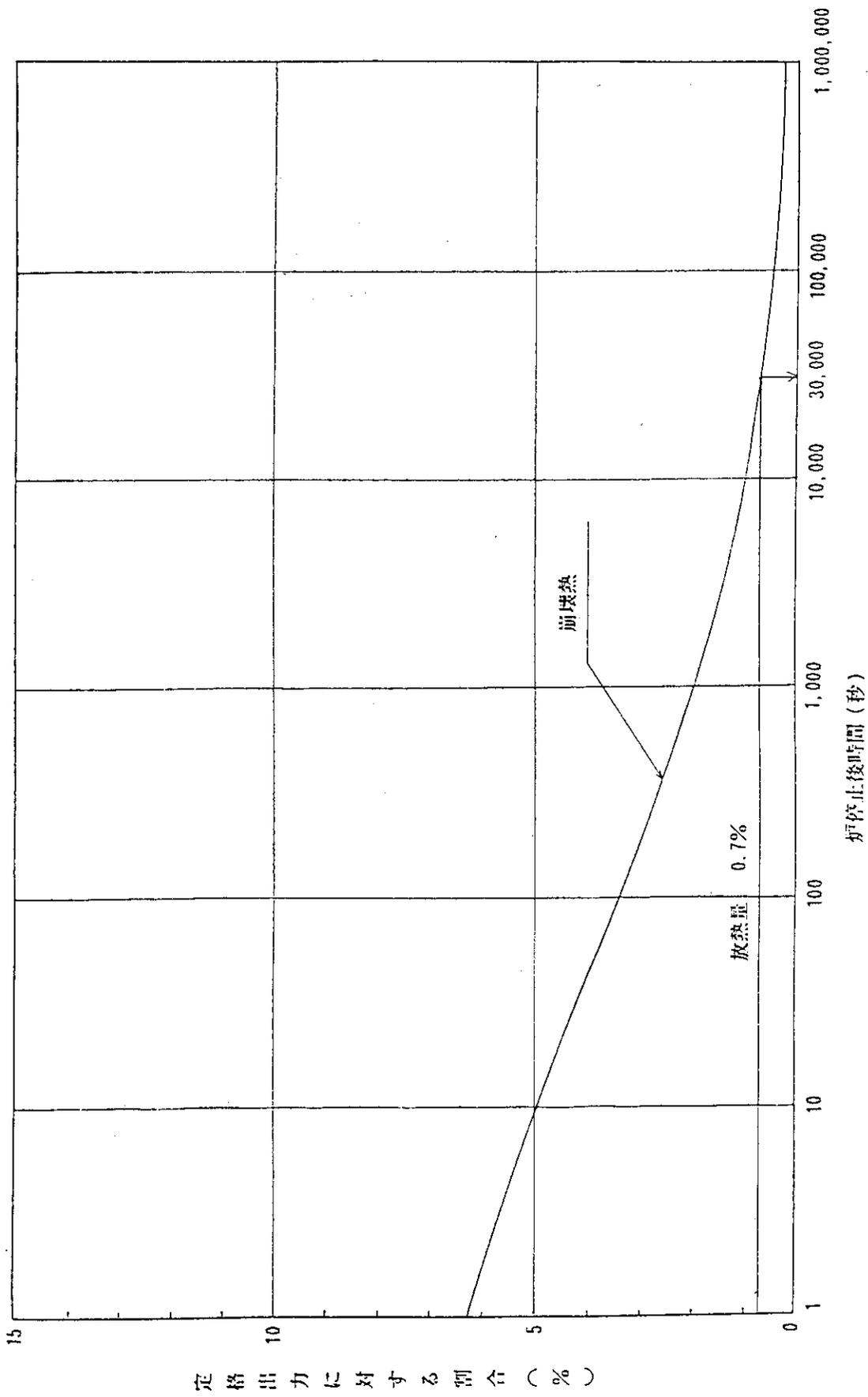


図1.3 炉停止後の崩壊熱

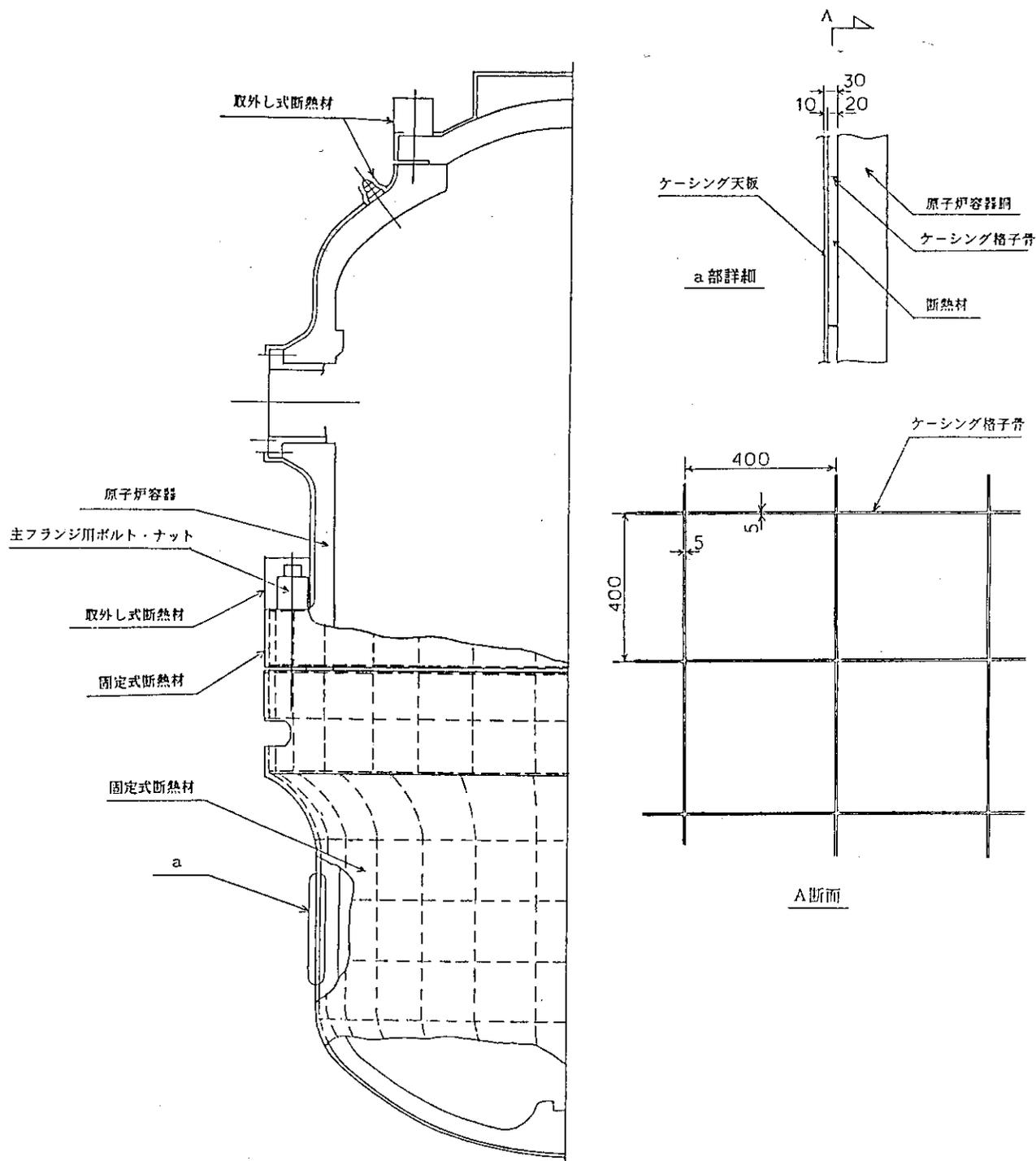


図 1.4 断熱材の概略構造・配置

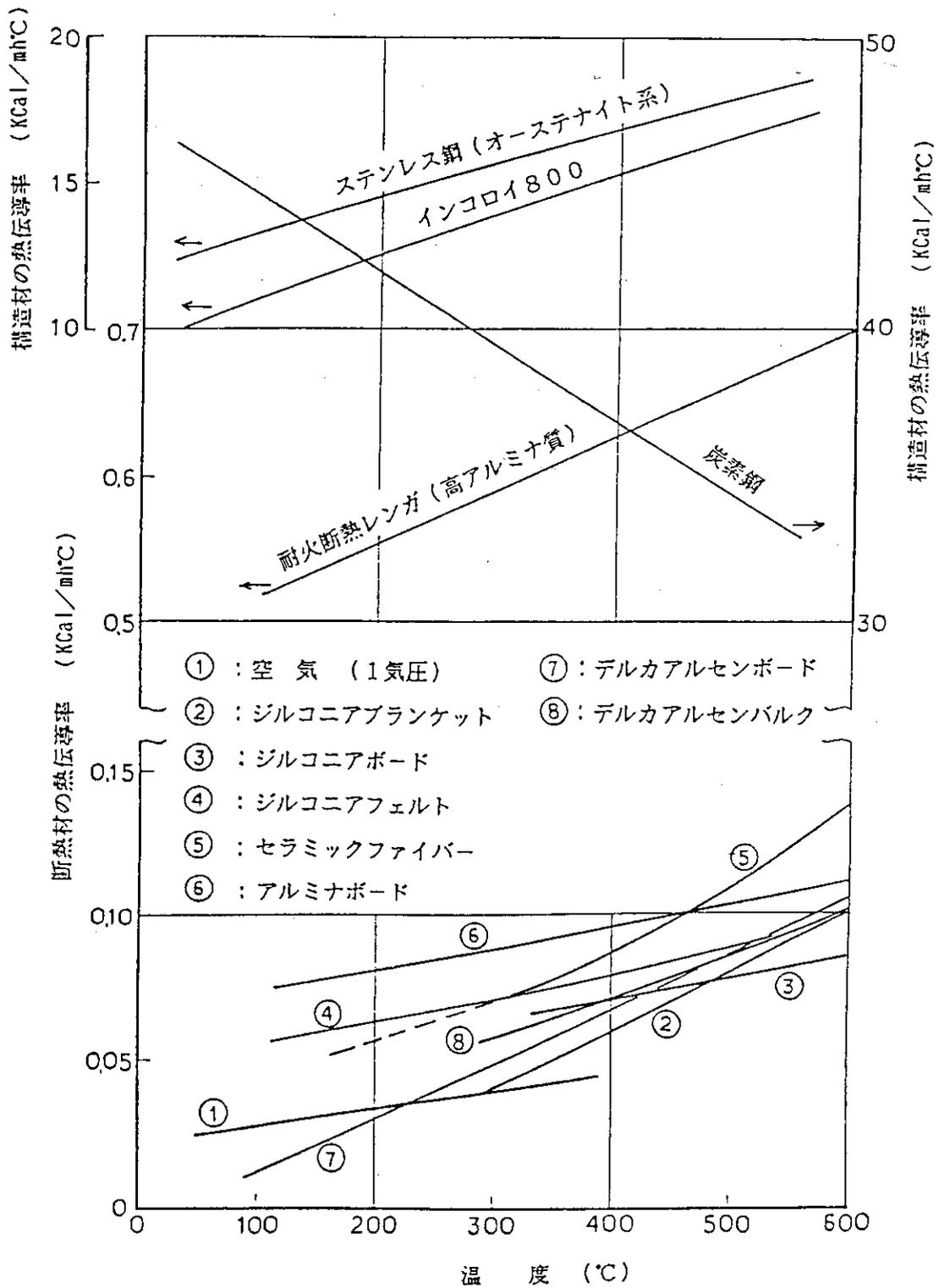


図 1.5 断熱材，構造材の熱伝導率

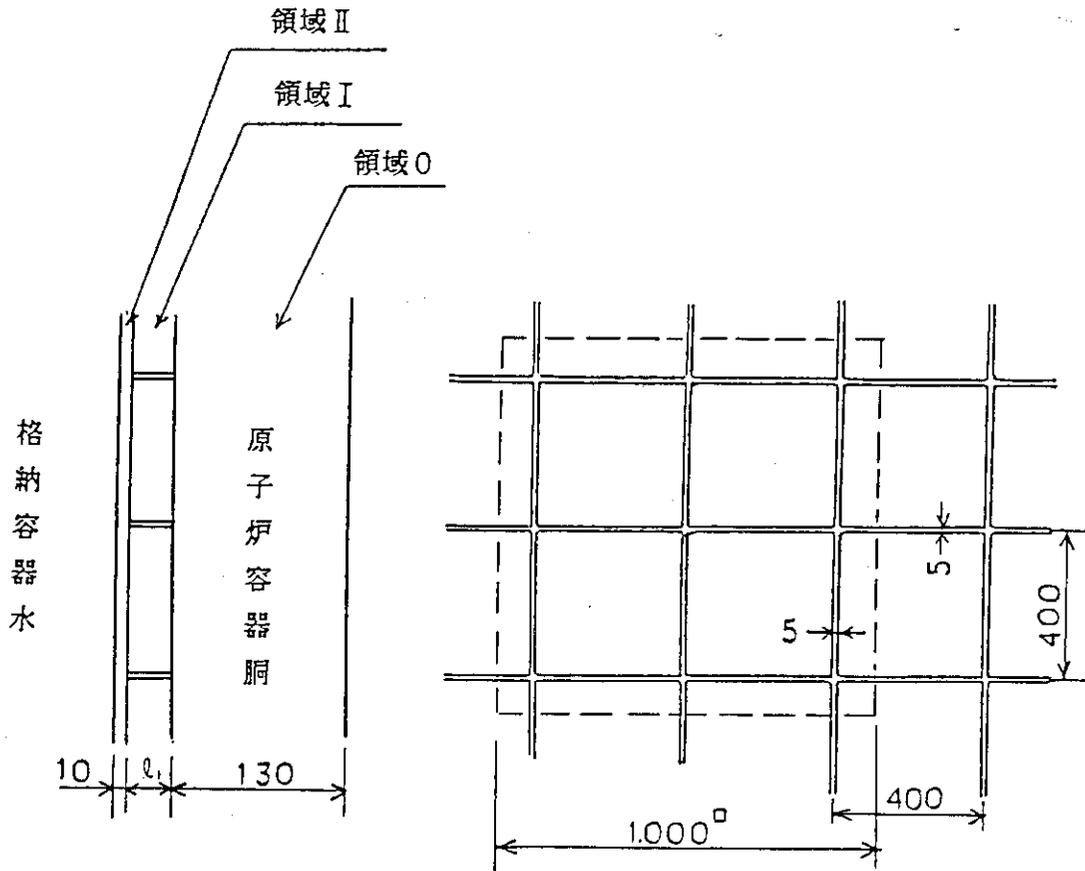


