

多様な作動流体を用いた場合に顕在化する 重要熱流動課題の摘出

(研究報告書)

2000年5月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2000

多様な作動流体を用いた場合に顕在化する重要熱流動課題の摘出
(研究報告書)

村松 寿晴*、山口 彰*

要 旨

[目的]

本研究では、安全系の限定や多重性要求の合理化を行った場合、および多様な作動流体を冷却材として用いた場合に顕在化する熱流動課題を調査するとともに、温度成層化およびサーマルストライピングの両現象につき、作動流体を変化させた場合の特性変化を数値解析により評価することを目的とする。

[方 法]

作動流体の違いから派生するプラント設計上の特徴、及び安全系の局限化に係わる設計概念の調査を行ない、主要な熱流動課題に関する定量的な評価検討を行なった。その結果に基づき、設計上留意すべき事項、さらには温度成層化およびサーマルストライピングに係わる熱流動上の特性を明らかにした。

[主要な成果]

① 热流動課題の検討

ガス冷却炉、及び重金属冷却炉で顕在化する課題を摘出した。

- ・ガス炉 : 自然循環、流力振動（高流速に対する配慮）、減圧事故
- ・重金属炉 : 温度成層化、流力振動（ランダム振動）、地震時のスロッシング

さらに安全系の局限化に係わる課題として、原子炉容器のコンパクト化、及び RVACS に着目した課題を摘出した。

② 温度成層化およびサーマルストライピングに係わる熱流動上の特性評価

数値解析により得られた各現象についての影響の程度の順列は、以下の通りである。

- ・温度成層化 : ガス < ナトリウム < 鉛
- ・サーマルストライピング : ガス < 鉛 < ナトリウム

* 大洗工学センター システム技術開発部 热流体技術開発グループ

Investigation of Thermal-hydraulic Issues Resulting in the Use of Various Coolants

Toshiharu Muramatsu* and Akira Yamaguchi*

Abstract

[Purpose]

The work was performed to make clear thermal-hydraulic issues resulting in the use of various coolants for fast reactors.

[Method]

Plant design features due to a use of working fluid other than sodium and design concepts relating a simplification of safety related systems were investigated. And based on the results, quantitative evaluation was made on the topical thermal-hydraulic issues. Then both thermal stratification and striping phenomena were evaluated by the used of thermo-hydraulics computer programs.

[Results]

① Thermal-hydraulic issues

Topical thermal-hydraulic issues of gaseous and heavy metal cooled reactors were extracted.

- Gas cooled reactors : natural circulation, flow-induced vibration, depressurization accident
- Heavy metal cooled reactors : thermal stratification, flow-induced vibration, sloshing

And also the the thermal-hydraulic issues relating compact reactor assembly and RVACS were extracted resulting from a simplification of safety related systems.

② Evaluation of thermal stratification and striping phenomena

The following order of affects for the phenomena was obtained :

- Thermal stratification : $\text{CO}_2 < \text{Sodium} < \text{Lead}$
- Thermal Striping : $\text{CO}_2 < \text{Lead} < \text{Sodium}$

* : Thermal-Hydraulic Research Group, System Engineering & Technology Division, OEC, JNC

多様な作動流体を用いた場合に顕在化する重要熱流動課題の摘出

目 次

| | |
|-------------------------------------|----|
| 第 1 章 緒 言 | 1 |
| 第 2 章 ガス冷却炉および重金属冷却炉に対する熱流動課題の検討 | 2 |
| 2. 1 概要 | 2 |
| 2. 2 热流動課題の整理 | 3 |
| 2. 2. 1 作動流体に係わる各種炉型調査 (参考文献) | 3 |
| 2. 2. 2 热流動課題の整理 | 8 |
| 2. 3 热流動課題の評価・検討 | 9 |
| 2. 3. 1 評価パラメータの設定 (参考文献) | 10 |
| 2. 3. 2 評価条件の設定 | 10 |
| 2. 3. 3 結果 | 29 |
| 2. 4 第 2 章のまとめ | 30 |
| | 33 |
| | 43 |
| 第 3 章 安全系を局限化したナトリウム冷却炉に対する熱流動課題の検討 | 44 |
| 3. 1 概要 | 44 |
| 3. 2 热流動課題の整理 | 45 |
| 3. 2. 1 安全系の局限化に係わる概念の整理 (参考文献) | 45 |
| 3. 2. 2 热流動課題の整理 | 49 |
| 3. 3 热流動課題の評価・検討 | 50 |
| 3. 3. 1 評価パラメータの設定 | 51 |
| 3. 3. 2 評価条件の設定 | 51 |
| 3. 3. 3 結果 | 54 |
| 3. 3. 4 まとめ | 54 |
| 3. 4 第 3 章のまとめ | 55 |
| | 57 |
| 第 4 章 温度成層化およびサーマルストライピングの数値解析 | 58 |
| 4. 1 概要 | 58 |
| 4. 2 数値計算条件 | 58 |
| 4. 2. 1 温度成層化 | 58 |
| 4. 2. 2 サーマルストライピング | 58 |
| 4. 3 結果 | 59 |
| 4. 3. 1 温度成層化 | 59 |
| 4. 3. 2 サーマルストライピング | 59 |
| 4. 4 評価 | 59 |
| 4. 5 第 4 章のまとめ | 60 |
| 第 5 章 結 言 | 61 |

表リスト

| | |
|---------------|--|
| 表2. 2. 1-1 | 各種炉型調査結果(ETGBR) |
| 表2. 2. 1-2 | 各種炉型調査結果(GBR-4) |
| 表2. 2. 1-3 | 各種炉型調査結果(BREST-300) |
| 表2. 2. 1-4 | 各種炉型調査結果(BREST-1200) |
| 表2. 2. 1-5 | 各種炉型調査結果(LCFBR) |
| 表2. 2. 1-6 | 各種炉型調査結果(SWBR-75) |
| 表2. 2. 1-7 | 各種炉型調査結果(JNC大型FBRプラント) |
| 表2. 2. 1-8 | 各種炉型調査結果(JNCリサイクル炉) |
| 表2. 2. 1-9 | 各種炉型調査結果(JAPC実証炉) |
| 表2. 2. 1-10 | 各種炉型調査結果(PRISM) |
| 表2. 2-1 | 各作動流体の物性値 |
| 表2. 2-2 | 熱流動課題の整理(炭酸ガス冷却炉) |
| 表2. 2-3 | 熱流動課題の整理(ヘリウム冷却炉) |
| 表2. 2-4 | 熱流動課題の整理(鉛冷却炉) |
| 表2. 2-5 | 熱流動課題の整理(鉛・ビスマス冷却炉) |
| 表2. 3. 1-1 | 主要な無次元パラメータ |
| 表2. 3. 1-2 | 評価パラメータのまとめ |
| 表2. 3. 2-1 | 作動流体比較評価用の主要諸元の設定 (代表長さの選定に係わる検討) |
| 表2. 3. 2-2 | 評価条件(作動流体比較用主要諸元) |
| 表2. 3. 2-3 | 各作動流体の物性値 |
| 表2. 3. 3-1 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (気液界面現象:共通評価条件) |
| 表2. 3. 3-2 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (気液界面現象:個別評価条件) |
| 表2. 3. 3-3(1) | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (熱流動相互作用:共通評価条件) ($\alpha = 1.5$) |
| 表2. 3. 3-3(2) | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (熱流動相互作用:共通評価条件) ($\alpha = 2$) |
| 表2. 3. 3-4 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (熱流動相互作用:個別プラント条件) |
| 表2. 3. 3-5 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (流動・構造相互作用:共通評価条件) |

| | |
|---------------|--|
| 表2. 3. 3-6 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (流動・構造相互作用:個別評価条件) |
| 表2. 3. 3-7(1) | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用: 共通評価条件(構造物の肉厚:50mm想定)) |
| 表2. 3. 3-7(2) | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用: 共通評価条件(作動流体毎に構造物の肉厚を設定)) |
| 表2. 3. 3-8 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価 (熱・流動・構造相互作用:個別評価条件) |
| 表2. 3. 3-9 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(その他:共通評価条件) |
| 表2. 3. 3-10 | 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(その他:個別評価条件) |
| 表2. 4-1 | ガス冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題 |
| 表2. 4-2(1) | 重金属冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題 |
| 表2. 4-2(2) | 重金属冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題 |
| 表2. 4-3 | 各種熱流動現象についての重要性相対比較 |
| 表3. 2. 1-1 | 「安全系の局限化」に関する考え方の整理 |
| 表3. 2. 2-1 | 熱流動課題の整理(原子炉容器のコンパクト化) |
| 表3. 2. 2-2 | 熱流動課題の整理(崩壊熱除去系の簡素化(RVACSの採用)) |
| 表3. 3. 3-1 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(気液界面現象) |
| 表3. 3. 3-2 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(熱流動相互作用) |
| 表3. 3. 3-3 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価 (流動・構造相互作用) |
| 表3. 3. 3-4 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価 (熱・流動・構造相互作用) |

図リスト

- 図2. 2. 1-1 破損口寸法と減圧時定数との関係 ([1-4])
図2. 2. 1-2 ETGBRの減圧事故解析による温度変化 ([1-4])
図2. 3. 1-1 自由液面揺動に関する研究例(矩形容器水流動試験)¹⁾
図2. 3. 1-2 自由液面揺動に関する研究例(TE原子炉容器水流動試験)²⁾
図2. 3. 1-3 ポンプ吸い込み水槽の模型試験法³⁾
図2. 3. 1-4 実証炉IHX容器でのガス巻き込み⁴⁾
図2. 3. 1-5 旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす模型縮尺の影響⁵⁾
図2. 3. 1-6 旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす物性値の影響評価^{6,7)}
図2. 3. 1-7 成層界面の温度勾配(円筒体系水試験)
図2. 3. 1-8 成層界面の温度勾配(原電実証炉設計模擬体系)
図2. 3. 1-9 成層界面の上昇速度(円筒体系水試験)⁸⁾
図2. 3. 1-10 成層界面の上昇速度(ナトリウム試験)
図2. 3. 1-11 温度成層化による構造物の温度解析モデル
図2. 3. 2-1 ナトリウム中への希ガス溶解度
(SODIUM-NaK ENGINEERING HANDBOOK Vol.I, GORDON AND BREACH,
SCIENCE PUBLISHERS, INC, 1972)
図2. 3. 2-2 ナトリウムの蒸気圧
(SODIUM-NaK ENGINEERING HANDBOOK Vol.I, GORDON AND BREACH,
SCIENCE PUBLISHERS, INC, 1972)
図2. 3. 2-3 鉛の蒸気圧(鉛ハンドブック改訂版、日本鉛亜鉛需要研究会、1992)
図2. 3. 3-1 主要な熱流動課題の評価(気液界面現象:共通評価条件)
図2. 3. 3-2 主要な熱流動課題の評価(気液界面現象:個別評価条件)
図2. 3. 3-3 主要な熱流動課題の評価(温度成層化:共通評価条件)
図2. 3. 3-4 主要な熱流動課題の評価(温度成層化:個別評価条件)
図2. 3. 3-5(1) 主要な熱流動課題の評価(自然循環:共通評価条件)
図2. 3. 3-5(2) 主要な熱流動課題の評価(自然循環:個別評価条件)
図2. 3. 3-6(1) 主要な熱流動課題の評価(自然循環:個別評価条件)
図2. 3. 3-6(2) 主要な熱流動課題の評価(自然循環:個別評価条件)
図2. 3. 3-7(1) 主要な熱流動課題の評価(流動・構造相互作用:共通評価条件)
図2. 3. 3-7(2) 主要な熱流動課題の評価(流動・構造相互作用:個別評価条件)
図2. 3. 3-8(1) 主要な熱流動課題の評価(流動・構造相互作用:個別評価条件)
図2. 3. 3-8(2) 主要な熱流動課題の評価(流動・構造相互作用:個別評価条件)
図2. 3. 3-9 主要な熱流動課題の評価(サーマルストライピング:共通評価条件)

| | |
|----------------|--|
| 図2. 3. 3-10 | 主要な熱流動課題の評価(サーマルストライピング:個別評価条件) |
| 図2. 3. 3-11(1) | 主要な熱流動課題の評価(系統熱過渡:共通評価条件) |
| 図2. 3. 3-11(2) | 主要な熱流動課題の評価(系統熱過渡:共通評価条件) |
| 図2. 3. 3-12(1) | 主要な熱流動課題の評価(系統熱過渡:個別評価条件) |
| 図2. 3. 3-12(2) | 主要な熱流動課題の評価(系統熱過渡:個別評価条件) |
| 図2. 3. 3-13 | 主要な熱流動課題の評価(その他:共通評価条件) |
| 図2. 3. 3-14 | 主要な熱流動課題の評価(その他:個別評価条件) |
| 図3. 3. 3-1 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(気液界面現象) |
| 図3. 3. 3-2 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(熱・流動相互作用) |
| 図3. 3. 3-3 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価 (流動・構造相互作用) |
| 図3. 3. 3-4 | 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価 (熱・流動・構造相互作用) |
| 図4. 2-1 | 温度成層化現象評価用メッシュ分割 |
| 図4. 2-2 | サーマルストライピング評価用メッシュ分割 |
| 図4. 2-3 | 流速ベクトル分布の比較(流速差一定条件) |
| 図4. 2-4 | 時間平均温度分布の比較(流速差一定条件) |
| 図4. 2-5 | 温度ゆらぎ強度分布の比較(流速差一定条件) |
| 図4. 2-6 | 時間平均温度分布の比較(温度差一定条件) |
| 図4. 2-7 | 温度ゆらぎ強度分布の比較(温度差一定条件) |
| 図4. 2-8 | 流速ベクトル分布の比較 |
| 図4. 2-9 | 時間平均温度分布の比較 |
| 図4. 2-10 | 温度ゆらぎ強度分布の比較 |
| 図4. 3-1 | 温度成層化の熱流動特性に係わる比較 |
| 図4. 3-2 | サーマルストライピングの熱流動特性に係わる比較 |

第1章 緒 言

高速炉の実用化に向けて、安全系の限定（減量）や多重性要求の合理化を行った場合、さらには多様な作動流体を冷却材として用いた場合等、これらがプラント熱流動特性に及ぼす影響を定量的に評価し、これらの場合の実現性を検討することが求められている。

システム技術開発部熱流体技術開発グループでは、これまでナトリウム冷却大型高速炉を開発対象として同炉に特徴的な以下の熱流動現象を抽出し、主に数値解析的なアプローチによって下記の主要な熱流動現象の定量的な評価を進めてきた。

(1) 気液界面現象

自由液面揺動 : 高サイクル熱疲労、機械的動荷重による疲労 等

気泡巻込み : 反応度外乱、伝熱性能劣化 等

(2) 热-流動相互作用現象

温度成層化 : 热荷重印加、クリープ疲労、系統熱過渡 等

自然循環 : 流動不安定性、流量再配分、熱-流動強連結性 等

(3) 流動-構造相互作用現象

流力振動 : 高サイクル機械疲労、流力弹性振動 等

(4) 热-流動-構造相互作用現象

サーマルストライピング : 高サイクル熱疲労

系統熱過渡 : 热荷重印加、クリープ疲労 等

(5) その他

ミスト蒸着 : 可動部固着、伝熱性能劣化 等

キャビテーション : エロージョン、ポンプ性能劣化 等

ナトリウム漏洩・燃焼

本報では、安全系の限定や多重性要求の合理化を行った場合、および多様な作動流体を冷却材として用いた場合に顕在化する熱流動課題を、公開文献等をベースとして調査・検討・整理するとともに、温度成層化およびサーマルストライピングの両現象につき、作動流体を変化させた場合の特性変化を数値解析により評価する。

第 2 章 ガス冷却炉および重金属冷却炉に対する熱流動課題の検討

2.1 概 要

高速炉の実用化に向けて各種の作動流体を使用したプラント概念が検討されている。具体的には、ガス冷却炉の場合、炭酸ガスあるいはヘリウム、重金属冷却炉の場合は鉛、鉛・ビスマスが作動流体(冷却材)の候補に挙げられている。ここでは、これらのナトリウム以外の作動流体を使用する場合に顕在化する熱流動課題を下記のステップで調査、検討した。

a. 作動流体に係わる各種炉型調査

検討の始めとして、異なる作動流体を使用した炉型調査を既往文献調査によって行い、それぞれの設計諸元を整理した。さらに、その結果を基に個々のプラント設計特有の諸元とは独立した、作動流体の相違から派生するプラント設計上の特徴を推定し、整理した。

b. 調査結果に基づく熱流動課題の整理

上記 a 項の結果、および各作動流体の物性値を基に、それぞれの作動流体で検討する必要があると考えられる主要な熱流動課題を定性的に分析し、整理した。

c. 主要な熱流動課題の評価・検討

上記 b 項の結果を基に、主要な熱流動課題に関する作動流体毎の定量的な比較検討を行った。検討に際しては、それぞれの熱流動課題を評価するための定量的な指標を既往研究の成果等に基づいて設定した。さらに、評価で使用する条件は、上記 a 項の結果をもとに作動流体の相違から派生するプラント設計上の特徴を反映するよう配慮して設定した。

2. 2 热流动課題の整理

2. 2. 1 作動流体に係わる各種炉型調査

作動流体の異なる代表的なプラント概念について、熱流动課題の検討を行なう前提として、公開文献ベースで調査を行なった。

2. 2. 1. 1 調査方法

代表的なプラント概念として下記を選定し、熱流动に係わる主要な仕様等について各炉型概念の調査を行う。調査結果は、一件一葉のフォーマットと添付図面の形式で整理を行う。

(1) ガス炉

ETGBR (炭酸ガス), GBR-4 (ヘリウム)

(2) 重金属炉

BREST-300 (鉛), BREST-1200 (鉛), LCFBR (鉛)

SWBR-75 (鉛・ビスマス)

(3) ナトリウム冷却炉

JNC 大型 FBR プラント, JNC リサイクル炉, JAPC 実証炉概念設計, PRISM

2. 2. 1. 2 調査結果

調査結果を表 2. 2. 1-1 - 表 2. 2. 1-10 に示す。なお、ここで参照した文献については、表中に引用文献として示した。

(1) ガス炉

•ETGBR (炭酸ガス) : (表 2. 2. 1-1)