図 1.6 断熱材構造モデル

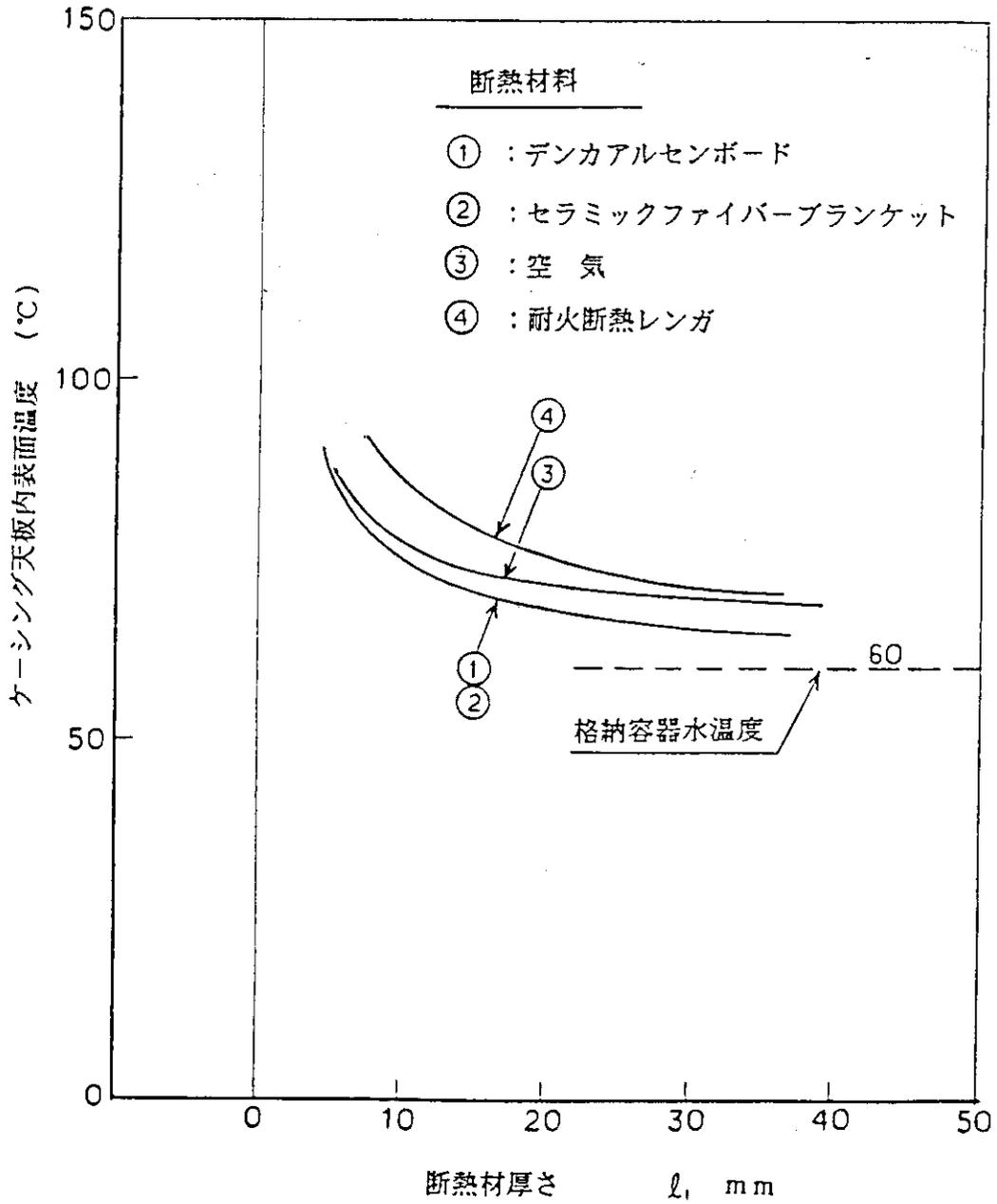


図 1.7 断熱材ケージング天板内表面温度の変化

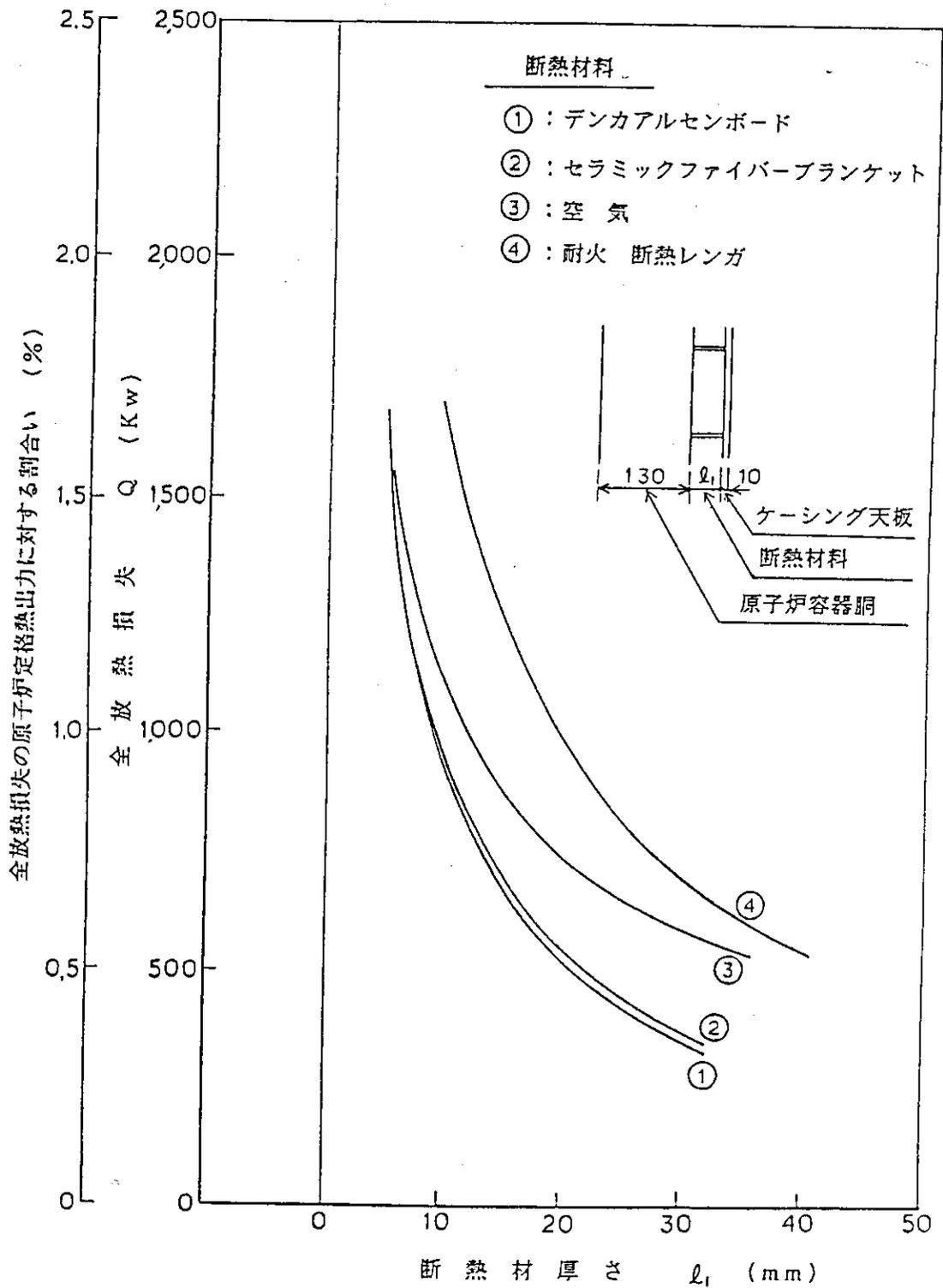


図 1.8 断熱材厚さと全放熱損失との関係

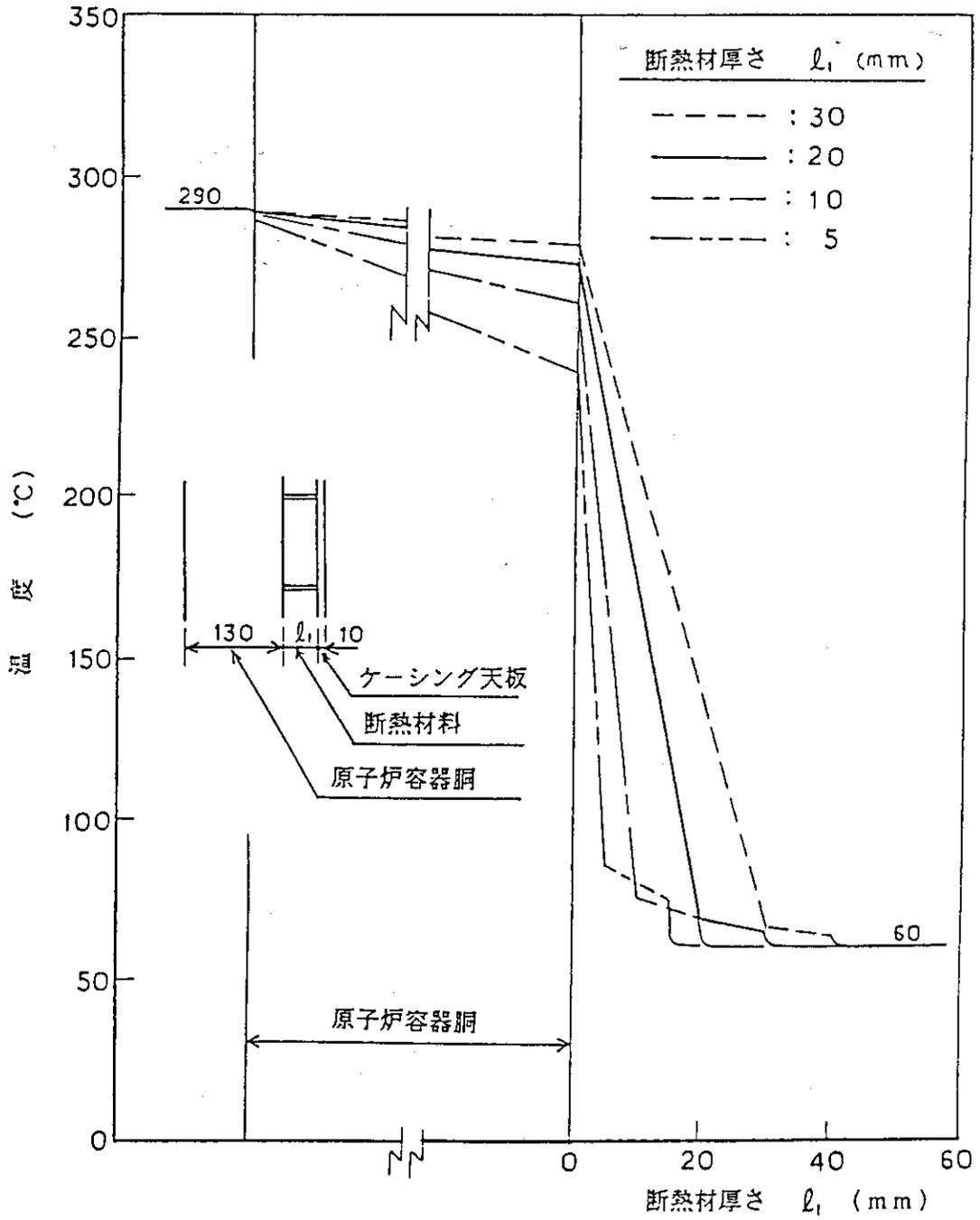


図 1.9 断熱材厚さと温度分布との関係 (1/2)
(デンカアルセンボード)

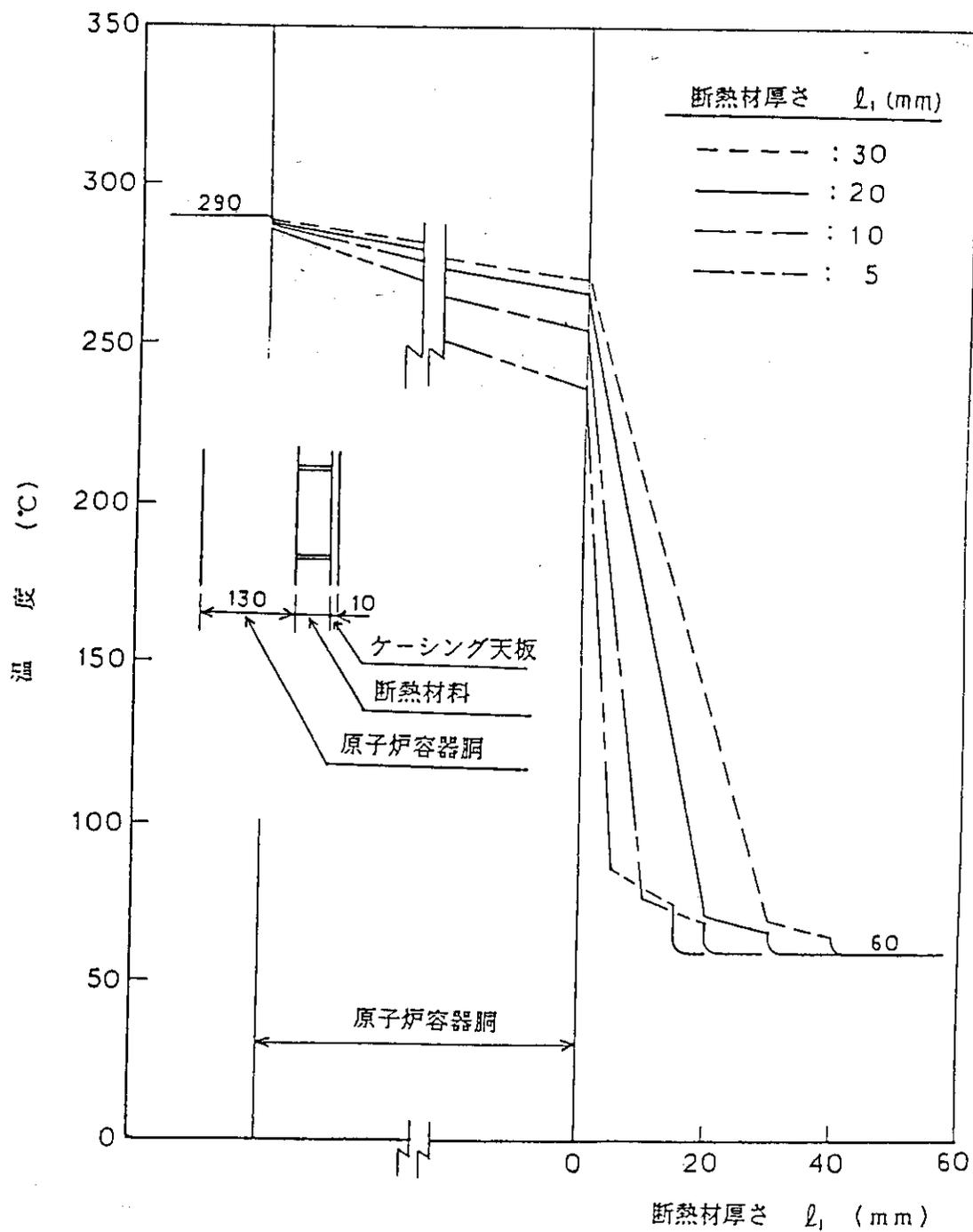


図 1.9 断熱材厚さと温度分布との関係 (2 / 2)
(空気)

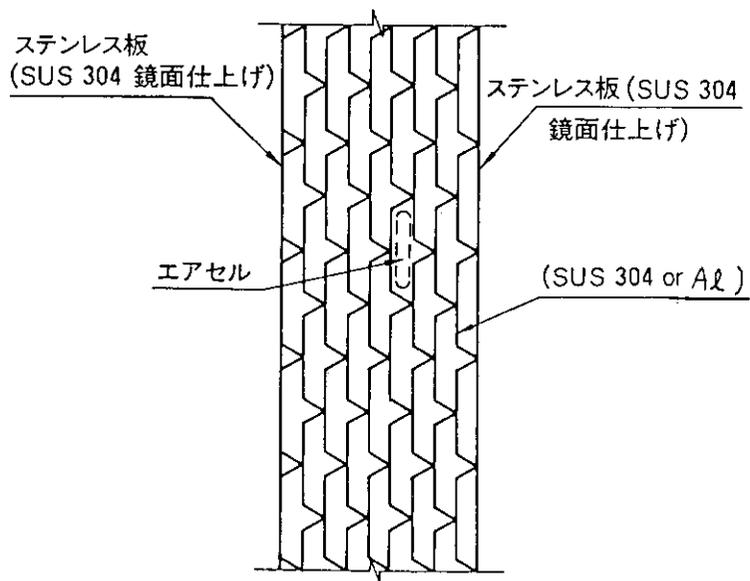
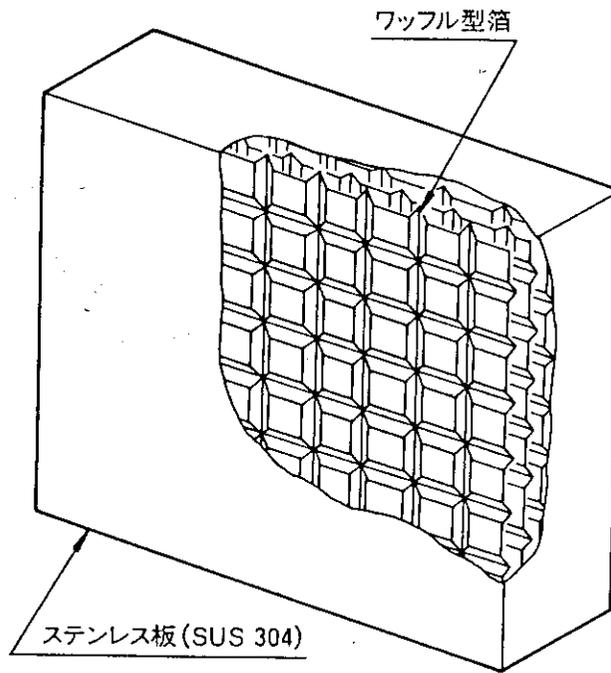


図 1.10 金属断熱材 (ミラーインシュレーション)