•GBR-4 (ヘリウム) : (表 2. 2. 1-2)

(2) 重金属炉

•BREST-300 (鉛) : (表 2. 2. 1-3)

•BREST-1200 (鉛) : (表 2. 2. 1-4)

•JAERI-LCFBR (鉛) : (表 2. 2. 1-5)

•SWBR-75 (鉛・ビスマス) : (表 2. 2. 1-6)

(3) ナトリウム冷却炉

•JNC 大型FBRプラント (ヘッドアクセス方式ループ型炉) : (表 2. 2. 1-7)

•JNC リサイクル炉 (表 2. 2. 1-8)

•JAPC 実証炉概念設計 (トップエントリ方式ループ型炉) : (表 2. 2. 1-9)

•PRISM (表 2. 2. 1-10)

2. 2. 1. 3 各種炉型調査結果のまとめ

(1) ガス炉

a. ヒートバランス

炭酸ガス、ヘリウムのいずれも液体金属と比較すると冷却材密度が大幅に小さい。このため高圧化によって密度を高め、冷却材としての熱容量を確保することが不可欠になる。さらに、流量増加に伴うガス循環機の過大な負荷を回避するため炉心出入口温度差 ($=\Delta T$) を拡大しているのも一つの特徴である。ETBGR, GBR-4 の ΔT はそれぞれ 275 °C, 305 °C であり、ナトリウム冷却炉と比較して 2 倍以上の数値となっている。それでもガス循環機の全消費電力は GBR-4 の場合約 120 MWe (6 基合計) (原子炉熱出力 : 3600 MWt) であり、たとえば「もんじゅ」の 1 次系ポンプの全消費電力 6 MWe (原子炉熱出力 : 714 MWt) と比較すると、熱出力換算を考慮してなお数倍の負荷となっていることが分かる。

b. 炉心

ETGBR, GBR-4 のいずれも MOX 燃料、被覆管材料はステンレス鋼を使用している。炉心の直径は同一熱出力に対して ETGBR の方が約 600 mm (約 15 %) 大きい。これは、炭酸ガスとヘリウムの物性値を比較した場合下記のようであり、同一除熱量に対する必要体積流量がほぼ同等になることに起因するものと考えられる。すなわち、体積流量を同一にしてかつ流路面積が同一であるとすると、炭酸ガスの場合はヘリウムと比較して圧損が数倍大きくなる。このため、圧損低減の観点から流速を低下させる必要があり、これが炉心直径の差として現れていることが推察される。

| 流体 | 炭酸ガス | ヘリウム | ナトリウム |
|-------------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 圧力 : P (MPa) | 4 | 9 | (0.1) |
| 温度 : T (K) | 800(527°C) | 800(527°C) | 800(527°C) |
| 密度 : ρ (kg/m³) | 26.36 | 5.345 | 826 |
| 比熱 : Cp (J/kgK) | 1184 | 5189 | 1300 |
| $\rho \cdot Cp$ (J/m³K) | 3.12×10^4 | 2.77×10^4 | 1.07×10^6 |

c. 原子炉構造

冷却材圧力が高圧であるため、PCRV の中に原子炉、蒸気発生器、ガス循環機を設置した一体構造となっている。燃料交換は上部から、制御は下部からという方式をとっている。これは、制御棒等を原子炉の下部から挿入する設計とすることにより、原子炉の上部の領域での燃料交換機の作業空間が確保できるとともに、スタンドパイプの熱サイフォン現象を回避できることによるとしている。

d. 冷却系

ETGBR, GBR-4 のいずれも中間冷却系ではなく、蒸気発生器で直接1次冷却系と水・蒸気が熱交換する形式である。このため冷却系としては単純な構成となっている。蒸気発生器は、ETGBR の場合、300 MWt × 12 基、GBR-4 の場合、600 MWt × 6 基の構成である。

e. 崩壊熱除去系

GBR-4 では、蒸気発生器を活用した除熱システム（いわゆる SGAHRS）とこれとは独立した熱交換器による加圧水を冷却材とする空冷ループ（非常用冷却ループ）が設置されている。

f. 減圧事故

ガス冷却高速炉の安全の評価で最も詳細に研究されているのは減圧事故である。ここでは、GBR-4 での検討結果 ([1-4]) を引用する。主要な減圧事故すなわち MCDA (maximum credible depressurization accident) の確率は一般に 10^{-4} /年と想定されている。放射能の放出の確率を 10^{-7} /年以下とする観点から、熱除去システムの許容される故障確率は 10^{-3} となる。これは、熱除去システムが 2 out of 4 の利用可能度に対応する。

(a) 温度挙動

容器破損時の容器内圧力は、指數関数的に低下するが、その時の減圧の時定数は、容器容積、有効破損口寸法、ガスの物性値等に依存する。破損口寸法と減圧時定数の関係は図 2. 2. 1-1 のように示される。炭酸ガス炉の研究では時定数として 900 秒が使用されている。また、トリップ後の運転手順として、ガス熱中性子炉の経験から、圧力低下に対応した流量条件が設定されている。

減圧事故時の典型的な温度変化は図 2. 2. 1-2 のように示される。なお、ここでの解析は、循環器がトリップ後再開するまでに数分間かかる想定としている。

減圧開始後、トリップに至るまでは、冷却材流量は時定数 900 秒で低下する。それに伴い出力レベルが低下し、温度は 0.4°C/sec で上昇する。原子炉トリップは減圧開始後 200 秒であるが、この時のピーク温度は通常温度から 100°C を上回らない結果となっている。200 から 400 秒の間に温度ピークがあるが、ピーク温度は $1,000^{\circ}\text{C}$ 以下となっている。

さらに、その後の 4,000 秒付近で温度ピークが認められる。この時点では、圧力が低下した状況であり、温度ピークはよりクリティカルである。この段階では、炉心入口温度は低下し給水温度に近づくため、ガスの密度が上昇し、ガスの質量流量が増加し、これにより温度が低下をする。ピーク温度は、主に通常時の運転圧力の大きさに依存しており、通常運転圧力の高いケースでは $1,000^{\circ}\text{C}$ 近くなっているが、他のケースではそれ以下となっている。

(b) 燃料被覆管の評価

燃料被覆管の評価として、まず一定圧力、温度とし、また材料の寿命は対数正規分布として、破損ピンの割合を予測する。20%寿命で破損確率 10^{-4} 、35 % 寿命で破損確率 10^{-2} となり、多くのピンが破損するような評価結果となる。

次に、減圧事故解析の温度履歴を考慮した評価を行う。計算を容易するために、すべてのピンは同じ内圧を受ける、同じピーク温度となること、板厚として腐食による減肉を想定することを仮定する。温度変化として、通常運転圧力が最も高いケースの温度変化が厳しい条件を用いる。燃料設計では、初期充填圧力が維持されるようピンプレナム長さが設定されるが、ここでは、初期充填圧力の要求が最も大きい場合を対象とする。以上の条件で評価を行うと、ピンの破損数を 1 個以下にするためには、減圧過渡時の温度ピークの時点でのピンの受容可能な圧力を 55 bar 程度と

する必要がある。通常の正味の外側からの圧力(燃料被覆管材が 20/25 Ti N ステンレス鋼のケース)は 35 bar 程度に制限される必要があり、初期充填圧力として 40 bar 程度が要求される。

(2) 重金属炉

a. ヒートバランス

原子炉出口温度について見ると、BREST, LCFBR(鉛)の場合 540 – 570 °C となっているのに対し、SWBR-75(鉛・ビスマス)では 430 °C と低めの設定になっている。これは鉛・ビスマスの構造材に対する腐食性に起因するものと推定される。炉心出入り口温度差($=\Delta T$)は、BREST, LCFBR の場合 100 – 120 °C の範囲であるが、SWBR-75 では 155 °C となっている。これは、鉛と鉛・ビスマスの融点がそれぞれ 327 °C, 124 °C であり、鉛を使用する場合にはコールドレグ温度を高めに設定する必要があるためと推定される。炉心出入り口温度差についてはこの程度のバラツキはあるもののガス炉との比較では約 1/2 程度であり、むしろナトリウム冷却炉の ΔT に近い傾向を示している。

b. 炉心

BREST, LCFBR では窒化物、SWBR-75 では酸化物燃料を使用している。炉心の直径は BREST-1200 (2,800 MWt) と JNC 大型 FBR (3,200 MWt) を比較すると後者の方が出力が大きいにも係わらず炉心径は小さくなっている。これは、鉛とナトリウムの物性値を比較した場合のようであり、同一除熱量に対する必要体積流量がほぼ同等になることに起因するものと考えられる。すなわち、体積流量を同一にしてかつ流路面積が同一であるとすると、鉛の場合はナトリウムと比較して圧損が約一桁大きくなる。このため、圧損低減の観点から流速を低下させる必要があり、これが炉心直径の差として現れていることが推察される。これは鉛・ビスマスについても同様である。

| 流体 | 鉛 | 鉛・ビスマス | ナトリウム |
|-------------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 温度: T (K) | 800(527°C) | 800(527°C) | 800(527°C) |
| 密度: ρ (kg/m³) | 10360 | 10087 | 826 |
| 比熱: Cp (J/kgK) | 160 | 146 | 1300 |
| $\rho \cdot Cp$ (J/m³K) | 1.66×10^6 | 1.47×10^6 | 1.07×10^6 |

c. 原子炉構造

BREST は原子炉容器と蒸気発生器、ポンプが独立した概念であるが、それ以外は原子炉容器の中に蒸気発生器と 1 次冷却材ポンプを設置した一体構造となっている。制御棒はいずれも上部からの駆動方式であり、炉心上部には制御棒案内管等何らかの構造物が存在する。

d. 冷却系

BREST, LCFBR, SWBR-75 のいずれも中間冷却系はなく、蒸気発生器で直接 1 次冷却系と水・蒸気が熱交換する形式である。このため冷却系としては単純な構成となっている。蒸気発生器は、BREST-300 の場合、90 MWt × 8 基、LCFBR の場合、500 MWt × 3 基、SWBR-75 の場合、22

MWt×12 基の構成である。

e. 崩壊熱除去系

蒸気発生器の 1 次側、または 2 次側を冷却する方式、原子炉容器の廻りを空冷 / 水冷する方式等が採用されている。

f. 材料との共存性

重金属炉では、高温での腐食を検討しておく必要があるが、本件に関して具体的な記載は少ない。関連した記述を以下に引用する。

構造材料の腐食評価のため各機器への対象鋼に対し鉛環境中の腐食試験が実施されている。具体的な対象鋼種は記載されていないが、条件は以下のように示されている。炉心用の構造用鋼に対し、温度 620 °C 及び 650 °C、時間 8,500 hr、流速 1.6 m/s の条件、容器及び蒸気発生器用の構造用鋼に対し、温度 550 °C、時間 12,500 hr、流速 1.7 m/s の条件、燃料要素に対し、温度 540 – 700 °C、時間 5,000 hr の条件である。これらの、流動条件下も含む材料試験により、構造用鋼の耐腐食性を極力高めるために酸素パラメータの取扱いについて評価され、炉心、容器及び蒸気発生器材料が選定されたとされている。([3-4])

また、鉛・ビスマスでは、運転中に冷却材の配管内等に生成される構造材や酸素の混合物からなる堆積物の原因究明がなされた。鉛・ビスマスと酸素との共存条件の研究により、長期安定運転には構造材の腐食を抑制する必要があり、適切な鋼材の選定及び一定の酸素濃度の維持による酸化被膜の安定な保護層の形成等が高温での使用に有効であるとされている。冷却材温度 450 °C まではステンレス鋼が使用できるが、それを越える温度領域では特殊鋼が使用されているようである。([6-2])

(参考文献)

- [1-1] T. A. Lennox et al., "GAS COOLED FAST REACTORS", ENC-98, OCT. 1998.
- [1-2] C. P. Gratton, "The GAS-cooled fast reactor in 1981", Nucl. Energy, 1981, Vol. 20, Aug., No. 4, 287-295.
- [1-3] W. B. Kemmish, "Gas-cooled fast reactors", Nucl. Energy, 1982, Vol. 21, Feb., No. 1, 77-88.
- [1-4] W. B. Kemmish, "The safety of CO₂ cooled breeder reactor based on existing gas cooled reactor technology", Progress in Nuclear Energy, 1982, Vol. 10, No. 1, pp 1-17.
- [2-1] J. M. Yellowlees et al., "The Progress of GBR Association in the Design and Development of the Gas-cooled Fast Breeder Reactor", Gas-cooled reactors, ANS, Oak Ridge, Tenn., 1974 .
- [2-2] C. P. Gratton, "The Gas-cooled Fast Reactor in 1981", Nucl. Energy, 1981, Vol. 20, Aug., No. 4
- [2-3] W.マーシャル編「原子力の技術 第2巻 原子力技術の発展 下」, (株)筑摩書房, 1986.
- [3-1] E. O. Adamov et al., "PROGRESS IN LEAD-COOLED FAST REACTOR DESIGN", ANP'92 Vol. III (1992).
- [3-2] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173 (1997).
- [3-3] E. Adamov et al., "CONCEPTUAL DESIGN OF BREST-300 LEAD-COOLED FAST REACTOR" (1997).
- [3-4] A. I. Filin: Experimental Works to Advance the Concept of Lead-Cooled Fast Reactors Results and Plant, 1999.
- [4-1] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173 (1997).
- [5-1] H. Takano et al., "A CONCEPT OF SELF-COMPLETED FUEL CYCLE BASED ON LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL FAST REACTORS", ICENES '93, 308 (1993).
- [5-2] H. Takano et al, "A DESIGN STUDY FOR UNHERENT SAFETY CORE, ASEISMICITY AND HEAT TRANSPORT SYSTEM IN LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL REACTOR" , ARS '94, 549 (1994).
- [5-3] 高野秀樹, "鉛冷却金属燃料高速増殖炉の検討", 日本原子力学会 1992年春の年会.
- [6-1] V. S. Stepanov et al., "APPLICATION IN ELECTRIC POWER INDUSTRY TECHNOLOGY OF TRANSPORT REACTORS WITH LEAD-BISMUTH LIQUID-METAL COOLANT", 「民生利用のための推進原子炉技術に関する IAEA 会議」での報告 (1999).
- [6-2] Yu. I. Orlov: Problems of Technology of Heavy Liquid Metal Coolant Pb-Bi and Pb (Lead-Bismuth and Lead), 1999.
- [7-1] 林他, 「受動安全性を強化した大型FBRプラント」, 日本原子力学会誌, Vol. 39, No. 11, p 65 (1994).
- [8-1] 笠井他, 「リサイクル炉の検討」, 動燃技報, No. 105, p 27 (1998).
- [9-1] M. Ueta et al, 「The Development of Demonstration Fast Breeder Reactor (DFBR)」, The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, Vol. 2, p 771 (1995).
- [9-2] 三浦他 「高速増殖実証炉開発の現状と実用化見通し」, 日本原子力学会誌, Vol. 37, No. 2, p112 (1995).

2.2.2 热流动課題の整理

(1) 検討方法

前記 2.2.1 項で述べた作動流体に係わる各種炉型調査の結果、および各作動流体の物性値とともに、下記の原子炉構造概念に関連する主要熱流动課題を整理した。なお、各作動流体の物性値を表 2.2-1 に示す。

- ① 炭酸ガス冷却炉
- ② ヘリウムガス冷却炉
- ③ 鉛冷却炉
- ④ 鉛・ビスマス冷却炉

(2) 整理の結果

表 2.2-2 — 2.2-5 に結果を示す。

2. 3 热流動課題の評価・検討

2. 3. 1 評価パラメータの設定

2. 3. 1. 1 はじめに

主要な熱流動課題のそれぞれについて定量評価を行なうための「評価パラメータ」を、各現象に関する過去の研究成果等を参考に検討した。検討対象とした熱流動現象は以下のとおりである。

- | | |
|----------------|--------------------------|
| a. 気液界面現象 | :自由液面揺動、気泡巻込み、カバーガス溶存・輸送 |
| b. 热・流動相互作用 | :温度成層化、自然循環 |
| c. 流動・構造相互作用 | :流力振動 |
| d. 热・流動・構造相互作用 | :サーマルストライピング、系統熱過渡 |
| e. その他 | :ミスト蒸着、キャビテーション |

2. 3. 1. 2 評価パラメータの検討

(1) 気液界面現象

a. 自由液面揺動

(a) 概要

原子炉構造を設計する上で自由液面を安定化することは、液面での気泡巻込みの防止、ミスト発生の抑制、液面近傍構造物に対する熱荷重の緩和、さらに設計によっては 1 次系冷却材流量の変動抑制等の観点から重要な課題であり、ここで取り上げる「自由液面揺動」の振幅と周期はそれを判断する上での重要な指標のひとつである。

この現象は、物理的には内部流動との相互作用により自励振動的な挙動を呈する場合と、全体としての挙動は安定しているものの液面が定常的に微少な振動を生じる場合の 2 ケースに分類される。このうち前者は容器の形状、内部構造物の配置、流動パターンと密接に関連した現象であり、今回の検討目的である異なる流体間の比較の観点からは必ずしも適切ではない。このためここでは後者の現象に着目し、定常運転時の液面揺動振幅、および振動周期について分析した。

(b) 検討

下記の研究例を参考に液面揺動振幅、および周期に関する考え方を整理した。

(i) 液面揺動振幅

タンク型 FBR の自由液面揺動に関する研究の中で自由液面の振動振幅に着目した水流動試験¹⁾が行われた。試験体は幅、高さが約 2 m、奥行きが 0.1 m の矩形アクリル容器の中に流れの向きをパラメータとするためのバッフル板を設置したものである。容器内には液面揺動を測定するための静電容量式波高計が設置されている。試験では、容器内への流入流速(流量)と初期液位、吸込み口の位置等をパラメータとして、自由液面の初期状態からの変位を測定し整理している。図 2. 3. 1-1 に引用文献中の代表的な図を示すが、測定された変位はほぼ流速の二乗に比例する結果が得られている。自由液面近傍の壁面上昇流速が炉心出口流速に比例するものと仮定すると、この結

果は単純に流れの動圧成分が液面上昇量に変換されたものと解釈することが可能である。なお、今回の評価対象である液面揺動振幅については解析結果との比較の図 (Fig. 11) の中でエラーバーとして示されており、流速の増加と共に振幅が増加する傾向が読み取れる。しかしながら、流速との定量的な相関は示されていないため、今回の検討では揺動振幅についてもフルード数を支配要因と仮定し、評価パラメータと設定する。

(ii) 液面揺動周期

トップエントリ方式ループ型炉の原子炉容器を対象とした液面揺動に関する水流動試験²⁾が行なわれた。試験体は直径約 1 m のアクリル容器で原子炉容器を模擬しており、実機に対する縮尺比は約 1/8 である。前記 (i) と同様、容器内には液面揺動を測定するための静電容量式波高計が原子炉容器および炉心上部機構の壁面に沿って設置されている。試験では、炉心の出口流速(流量)を一定にした条件で液面揺動を測定し、パワースペクトルの形で結果を整理している。図 2. 3. 1-2 に結果の図を示すが、最も卓越しているピーク(約 0.8 Hz)は容器内液面の 1 次スロッシングモードに対応するものであり、それ以外のピークも高次のスロッシングモードに対応する周波数で説明できる結果となっている。なお、別途実施されたトップエントリ方式ループ型炉の多液面揺動試験でも同様の傾向が得られている。

(c) 評価パラメータの設定

以上の調査結果から、不安定流動を伴わない定常流動状態での液面揺動振幅、および周期を評価するパラメータとしては、「フルード数」(液面揺動振幅が液面近傍上昇流速の二乗に比例と仮定)、および「容器内液面の1次スロッシングモードに対応する振動周期」を設定する。液面近傍流速はプレナム上昇流速に比例すると考え、代表流速は「プレナム平均上昇流速」とする。

(i) 液面揺動振幅

[評価パラメータ]

$$h/H = v^2/gH \quad (2. 3. 1-1)$$

但し、 v : プレナム上昇平均流速 (m/s)、 h : 液面揺動振幅 (m)、
 H : プレナム高さ (m)、 g : 重力加速度 (m/s²)

(ii) 液面揺動周期

[評価パラメータ]

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{1.841 \frac{g}{R} \cdot \tanh(1.841(\frac{H}{R}))} \quad (\text{円筒容器内のスロッシング周波数で代表}) \quad (2. 3. 1-2)$$

但し、 f : 液面揺動周波数 (Hz)、 R : プレナム半径 (m)、 H : プレナム
 高さ (m)、 g : 重力加速度 (m/s²)

b. 気泡巻込み

(a) 概 要

自由液面での気泡巻込みの防止は、巻込み気泡による炉心反応度変化の防止、気泡滞留による構造物熱荷重の回避、さらに熱交換器の伝熱性能確保等の観点から重要な課題である。

気泡巻込み限界に対する各種無次元パラメータがどう関連するかについては、実験体系、条件等に依存して必ずしも統一的ではなく、気泡巻き込み限界を与える関係式も研究者によって異なっているのが実状である。ここでは、それらの中から比較的大規模の試験で、かつ試験体系の大きさを直接変化させて縮尺比の影響を確認している下記(i)の3種類の研究例、および流体物性を変化させてその影響を確認している(ii)の研究例を参考に気泡巻き込みに対する考え方を整理した。

(b) 検 討

(i) 気泡巻込み限界

① ポンプ吸い込み水槽の模型試験法³⁾

ポンプ吸い込み水槽での気泡巻込みに関する知見と設計法が日本機械学会基準としてまとめられている。ポンプ吸い込み水槽での流れは、必ずしもレイノルズ数支配でも、またフルード数支配でもないことが知られており、基準では空気吸い込み渦の発生、および水中渦の発生に対して中間流速条件、および流速一致条件を適用することを推奨している。図2.3. 1-3に引用文献中の代表的な図を示す。このうち、解説図1・11が空気吸い込み渦に対応する結果で、試験流速(=実機流速/縮尺比^{0.2})とすれば縮尺模型試験の結果が統一的に整理されることが示されている(フルード相似の場合は、試験流速(=実機流速 / 縮尺比^{0.5})。また、解説図1・13は水中渦の発生に関する結果で、この場合は流速一致条件が適当であることが示されている。

② 中間熱交換器容器での気泡巻き込み⁴⁾

トップエントリ方式ループ型炉の中間熱交換容器での気泡巻き込みを対象として一連の水流動試験が行なわれた。試験体は異なる縮尺比を有する4種類(1/10, 1/6, 1.3, 1/1.6)が使用されている。実機の大きさは直径約6mであるため、最も大きい1/1.6縮尺の場合の試験容器の直径は約4mである。図2.3. 1-4に引用文献中の代表的な図を示すが、自由液面の状況をType 1:無変化、Type 2:液面変形、Type 3:気泡巻込み、Type 4:気泡の連行(Fig. 2)のように分類し、それに対応した発生限界を縮尺比をパラメータとして整理している(Fig. 10)。多少のバラツキはあるが、仮にこの気泡巻込み限界がフルード数相似であるとすれば、縦軸の限界流速は縮尺比の平方根に比例して低下するはずであり、この結果はその推定と異なる傾向を示している。結論としては、試験体縮尺によらず、流速一致条件を気泡巻込み限界に対する相似条件としている。

③ 旋回渦による気泡巻き込み現象に及ぼす模型縮尺の影響⁵⁾

円筒容器の底に流出孔を設けた3種類の試験体を用いた水流動試験が行なわれた。直径1.6

m の試験体を基準とし、その 1/2, 1/4 縮尺の試験体が使用されている。図 2, 3, 1-5 に引用文献中の代表的な図を示す。このうち、図-2 が気泡巻込み限界流速をまとめた結果である。レイノルズ数がある程度大きい条件では、いずれの試験体についてもほぼ同様の流速で気泡巻込みが発生する結果が得られている。

(ii) 巻込み限界に対する流体物性の影響^{6,7)}

円筒容器の底に流出孔を設けた試験体（有効直径 0.3 m）を用いた水およびナトリウム流動試験を行ない、気泡巻込み限界に及ぼす流体物性値の影響が検討された^{6,7)}。ナトリウム中での気泡巻込み限界の計測には渦電流式ボイド計が使用されている。図 2, 3, 1-6 に引用文献中の代表的な図を示す。このうち、図-2 が気泡巻込み限界流速をまとめた結果である。ナトリウム温度は 200 ~ 550 °C の範囲でパラメータとし、物性値を変化させている。結果は試験容器の内径を代表長さとしたレイノルズ数とウェーバ数をパラメータとして整理されているが、レイノルズ数よりもウェーバ数の方が支配的であること、したがって表面張力の大きいナトリウムの方が気泡巻込み発生限界流速について見ると水に比べて 1.1 ~ 1.6 倍ほど大きいことが結論されている。

なお、結果はウェーバ数の形で整理されているが、本研究の範囲では代表長さへの依存性は評価されていない。このため、今回の検討に当たっては、巻込み限界が流速の 2 乗に比例し、表面張力に反比例する傾向程度を適用しておくのが適当である。

(c) 評価パラメータの設定

以上の調査結果から、気泡巻込み限界を評価するパラメータとしては同一流体に対しては「液面近傍流速」が、また異なる流体に対しては「ウェーバ数」（代表径への依存性は考慮しない）が重要であることが結論される。ここではこの結果にもとづき評価パラメータとして下記を設定する。同一流体の場合に「流速一致条件」が縮尺に対する相似則となっている点は下記のパラメータで包絡して評価されるものと考える。

[評価パラメータ]

$$We \propto \rho v^2 D / \sigma \quad (\text{ただし、} D \text{ は一定}) \quad (2, 3, 1-3)$$

但し、v: プレナム上昇平均流速 (m/s)、σ: 表面張力係数 (N/m)、

ρ: 流体密度 (kg/m³)

なお、液面近傍流速 v の考え方は前記 (1) と同様で、プレナム上昇平均流速に比例するものと想定する。

c. カバーガス溶存・輸送

(a) 概要

自由液面では前記(2)のような気泡の巻込みとは独立のメカニズムとして、濃度拡散による流体中

へのカバーガスの溶存・輸送が生じる。この現象は飽和溶解度の高い高温側の液面において顕著であり、飽和溶解度の低い低温側の液面では過飽和となることでカバーガス空間に逆に放出される傾向を示す。また、溶存ガスは低温領域にある構造物の壁面に析出し気泡を形成するが、これが一定量以上に集積して分離する場合には、(2) と同様、炉心反応度への影響等が設計上の課題となる。

ここでは、PFR を対象とした検討例を参考に流体中へのカバーガスの溶存・輸送に対する考え方を整理した。

(b) 検 討

一次冷却系ナトリウム中でのカバーガス挙動について自由液面での拡散による物質移行と一次冷却系内溶存ガスの質量バランスにもとづいた理論検討^⑨ が行なわれている。以下その要点を示す。

① 自由液面での物質移行

カバーガスと接液している流体面積を A (m²)、液面近傍での流体の流速を v (m/s)、カバーガスと接触して流体が流れる距離を l (m)、ガス空間と流体中の濃度差を ΔC (mol/m³)、さらに拡散距離を δ (m)、拡散時間のオーダを t (s) とすると下記の関係式が成立する。

$$\begin{aligned} t &= l/v, \quad \delta^2/t = D \quad (\text{拡散係数}) \\ A \cdot D \cdot \Delta C / \delta &= A \cdot \Delta C (Dv/l)^{1/2} \end{aligned} \quad (2.3.1-4)$$

② 自由液面での質量保存

高温側 / 低温側でのアルゴンガス濃度および飽和溶解度をそれぞれ C_1 / C_2 , C_H / C_C とすると、高温側液面でのアルゴンガス溶解速度と低温側液面でのアルゴンガス放出速度は下記のようになり、平衡状態ではこれがバランスしていると考える。なお、各変数の H, C はそれぞれ高温側、低温側を示す。

$$n\dot{\theta}_H = \beta_H (C_H - C_1), \quad n\dot{\theta}_C = \beta_C (C_C - C_2) \quad (2.3.1-5)$$

但し、

$$\begin{aligned} \beta_H &= 1.38 A_H \cdot (D_H v_H / l_H)^{1/2} \\ \beta_C &= 1.38 A_C \cdot (D_C v_C / l_C)^{1/2} \end{aligned} \quad (2.3.1-6)$$

また、拡散係数 D に対しては次の式による推定を行っている。

$$D = \kappa T / 3\pi\eta d_a \quad (2.3.1-7)$$

但し、 κ :ボルツマン定数 (J/K)、 η :粘性係数(Pa·s)、
 d_a :アルゴンガス原子の直径(m)

ここで、式(5)と比較すると β に係数 1.38 が掛かっているが、これは式(2.3.1-4)が層流解によるものであるため液面近傍での乱流の影響を考慮するために設定した係数と説明されている。

次に、一次冷却系内では冷却材の循環によって内部のアルゴンガス濃度はほぼ均一になっていると考えて良い。この前提にもとづくと、一次冷却系内でのアルゴンガス濃度 C は以下のように表される。

$$\begin{aligned} C_1 &= C_2 = C \\ C &= C_H \frac{\beta_H}{\beta_H + \beta_C} + C_C \frac{\beta_C}{\beta_H + \beta_C} \end{aligned} \quad (2.3.1-8)$$

論文中ではさらに気泡の析出を想定した場合の検討も行われているが、今回実施する評価では、この式(8)で算出される平行濃度が流体間比較、あるいはコンパクト化を評価する上での一つの指標になるものと考える。

(c) 評価パラメータの設定

以上の調査結果から、カバーガス溶存・輸送を評価するパラメータとしては一次冷却材中のアルゴンガス平衡濃度を設定する。

〔評価パラメータ〕

$$C = C_H \frac{\beta_H}{\beta_H + \beta_C} + C_C \frac{\beta_C}{\beta_H + \beta_C} \quad (2.3.1-9)$$

但し、 C_H :飽和溶解度 (高温側) (mol/m³)、 C_C :飽和溶解度 (低温側) (mol/m³)、
 β_H :溶解速度 (高温側) (m³/s)、 β_C :溶解速度 (低温側) (m³/s)

(2) 热・流動相互作用

a. 温度成層化

(a) 概要

原子炉構造を設計する上で、プレナム内で発生する温度成層化現象の挙動を把握しこれに対する適切な設計対策を構じることは構造物への熱荷重を抑制する観点から重要な課題である。ここではこの現象に関連するパラメータとして、成層界面の温度勾配、上昇速度、および構造物の温度勾配について分析した。

(b) 検討

成層界面の温度勾配、上昇速度、および構造物の温度勾配について過去の研究例と簡易モデルによる検討を行なった。

(i) 成層界面の温度勾配

温度成層化現象の発生に対する支配要因が「リチャードソン数」(Ri) であることは過去の研究で一致した見解であるが、界面の温度勾配に関しては Ri 数で整理した結果と、さらに界面近傍の熱伝導効果を考慮し「ペクレ数」(Pe) 依存性を評価した例がある。

① 単純円筒体系での温度成層化試験

単純円筒体系を使用した温度成層化現象に関する水流動試験⁹⁾が行なわれた。試験体は直径約 1 m のアクリル容器で FBR の原子炉構造を単純化して模擬している。容器の下部から流入した水は円筒中央部に設けたスリットから流出する構造である。試験では、炉心の出口流速(流量)と温度差をパラメータとして主要部の温度を測定し、結果を整理している。図 2. 3. 1-7 に結果の図を示す。この例では成層界面の無次元温度勾配は、 Ri 数が約 4 以上の成層化が安定している条件で Ri 数にほぼ比例して増加する傾向を示している(グラフからの読み取り)。

なお、この整理では代表径として炉心直徑が使用されており、プレナム径への依存性には言及されていない。もともとこの代表径はスケールに対する依存性を表現するもので、個々の径への依存性を表したものではない。本研究への適用としては成層界面の温度勾配が $\beta \Delta T$ に比例し、流速の二乗に反比例することが示されていると解釈するのが妥当である。

② FBR 実証炉体系での温度成層化試験

トップエントリ方式ループ型炉の原子炉容器を対象とした温度成層化現象に関する水流動試験¹⁰⁾が行なわれた。試験体は直径約 1 m のアクリル容器で原子炉容器を模擬しており、実機に対する縮尺比は約 1/8 である。この試験では Ri 数を一定にした条件で Re 数、 Pe 数の現象に及ぼす影響を検討した。図 2. 3. 1-8 に結果の図を示すが、成層界面の温度勾配は Pe 数依存性を有し、 Pe 数が高いほど温度勾配がきつくなる傾向が示されている。

(ii) 成層界面の上昇速度

界面の上昇勾配に関しては、これを Ri 数で整理した結果と、さらに Re 数の影響を考慮し評価した例がある。

① 単純円筒体系での温度成層化試験

前記 (i) の単純円筒試験と同一の試験であるため内容の説明は省略する。図 2. 3. 1-9 に結果の図を示す。この例では成層界面の無次元界面上昇速度は Ri 数の -0.48 乗に比例して低下する傾向を示している。

② ナトリウムを使用した温度成層化試験

円筒形上部プレナムを有する PLANDTL-DHX 装置を用いて温度成層化現象を対象としたナトリウム流動試験¹¹⁾が行なわれた。プレナムは内径 2 m、高さ 3.25 m である。ここでは Ri 数を一定にして Re 数を変化させる試験、および Re 数を一定にして Ri 数を変化させる試験が行われている。図 2. 3. 1-10 に結果の図を示す。成層界面の上昇速度は Ri 数と Pe 数に依存し、Gr/Re の対数に対して直線的に低下する傾向が示されている。

(iii) 構造物の温度勾配

界面の温度勾配は (i) の通りであるが、最終的な評価の対象となる構造物の温度勾配については壁面近傍の熱伝達率等に依存して必ずしも流体側の温度勾配が支配的とは限らない。ここではこの構造物の温度勾配を 1 次元モデルによって検討した。想定した解析モデルを図 2. 3. 1-11 に示す。基礎方程式と境界条件は以下の通りである。

$$\frac{d^2T}{dx^2} + \left(\frac{h}{\lambda d}\right) \cdot (T_a - T) = 0 \quad (2.3.1-10)$$

但し、 λ : 構造物の熱伝導率 (W/mK)、 h : 热伝達率(W/m²K)、
 d : 構造物の肉厚(m)、 T_a : 流体温度 (°C)、 T : 構造物温度 (°C)

(境界条件)

$$T = \Delta T / 2 (x = \infty), \quad T = -\Delta T / 2 (x = -\infty)$$

T_a : 図2.1-11に示す温度条件

$x = \pm L/2$ において温度、及び温度勾配の連続性

以上の条件での構造物温度 T は以下のように計算される。

$$\left. \begin{array}{ll} ① x \geq L/2 & T = \Delta T / 2 - C \cdot e^{-\alpha x} \\ ② L/2 \geq x \geq -L/2 & T = \frac{e^{-\alpha L/2}}{2\alpha} (e^{-\alpha x} - e^{\alpha x}) \frac{\Delta T}{L} + \frac{\Delta T}{L} x \\ ③ x \leq -L/2 & T = -\Delta T / 2 + C \cdot e^{\alpha x} \end{array} \right\} \quad (2.3.1-11)$$

但し、 $C = \frac{(e^{\alpha L/2} - e^{-\alpha L/2})}{2\alpha} \cdot \left(\frac{\Delta T}{L}\right)$, $\alpha = \sqrt{\frac{h}{\lambda d}}$

この結果から、構造物に加わる最大温度勾配 γ_s は次のように与えられる。

$$\gamma_s = (1 - e^{-\alpha L/2}) \cdot \frac{\Delta T}{L} \quad (2.3.1-12)$$

(c) 評価パラメータの設定

以上の検討結果から、構造物の熱荷重に着目した評価パラメータとして成層界面の温度勾配と上昇速度、および構造物の温度勾配を設定する。

(i) 成層界面の温度勾配

[評価パラメータ]

$$\gamma_f = C(\Delta T)Ri(Ri=g\beta\Delta TD/v^2) \quad (\text{ただし、Dは一定}) \quad (2.3.1-13)$$

但し、 v : プレナム内上昇平均流速 (m/s)、 ΔT : 高低温流体間温度差 (°C)、
 β : 体膨張率 (1/°C)