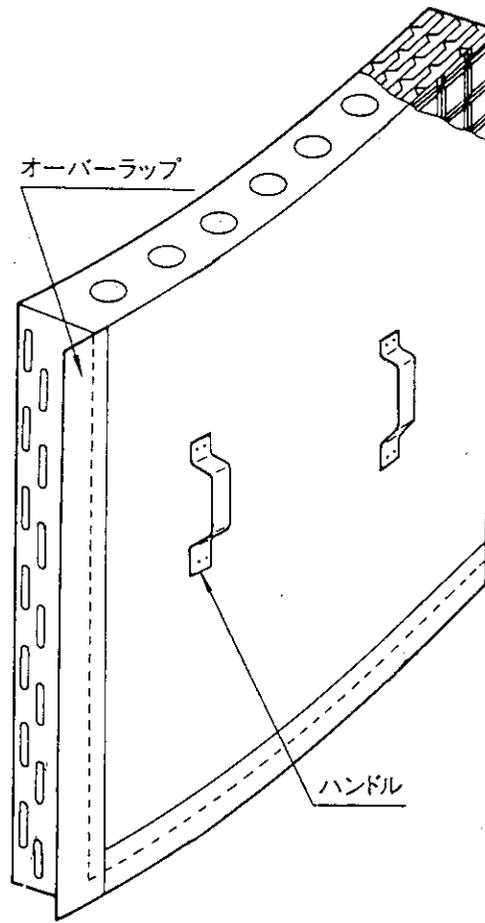


図 1.11 パネル型金属断熱材

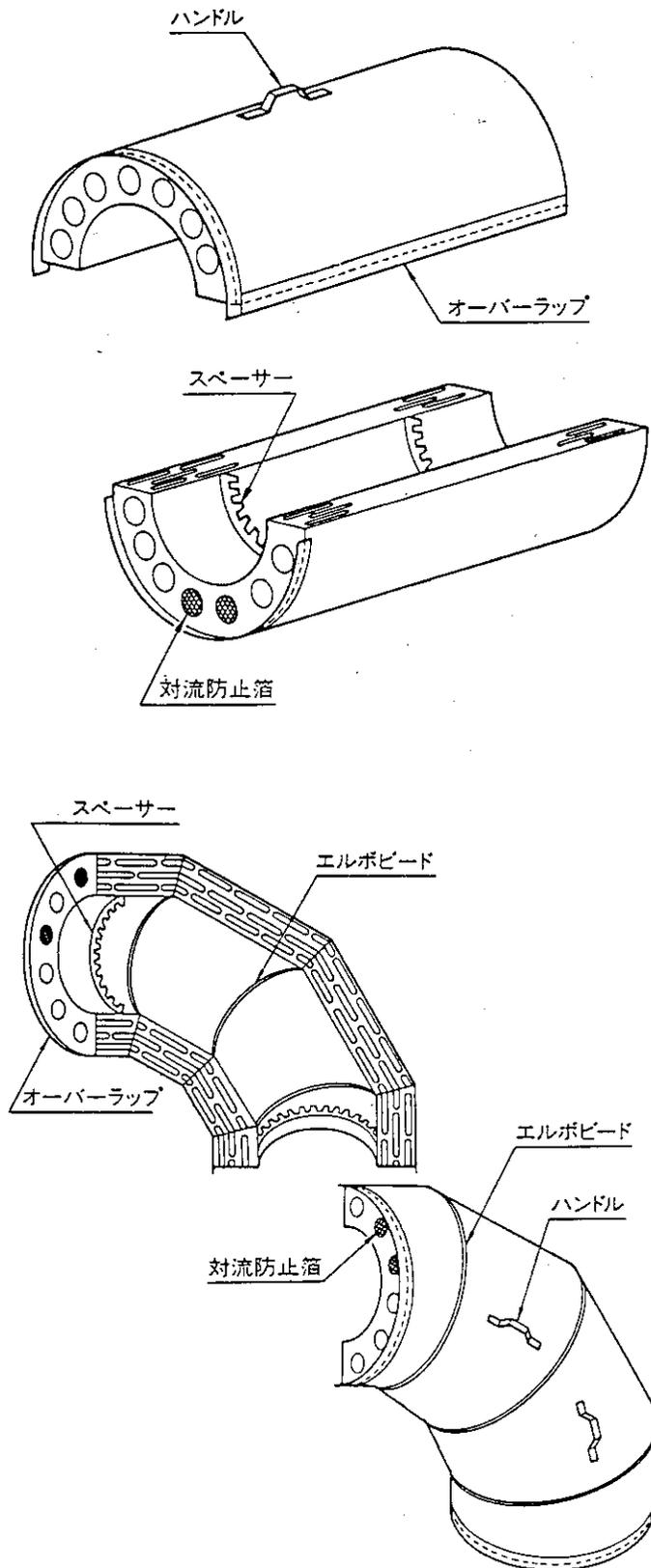


図 1.12 管用金属断熱材パッケージ

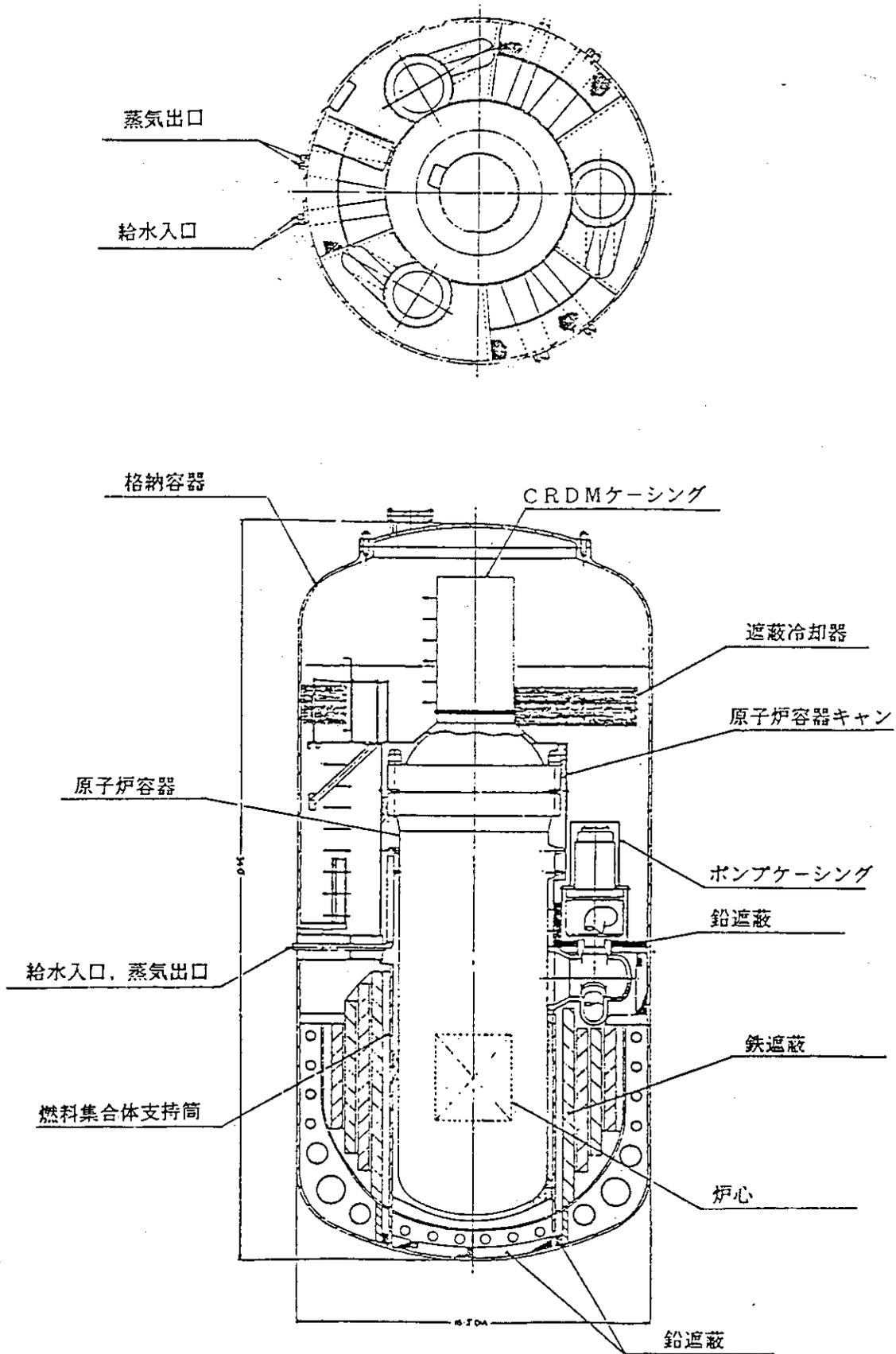
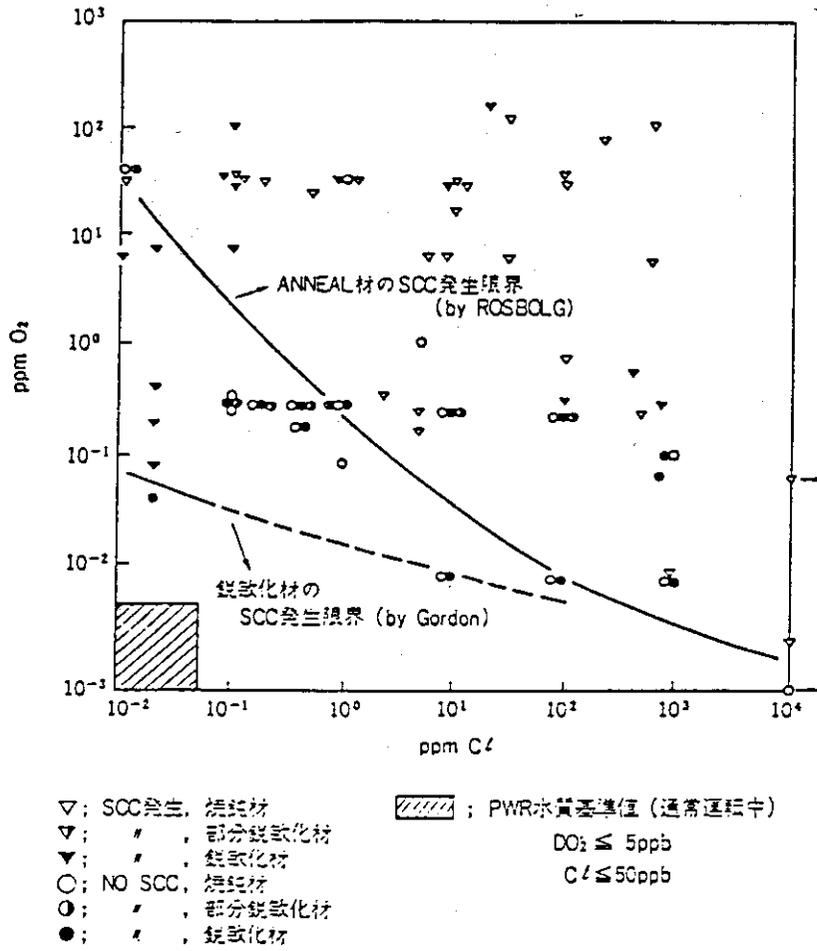


図 2.1 UNIMOD原子炉組立断面図



出典; B.M. Gordon, Materials Performance, 29 (1990)

図 2.2 S U S 304 の高温水中 S C C に及ぼす O₂ と Cl⁻ 濃度の影響

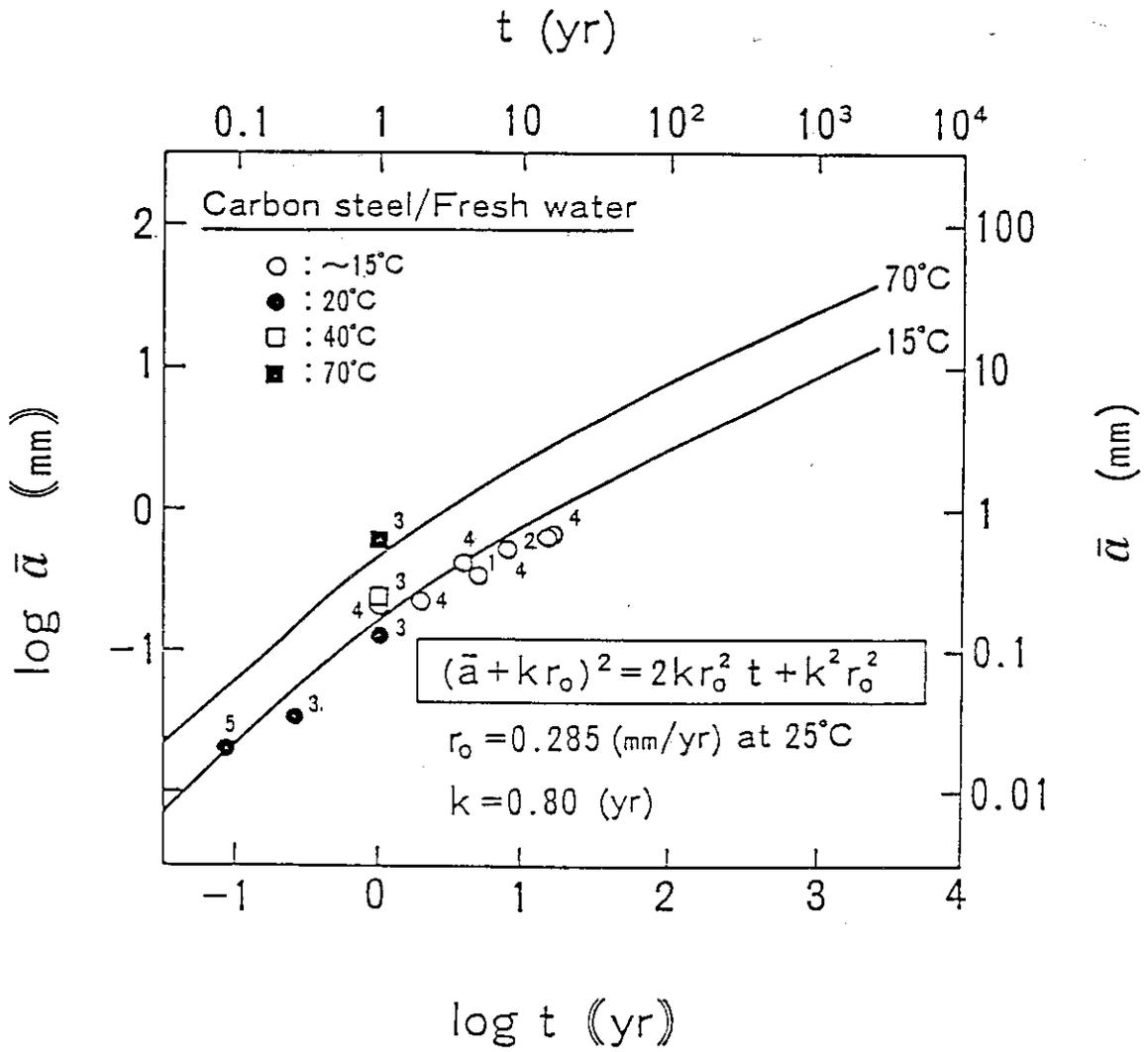


図 2.3 炭素鋼の淡水中における平均腐食速度

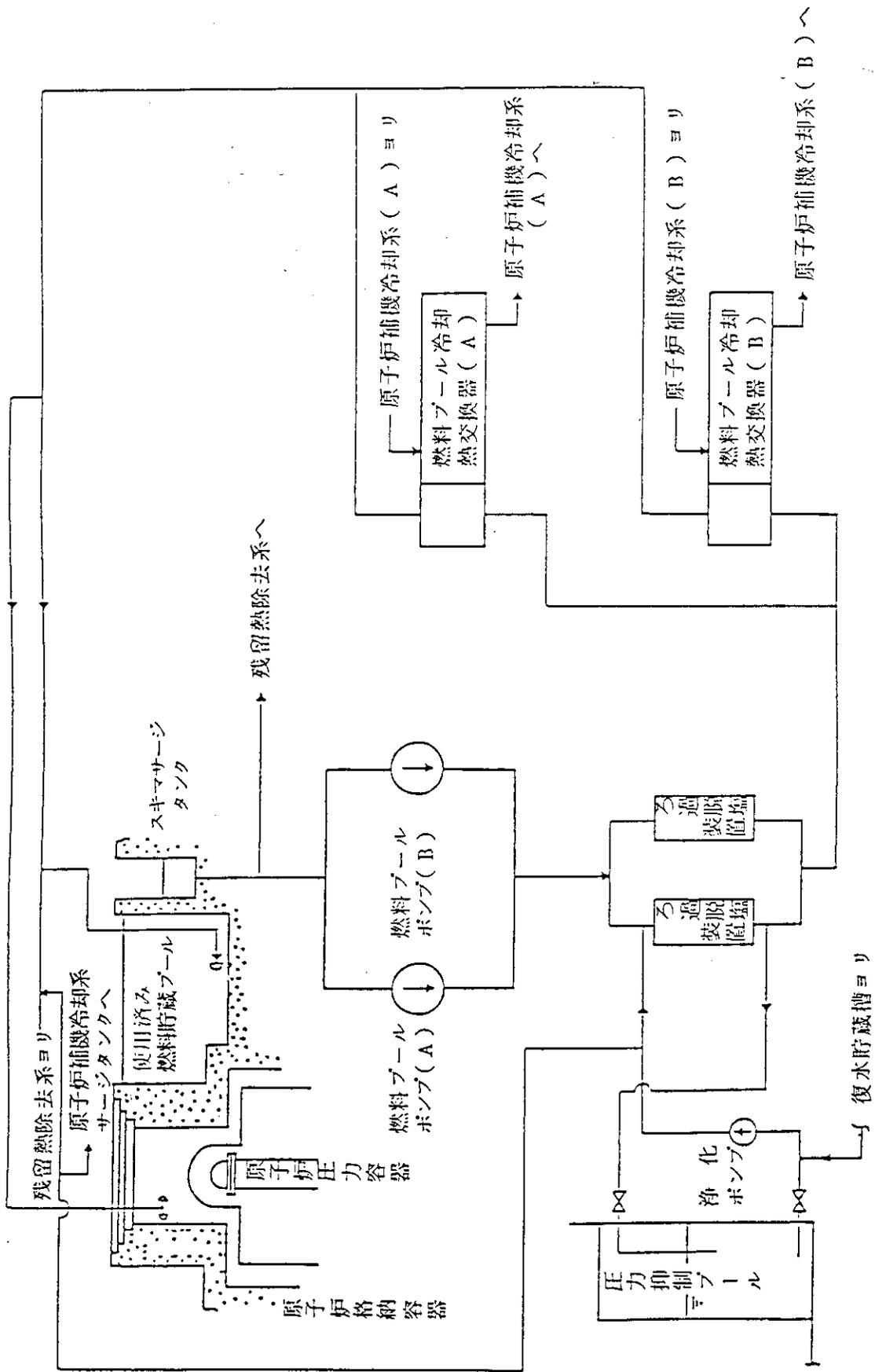


図 2.4 格納容器水の浄化系 (A-BWR の例)

付録1 P I U S 炉および I S E R 炉の炉構造と主要目

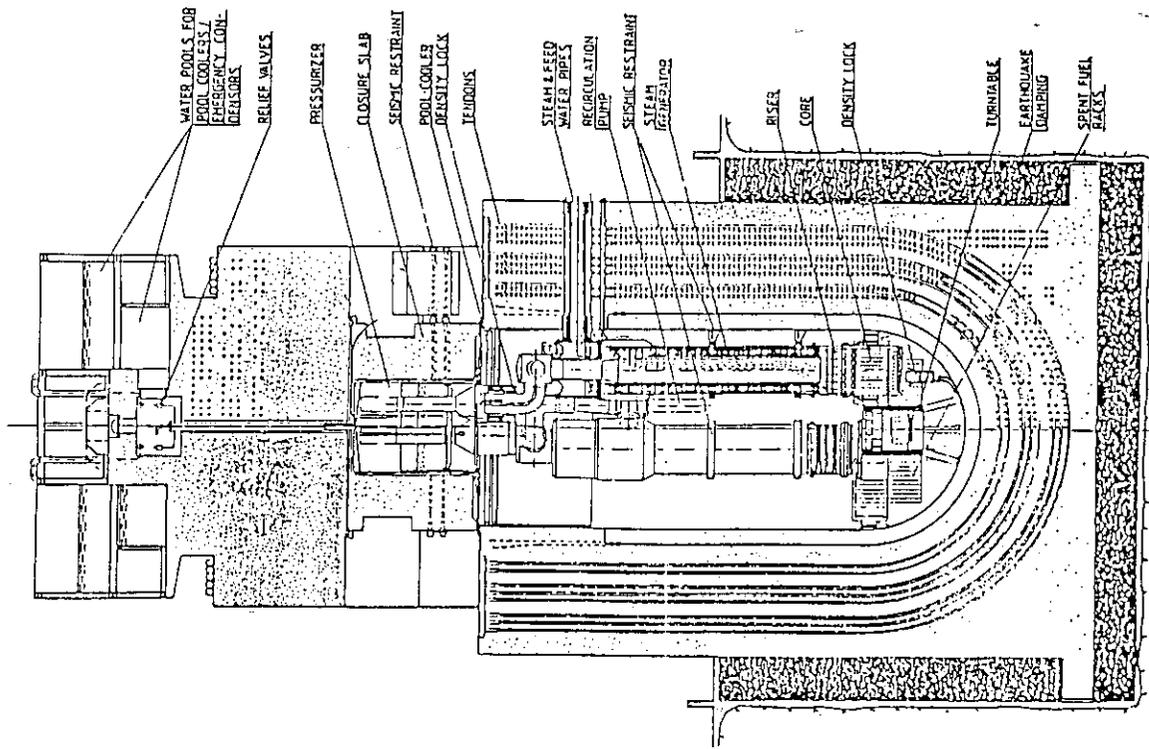
表A 1.1 PIUS炉およびPIUSER炉の主要目³⁾

PIUS

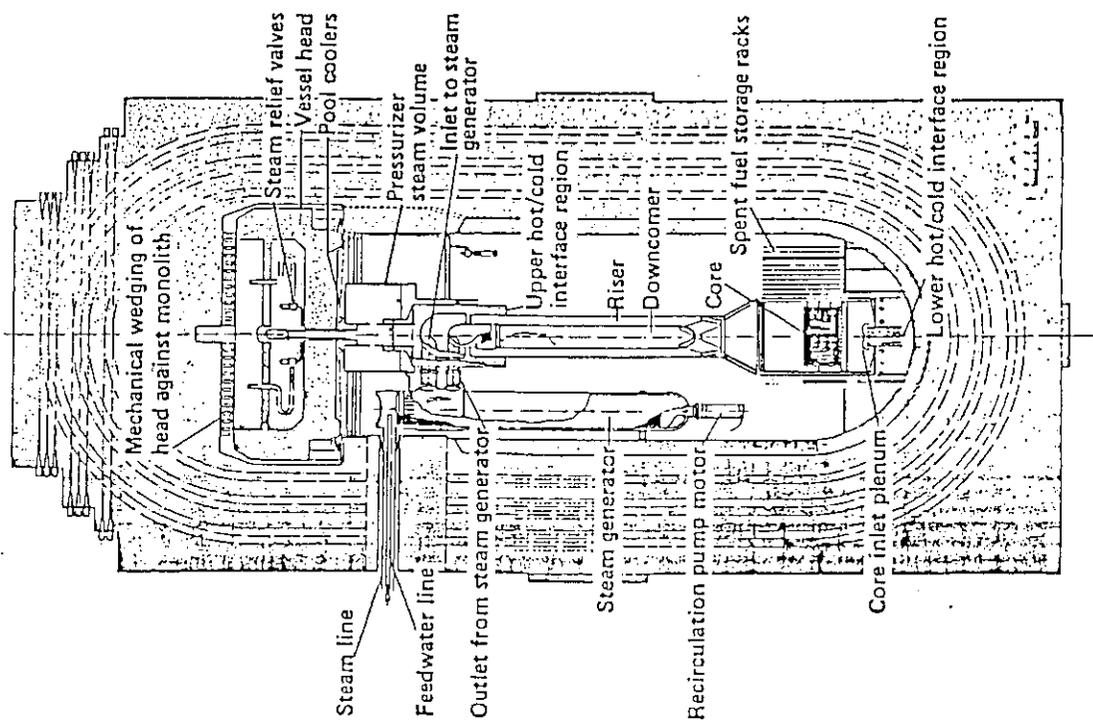
プラント	炉形式	出力	HWt	PWR
	熱出力	1616		2010 (3module)
	電気出力	500		672 (3module)
	熱効	31		31
炉	炉出力	1616		670 (1module)
	集合体数	193		89
	等価直径	3.84		2.62
	長さ	1.97		1.97
炉心	出力密度	71		63
	ウラン装荷量	67.5		31.5
	燃料棒長さ×幅	2.85		3.15
燃料	燃料棒長さ×集合体数	1.97×0.24		1.97×0.24
	燃料棒外形×ピッチ	232		232
	炉心出口温度	12.3		5.2
	炉心入口温度	294		291
	炉心出口圧力	263		261
一次系	蒸気発生器基数	9.2		9.2
	蒸気発生器基数	4		1
	蒸気発生器基数	4		1
	流量	9975		4350
二次系	蒸気温度	263		258
	蒸気流量	2990		1242
	給水温度	210		210
蒸気発生器	形式	パヨネット ワンスルー		ワンスルー
	管束内外径×長さ			
蒸気発生器	チューブ内径×外径			16×19
	チューブ数			9000
材料	材質			PSコンクリート SUSライニング
圧力容器	内径×高さ	13×34.5		13.4×32.8
	厚さ	7.8~8.0		8.0~10.0
	全高	62.5		62
	内容積	4300		3000
	重量	135000		110000