なお、ペクレ数依存性については特定のリチャードソン数に対しての結果のみであるため、今回の評価では適用しない。

(ii) 成層界面の上昇速度

[評価パラメータ]

$$v_s/v = 0.207 - 0.0225 \cdot \log_{10}(Gr/Re) \quad (\text{グラフからの読み取り}) \quad (2.3.1-14)$$

但し、 v_s : 成層界面上昇速度(m/s)、 v : プレナム内平均上昇流速(m/s)、

Gr: グラスホップ数、Re: レイノルズ数

なお、Gr 数、Re 数を算出する際の代表径は引用文献での定義を拡張解釈し、プレナム等価径とする。

(iii) 構造物の温度勾配

[評価パラメータ]

$$\gamma_s = (1 - e^{-\sqrt{Bi'}}) \cdot \frac{\Delta T}{L} = \gamma_f \cdot (1 - e^{-\sqrt{Bi'}}) \quad (2.3.1-15)$$

$$\text{但し、} Bi' = \frac{h(L/2)^2}{\lambda d} \quad (2.3.1-16)$$

b. 自然循環

(a) 概要

崩壊熱除去における自然循環能力の活用は、プラントの信頼性向上の観点から重要な設計課題である。この現象に関しては、従来、実機の FBR プラントおよび様々な試験装置によって広範な研

究が行われており、その挙動解明と評価手法の整備に関しては特有の構造概念を除いてほぼ達成されている状況である。ここではこの現象を評価するためパラメータについて検討を行なった。

(b) 検討

今回の評価では作動流体の相違が自然循環挙動に及ぼす影響を特徴的にとらえることが目的であるため、自然循環状態での炉心、配管、熱交換器等各機器内部の詳細挙動には立ち入らず、現象全般に着目したパラメータを設定する方針とする。

自然循環状態での熱流動挙動に対する一般的な相似則については N-S 方程式の無次元化に基づく検討が行われており、自然循環時の流速を決定する最も基本的な要因としての自然循環ヘッドと圧力損失係数、またプレナム内の空間温度分布に対して「ブジネスク数」が重要であることが指摘¹²⁾されている。ここでは、これらの中から「自然循環ヘッド」を自然循環挙動を代表するパラメータとして選定する。ただし、自然循環除熱能力は、単に自然循環ヘッドの大小ではなく、定格運転時の冷却材流量に対する自然循環流量の比率として評価されるべきものである点に注意を要する。ここではそれを考慮し、定格時の一次系圧力損失に対する自然循環ヘッドの比率を評価パラメータとして設定する。具体的には以下の通りである。

$$r_p = \frac{\Delta \rho g H}{\Delta P_0} \quad (2.3.1-17)$$

但し、 $\Delta \rho$ ：高低温流体密度差 (kg/m^3)、 g ：重力加速度(m/s^2)、
 H ：代表長さ(m)、 ΔP_0 ：定格状態での一次系圧力損失 (Pa)

なお、上記のパラメータは定常自然循環による除熱能力に着目したものであるが、一方自然循環の立ち上がり過程における挙動も重要である。ここでは炉心内の軸方向流速に関する下記の運動量式を基に、流速が低い条件下で支配的となる右辺第一項に着目し、式 (2.3.1-19) で表される加速度を評価パラメータとして設定した。

$$\rho \frac{\partial v}{\partial t} = \Delta \rho g - \partial(Eu \cdot \frac{\rho v^2}{2}) / \partial z \quad (2.3.1-18)$$

但し、 ρ ：流体密度 (kg/m^3)、 $\Delta \rho$ ：高低温流体密度差 (kg/m^3)、
 g ：重力加速度(m/s^2)、 Eu ：オイラー数(-)、 v ：炉心内軸方向流速 (m/s)、
 z ：軸方向距離(m)

$$a = \frac{\Delta \rho g}{\rho} \quad (2.3.1-19)$$

但し、 ρ ：流体密度 (kg/m^3)、 $\Delta \rho$ ：高低温流体密度差 (kg/m^3)、
 g ：重力加速度(m/s^2)

さらに、長期にわたる除熱を考えると、いわゆるフリージングの問題も設計上重要な課題になる。ここではフリージングのめやすとして各作動流体の凝固点と運転温度（低温側）との温度差についても比較検討を行なうものとした。

(c) 評価パラメータの設定

自然循環能力を評価するパラメータとしては定格時の一次系圧力損失に対する自然循環ヘッドの比率、自然循環立ち上がり時の加速度、およびフリージングに対する裕度を設定する。

[評価パラメータ]

$$\textcircled{1} \quad r_p = \frac{\Delta \rho g H}{\Delta P_0}$$

$$\textcircled{2} \quad a = \frac{\Delta \rho g}{\rho}$$

$$\textcircled{3} \quad \Delta T_m = T_c - T_m$$

但し、記号の説明は式 (2.3.1-17),(2.3.1-19)と同様

} (2.3.1-20)

但し ΔT_m : 各作動流体の凝固点と運転温度（低温側）との温度差(°C)、
 T_c : 低温側運転温度(°C)、 T_m : 凝固点(°C)

(3) 流動・構造相互作用

a. 流力振動

(a) 概要

構造物の流力振動は、原子炉容器内の構造物および冷却系機器のコンパクト化による高流速化に伴ってより重要になる設計課題であるが、一方作動流体によってもその傾向に相違が現れることが推定される。流力振動現象は、自励振動のような不安定現象とランダム振動に代表される強制振動現象の2つに大きく分類される。このうち、前者についてはこのような現象が発生しないよう設計を行なうことが不可欠であり、後者については振動変位に対して問題のない構造とする必要になる。ここではこの2つの観点について検討を行ない、評価パラメータを設定した。

(b) 検討

流力振動現象は、① 渦による振動、② フラッターとギャロッピング、③ 柱状体群の振動（平行流、直行流）、および ④ 流れの乱れによる振動に分類¹³⁾される。このうち、① は自励振動と強制振動、② は自励振動、③ は自励振動と強制振動、④ は強制振動に分類される。ここでは、自励振動の

代表例として ① と ③、強制振動の代表例として ④ について検討を行なった。

(i) 自励振動の代表例

① 単一円柱の振動

一様な流れの中に円柱を置くとその背後に交番状のいわゆるカルマン渦が発生する。この発生周期と円柱の固有振動数との関連が特定の領域に入る場合には円柱の自励振動（同期振動）が発生する。流力振動防止のための設計指針ではこれを回避するため、たとえば次のような規定を設けている¹⁴⁾。

a. 抗力・揚力方向の同期振動回避

$$V_r < 1$$

b. 揚力方向振動の回避、抗力方向同期振動の抑制

$$V_r < 3.3, \text{かつ } C_n > 1.2$$

c. 抗力・揚力方向同期振動の抑制

$$C_n > 64$$

$$\text{但し、 } V_r = \frac{v}{f_n D_0}, \quad C_n = \frac{4\pi\zeta_n M_n}{\rho \int_{L_e} D^2 \phi_n^2 dx}$$

v : 円柱廻りの平均流速 (m/s) 、 f_n : n次振動モードの固有振動数(Hz)、

D_0 : 最小断面直径(m)、 ζ_n : n次振動モードの臨界減衰比 (大気中)、

M_n : n次振動モードの一般化質量(kg)、 ρ : 流体密度 (kg/m³) 、

ϕ_n : n次の振動モード関数、 D : 円柱外径 (m) (軸方向 x に変化)

ここでは、換算流速 V_r と換算減衰 C_n が判断の指標となっている。

② 管群の振動

中間熱交換器や蒸気発生器などで管外の流れが管群に直行して流れる場合には、柱状体どうしが流れを介して相互に干渉しあって起こるいわゆる流力弹性振動が発生する可能性がある。流力振動防止のための設計指針ではこれを回避するため、たとえば次のような臨界流速に関する規定を設けている¹⁵⁾。

(臨界流速)

$$\frac{v_c}{f_n D} = C \left[m_i \frac{2\pi \xi_n}{\rho D^2} \right]^\alpha \quad (2.3.1-22)$$

但し、 v_c : 臨界流速 (m/s)、 f_n : n 次振動モードの固有振動数(Hz)、
 D : 円柱直径(m)、 ξ_n : n 次振動モードの臨界減衰比 (大気中)、
 m_i : 有効質量(kg/m)、 ρ : 流体密度(kg/m³)

右辺の括弧内は一様円柱の換算減衰に対応するパラメータであり(係数は異なる)、結果的には前記单一円柱と同様、換算流速 V_r と換算減衰 C_n が判断の指標となつている。

(ii) 強制振動の代表例

円柱に直角に流れが当たる場合、渦励振が生じない領域でも流れの乱れによる振動が発生する(ランダム振動)。この振動は外力による強制振動に類するもので流速が速くなるに連れて顕著になってくる。なお、管群の場合にも同様な振動が発生するが、基本的な定式化は单一円柱と同様であるため、ここでは单一円柱を代表として検討を行なった。

ランダム振動時の振動振幅は、一様乱流中による構造物面上の圧力変動パワースペクトル密度に基づいて算出される。式の詳細は割愛するが、導出される結果は以下のようである¹⁴⁾。

$$y_{R,i}(x) = \sqrt{\frac{L_e G_F(f_i) J^2 \int_{L_e} \phi_i^2(x) dx}{64\pi^3 M_i^2 f_i^3 (\xi_i + \varsigma_i)}} \quad (2.3.1-23)$$

$$\text{但し、 } G_F(f) = \Phi(f) \left(\frac{1}{2} \rho v^2 D \right)^2 (D/v), \quad \Phi(f) = \frac{4C_R^2}{1 + \left(\frac{2\pi f D}{v} \right)^2}$$

v : 円柱回りの平均流速 (m/s)、 f_i : i 次振動モードの固有振動数(Hz)、 D : 円柱外径(m)、
 ξ_i : i 次振動モードの臨界減衰比 (大気中)、 ς_i : i 次振動モードの流体減衰比、
 M_i : i 次振動モードの一般化質量(kg)、 ρ : 流体密度 (kg/m³)、 ϕ_i : i 次の振動モード関数、
 C_R : 変動流体力学係数、 $G_F(f)$: 流体力の片側スペクトル密度((N/m)²/s)、
 L_e : 流れを受ける円柱範囲の長さ(m)、 J^2 : 規格化相関長さ

式 (18) からわかるように、ランダム振動振幅は流体特有のパラメータ以外に構造物の形状、荷重の加わり方とも密接に結びついているため、今回の検討ではいくつかの仮定を置いて議論することが必要になる。ここではそのための仮定として下記を設定する。

- ① 形状は一様円柱とする
- ② 中荷重は円柱全域への均等荷重とする
- ③ 減衰比は一定とする

以上の仮定に基づき、振動振幅 y_{Ri} を円柱直径 D で無次元化して (y/D) の形で整理すると以下のように表される。

$$(y/D) = C \cdot \sqrt{\frac{V_r^3}{(1 + (\frac{2\pi}{V_r})^2) \cdot (\frac{\rho_s}{\rho})^2 \cdot (\xi + \zeta)}} \quad (2.3.1-24)$$

但し、 V_r ：換算流速 (m/s)、 ρ_s ：構造物の密度 (kg/m^3)、 ξ ：臨界減衰比、

ζ ：流体減衰比 ($= \frac{1}{2}(\frac{\rho D^2}{m})(\frac{V_r}{2\pi})C_D$)、 C_D ：定常抗力係数($=1$)、 C ：定数、

(c) 評価パラメータの設定

以上の検討結果にもとづき、流力振動の評価パラメータとしては円柱、円柱群の自励振動回避、およびランダム励振振幅に着目し以下のとおりとする。なお、振動モードは基本モードに限定し、前記(ii)で採用した仮定に基づいている。

$$\left. \begin{array}{l} \text{① 換算流速} \quad V_r = \frac{v}{f D} \\ \text{② 換算減衰} \quad C_n = \frac{4\pi\xi m_t}{\rho D^2} \\ \text{③ ランダム振動振幅} \quad (y/D) = C \cdot \sqrt{\frac{V_r^3}{(1 + (\frac{2\pi}{V_r})^2) \cdot (\frac{\rho_s}{\rho})^2 \cdot (\xi + \zeta)}} \end{array} \right\} \quad (2.3.1-25)$$

但し、記号の意味は式 (2.3.1-21) ~ (2.3.1-24) と同様

(4) 热・流动・構造相互作用

a. サーマルストライピング

(a) 概要

FBR の炉心出口部での燃料集合体、プランケット集合体、制御棒から流出する温度の異なる冷却材の混合、あるいは冷却系の T 字配管部での高温/低温冷却材の混合等に起因して発生する温度ゆらぎ（サーマルストライピング）は近接構造物の高サイクル疲労の原因となる。このため、サーマルストライピングの発生する可能性のある箇所については設計段階で十分な検討を行ない、必要な場合には設計対策を構成することが重要な課題となる。ここでは以下この現象を評価するためのパラメ

ータについて検討を行なった。

(b) 検討

サーマルストライピングの発生源から構造物に至るまでの温度ゆらぎ低減に関連する物理現象としては、高温/低温流体の混合、境界層、粘性底層での減衰等が挙げられる。しかしながら、いずれについても対象とする流れ場に大きく依存するもので、個々の現象評価は対象とする体系に応じて詳細に行なうことが必要になる。

このため、今回実施する作動流体による挙動の差異の検討では問題を単純化し、ストライピング発生源での高温/低温流体間温度差 ΔT_f を想定した場合の構造物表面での温度ゆらぎ振幅 ΔT_s を一次元周期熱伝導問題として求め、その結果に基づいて評価する方針とした。この解は構造物側を半無限固体と仮定して次のように与えられる¹⁶⁾。

$$T = \frac{\Delta T_f h^*}{\sqrt{(h^* + k)^2 + k^2}} e^{-kx} \sin(\omega x - kx - \varepsilon) \quad (2.3.1-26)$$

但し、 $h^* = h/\lambda$ 、 $k = \sqrt{\omega/2a}$ 、 $\varepsilon = \tan^{-1}(k/(h^* + k))$ 、

h : 表面熱伝達率(W/m²K)、 λ : 構造物熱伝導率(W/mK)、

a : 構造物温度伝導率(m²/s)、 ω : 温度ゆらぎ角振動数 (rad/s)

この結果から、表面 ($x=0$) での無次元温度ゆらぎ振幅 r_t は以下のように表される。

$$r_t = \frac{\Delta T_s}{\Delta T_f} = \frac{1}{\sqrt{(1+k/h^*)^2 + (k/h^*)^2}} \quad (2.3.1-27)$$

但し、 $h^* = h/\lambda$ 、 $k = \sqrt{\omega/2a}$ 、

h : 表面熱伝達率(W/m²K)、 λ : 構造物熱伝導率(W/mK)、

a : 構造物温度伝導率(m²/s)、 ω : 温度ゆらぎ角振動数 (rad/s)

この評価式では、流体の特徴は表面熱伝達率を介して表されることになる。

(c) 評価パラメータの設定

以上の検討結果にもとづき、サーマルストライピングの評価パラメータとしては、ストライピング発生源での高温/低温流体間温度差 ΔT_f と構造物表面での温度ゆらぎ振幅 ΔT_s の比率、すなわち温度ゆらぎ低減率に着目し以下のとおりとする。

$$r_t = \frac{\Delta T_s}{\Delta T_f} = \frac{1}{\sqrt{(1+k/h^*)^2 + (k/h^*)^2}} \quad (2.3.1-28)$$

但し、 $h^* = h/\lambda$ 、 $k = \sqrt{\omega/2a}$ 、

記号の説明は式 (2.3.1-27) と同様

b. 系統熱過渡

(a) 概 要

熱過渡状態での各部の温度変化（系統熱過渡）は、原子炉容器、配管、冷却系機器を設計する上で基本となる条件である。ここではこの現象を評価するためパラメータについて検討を行なった。

(b) 検 討

今回の評価では作動流体の相違が熱過渡挙動に及ぼす影響を特徴的にとらえることが目的であるため、熱過渡状態での炉心、配管、熱交換器等各機器内部の詳細挙動には立ち入らず、現象全般に着目したパラメータを設定する方針とする。

具体的には、熱過渡を代表するパラメータを原子炉トリップ後の流体温度、流体が接している構造物温度変化の時定数、および流体、構造物温度の変化幅とし、流体温度はプレナム内部の平均温度、構造物は平板と仮定することで下記の基本式より設定した。

$$\rho_f C_{pf} V_f \frac{dT_f}{dt} = \rho C_{pf} Q(T_c - T_f) + h'A(T_s - T_f) \quad (2.3.1-29)$$

$$\rho_s C_{ps} V_s \frac{dT_s}{dt} = h'A(T_f - T_s) \quad (2.3.1-30)$$

これより、原子炉トリップ t_0 秒後の流体、構造物の温度変化幅はそれぞれ以下のようになる。

$$\Delta T_f(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta_f t_0}) + \Delta T \cdot (e^{\theta_f t_0} - e^{\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \quad (2.3.1-31)$$

$$\Delta T_s(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta_f t_0}) + \Delta T \cdot (e^{\theta_f t_0} - e^{\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \left(\frac{\theta_f + \alpha_f}{\beta_f} \right) \quad (2.3.1-32)$$

$$\alpha_f = \frac{Q}{V_f} + \beta_f, \quad \beta_f = \frac{h'A}{\rho_f C_{pf} V_f}$$

$$\alpha_s = \frac{h'A}{\rho_s C_{ps} V_s}$$

なお、前記の θ_f 、 θ_s は流体および構造物の温度変化時定数で、式 (2.3.1-29)、(2.3.1-30) を連立させて求められる定数である。

但し、 ρ ：密度(kg/m³)、 C_p ：定圧比熱(J/kgK)、 Q ：プレナム内流量(m³/s)、 V ：体積(m³)、
 T ：各部の代表温度(℃)、 d ：構造物の肉厚(m)、 h ：熱伝達率(W/m²K)、 A ：伝熱面積(m²)、
 h' ：等価熱伝達率($=1/(1/h + d/2 \lambda_s)$)(W/m²K)、 λ ：熱伝導率(W/mK)

サフィックスの f, s はそれぞれ、プレナム内冷却材、構造物を示す。

具体的な θ_f, θ_s の算出は以下の式に基づいている。

$$\theta_s, \theta_f = \frac{-(\alpha_f + \alpha_s) \pm \sqrt{(\alpha_f + \alpha_s)^2 + 4\alpha_s(\beta_f - \alpha_f)}}{2} \quad (2.3.1-33)$$

c. 評価パラメータの設定

熱過渡を代表するパラメータとして、原子炉トリップ後の流体の温度変化幅、および流体が接している構造物の温度変化幅を設定する。

[評価パラメータ]

$$\Delta T_f(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta_f t_0}) + \Delta T \cdot (e^{\theta_f t_0} - e^{\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \quad (2.3.1-34)$$

$$\Delta T_s(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta_s t_0}) + \Delta T \cdot (e^{\theta_s t_0} - e^{\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \left(\frac{\theta_f + \alpha_f}{\beta_f} \right) \quad (2.3.1-35)$$

但し、記号の説明は式(2.3.1-31)～(2.3.1-32)と同様

(4) その他

a. 概要

気液界面現象を始めとする主要な熱流動現象は前項までに説明した通りであるが、ここではそれ以外の現象として「ミスト蒸着」、および「キャビテーション」について簡単に触れておく。

b. 検討

(a) ミスト蒸着

ミスト蒸着に関してはその発生源である流体の蒸発速度を評価パラメータとする。ナトリウムを対象とした研究では、蒸発速度は、境界層内で過飽和分のナトリウムはすべてミスト生成するとした「完全ミスト生成モデル」と熱・物質移動のアナロジーモデルの中間になることが確認されており、さ

らに、詳細なある一定の過飽和状態でミスト生成が開始されたとした「臨界過飽和モデル」による評価¹⁷⁾もなされている。ここでは、蒸発速度を上記の熱・物質移動のアナロジー・モデルによって評価を行なった。具体的には、流体の蒸発速度（モル流束）を下記のように求める。この際、物質伝達率 h_D の算出に熱伝達とのアナロジーを想定する。

$$\phi = h_D (C_s - C_\infty) \quad (2.3.1-36)$$

$$Sh = \frac{h_D L}{D} = f(Gr, Sc) \quad (2.3.1-37)$$

$$Sc = \frac{\nu}{D} \quad (2.3.1-38)$$

$$C_s = P_s / RT \quad (2.3.1-39)$$

但し、 ϕ : 流体の蒸発速度(mol/m²s)、 h_D : 物質伝達率(m²/s)、 L : 代表長さ(m)
 C_s : 液面での蒸気濃度(mol/m³)、 C_∞ : 雰囲気中の蒸気濃度(mol/m³)、
 Sh : シャーウッド数、 Sc : シュミット数、 D : 蒸気の拡散係数(m²/s)、
 ν : 動粘性係数(m²/s)、 P_s : 飽和蒸気圧(Pa)、 T : 液面温度(K)、 R : 定数

以上の定式化で蒸発のモル流束は求まるが、今回評価対象とする蒸着の観点から見ると、質量よりもむしろ蒸着後の容積が重要である。このため、式(2.3.1-36)を下記のように変形して体積に変換し評価パラメータとする。なお、この際雰囲気の蒸気濃度は 0 と想定する。

$$\phi_V = \phi \cdot M / \rho_{sol} = h_D M C_s / \rho_{sol} \quad (2.3.1-40)$$

但し、 ϕ_V : 流体の蒸発速度(m³/m²s)、 h_D : 物質伝達率(m²/s)、
 C_s : 液面での蒸気濃度(mol/m³)、 M : 分子量(kg/mol)、 ρ_{sol} : 蒸着後の
固体密度(kg/m³)

(b) キャビテーション

ポンプの設計では、吸込口での圧力が必要な値以上となるよう「NPSH」（有効吸込みヘッド）の適正化を行なっている。NPSH を H_{sv} とするとこの値は次のように求められる¹⁸⁾。

$$H_{sv} = H_a + h_s - h_v - h_l \quad (2.3.1-41)$$

但し、 H_{sv} : 有効吸込みヘッド (m)、 H_a : カバーガス圧 (m)、
 h_s : 吸込実揚程 (m)、 h_v : 流体温度に相当する飽和蒸気圧力 (m)、
 h_l : 吸込管中の損失水頭 (m)

この NPSH の大小によってキャビテーションの発生に関する流体間の比較は可能になるものと考えられる。しかしながら、上記の表式のうち、 H_a 、 h_s 、 h_l は設計に依存して決定されるパラメータであり、今回の目的からしてこれを評価対象とすることは必ずしも適切ではない。このため、ここでは流体特有のパラメータである h_v (飽和蒸気圧力) の大小によって流体間の比較を行なう方針とする。

c. 評価パラメータの設定

ミスト蒸着、キャビテーションに関する評価パラメータとして以下を設定する。

① ミスト蒸着

[評価パラメータ]

$$\phi_v = h_D MC_s / \rho$$

但し、但し、記号の説明は式 (2.3.1-40) と同様

(2.3.1-42)

② キャビテーション

[評価パラメータ]

h_v : 流体温度に相当する飽和蒸気圧力 (m)

2.3.1.3 まとめ

以上、主要な熱流動課題に関する評価パラメータの検討を行なった。結果を表 3-1 にまとめ示す。表中には、それぞれの評価項目に対する評価パラメータと使用される代表長さの考え方について記載した。

(参考文献)

- [1] H.UEDA et al, "EXPERIMENTAL INVESTIGATION ON FREE SURFACE MOVEMENTS OF POOL-TYPE FBR's", FR'91 (1991), P4.17-1~9.
- [2] 原子力分野における流体関連振動研究会(Ⅶ)報告書、東京大学工学部附属原子力工学施設 平成9年8月。
- [3] 日本機械学会基準、ポンプ吸込み水槽の模型試験法、JSME004-1984.
- [4] Y.Eguchi et al., "Gas entrainment in the IHX vessel of top-entry loop-type LMFBR", Nuclear Engineering and Design 146 (1994) 373-381.
- [5] 前川他、旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす模型縮尺の影響、日本原子力学会'96秋の分科会 C24.
- [6] 岩重他、旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす物性値の影響評価、日本原子力学会'96秋の分科会 C25.
- [7] 岩重他、ナトリウム中の旋回渦によるガス巻込み発生限界の評価(II)、日本原子力学会'98秋の分科会 G21.
- [8] R.H.S.WINTERTON, "COVER-GAS BUBBLES IN RECIRCULATING SODIUM PRIMARY COOLANT", Nuclear Engineering and Design 22 (1972) 262-271.
- [9] S.MORIYA et al, "EFFECTS OF REYNOLDS NUMBER AND RICHARDSON NUMBER ON THERMAL STRATIFICATION IN HOT PLENUM", Nuclear Engineering and Design 99 (1987) 441-451.
- [10] 古賀他、FBR実証炉の熱過渡水流動試験(I)－原子炉トリップ模擬試験－、日本原子力学会'95秋の分科会 E46.
- [11] 桃井他、上部プレナム内温度成層化現象に関する研究(I)－成層界面上昇速度－、日本原子力学会'95春の年会 A38.
- [12] H.TAKEDA et al, "Study on Similarity Rule for Natural Circulation in LMFBR", FR'91 (1991), P4.19-1~10.
- [13] 流体工学ハンドブック p726-739、日本機械学会(1983).
- [14] 温度計の流力振動防止のための設計方針案、PNC TN9410 97-042、動燃事業団(1997).
- [15] FLOW-INDUCED VIBRATION OF TUBES AND TUBE BANKS, ASME SECTION III, DIVISION I -APPENDICES, N-1300 (1995).
- [16] 伝熱工学資料改訂第4版 日本機械学会 p14 (1997).
- [17] 橋口他、高速炉カバーガスの伝熱流動と機器開発、日本原子力学会誌 Vol.30 No. 12 (1988) p1084-1091.
- [18] 梶原、ポンプとその使用法、丸善 p184-186 (1986).

2.3.2 評価条件の設定

(1) はじめに

作動流体の相違が熱流動挙動に影響を及ぼすケースとしては次の 2 つが考えられる。

- ① 作動流体の物性値そのものの相違に起因して挙動が異なる場合
- ② 作動流体の物性値が異なることによって設計に必然的な相違が生じ、これによって挙動に差が生じる場合

ここでは作動流体に応じて顕著となる熱流動現象の抽出に際し、上記 ② 項を考慮した検討を行なうことを念頭に置いた設計主要諸元（評価条件）の設定を行なった。

検討は前記の炉型調査の結果を基に、各作動流体の特徴に対応して必然となる傾向を反映することに重点を置き、その他の要因から決定されるプラント設計個々の仕様はできるだけ除外する方針とした。

(2) 評価条件の設定方針

以下、設定した評価条件についての考え方を記載する。

a. ヒートバランス

(a) 热出力

代表長さ、冷却材流量等最も基本的な諸元を決定する基本条件であるため、共通条件を設定する。ここでは、JNC 大型炉の「3200 MWt」を設定条件とする。

(b) 原子炉出入口温度/温度差

炉型調査の項で述べたように、これらの条件は冷却材の融点、構造材料との共存性、冷却材の熱容量等に依存して作動流体特有の傾向が反映された結果として理解できるものとなっている。このため、各作動流体に対応した原子炉出入口温度/温度差については調査概念の中からそれぞれ参照ケースを設定しその結果を使用するものとする。なお、作動流体が鉛、ナトリウムの場合については複数ケースの設計例があるが、いずれもほぼ類似の設定でありいずれを選択しても評価への影響は小さいと判断される。

(c) 1 次冷却材流量

上記 (a), (b) 項に基づいて設定する。

b. 炉心圧力損失

炉心圧力損失については冷却材循環に要する負荷に依存して作動流体特有の傾向が反映された結果となっている。このため本項目についても前項と同様それぞれ参照ケースの仕様を設定するも

のとする。

c. 代表長さ

定量評価を行なう上での「代表長さ」は、作動流体の熱流動的な特徴を反映したものとなるよう十分考慮して設定することが必要である。評価パラメータの検討結果によれば代表長さとして「原子炉プレナム内径」が特に重要であることから、ここでは上記の観点を反映してこれを設定する方法について検討を行った。検討は炉型調査結果で得られた「炉心直径」を基に設定するケースと「プレナム内径」そのものを使用するケースの両者について行った。

(a) 炉心直径

まず炉心直径が代表長さとして適切か否かを判断することを目的として、それぞれの調査概念毎に炉心の等価出力密度、および等価流速を算出した。結果を表 2. 3. 2-1 に示す。等価出力密度(体積平均)について見ると炭酸ガスと鉛がほぼ同等、鉛・ビスマスが若干低めでナトリウムが最も大きくなっている。さらに、ヘリウムはナトリウムと鉛の中間であり、それぞれ作動流体に対応した特徴が現われた結果となっている。

また、鉛に関しては熱出力の異なるケースが存在するが、等価出力密度で見る限りほぼ同等の結果となっておりこの整理方法が妥当であることを示している。一方、ナトリウムについて見ると、もんじゅ、JNC 大型炉はほぼ同等の結果であるが、低圧損炉心、太径ピン等の新概念を適用している場合には出力密度が低下するケースもあり、炉心概念に依存してバラツキが存在する。

炉心高さについてはナトリウム炉が約 0.9 ~ 1 m、鉛/鉛・ビスマス炉が 1 ~ 1.1 m、ガス炉が 1.4 ~ 1.5 m とそれぞれの中ではほぼ同等の値となっている。

以上の結果から、ナトリウム炉に関する参考ケースの選定には注意を要するが、「炉心直径」は作動流体の特徴を反映したパラメータとなっていることが分かる。

なお、表 2. 3. 2-1 に示した炉心内の等価流速のうち、炉心直径を代表長さとした平均流速 ($v_c = W / \rho A_c$) は、ガス炉、ナトリウム炉、鉛/鉛・ビスマス炉の順番で流速が低下する傾向にあり、これも作動流体の特徴を反映した結果となっている。

(b) 原子炉プレナム直径

ここでは「原子炉プレナム直径」が代表径として適切か否かを判断することを目的として、それぞれの調査概念毎に等価流速を算出した。結果を表 2. 3. 2-1 に示す。全般的にはガス炉の流速が最も高く、それ以外の流速は一桁小さい傾向となっている。しかしながら、鉛/鉛・ビスマスとナトリウムを比較してみると、相対的には体積流量が小さい鉛/鉛・ビスマス炉の流速の方が高くなる場合があること、また同一の作動流体であっても設計に依存して流速が 2 ~ 3 倍異なることから、原子炉プレナム直径には作動流体に伴う要因以外の影響が多分に反映されていることが推察される。

以上のことから、今回の検討で使用する「代表長さ」としては、原子炉プレナム直径ではなく「炉

「炉心直径」を使用するのが適切と判断する。この前提にもとづく各作動流体に対応した炉心直径は、参考ケースを基にした熱出力比の平方根で内/外挿して設定することになる。

なお、燃料集合体の仕様に基づいて算出した集合体内平均流速 ($v_f = W / \rho A_f^2$) は必ずしも炉心平均流速 v_c と傾向が同様でない点は注意が必要である。具体的には、たとえば鉛とナトリウムを比較した場合、 v_c の比率よりも v_f の比率の方が大きい傾向が見られる。これは、燃料集合体内での冷却材体積比 ($\alpha = V_c / V_f$) が作動流体によって異なることに因るもので、鉛/鉛・ビスマスの場合には圧力損失をできるだけ低減させるためこの冷却材体積比 α を 2 程度と高めに設定しているのに対し(炉型調査結果参照)、JNC 大型炉については $\alpha \sim 0.6$ と低めに設定されていることに因るものである。このため、燃料集合体に関連する検討を行なう場合には、「炉心直径」ではなく、個々の燃料集合体仕様にもとづく評価を行なうのが適切と考える。

(3) 設定結果

下記の 2 条件について定量評価を行なう。

a. 共通評価条件

表 2. 3. 2-2 に示す。本条件は前記の検討に基づく結果で、プラント特有の仕様は極力排除した条件である。

b. 個別プラント条件

作動流体に係わる各種炉型調査の結果を基に、下記のプラントを対象とした評価条件を個々に設定する。

- ETGBR (炭酸ガス冷却炉)
- GBR-4 (ヘリウム冷却炉)
- BREST-300/1200 (鉛冷却炉)
- SWBR-75 (鉛-ビスマス冷却炉)
- JNC 大型炉 (ナトリウム冷却炉)

なお、使用した物性値を表 2. 3. 2-3、および図 2. 3. 2-1~3 に示す。

2.3.3 結 果

(1) 気液界面現象

a. 共通評価条件

結果を表 2. 3. 3-1、および図 2. 3. 3-1 に示す。共通評価条件としてのプレナム径は炉心外径に比例することを想定しているが、絶対値は決めていない。このため、ここでは「プレナム内径/炉心外径」の比率を α として検討を行なっている。炉心上部機構はガス炉以外の炉には設置されるものとし、その直径は炉心外径と同様と仮定した。

(a) 無次元振幅

各作動流体での無次元振幅をナトリウム炉に対する比率として示した。この結果から、鉛、鉛・ビスマス炉で予測される振幅はナトリウム炉の数分の 1 以下になっていること分かる。これは、鉛、鉛・ビスマス炉でのプレナム内流速がナトリウム炉と比較して小さいことに起因するものであり定性的に推定される傾向と合致している。

(b) 揺動周波数

各作動流体での液面揺動周波数を、ナトリウム炉に対する比率、および推定式に基づく試算値として示した。いずれの結果もほぼ同等であり、作動流体に依存してこれが大きく変化することはないと判断される。これは、揺動周波数が原子炉容器直徑の平方根に反比例することと、ナトリウム炉と鉛、鉛・ビスマス炉の直徑が最大でも 40 % の相違に留まっていることによるものである。

(c) 気泡巻込み限界

気泡巻込み限界の指標であるウェーバ数をナトリウム炉に対する比率として示した。この比率が1より大きい場合には、ナトリウム炉と比較して気泡を巻込み易い条件であることを示唆している。鉛、鉛・ビスマス炉のウェーバ数はナトリウム炉の約 1/2 ~ 1/1 となっており、設計上それほど楽になる可能性はない結果となっている。鉛、鉛・ビスマスの場合、容器内の流速も低く、かつ表面張力もナトリウムよりは約 2 倍大きいことからこの結果は一見予測と反する感もあるが、実際には慣性力（ウェーバ数の分子）に対する流体密度（ナトリウムの約 10 倍）が大きく効いていることに因るものである。

(d) アルゴンガス平衡濃度

今回の調査では、ナトリウム以外の液体金属に対するアルゴンガスの飽和溶解度は見つかなかった。このため、表中にはナトリウムの数値のみを記載し、作動流体間の比較は行なわなかった。

b. 個別プラント条件

この検討では対象とするプラント概念の諸元をそのまま使用した。結果を表 2. 3. 3-2、

および図 2. 3. 3-2 に示す。

(a) 無次元振幅

この評価では、鉛、鉛・ビスマス炉の振幅の方がナトリウム炉より小さい傾向には必ずしもなっていない。これは、鉛、鉛・ビスマス炉でのプレナム内流速が個々の設計に依存してナトリウム炉より高いケースがあることに因る。特に SWBR-75 では冷却材流路が環状空間となっていることから流速はナトリウム炉の約 3 倍にもなっている。ただしこの場合、自由液面は殆どない設計のようにも見えるため設計上の課題にはならないことも推察される。

(b) 搾動周波数

SWBR-75 を除いてほぼ同等である。SWBR-75 の場合は前記と同様の理由によって搾動周波数が短くなっているが、実質的な課題にはならないことが推察される。

(c) 気泡巻込み限界

BREST-300 を除いていずれもナトリウム炉より厳しい結果となっている。プレナム内流速に起因するところが大きい。

(d) アルゴンガス平衡濃度

前記と同様の理由により表中にはナトリウムの数値のみを記載し、作動流体間の比較は行なわなかった。

c. まとめ

主要な結果を以下に示す。

a. 共通評価条件

- ・ 液面搾動振幅は、ナトリウムと比較して鉛/鉛・ビスマスの場合は約数分の 1 に低減される傾向を示す。これは、プレナム内流速が相対的に低いことに因るものである。
- ・ 液面搾動周波数は、いずれのケースもほぼ同等である。
- ・ 気泡巻込み限界については、ナトリウムと比較して鉛/鉛・ビスマスの方が必ずしも設計上の課題が低減する傾向にはならない。これは、巻込み限界を評価する指標のウェーバ数に対する流体密度の影響（ナトリウムの約 10 倍）が大きいことに因るものである。

b. 個別プラント条件

プレナム内での流速が要因として重要となる液面搾動振幅、気泡巻込み限界については原子炉容器の直径が効いており、作動流体のみに依存した傾向とはならない。ただし、液面搾動周波数については、特殊な流路構成としている SWBR-75 以外はほぼ同等の結果となっている。