PIUSER

プラント	形式	出力	HWt	PWR
	熱出力			645
	電気出力			210
炉心	炉心出口温度			323/289
	炉心出口圧力			15.5
一次系	炉心出口圧力			1
	SG/ポンプの数			1/4
	流量			3254
炉	管束直径/長さ			2.60/1.97
	集合体数			89
炉心	出力密度			63
	ウラン装荷量			27.0
	燃料棒長さ/幅			3.10
燃料	燃料棒長さ/幅			1.71/0.24 (4柄)
	燃料棒外形/ピッチ			232
	SG出口圧力			12.3/15.2
一次系	蒸気温度			5.7
	蒸気流量			300
	給水温度			1280
蒸気発生器	形式			226
	管束内外径-長さ			ヘリカルコイル・ワンスルー
蒸気発生器	管束内外径			1.8/4.99-7
	管束数			16/22.2
	管束数			2000
圧力容器	材質			鋼
	内径/高さ			6/26.4
	厚さ			0.3~0.5
	内容積			600
	重量			1400

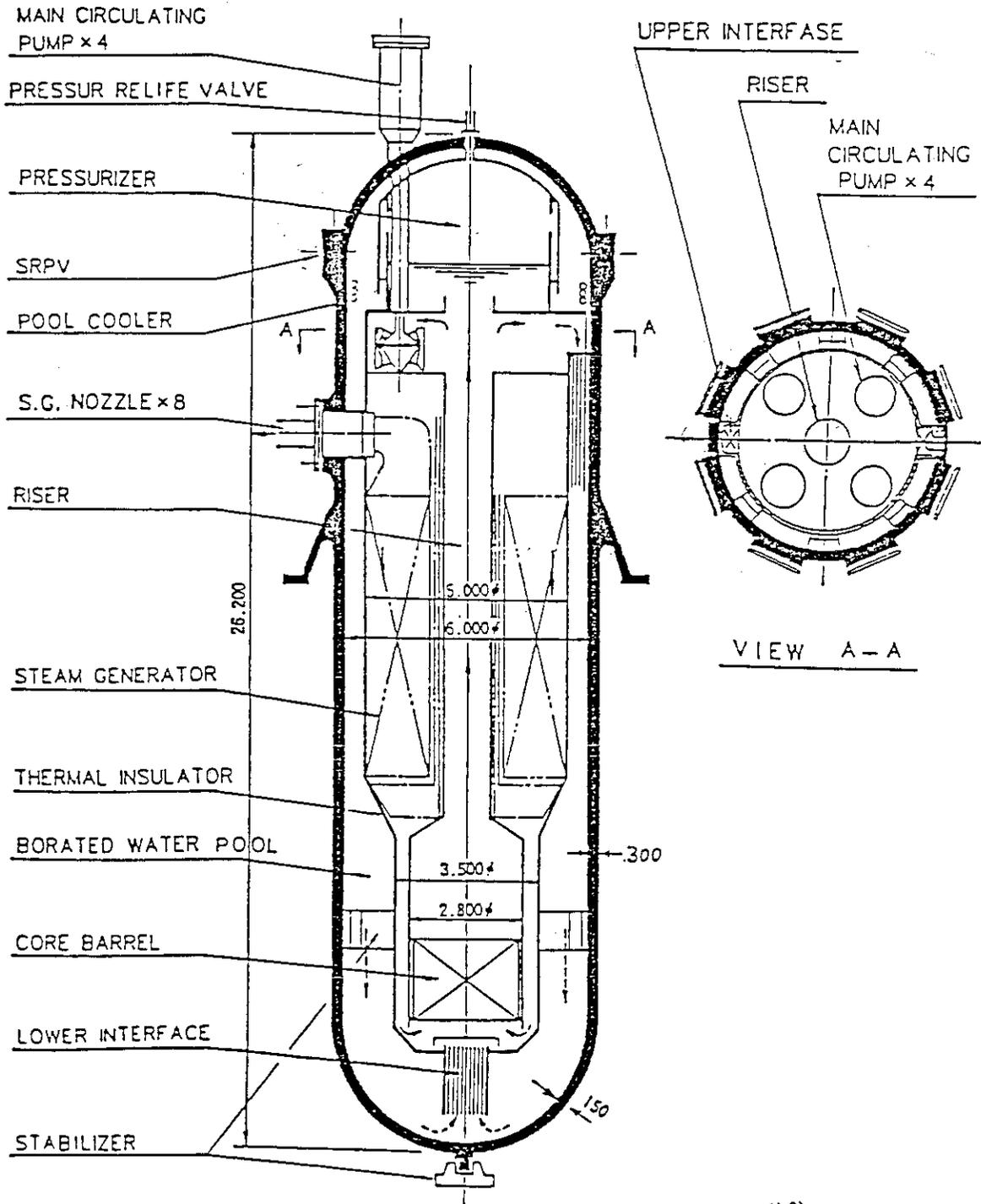


PIUS Concrete vessel and reactor modules in three-module plant 1/2)



PIUS Concrete vessel and reactor primary system - SECURE P-1600 1)

図 A 1.1 PIUS 炉および RISER 炉の炉構造 (1/2)



1)2)
CONCEPT OF THE ISER 645 MWt

図A 1.1 PIUS炉およびISER炉の炉構造 (2/2)

参考文献

- 1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY: TECHNICAL -
COMMITTEE MEETING ON ADVANCES IN LIGHT WATER REACTOR
TECHNOLOGY, WASHINGTON, D. C., USA. 24-25 NOVEMBER 1986
- 2) (社) 日本原子力学会: 中小型安全炉の研究調査 昭和63年3月
- 3) (社) 日本原子力学会: 中小型安全炉の研究調査 参考資料「中小型炉の概念」
昭和63年3月

付録2 許容放熱損失の目標値

1. はじめに

原子炉容器胴の外表面温度は、水中断熱材の断熱性能により異なるが、出力変更時、通常運転時等の原子炉運転状態で決まる許容温度差で制限される。

従って、許容放熱損失の目標値は、この許容温度差から制限される放熱損失を検討した上で、設定する。

2. 検討条件

(1) 負荷変動条件（回数）

負荷変動条件は I-1 炉と同じで次の通りである。

- | | |
|-------------|---|
| (A) 出力上昇・減少 | 2×10^4 回 / 耐用期間 20 年 |
| (B) 急速出力減少 | 2×10^2 回 / 耐用期間 20 年 |
| (C) 前後進切換 | 各 5×10^2 回 / 耐用期間 20 年 |
| (D) スクラム | 1×10^3 回 / 耐用期間 20 年 |
| (2) 一次冷却水温度 | 平均 290°C |
| (3) 原子炉容器 | |
| (A) 胴材料 | 低合金鍛鋼 (JIS G 3204 SFVQ1A 相当) |
| (B) 胴厚さ | 130 mm |
| (C) 胴の熱伝導率 | 約 $40 \text{ Kcal/mh}^\circ\text{C}$ (胴の平均温度約 275°C) |

3. 適用基準

- (1) 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通産省告示第 501 号）

4. 原子炉容器胴の内外表面間の許容温度差

(1) 負荷変動時

告示第 501 号第 13 条より、疲れ解析をしないですむ許容温度差変動を次式で求め、これを許容値 ΔT とする。

$$\Delta T = \frac{S_a}{2 E \cdot \alpha}$$

但し、 S_a : 繰返しピーク応力強さ kg/mm^2

E : 平均温度約 275°C における材料の縦弾性係数

$1.96 \times 10^4 \text{ kg/mm}^2$ (通産省告示第 501 号別表第 11)

α : 平均温度約 275°C における材料の熱膨張係数

$12.78 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}$ (通産省告示第 501 号別表第 12)

この温度差変動の許容値は、一次系の温度変動が有意と考えられる繰返し数に対応したピーク応力強さから決める必要がある。

ここでは、このような繰返し数として、「2(1)負荷変動条件」の中で変動回数の最も多い出力上昇・減少時の 2×10^4 回を選ぶ。

この時の材料の繰返しピーク応力強さ S_a は告示第 501 号別図第 1 より次により求まる。

$$S_a = 22 \times \frac{2.11 \times 10^4}{E} \quad \text{kg/mm}^2$$

従って、温度差変動の許容値 ΔT ($^{\circ}\text{C}$) は

$$\Delta T = 47.3^{\circ}\text{C} \approx 45^{\circ}\text{C}$$

となる。

(2) 定常時

定常運転時については次のように考える。

内圧等による一次応力と温度差による二次応力を加えて求めた応力強さ S_a は材料の各温度における設計応力強さ S_m の 3 倍を超えてはならないから

$$S_a = (S_m)_{\text{一次}} + (S_m)_{\text{二次}} < 3 S_m \quad (S_m : 18.8 \text{ kg/mm}^2)$$

ここで一次応力を S_m まで許容したとすると定常時の許容温度差 ΔT は残りの二次応力に相当する応力強さ ($S_a = 2 S_m$) で決まる値以下でなくてはならない。

従って、 $\Delta T = 75.1^{\circ}\text{C} \approx 70^{\circ}\text{C}$

5. 許容放熱損失

以上より原子炉容器胴内外表面で許容される温度差 ΔT は約 45°C となる。

従って、この許容温度差から制限される放熱損失 Q_L は

$$Q_L = A_T \cdot \frac{\lambda}{\ell} \cdot \Delta T$$

但し、 A_T :	原子炉容器の全放熱面積	95m ²
λ :	原子炉容器の熱伝導率	40 Kcal/mh ^{^{\circ}\text{C}}
ℓ :	原子炉容器の胴厚さ	0.13m

より $Q_L = 1,530 \text{ kW}$ となる。

この値は原子炉熱出力 100 MWt の約 1.5 % となり、PIUS 炉、ISER 炉等の設計実績例 (1 ~ 0.6 %) に比べて若干大きい。

従って許容放熱損失としては、この他にプラント熱効率向上の観点も考え、約 0.7 % 以下を目標値とする。

なお、この時の原子炉容器胴内外表面の温度差は 20.6°C となる。

付録3 断熱材締付固定方式の沸騰蒸発放熱損失の
推定（概算）

1. はじめに

多数の断熱材パッケージを原子炉容器へ締付固定する方式では、原子炉容器外表面との間にできる間隙へ入った格納容器水は、高温のために沸騰蒸発する。

ここでは、この蒸発による放熱量を簡易モデルで概略推定した。

2. 検討条件

(1) モデル

断熱材パッケージを図A 3.1の通りモデル化する。

格納容器水は各パッケージの下部から入り、入った水は断熱材と原子炉容器外表面の間隙で蒸発し、蒸気となってそのパッケージの上部から出るものとする。

(2) 検討条件

- (A) 断熱材と原子炉容器外表面等との間隙は1mmとする。
- (B) パッケージは巾1m、高さ1mの正方形とする。
- (C) 格納容器水は大気圧で60°C、間隙部の蒸気は大気圧で200°Cとする。
- (D) 間隙周囲の構造材の摩擦係数は0.03とする。
- (E) 原子炉容器外表面全体の放熱面積は95m²とする。