(2) 热流动相互作用

a. 温度成層化

(a) 共通評価条件

共通評価条件としてのプレナム径は炉心外径に比例することを想定しているが、絶対値は決めていない。このため、ここでは「プレナム内径/炉心外径」の比率を α として感度解析を行なっている。また、炉心上部機構はガス炉以外の炉には設置されるものとし、その直径は炉心外径と同様と仮定した。さらに、原子炉トリップ後の炉心流量は定格状態の 10 % とした。原子炉容器の肉厚は表中の数値を想定した。結果を表 2. 3. 3-3 (1)、表 2. 3. 3-3 (2)、および図 2. 3. 3-3 に示す。(1) が $\alpha=1.5$ のケース、(2) が $\alpha=2$ のケースである。

(i) 界面温度勾配

各作動流体での界面温度勾配を、ナトリウム炉に対する比率、およびナトリウム炉の界面勾配を 1,000 °C/m と想定した場合の試算値として示した。この結果から、ナトリウム炉と比較してガス炉では勾配比率が 10 % 以下であること、また鉛、鉛・ビスマス炉では勾配比率が 2 ~ 8 倍になっていること分かる。これは、主としてプレナム内での流速が各作動流体によって異なることに起因するものであり、定性的に推定される傾向と合致している。

鉛・ビスマス炉の界面勾配が鉛炉よりも数倍高い傾向になっている点は、推定炉心外径が鉛炉よりも約 20 % 大きく流速が相対的に低めになっていることが最も影響している。ただし、この炉心外径は今回一つの設計例を基に決めたものであり、ここに現れている差が鉛と鉛・ビスマス特有の差か否かについてはなお検討の余地がある。今回の検討結果は、鉛・ビスマスの場合、ナトリウム炉と比較してより厳しい傾向になる可能性が推定されるということで理解するのが妥当と考える。なお、この結果は α には依存しない。

(ii) 界面上昇速度

各作動流体での界面上昇速度を、ナトリウム炉に対する比率、および推定式に基づく試算値として示した。この結果から、ガス炉では上昇速度が約 3~9 倍であること、また鉛、鉛・ビスマス炉では約 30 % 以下になっていること分かる。これは、前記の界面勾配の傾向から見て妥当な結果である。なお、このパラメータは α の影響を受けて変化する。このため、 $\alpha=1.5, 2$ の 2 ケースについて比較を行なってみたが、上昇速度の実数は変化するものの流体間での相対的な傾向は同様であった。

(iii) 構造物の温度勾配

ガス炉では流体側の界面温度勾配と構造物の温度勾配が殆ど一致しているが、これは前記と同様、流体側の温度勾配が緩慢であること、および容器（ライナ）の肉厚を 5 mm と設定したことが大きく影響していることで説明される。鉛炉の場合には、流体側の界面温度勾配よりも構

造物の温度勾配が約 50~60 % 緩和されている。これも、温度勾配が比較的急峻であること、容器の肉厚を 100 mm と設定したこと、熱伝達率が相対的に低いこと影響で説明される。ナトリウム炉の場合には温度勾配がより急峻であることから、約 20 % の緩和効果が得られている。

(b) 個別プラント条件

この検討では対象とするプラント概念の諸元をそのまま使用した。結果を表 2. 3. 3-4、および図 2. 3. 3-4 に示す。

(i) 界面温度勾配

界面温度勾配がガス炉で最も小さいのは共通評価条件による検討結果と同様であるが、今回の検討では鉛炉よりもむしろナトリウム炉の方が界面温度勾配が急峻になっている。これは、対象としたナトリウム炉の原子炉容器内径が鉛炉と比較して相対的に大きいことによるものである。鉛・ビスマス炉で界面温度勾配が小さいのは、プレナム流路が環状空間に限定されており、流速が高くなっていることが大きく影響している。

(ii) 界面上昇速度

ガス炉で最も上昇速度が速く、次いで鉛・ビスマス炉、鉛炉、最も遅いのがナトリウム炉となっている。これは、前記の界面勾配の傾向から見て妥当な結果である。

(iii) 構造物の温度勾配

ガス炉では流体側の界面温度勾配と構造物の温度勾配が殆ど一致しているが、これは前記と同様、流体側の温度勾配が緩慢であること、および容器（ライナ）の肉厚を 5 mm と設定したことが大きく影響していることで説明される。鉛炉の場合には、流体側の界面温度勾配よりも構造物の温度勾配が約 50~60 % 緩和されている。これも、温度勾配が比較的急峻であること、容器の肉厚を 100 mm と設定したこと、熱伝達率が相対的に低いこと影響で説明される。ナトリウム炉の場合には温度勾配がより急峻であることから、約 40 % の緩和効果が得られている。

全般的な傾向説明は上記の通りであるが、ナトリウム炉の界面温度勾配が鉛炉よりも定量的に大きいという結果に対してはなお検討が必要である。具体的には、今回対象とした JNC 大型炉は UCS 内に積極的に冷材を導入する構造と推定されることから、炉容器内の冷却材上昇流速をプレナム断面積で評価するのは妥当でない可能性も推定される。温度成層化現象は、炉心からプレナムに冷却材が流出する際の主流特性の影響を大きく受けるため、個々のプラント概念に対して評価を行なう場合には、それぞれの概念に立ち戻った考察を加えることが必要である。

(c) まとめ

主要な結果を以下に示す。

(i) 共通評価条件

- 界面温度勾配は、鉛/鉛・ビスマス、ナトリウム、ガスの順番で小さくなる傾向を示す。
鉛/鉛・ビスマスで条件が厳しくなるのは、主としてプレナム内流速が相対的に低いことに因るものであり、流体特有の性質に起因する傾向と理解される。
- 界面上昇速度は、鉛/鉛・ビスマス、ナトリウム、ガスの順番で速くなる傾向を示す。この傾向は界面温度勾配の傾向から見て妥当である。
- 構造物の温度勾配は、鉛/鉛・ビスマス、ナトリウム、ガスの順番で小さくなる傾向を示す。
ただし、流体の温度勾配に対する緩和の程度は流体物性のみではなく、構造物の肉厚にも依存する点には注意を要する。

(ii) 個別プラント条件

界面温度勾配等を指標とした温度成層化現象は、ガス炉で最も緩慢な結果となつたが、一方、前記の共通評価条件による検討結果と異なり、ナトリウム炉の界面温度勾配が鉛炉よりも定量的大きいという結果が得られた。これは、設計上原子炉容器が相対的に大きくなっていることで説明される。しかしながら、個々のプラント概念に対するより定量的な議論のためには、この現象が炉心からプレナムに冷却材が流出する際の主流特性の影響を大きく受けることを考慮し、それぞれの概念に立ち戻った考察を加えることが必要である。

b. 自然循環

(a) 共通評価条件

結果を表 2.3.3-3 (1) および図 2.3.3-5 に示す。自然循環力と定格圧損との比率で見ると、炭酸ガス炉の場合はナトリウム炉とほぼ同等、ヘリウム炉の場合は約 1/5、鉛・鉛ビスマス炉の場合は 20~30 倍の結果となっている。炭酸ガスについては高/低温間の密度差がナトリウムと同等のオーダであることから上記の結果となっているが、ヘリウムについてはこの密度差が 1 オーダ低めであることから自然循環力が相対的に小さ目となっている。鉛・鉛ビスマス炉では定格状態の圧力損失が小さいことと、高/低温間の密度差がナトリウムの数倍あることから自然循環状態での除熱性能は良好となることが予測される。

自然循環立上がり時の加速度の比率で見ると、炭酸ガス炉、ヘリウム炉はナトリウム炉の約 10 倍、鉛・鉛ビスマス炉の場合は 40~50 % の結果となっている。このため、鉛・鉛ビスマス炉では自然循環が成立した後の除熱能力は大きいものの、立ち上がりの過渡状態では温度ピークに注意することが必要である。

さらに、凝固点までの裕度で見るとナトリウムが約 290 °C と最も大きく、鉛の場合は約 90 °C と低い傾向にある。鉛の場合には自然循環運定状態でのコールドレグ側の温度コントロールが重要な課題となる。

(b) 個別プラント条件

結果を表 2.3.3-4、および図 2.3.3-6 に示す。ナトリウム炉との比較の観点で見た場合、炭酸ガス炉ではほぼ同等、ヘリウム炉で数分の 1、鉛、鉛・ビスマス炉で 20~30 倍という傾向は個別プラント条件でもほぼ同様である。

(c) まとめ

主要な結果を以下に示す。

- ガス炉の自然循環除熱能力（加圧状態）はナトリウム炉よりは劣るもの、炭酸ガスを使用した条件ではほぼ同等になることが推察される。設計上の課題はむしろ減圧事故時の除熱能力確保と考えられる。
- 鉛、鉛・ビスマス炉の自然循環除熱性能は非常に良いことが予測される。これは、鉛・鉛ビスマスの場合、定格状態の圧力損失が小さいことと、高/低温間の密度差がナトリウムの数倍あることに起因するものである。ただし、自然循環の立ち上がりはナトリウム炉よりは遅い傾向にあり、過渡状態での温度ピークには注意する必要がある。
- 作動流体の凝固点までの裕度の観点から、鉛の場合には自然循環運定状態でのコールドレグ側の温度コントロールが重要な課題となる。

(3) 流動・構造相互作用

a. 共通評価条件

結果を表 2.3.3-5、および図 2.3.3-7 に示す。なお、ランダム振動振幅の評価については、いずれの作動流体の場合も同期振動回避条件 $V_r < 1$ で設計がなされている前提とし、 $V_r = 0.9$ の条件で相対比較を行った。また、流体減衰の影響についても言及した。

(a) 換算流速、換算減衰

まず換算流速について見ると、鉛、鉛・ビスマス炉ではナトリウム炉より低減する傾向にあり、ガス炉では逆に増加する傾向を示す。これは、プレナム内での流速の相違に起因するものである。特にガス炉の場合には V_r がナトリウム炉の約 10 以上であり、同期振動を $V_r < 1$ で回避する設計を志向する場合には、同様の構造物をナトリウム、あるいは鉛環境で使用するケースと比較して相当剛な設計とする必要になる。

一方、換算減衰について見ると、鉛、鉛・ビスマス炉ではナトリウム炉の約 1/10 と低減する傾向にあり、ガス炉では逆に約 30~100 倍に増加する傾向を示す。これは流体密度の相違に起因するものである。実質的には、鉛、鉛・ビスマス炉の場合この値を増加させて同期振動を回避するのはなかなか難しい面があるよう推察される。一方ガス炉の場合には C_n が相対的に高めとなるため、同期振動の回避は、 V_r と C_n の適正化によって行うのが適切と判断される。

(b) ランダム振動振幅

振動振幅は鉛・ビスマス炉で大きくガス炉で低めになる傾向を示す。これは換算減衰が各作動流体で異なることに起因するものであるが、特に鉛、鉛・ビスマス炉の場合、同様の構造物をナトリウム炉と同様の V_r 条件、流体減衰比を考慮しない保守的な条件で設計すると振動振幅が約 1 衍大きくなる点には注意を要する。流体減衰比はナトリウムで約 1 % であるが鉛、鉛・ビスマスでは約 10 % と大きくなる。このため、流体減衰を考慮したランダム振動振幅は上記よりは低減するがそれでもナトリウム条件の約 4 倍であり設計上留意する必要がある点では同様である。

b. 個別プラント条件

結果を表 2. 3. 3-6、および図 2. 3. 3-8 に示す。

(a) 換算流速、換算減衰

換算流速について見ると、鉛、鉛・ビスマス炉でも流速条件によってはナトリウム炉より高くなるケースも存在する。ガス炉の場合の V_r がナトリウム炉より一衍以上高くなる傾向は前記共通評価条件による結果と同様である。また、換算減衰についての傾向も前記の結果と同様である。

(b) ランダム振動振幅

共通評価条件での結果と同様の傾向を示す。

c. まとめ

主要な結果を以下に示す。

(a) 共通評価条件

- ・鉛、鉛・ビスマス炉では換算減衰 C_n がナトリウム炉と比較して約1衍低下する傾向にある。このため、設計上は換算流速 V_r を低下させて同期振動を回避する方策がより適切と判断される。
- ・ガス炉の場合には V_r がナトリウム炉の約 10 以上であり、同期振動を $V_r < 1$ で回避する設計を志向する場合には、同様の構造物をナトリウム、あるいは鉛環境で使用するケースと比較して相当剛な設計とすることが必要になる。一方、換算減衰は約 30~100 倍に増加する傾向があることから、同期振動の回避は、 V_r と C_n の適正化によって行うのが適切と判断される。
- ・鉛、鉛・ビスマス炉において同種の構造物をナトリウム炉と同様の V_r 条件で設計することを想定する場合、ランダム振動の振幅が約一衍増加する（流体減衰を考慮しない場合）。

(b) 個別プラント条件

共通評価条件による結果と同様の傾向を示す。

(4) 热・流動・構造相互作用

a. 共通評価条件

結果を表 2.3.3-7 (1)、および図 2.3.3-9、11 に示す。なお、温度ゆらぎの評価は炉心上部構造物への燃料集合体からの噴流衝突を想定した。ガス炉では上部構造が設置されない例が多いようなので、この想定は相対比較を行うために便宜上設定したものである。なお、この際使用する熱伝達率は以下の相関式を使用した。

- 作動流体がガスの場合 : $Nu = 0.94Re^{1/2}Pr^{2/5}$ (伝熱工学資料改定第4版,p66)
- 作動流体が液体金属の場合 : $Nu = 1.08Re^{1/2}Pr^{1/2}$ (Advances in HEAT TRANSFER vol. 26, p 118)

また、熱過渡の評価においては、構造物の肉厚を一律に 50 mm と想定した。

(a) 無次元温度ゆらぎ振幅

表中には各作動流体での無次元温度ゆらぎ振幅とそのナトリウム炉に対する比率を示した。このケースではナトリウムの場合殆ど低減効果は見られないが、鉛、鉛・ビスマスでは約 20～30 %、ガスでは 約 90 % 以上の低減効果が見られる。ナトリウム炉との比較ではガス炉の温度低減効果は約 10 倍以上の結果となっている。これは壁面での熱伝達率の相違が影響している結果である。

(b) 流体・構造物の温度変化時定数

表中には各作動流体での過渡時温度変化の時定数とそのナトリウム炉に対する比率を示した。鉛、鉛・ビスマスではナトリウム炉の約 1/5～1/3、ガス炉では逆に約 6～9 倍となっている。これはプレナム内での流速と連動した結果である。

表中には同様に構造物の過渡時温度変化の時定数とそのナトリウム炉に対する比率を示した。鉛、鉛・ビスマスではナトリウム炉の約 1/2、ガス炉では逆に約 1/6～1/5 倍となっている。これは上記の流体温度変化が壁面熱伝達等の影響でさらに緩和された結果であり、ガス炉の場合には構造物への伝熱過程において熱過渡が緩和される傾向が現れている。

これにはさらに構造物の肉厚が関連している。今回の検討ではガス炉の場合の肉厚をライナ 5 mm と想定したが、その結果として上記の傾向が現れている。

(c) 流体・構造物の温度変化幅

表中には原子炉トリップ 500 秒後の流体、および構造物の温度低下幅を示した。この時点での流体側温度はいずれのケースについても流入する低温側温度とほぼ等しくなっている。一方、

構造物側の温度はナトリウムが最も降温幅が大きく、ガスが小さい傾向を示している。ガスの場合、先に見たように流体側の時定数はナトリウムと比較して 6~9 倍高く、かつ降温幅も約 2 倍以上であるにも拘わらず構造物の温度変化は緩慢な傾向を示している。構造物/流体の熱容量比率、表面熱伝達等の影響による結果と推定される。表 2. 3. 3-7 (2) は構造物の肉厚を作動流体毎に設定した条件にもとづくもので、この場合ガス炉は 5 mm のライナを想定している。このような条件では、構造材の熱容量が他の流体と比較して 5~10 % となっているため熱過渡はナトリウム等と比較してむしろ厳しい結果になっている。

b. 個別プラント条件

この検討では対象とするプラント概念の諸元をそのまま使用した。結果を表 2. 3. 3-8、および図 2. 3. 3-10、12 に示す。

(a) 温度ゆらぎ低減率

基本的な挙動は共通評価条件による結果と同様であり、ナトリウムの場合殆ど低減効果は見られないが、鉛、鉛・ビスマスでは約 20~30 %、ガスでは大幅な低減効果が見られる結果となっている。

(b) 流体・構造物の温度変化時定数

基本的な挙動は共通評価条件による結果とほぼ同様であり、鉛ではナトリウム炉よりも小さいかほぼ同等、ガス炉では逆に大きい結果となっているが、鉛・ビスマス炉の場合にはプレナム領域が限定されていることもあるが、時定数は逆に大きくなっている。

構造物の時定数は、鉛、鉛・ビスマスでナトリウムよりも緩和され、ガス炉では厳しい結果となっている。これは表面熱伝達率と構造物の肉厚の影響によるものである。

(c) 流体・構造物の温度変化幅

表中には原子炉トリップ 200 秒後の流体、および構造物の温度低下幅を示した。この時点での流体側温度はガス炉を除いて流入する低温側温度までまだ十分到達はしていない。このケースでの構造物温度低下幅はガス炉が最も高い傾向を示している。これも構造物の肉厚 5 mm のライナを想定が影響している結果である。

c. まとめ

主要な結果を以下に示す。

(a) 共通評価条件

- 温度ゆらぎについては、ナトリウム炉が最も低減が小さく、次いで鉛、鉛・ビスマスとなる。
- ガス炉の場合の温度低減はさらに大きく、ナトリウム炉の約 10 % 以下となっている。このため、