3. 検討方法

格納容器水は断熱材外側での水頭差と原子炉容器外表面間隙部での摩擦損失とのバランスで定まる流速で蒸発するものとし、蒸発による放熱損失は次式で推定する。

$$Q = L \cdot G$$

$$G = d \cdot w \cdot \gamma_s \cdot 3600 \sqrt{\frac{\gamma_w}{\gamma_s} \cdot \frac{2g \cdot dh}{f}}$$

但し、Q	：	蒸発による放熱損失	(K cal / h)
L	：	水の蒸発潜熱	(K cal / kg)
G	：	流 量	(k g / h)
d	：	断熱材と原子炉容器の間隙	(m)
w	：	パッケージの巾	(m)
γ_s	：	蒸気の比重量	(k g / m ³)
γ_w	：	格納容器水の比重量	(k g / m ³)
f	：	間隙周囲の摩擦係数	
d_h	：	間隙部の水力直径 $\approx 2d$	(m)

4. 検討結果

パッケージ上部間隙からの流量は約87 kg/h/ユニットで、蒸発による放熱損失は55kW/パッケージとなるので、原子炉容器全体では約5,200kWの蒸発による放熱損失となる。

これは100MWt原子炉熱出力の約5.2%に相当し、蒸発だけで放熱損失目標値約0.7%を大きく超える結果となる。

なお、本検討は大胆なモデル化による概略検討であるため、今後、要すれば、より詳細な検討モデルによる確認が必要と考える。

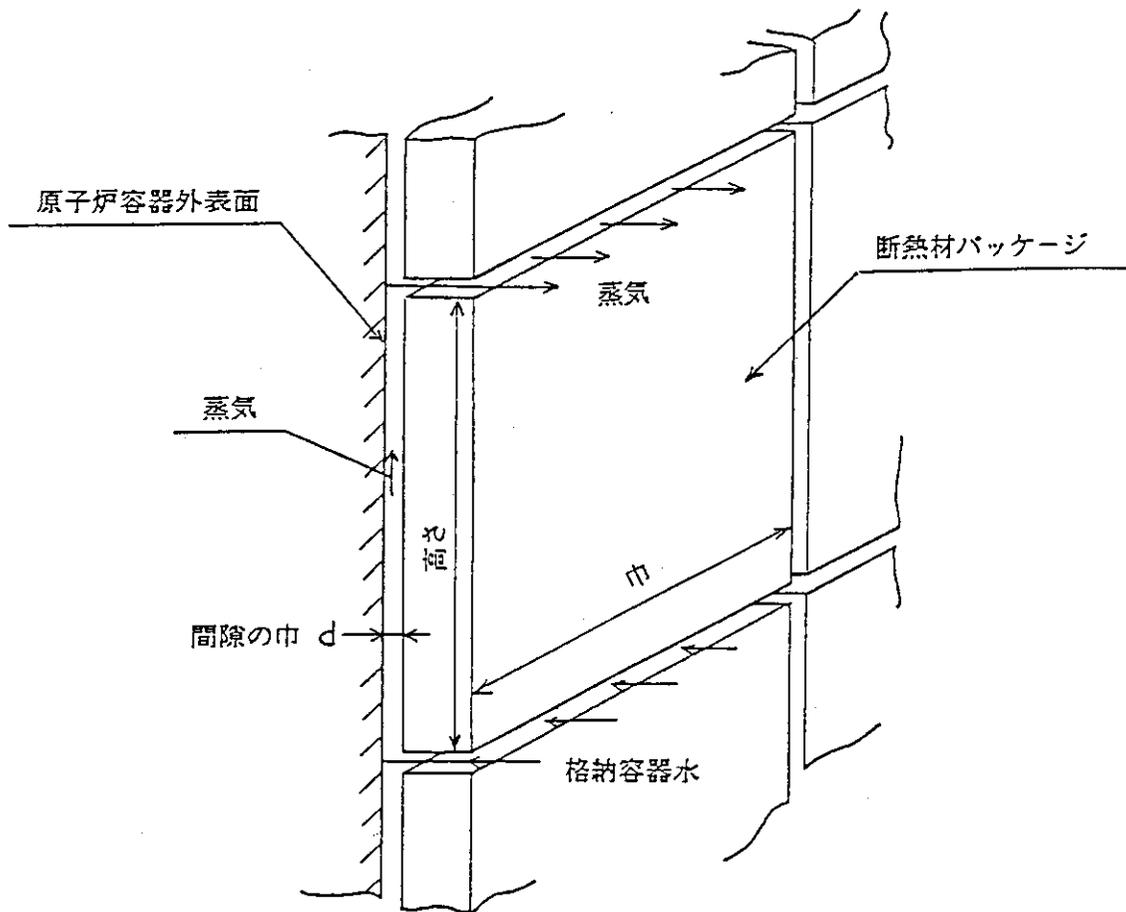


図 A 3.1 断熱材締付固定方式の放熱損失検討モデル

付録4 密閉ケーシング天板の概略強度検討

1. はじめに

通常運転時の原子炉容器からの伝熱による密閉ケーシング内の空気の膨張圧力に対するケーシング天板の概略強度を検討した。

なお、水頭による天板への外圧は、内圧と相殺されるために余裕分と考え無視した。

2. 検討条件

(1) ケーシング形状・寸法

形状 : 格子寸法 (骨間隔) 400, 高さ 20mm (溶接密閉構造)

材料 : ステンレス鋼 (SUS 304)

天板厚さ : 10mm

(2) 許容応力 : 12.3 kg/mm² (350°C)

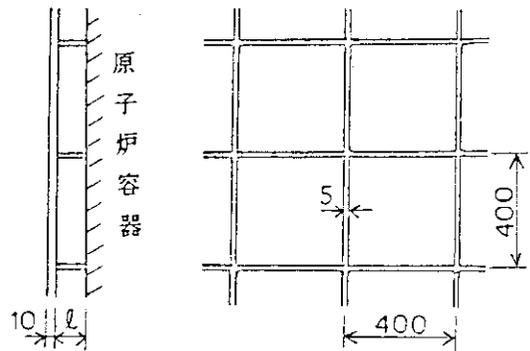
通産省告示第 501 号の別表第 4 による。

(3) 温度

原子炉容器外表面平均温度 290°C

ケーシング天板内表面平均温度 70°C

空気層平均温度 180°C



3. 検討方法・結果

格子骨で支持された天板は内圧を受ける正方形平板とし、四辺固定モデルで計算する。最大曲げ応力は平板端部中央に発注し、次式¹⁾で与えられる。

$$\sigma_{\max} = \beta \cdot \frac{P \cdot a^2}{t^2}$$

- 但し、 σ_{\max} : 最大曲げ応力 kg/mm²
 P : 空気の膨張圧力で余裕をみて 2 kg/cm² とする。
 a : 格子間隔 400 mm
 t : ケーシング天板厚さ 10 mm
 β : 最大応力係数 0.308

これより $\sigma_{\max} = 9.9 \text{ kg/mm}^2 < \sigma_a = 12.3 \text{ kg/mm}^2$

となるので、ケーシング天板は十分な強度を有するものと考えられる。

参考文献

- 1) 海文堂 : 造船設計便覧 関西造船協会編

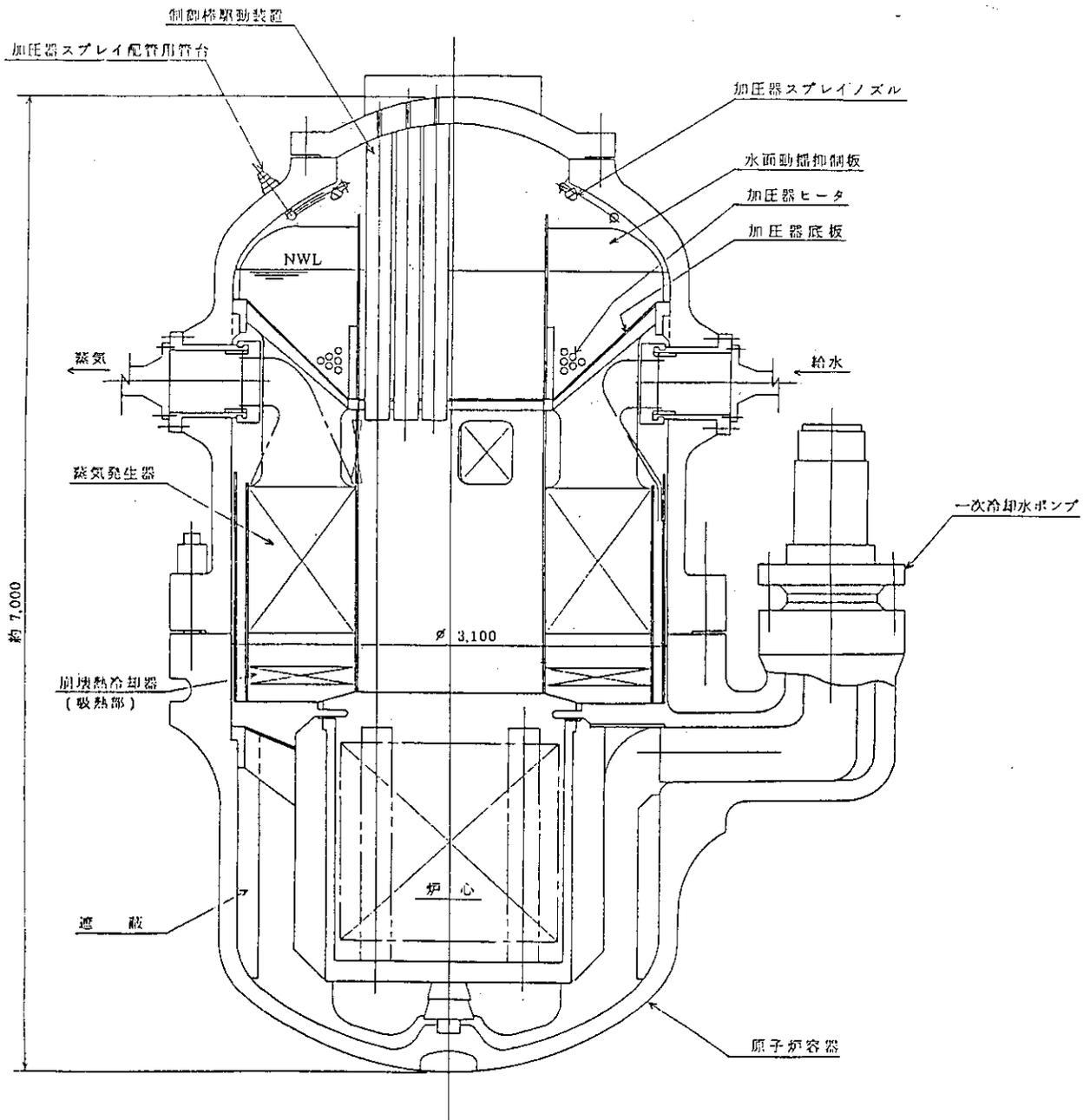
付録5 I-1 炉 (MRX-1 の概念のベースと
なった設計炉) の炉構造と主要目

表 A 5.1 I - 1 炉 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 ㎫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 ㎫G

表 A 5.1 (continued)

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 ㊦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)	50 ㊦G
内 径	8.2 m
全 高	約 8.65 m