ガス炉の場合には設計上の課題となる可能性は小さいと推定される。

- ・流体温度変化の時定数は、ガス炉が最も大きく、次いでナトリウム炉、さらに鉛/鉛・ビスマス炉の順で小さくなる。この傾向はプレナム内の流体流速に起因するものである。
- ・構造物温度変化の時定数は、ナトリウム炉が最も大きく、次いで鉛/鉛・ビスマス炉、さらにガス炉の順で小さくなり、温度低下幅に関しても概ねこの傾向を示す。ただし、これは構造物の肉厚をすべての流体で共通と想定した場合の結果であり、個別には構造物の熱容量に応じて必ずしも一律の傾向にはならない。詳細には個々のケースについて評価を行うことが重要である。

(b) 個別プラント条件

共通評価条件での結果がほぼ適用できるが、SWBR-75 のような特殊な流路構成の場合には熱過渡が速い傾向も得られている。

(4) その他

a. 共通評価条件

結果を表 2.3.3-9、および図 2.3.3-13 に示す。

(a) ミスト蒸着

表中には各作動流体（液体金属）での蒸発速度とそのナトリウム炉に対する比率を示した。鉛、鉛・ビスマスの場合は飽和蒸気圧がナトリウムと比較して数桁低いこともあり、蒸発速度はほとんど問題にならない程度となっている。

(b) キャビテーション

飽和蒸気圧の相対値で見るとナトリウムと鉛、鉛・ビスマスには数桁以上の差があるが、絶対値としてはナトリウムの場合にも数 mm 程度であり、ポンプ設計の上で実質的に問題になるような値ではない。このため、流体間での差は特にないものと判断される。

b. 個別プラント条件

結果を表 2.3.3-10、および図 2.3.3-14 に示す。

ミスト蒸着、キャビテーションのいずれに関しても前記共通評価条件に基づく結果と同様である。

c. まとめ

鉛、鉛・ビスマスの飽和蒸気圧はナトリウムと比較して数桁以上低い。このため、ミスト蒸着の主要因である液面からの蒸発速度は設計上ほとんど問題がない程度になること、およびキャビテーションの観点からも蒸気圧の差が設計上有意な影響を与えることはないことが推定された。

2.4 第2章のまとめ

第2章では、ナトリウム以外の作動流体を使用する場合に顕在化する熱流動課題を下記のステップで調査、検討した。主要な結果を以下に示す。

(1) 作動流体に係わる各種炉型調査

既往文献調査による下記の炉型調査を行い、それぞれの設計諸元を整理した。

| | |
|------------|------------------------------|
| ・炭酸ガス冷却炉 | : ETGBR |
| ・ヘリウム冷却炉 | : GBR-4 |
| ・鉛冷却炉 | : BREST-300/1200, LCFBR |
| ・鉛・ビスマス冷却炉 | : SWBR-75 |
| ・ナトリウム冷却炉 | : JNC 大型炉、リサイクル炉、原電実証炉、PRISM |

さらに、その結果を基に作動流体の相違から派生するプラント設計上の特徴を推定・整理し、定量評価の条件となるヒートバランス（熱出力、原子炉出入口温度、1次冷却材流量）、炉心圧力損失、及び代表長さを設定した。

(2) 調査結果に基づく熱流動課題の整理

上記(1)項の結果、および各作動流体の物性値を基に、それぞれの作動流体で検討する必要があると考えられる主要な熱流動課題を定性的に分析し、整理した。

(3) 主要な熱流動課題の評価・検討

主要な熱流動課題に関する作動流体毎の定量的な比較検討を行った。検討に際しては、それぞれの熱流動課題を評価するための定量的な指標を既往研究の成果等に基づいて設定した。

検討の結果、それぞれの作動流体に対して設計上留意すべき事項を明らかにした。ガス冷却炉に対する結果を表 2.4-1、重金属炉に対する結果を表 2.4-2 にまとめて示す。また、各種熱流動現象についての重要性を相対比較した結果を表 2.4-3 に示す。

第3章 安全系を局限化したナトリウム冷却高速炉に対する熱流動課題の検討

3.1 概要

高速炉の実用化に向けて、安全系の限定（減量）や多重性要求の合理化によってプラント概念を簡素化する方向性が検討されている。しかしながら、この「安全系の局限化」に係わる具体的な概念は、まだ明確にはなっていないのが実状である。ここでは、このような状況を踏まえ、安全系を局限化したナトリウム冷却高速炉に対する熱流動課題を下記のステップで調査、検討した。

a. 安全系の局限化に係わる概念の整理

検討の始めとして、安全系の限定（減量）や多重性要求の合理化につながる可能性のある諸概念を既往文献調査によって行い、それぞれの特徴を整理した。さらに、その結果を基に「安全系の局限化」に有効と考えられる概念を抽出した。

b. 調査結果に基づく熱流動課題の整理

上記a項の結果を基に、安全系の局限化に伴って重要となることが考えられる代表的な熱流動課題を定性的に分析し、整理した。

c. 主要な熱流動課題の評価・検討

上記 b 項の結果を基に、代表的な熱流動課題を対象とした定量評価を行なった。検討に際しては、2. 3. 1 項の結果を参考に対象とする熱流動課題を評価するための定量的な指標を設定した。

3. 2 热流动課題の整理

3. 2. 1 安全系の局限化に係る概念の整理

(1) はじめに

「安全系を局限化したナトリウム冷却高速炉」に関連した熱流动課題の検討を行なう前提として、まず、本研究の中で考える「安全系の局限化」の範囲とそれに係わるシステム・機器・構造概念の整理を既往研究の調査に基づいて行なった。

(2) 検討方法

従来、原子炉施設に於いてプラントの安全性を確保するにあたっては、多重防護（いわゆる深層防護）の思想に基づいた設計、製作、運転がなされている。すなわち、① 品質の確保と機器設備の保守補修・試験検査の充実化等により異常事象の発生を防止し、② プラント状態の監視、安全保護動作の設計等により、異常事象が発生した場合にも、それが事故に拡大波及することのないよう防護し、③ 更に、これらの防護動作にも関わらず、事象が進展したと想定しても、格納機能の確保により、多量の放射性物質の放散に至ることのないよう防護している。

このような原子炉施設の伝統的な安全性確保の考え方方に於いては、異常の発生防止から異常が生じた場合の影響緩和のあらゆる面に於いて幾重にもわたる防護ラインや多重化された防護設備が必要となる。

これに対して、例えばパッシブな概念等によって安全性を確保する新たな安全概念を追求すると、多重化等を必ずしも必要とせずに、或いは簡素化なり配置的にも縮小化された設備によって所要の安全性が確保される可能性がある。「安全系の局限化」をこのような視点から捉えて、調査整理を行うこととする。

(3) 調査結果

調査にあたっては、運転制御機能、炉停止機能、崩壊熱除去機能、そして事故に対する緩和機能（Mitigation 機能）の 4 項目に分類して整理を行なった。結果を表 3. 2. 1-1 に示す。以下、検討結果を記述する。

① 運転制御機能（炉出力制御系の簡素化）

運転制御機能に関しては、炉出力系の簡素化の観点から、「反射体制御」と「水系除熱による制御」とを摘出した。

反射体制御は、炉心の燃焼に伴い長期にわたる反応度の変化を補償するため、制御棒に換えて反射体を使用するものであり、制御棒の削減・撤廃が可能となる。その結果、制御棒の誤操作による事故の要因も削除出来る。但し、反射体自体の緩やかな機械的動作は必要である。この場合、熱流动の観点からは、炉心上部機構へのストライピングに関して ΔT の大幅低減等の影響が考えられる。

水系の制御による炉出力の制御については、制御棒の挿入により 10 \$ オーダの負の反応度

を挿入しない場合に限定されるが、パッシブ炉停止の議論において、最終的な炉出力の落ち着きレベルが崩壊熱除去系や SG 等の最終ヒートシンクによる除熱量によって規定されるという知見を活用するものである。すなわち、水系によって多くの除熱を行うと炉心が冷えて主としてドップラに起因する正の反応度が挿入されて炉出力が上昇し、除熱に見合った炉出力レベルに整定する。但し、一般に 1 次系の温度が除熱に依存する特性がある。この場合、熱流動の観点からは、出力制御に伴う温度変動挙動が課題であり、プラントに即した設計検討が必要である。

② 炉停止機能（炉停止系・安全保護系の信頼性向上、簡素化）

炉停止については、自己作動型停止系の「SASS」および「中性子ストリーミング型集合体（NESTA、または GEM）」を挙げるとともに「安全保護系の削減」を挙げた。

SASS は、炉心から流出する冷却材の温度上昇を受けて制御棒が受動的に落下する設備であり、パッシブな炉停止機能である。但し、運転時に於ける制御棒の誤落下防止との関連で設計調整が必要である。この場合、事故時の系統温度が高めとなり、そういう意味に於いて原子炉熱流動に関連する。

NESTA（GEM）は、ポンプ停止等により炉心入口圧力が低下した場合に内部液位が低下してボイド空間が広がり、所定の負の反応度が受動的に挿入されるもので、SASS 同様にパッシブな炉停止機能である。但し、プラント起動時には炉心入口圧力を高めて行くため、NESTA により正の反応度が挿入されることから、設計上の考慮が必要である。この場合も SASS と同様に、事故時の系統温度が高めとなり、原子炉熱流動に関連する。

安全保護系の削減は、2 次系以降の保護系信号を削除する合理化であり、2 次系以降の異常事象に於いて 1 次系に影響が現れて初めてプラント停止に至らせることとなるため SG や IHX に対する熱的影響が厳しくなる可能性がある、プラントに即した設計検討が必要となる。

③ 崩壊熱除去機能（崩壊熱除去系の簡素化）

崩壊熱除去機能については、「完全自然循環型崩壊熱除去系」、「RVACS」、「使用済み燃料の自然通風除熱」を挙げた。いずれもパッシブ化の概念に基づくものである。

完全自然循環型崩壊熱除去系は、1 次系、2 次系の自然循環はもとより、空気冷却器入口ダンパさえ削除して空気側の完全な自然通風によって崩壊熱除去を行うものである。但し、系統圧損の低減等の工夫が必要であり、過渡的に冷却系が高温となる傾向がある。この場合、崩壊熱除去系の信頼性を規定している空気冷却器ダンパの開閉機能撤廃に伴い、1 系統あたりの信頼性が向上することから、崩壊熱除去系の系統数削減の可能性があり、これは原子炉容器ないしは 1 次冷却系のコンパクト化につながることが期待される。

RVACS については、原子炉容器から直接にかつパッシブに崩壊熱除去が可能となり信頼性向上が図れる。ただし、現状の技術レベルでは除熱量が制限されるため中小型炉向きの概念と位置づけられている。定格時の放熱等に関しては検討が必要である。熱流動の観点からは炉心、原子炉容器内温度分布への影響を含む除熱挙動、通風路の適正化、除熱量の増加方策等が

課題となる。RVACS 採用によって炉内熱交換器が削減出来る可能性があり、原子炉容器のコンパクト化に有効な概念である。

使用済み燃料の自然通風除熱は、完全パッシブな概念であり使用済み燃料の崩壊熱除去系の合理化および信頼性向上が図れるが、高発熱燃料の冷却方法に関してはなお検討を要する。なお、原子炉、主冷却系の熱流動には直接関係しない。

④ 事故に対するMS機能（事故時の影響緩和対策の簡素化）

本機能については、ナトリウム・水反応のリスク低減の観点から、「2 重管型 SG」を挙げた。また、ナトリウム燃焼のリスク低減の観点から、「他の液体金属/ガス冷却」を挙げた。また、CDA 排除ないしは影響低減の観点から、ゼロボイド炉心を挙げた。

2 重管型 SG は、SG を 2 重管とすることにより、少なくとも単一の管壁の漏洩によってナトリウム・水反応に至ることを防止出来る。また、SG 伝熱管の漏洩の早期検知にも有効である。但し、伝熱特性の確保について設計上の考慮が必要と考えられる。熱流動の観点からは、原子炉、主冷却系の熱流動に及ぼす影響は小さいと考えられる。

なお、これによって SG を 1 次系に設置する場合には、万一の 2 重管漏洩の結果がもたらすリスクに対して設計上の考慮が新たに必要となるものと考えられる。

他の液体金属またはガス冷却は、金属ナトリウムを使用しないことから、ナトリウムの化学反応を排除出来、1次系室の空気雰囲気化、ナトリウム燃焼対策撤廃が可能となる。但し、冷却材の伝熱性能がナトリウムより劣るため、設計上の負担が大きくなる面も考えられ、また、腐食性への対処、耐震性確保等に係る課題についての設計検討が必要になるとされる。

ゼロボイド炉心については、遷移過程は別として、CDA 起因過程での機械的エネルギー放出が無くなり耐衝撃設計、Na 噴出抑制対策、耐圧格納容器等の合理化が期待される。但し、ゼロボイド炉心を達成するにあたり、小型炉心やモジュール炉心を採用する方法がある。一方、大型炉であれば、炉心の扁平化、炉心軸長増大、富化度増大等を介してゼロボイド化を狙うことが考えられるが、この場合、炉心の扁平化による原子炉径の増大を抑制するため、燃料ピンを細径化とする方法があり得る。また、炉心軸長の増大の方法を探る場合は、炉心圧損低減等の設計上の考慮が重要となるものと考えられる。

このように、炉心形状の偏平化等に起因して原子炉構造の形状が影響を受ける可能性があり、その結果として炉内流動特性が変化する可能性が推定される。

(4) まとめ

① 今回検討した「安全系の局限化」の範囲で熱流動課題摘出の候補と考えられる項目は以下の通りである。なお、選定に当たっては、原子炉・主冷却系への影響が予測される範囲に限定した。

a. 運転制御機能（炉出力制御系の簡素化）

- ・反射体制御、水系除熱の制御による炉出力制御

- b. 廉停止機能 (廉停止系・安全保護系の信頼性向上、簡素化)
 - ・SASS、NESTA (GEM) の活用、2 次系以降の安全保護系信号の削除
 - c. 崩壊熱除去機能 (崩壊熱除去系の簡素化)
 - ・完全自然循環崩壊熱除去、RVACS
 - d. 事故時に対するMS機能 (事故時の影響緩和対策の簡素化)
 - ・ゼロボイド炉心
- ② 関連する熱流動課題は、対象とする概念に特有の項目と、それに派生するもので概念間で共通の項目（システムのコンパクト化）に分類されるものと考えられる。後者に関しては、今後実施する課題の摘出と検討において、概念毎ではなく一括して検討の対象とすることが適切と考える。

参考文献

- (1) 服部他「高速炉による砂漠の緑化と地球再生」日本原子力学会誌 Vol. 33, No. 4, 1991.
- (2) T. Yokoyama et al. "Reactivity Evaluation of Fast Reactor core Controlled by Azimuth Separated Reflector at Withdrawal Accident" The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, April 23-27, 1995, Kyoto, Japan .
- (3) T. Hoshi et al. "Selection Study of self Actuated Shutdown System for a Large Scale FBR" The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, April 23-27, 1995, Kyoto, Japan.
- (4) NUREG-1368 "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor :Final Report" US NRC, 1994.
- (5) 若松他「中性子ストリーミング集合体NESTAに関する実験評価」日本原子力学会、1995年春の年会、予稿集 B-17、1995 年 3 月 28 日 ~ 30 日、東工大.
- (6) G Tuyle et al. "Examining The Inherent Safety of PRISM, SAFR, and The MHTGR " , Nuclear Technology Vol. 91, p185-p202, Aug, 1990.
- (7) R.D.Coffield "Performance Characteristics of a Reactor Vessel Air-Cooling Concept for LMR Shutdown Heat Removal", Transaction of ANS (1992).
- (8) 谷田部他「2重管型蒸気発生器小型モデル試験」日本原子力学会、1992 年春の年会、予稿集 L-25、1992 年 3 月 28 日 ~ 30 日、東海大.
- (9) 猪鹿倉他「FBR-SGヘリカルコイル2重伝熱管の開発 (その1) 1 次試作と特性評価」、日本原子力学会、1992 年春の年会、予稿集 L-29、1992 年 3 月 28 日 ~ 30 日、東海大.
- (10)久保田他「二重管蒸気発生器の開発・試験研究 (1)全体研究計画」他、日本原子力学会、1993 年春の年会、予稿集 F-51~F-57、1993 年 3 月 27 日 ~ 29 日、京都大.