図A 5.1 I-1炉の原子炉組立断面図 (1/2)

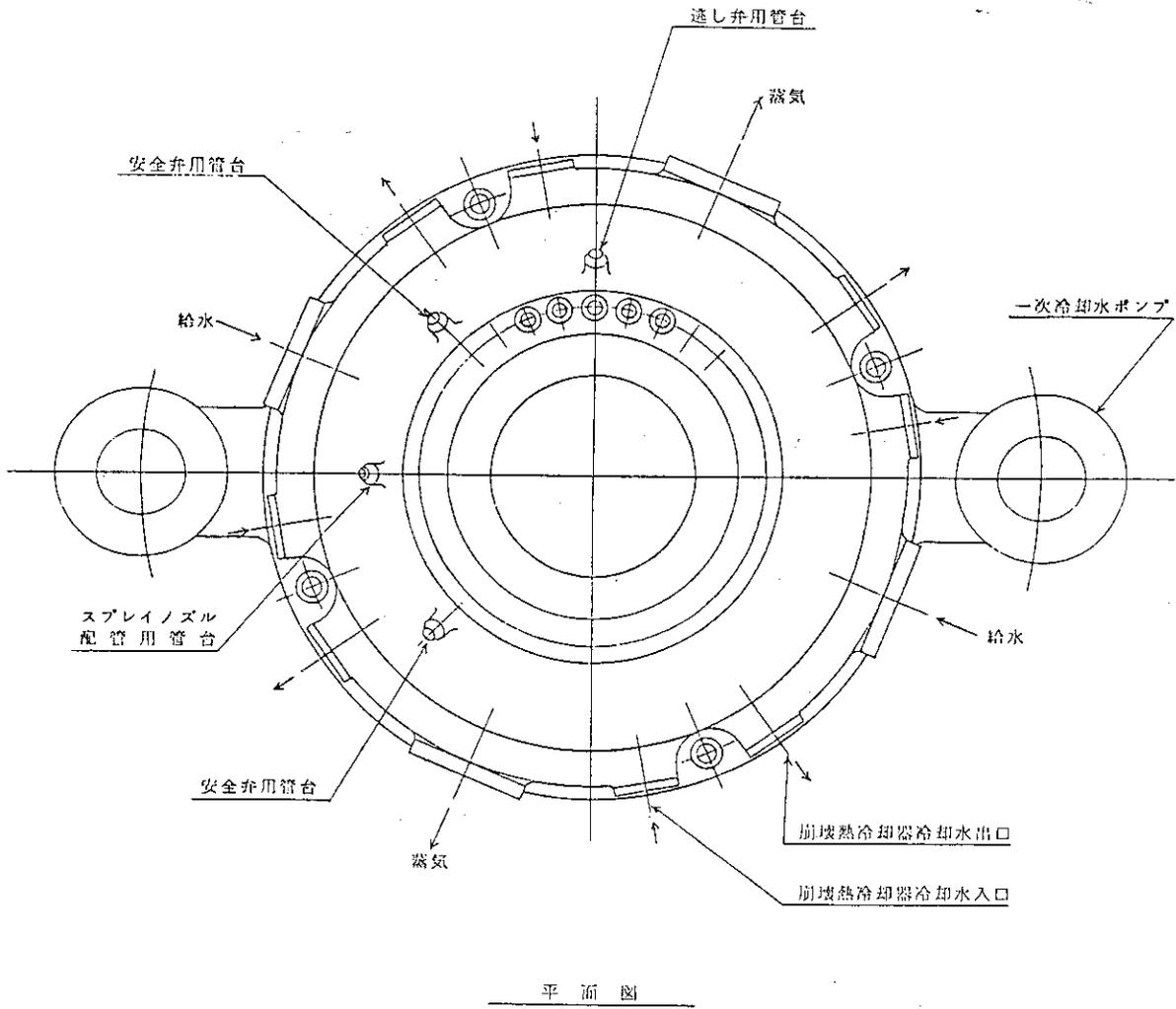
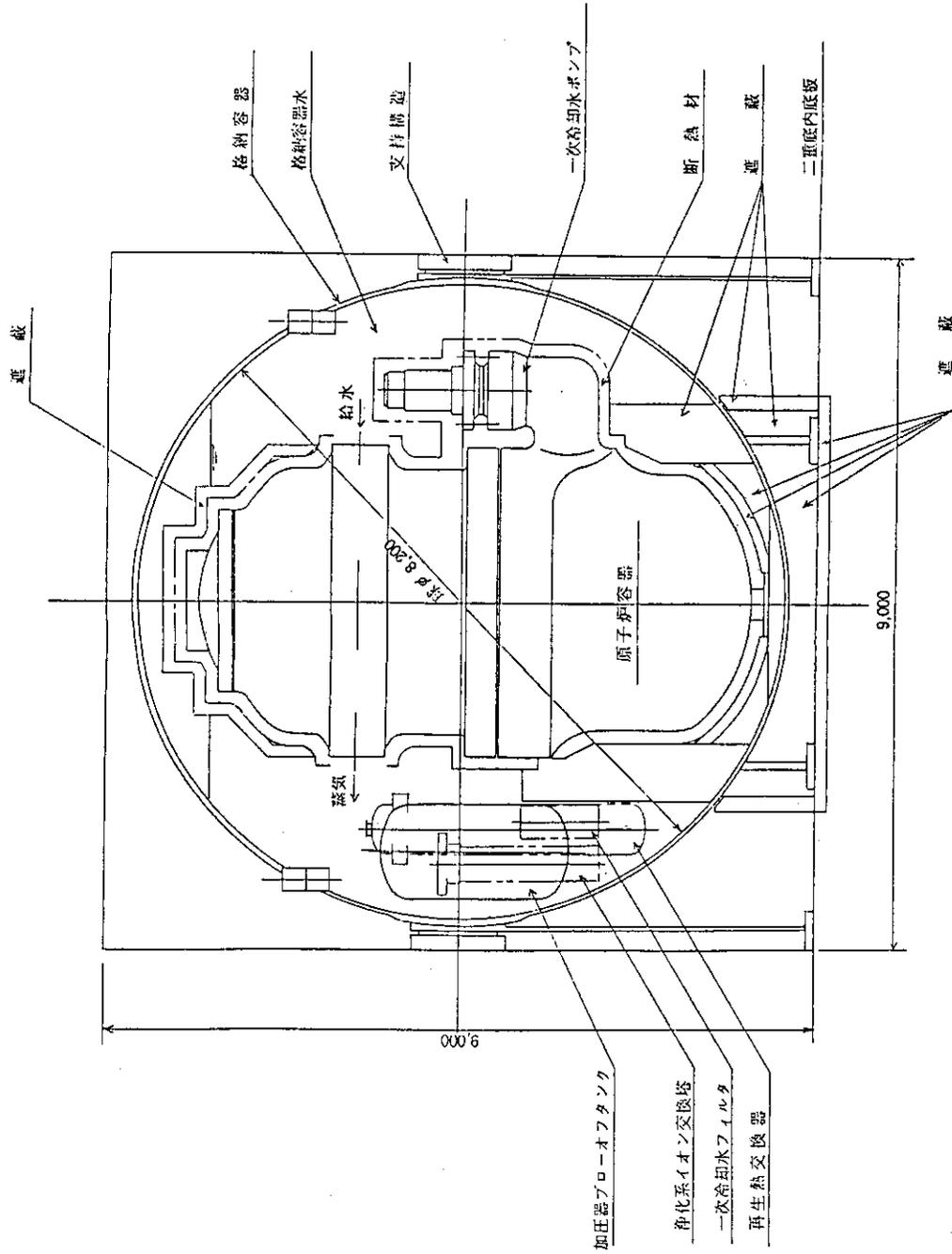


図 A 5.1 I - 1 炉の原子炉組立断面図 (2 / 2)



図A 5.2 I-1炉の原子炉プラント配置図(1/2)

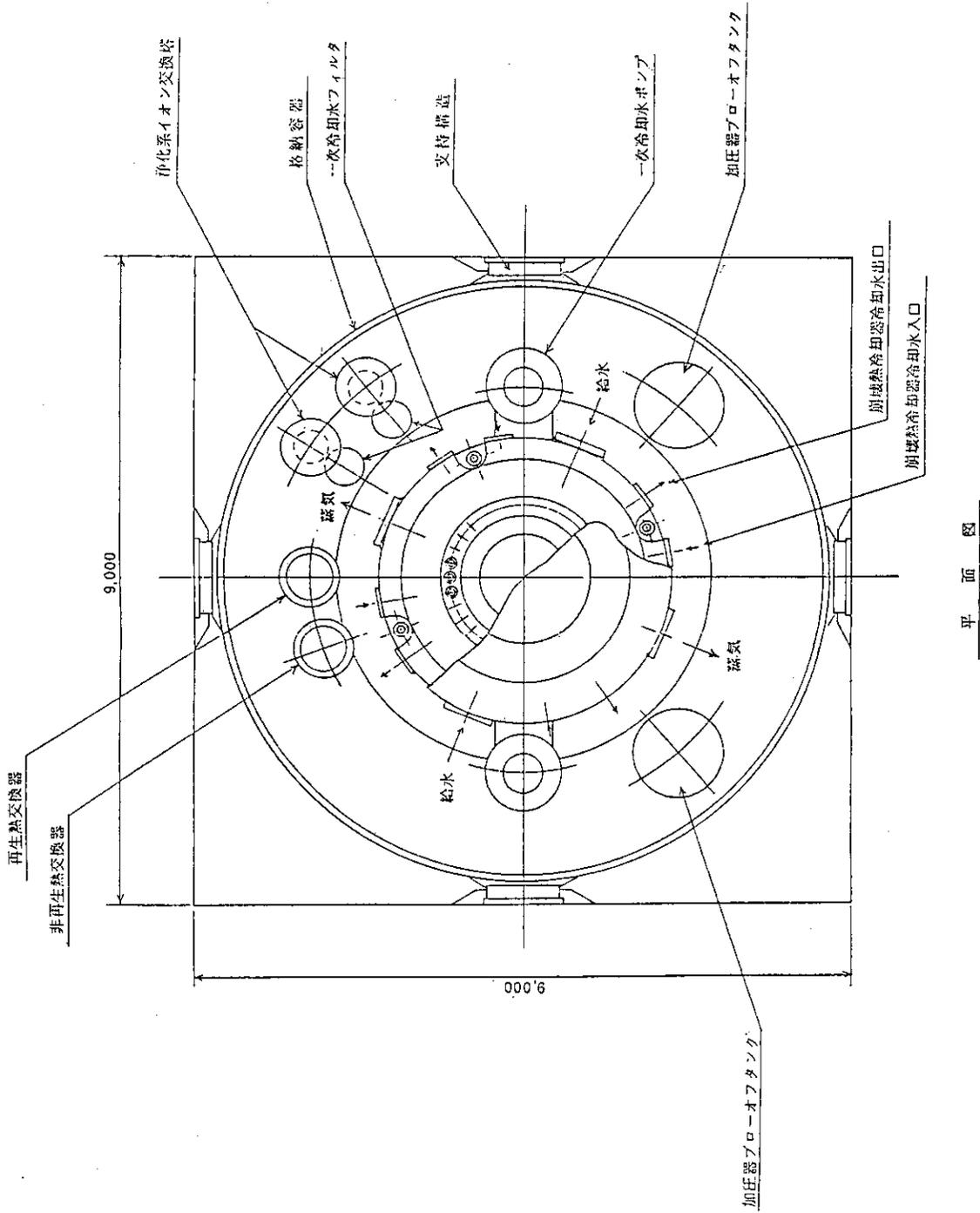


図 A 5.2 I-1 炉の原子炉プラント配置図 (2/2)