3.2.2 热流动課題の整理

(1) はじめに

ここでは、第 3.2.1 項で実施した安全系の局限化に係わる設計概念の調査にもとづいて、安全系の局限化によって生じる可能性のある主要な熱流动課題を検討、整理した。

検討対象とした熱流动現象は以下のとおりである。

- | | |
|----------------|--------------------------|
| a. 気液界面現象 | :自由液面揺動、気泡巻込み、カバーガス溶存・輸送 |
| b. 热・流動相互作用 | :温度成層化、自然循環 |
| c. 流動・構造相互作用 | :流力振動 |
| d. 热・流動・構造相互作用 | :サーマルストライピング、系統熱過渡 |
| e. その他 | :ミスト蒸着、キャビテーション |

(2) 検討内容

a. 調査結果の概要

安全系の局限化に係わる調査の結果を以下に示す。

- a. 「安全系の局限化」に関連して熱流动課題の摘出が必要と考えられる項目は以下の通りである。

- ① 運転制御機能 (炉出力制御系の簡素化)
 - ・反射体制御、水系除熱の制御による炉出力制御
- ② 炉停止機能 (炉停止系・安全保護系の簡素化)
 - ・SASS、NESTA (GEM) の活用、2 次系以降の安全保護系信号の削除
- ③ 崩壊熱除去機能 (崩壊熱除去系の簡素化)
 - ・完全自然循環崩壊熱除去、RVACS
- ④ 関連する熱流动課題は、対象とする概念に特有の項目と、それに派生するもので概念間で共通の項目 (システムのコンパクト化等) に分類される。

b. 热流动課題の整理

ここでは前記の結果に基づき、安全系の局限化を行なう場合の共通課題と考えられる原子炉容器のコンパクト化、および小型炉の崩壊熱除去系の簡素化に有望と考えられている RVACS の採用に着目した熱流动課題の整理を行なった。

結果を表 3.2.2-1、表 3.2.2-2 に示す。

3. 3 热流动課題の評価・検討

3. 3. 1 評価パラメータの設定

ここでは第 3. 2. 2 項で整理した安全系の局限化に伴う熱流动課題のうち「原子炉容器のコンパクト化」を取り上げ、それに係わる下記の項目を対象とした評価を行った。なお、このうち温度成層化現象については原子炉容器のコンパクト化に伴ってむしろ緩和される傾向が推定されるが、ここではコンパクト化と現象緩和の程度を把握する観点から評価項目の一つとして設定した。また、自然循環に関しては特に過渡挙動への影響が重要になるため、系統熱過渡に含めて評価することとした。

- | | |
|---------------|------------------------|
| ① 気液界面現象 | :自由液面揺動、気泡巻込み |
| ② 热・流動相互作用 | :温度成層化 |
| ③ 流動・構造相互作用 | :流力振動 |
| ④ 热・流動・構造相互作用 | :系統熱過渡(自然循環時の過渡時応答を含む) |

それについての評価パラメータは第 3. 2. 1 項で検討に基づき以下のとおりとした。

a. 気液界面現象

(a) 自由液面揺動

i. 無次元振幅

[評価パラメータ]

$$h/H = v^2/gH$$

(3. 3. 1-1)

但し、 v : プレナム上昇平均流速 (m/s)、 h : 液面揺動振幅 (m)、

H : プレナム高さ (m)、 g : 重力加速度 (m/s²)

ii. 液面揺動周期

[評価パラメータ]

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{1.841 \frac{g}{R} \cdot \tanh(1.841(\frac{H}{R}))} \quad (\text{円筒容器内のスロッ シング周波数で代表}) \quad (3. 3. 1-2)$$

但し、 f : 液面揺動周波数 (Hz)、 R : プレナム半径 (m)、 H : プレナム

高さ (m)、 g : 重力加速度 (m/s²)

(b) 気泡巻込み

i. 卷込み限界

[評価パラメータ]

$$We \propto \rho v^2 D / \sigma \quad (\text{ただし、D は一定})$$

(3. 3. 1-3)

但し、 v : プレナム上昇平均流速 (m/s)、 σ : 表面張力係数 (N/m)、

ρ : 流体密度 (kg/m³)

なお、液面近傍流速 v はプレナム上昇平均流速に比例するものと仮定する。

b. 热流动相互作用

(a) 温度成層化

i. 成層界面の温度勾配

[評価パラメータ]

$$\gamma_f = C(\Delta T)Ri(Ri=g\beta\Delta TD/v^2) \quad (\text{ただし、D は一定}) \quad (3.3.1-4)$$

但し、 v : プレナム内上昇平均流速 (m/s)、 ΔT : 高低温流体間温度差 (°C)、

g : 重力加速度 (m/s²)、 β : 流体の体膨張率 (1/°C)

ii. 成層界面の上昇速度

[評価パラメータ]

$$v_s/v = 0.207 - 0.0225 \cdot \log_{10}(Gr/Re) \quad (3.3.1-5)$$

但し、 v_s : 成層界面上昇速度 (m/s)、 v : プレナム内平均上昇流速 (m/s)、

Gr : グラスホップ数、 Re : レイノルズ数

なお、 Gr 数、 Re 数を算出する際の代表径はプレナム等価径とする。

iii. 構造物の温度勾配

[評価パラメータ]

$$(3.3.1-6)$$

$$\gamma_s = (1 - e^{-\sqrt{Bi'}}) \cdot \frac{\Delta T}{L} = \gamma_f \cdot (1 - e^{-\sqrt{Bi'}})$$

$$\text{但し、} Bi' = \frac{h(L/2)^2}{\lambda d}$$

λ : 構造物の熱伝導率 (W/mK)、 h : 热伝達率 (W/m²K)、

d : 構造物の肉厚(m)、 L : 温度変化領域 (m)、 ΔT : 高低温差 (°C)

c. 流動・構造相互作用

$$\left. \begin{array}{l} \text{① 換算流速} \\ V_r = \frac{v}{f D} \\ \text{② 換算減衰} \\ C_n = \frac{4\pi\xi m_t}{\rho D^2} \\ \text{③ ランダム振動振幅} \\ (y/D) = C \cdot \sqrt{\frac{V_r^3}{(1 + (\frac{2\pi}{V_r})^2) \cdot (\frac{\rho_s}{\rho})^2 \cdot (\xi + \zeta)}} \end{array} \right\} \quad (3.3.1-7)$$

但し、 v : 円柱廻りの平均流速 (m/s) 、 f : 固有振動数(Hz)、

D : 円柱外径(m)、 ξ : 臨界減衰比、 ζ : 流体減衰比、 m_t : 有効質量(kg/m)、

ρ : 流体密度 (kg/m³)、 ρ_s : 構造物の密度 (kg/m³)、 C : 定数

d. 热・流動・構造相互作用

(a) 热過渡

i. 流体、構造物の温度変化の時定数、及び温度変化幅

[評価パラメータ]

$$\Delta T_f(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{-\theta_f t_0}) + \Delta T \cdot (e^{-\theta_f t_0} - e^{-\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \quad (3.3.1-8)$$

$$\Delta T_s(t_0) = \Delta T \cdot (1 - e^{-\theta_s t_0}) + \Delta T \cdot (e^{-\theta_s t_0} - e^{-\theta_f t_0}) \left(\frac{\beta_f - \theta_s - \alpha_f}{\theta_f - \theta_s} \right) \left(\frac{\theta_f + \alpha_f}{\beta_f} \right) \quad (3.3.1-9)$$

$$\alpha_f = \frac{Q}{V_f} + \beta_f, \quad \beta_f = \frac{h' A}{\rho_f C_{pf} V_f}$$

$$\alpha_s = \frac{h' A}{\rho_s C_{ps} V_s}$$

なお、前記の θ_f 、 θ_s は流体および構造物の温度変化時定数で、下記によって求められる定数である。

$$\theta_s, \theta_f = \frac{-(\alpha_f + \alpha_s) \pm \sqrt{(\alpha_f + \alpha_s)^2 + 4\alpha_s(\beta_f - \alpha_f)}}{2} \quad (3.3.1-10)$$

但し、 ρ ：密度(kg/m³)、 C_p ：定圧比熱(J/kgK)、 Q ：プレナム内流量(m³/s)、 V ：体積(m³)、
 T ：各部の代表温度(℃)、 d ：構造物の肉厚(m)、 h ：熱伝達率(W/m²K)、 A ：伝熱面積(m²)、
 h' ：等価熱伝達率($=1/(1/h + d/2 \lambda_s)$)(W/m²K)、 λ ：熱伝導率(W/mK)

サフィックスの f, s はそれぞれ、プレナム内冷却材、構造物を示す。

3.3.2 評価条件の設定

ここでは別途調査した「JNC 大型炉」をナトリウム炉の代表例とし、原子炉プレナムの直径が各種の熱流動現象に及ぼす影響を検討した。

3.3.3 結 果

(1) 気液界面現象

結果を表 3.3.3-1、および図 3.3.3-1 に示す。

a. 自由液面振動

原子炉容器のプレナム径を基準サイズから基準の 70 % まで低減させた条件下で液面の振動振幅、および振動周波数を示した。振動振幅はプレナム径の縮小に伴い増加し、基準径の 80 % 条件では約 2.5 倍となっている。これはプレナム径の縮小によるプレナム内流速の増加に因るものである。振動周波数はプレナム径の低減に伴い増加するが、その程度は小さい。

なお、安全系を局限化した原子炉構造概念の一例として PRISM 相当のデータを併記した。ただし、出力規模は 3200 MWt に換算している。プレナム径は基準概念の約 80 % であるが、液面の振動振幅は上記の推定よりは低めになっている。これは、基準概念と PRISM で一次系のヒートバランスが異なるためであり、その結果として PRISM の方がプレナム内流速が低めになっていることに因るものである。

b. 気泡巻込み

気泡巻込みの評価パラメータであるウェーバ数がプレナム内流速の二乗に比例するため、プレナム径への依存性は液面の振動振幅と同様の傾向となっている。すなわち、基準径の 80 % 条件でのウェーバ数は基準の約 2.5 倍となり、気泡巻込み限界が大幅に低減することが示されている。

PRISM 相当の場合は前記と同様の理由により基準概念と比較して気泡巻込みを生じにくい傾向が推察される。

(2) 热・流動相互作用

a. 温度成層化

結果を表 3.3.3-2、および図 3.3.3-2 に示す。前記と同様に原子炉容器のプレナム径をパラメータとしているが、流体、構造物の温度勾配のいずれもプレナム径の縮小と共に低減する傾向を示す。縮小比が 80 % の場合、温度勾配は約半分まで低減する。これはプレナム径の縮小によるプレナム内流速の増加に因るものである。

PRISM 相当の場合には基準概念と比較して流速が低いため、温度勾配は逆に増加する傾向となる。

(3) 流動・構造相互作用

a. 流力振動

結果を表 3.3.3-3、および図 3.3.3-3 に示す。プレナム内流速が影響する箇所に設置された構造物に対してはプレナム径の縮小と共に換算流速が増加する。プレナム径の縮小比が 80 % の場合、換算流速は約 50 % 増加する。換算減衰に対する流速の影響は殆どなく、プレナム径縮小の影響は見られない。ランダム振動振幅については、いずれのケースも同期振動回避条件 $Vr < 1$ を満足する $Vr=0.9$ での設計を想定したため、換算減衰の差がないことと相俟って振幅に対するプレナム径縮小の影響は見られない。

PRISM 相当の場合には基準概念と比較して流速が低いため、換算流速は低減する傾向となる。

(4) 热・流動・構造相互作用

a. 系統熱過渡（自然循環時の過渡時応答を含む）

結果を表 3.3.3-4、および図 3.3.3-4 に示す。熱過渡の時定数はプレナム径の縮小と共に増加する。プレナム径の縮小比が 80 % の場合、流体温度変化の時定数で約 1.5 倍、構造物温度変化の時定数で約 1.4 倍となる。構造物の時定数に対する影響が流体に対する影響よりも小さいのは、時定数がプレナム内流量のみではなく構造物の熱抵抗の影響を受けることに因る。

PRISM 相当の場合には基準概念と比較して流速が低いこと、およびプレナム容積が相対的に大きいことから、時定数は低減する傾向となる。

3.3.4 まとめ

原子炉容器のコンパクト化に伴う主要な熱流動課題について評価を行なった。主要な結果を以下に示す。

- ① 原子炉容器のコンパクト化によってプレナム内流速が増大する。この結果として、熱流動設計の観点では、液面揺動、気泡巻込み、流力振動、および熱過渡に対する配慮が必要になる。

- ② このうち、液面揺動と気泡巻込み現象に対する影響が相対的には重要である。
- ③ 温度成層化現象に対する影響はむしろ温度勾配を低減させる方向であり、設計上の課題とはならない。

3.4 第3章のまとめ

第3章では、安全系の局限化に係わる設計概念の調査と、安全系の局限化によって生じる可能性のある主要な熱流動課題を検討、整理した。主要な成果を以下に示す。

(1) 安全系の局限化に係わる設計概念の調査

調査の結果のうち、原子炉あるいはプラント熱流動と何らかの関連を有する項目は以下の通りである。

- a. 運転制御機能（炉出力制御系の簡素化）
 - ・反射体制御、水系除熱の制御による炉出力制御
- b. 炉停止機能（炉停止系・安全保護系の簡素化）
 - ・SASS、NESTA (GEM) の活用、2次系以降の安全保護系信号の削除
- c. 崩壊熱除去機能（崩壊熱除去系の簡素化）
 - ・完全自然循環崩壊熱除去、RVACS

(2) 関連する熱流動課題の整理

関連する熱流動課題は、対象とする概念に特有の項目と、それに派生するもので概念間で共通の項目（システムのコンパクト化等）に分類される。

ここでは前記の結果に基づき、安全系の局限化を行なう場合の共通課題と考えられる原子炉容器のコンパクト化、および小型炉の崩壊熱除去系の簡素化に有望と考えられている RVACS に着目した熱流動課題の整理を行なった。

(3) 热流動課題の評価

原子炉容器のコンパクト化に伴う主要な熱流動課題について評価を行なった。結果を以下に示す。

- ① 原子炉容器のコンパクト化によってプレナム内流速が増大する。この結果として、熱流動設計の観点では、液面揺動、気泡巻込み、流力振動、および熱過渡に対する配慮が必要になる。
- ② このうち、液面揺動と気泡巻込み現象に対する影響がより顕著に現れる傾向にある。
- ③ 温度成層化現象に対する影響はむしろ温度勾配を低減させる方向であり、設計上の課題とはならない。

第4章 温度成層化およびサーマルストライピングの数値解析

4.1 概要

本章では、熱・流動相互作用および熱・流動・構造相互作用の主要熱流動課題として、温度成層化およびサーマルストライピングの両現象を取り上げ、作動流体を変化させた場合（ナトリウム、鉛、炭酸ガス、水（参考用））の熱流動に係わる特性変化を数値解析により評価する。ここではこれらの評価に、これまでに数多くの検証がなされて来ている汎用多次元熱流動解析コード AQUA（高次精度差分法および代数応力乱流モデル）を使用する。

4.2 数値計算条件

4.2.1 温度成層化

温度成層界面挙動を現象論的な観点から検討するため、二成層流問題（図 4.2-1 参照）を取り上げる。数値解析では、矩形容器の入口部に上下二層の高低温境界を設定し、流れ方向 1.0 m の区間における温度成層界面挙動を評価するものである。以下に、数値解析条件をまとめると。

| | | Fluids | Ri | 高温側 温度 (°C) | 低温側 温度 (°C) | 高温側 流速(m/s) | 低温側 流速(m/s) | 高温側 レイノルズ数 |
|-------------|---------|------------------|-----|----------------|----------------|----------------|----------------|---------------|
| 流速差 一定条件 | Case-11 | H ₂ O | 2.0 | 58.0 | 42.0 | 0.033 | 0.117 | 13,225.5 |
| | Case-12 | Na | | 472.63 | 447.37 | | | 21,617.6 |
| | Case-13 | Pb | | 492.63 | 467.37 | | | 36,119.0 |
| | Case-14 | CO ₂ | | 392.39 | 387.62 | | | 175.5 |
| 温度差 一定条件 | Case-21 | H ₂ O | | 60.0 | 40.0 | 0.033 | 0.127 | 13,628.4 |
| | Case-22 | Na | | 470.0 | 450.0 | | 0.108 | 21,630.5 |
| | Case-23 | Pb | | 490.0 | 470.0 | | 0.108 | 35,940.6 |
| | Case-24 | CO ₂ | | 400.0 | 380.0 | | 0.205 | 172.3 |

4.2.2 サーマルストライピング

高低温流体の混合挙動を現象論的な観点から検討するため、衝突平衡噴流問題（図 4.2-2 参照）を取り上げる。数値解析では、矩形容器の入口部に平衡噴流ノズルからの高低温境界を設定し、衝突板までの 0.035 m の区間における流体混合挙動を評価するものである。以下に数値解析条件をまとめると。

| Fluids | 高温側 温度 (°C) | 低温側 温度 (°C) | ノズル 流速(m/s) | 平均 レイノルズ数 |
|------------------|----------------|----------------|----------------|--------------|
| H ₂ O | 70.0 | 30.0 | 2.85 | 25,510 |
| Na | 320.0 | 280.0 | 2.0 | |
| Pb | 400.0 | 360.0 | 1.14 | |
| CO ₂ | 260.0 | 220.0 | 125.0 | |

4.3 結果

4.3.1 温度成層化

流速差を一定とした場合の流速ベクトル分布、時間平均温度分布（最大温度差による規格化値）および温度ゆらぎ強度分布（最大温度差による規格化値）を、図4.2-3～図4.2-5に比較する。時間平均温度分布に関する比較では、作動流体として水を用いた場合に最も明瞭な温度成層界面が出口面まで到達する。逆に、温度成層界面の解消過程が最も早いのは、ナトリウムを作動流体として用いた場合である。

図4.2-6～図4.2-7に、温度差を一定とした場合の時間平均温度分布（最大温度差による規格化値）および温度ゆらぎ強度分布（最大温度差による規格化値）の比較を示す。温度成層界面に係わる特性は、流速差を一定とした場合の傾向と概ね等しいものとなっている。

4.3.2 サーマルストライピング

流速ベクトル分布、時間平均温度分布（最大温度差による規格化値）および温度ゆらぎ強度分布（最大温度差による規格化値）の比較を、図4.2-8～図4.2-10に示す。各ケースでのレイノルズ数 Re が約25,500と比較的大きく乱流域に含まれることから、各分布上の大きな違いは発生していない。ただし、炭酸ガスを作動流体として用いた場合は、単位体積当たりの保有熱量が小さく、また流速が大きいことから、有意な温度ゆらぎ強度は発生していない。

4.4 評価

温度成層化の熱流動挙動に係わる特性を、各作動流体について、図4.3-1に比較する。比較の観点は、(1) プラント固有条件から見た界面温度勾配および界面上昇速度（第2章参照）、(2) プラント共通条件から見た界面温度勾配および界面上昇速度（第2章参照）および(3) 本章での数値解析から得られた単位距離当たりの温度成層化現象の解消速度（流速一定条件および温度差一定条件）である。前記(1)および(2)は、JNC大型ヘッドアクセスFBR（作動流体：ナトリウム）、ETGBR（作動流体：炭酸ガス）およびBREST-300（作動流体：鉛）を想定したものである。結果より、炭酸ガスを作動流体として用いた場合には、現状のETGBR設計のままでも温度成層化に係わる熱流動の影響の程度は小さいものであること、鉛を作動流体として用いた場合には、物性値に起因したマイナス要因（温度成層化現象解消の速度低）カバーするプラント設計概念が必要であること、ナトリウムを作動流体として用いた場合には、プレナム上昇流速の増加が実現できれば、温度成層化に係わる熱流動の影響の程度を効果的に現象させることができると見える。

図4.3-2に、サーマルストライピングの熱流動挙動に係わる特性を、各作動流体について比較する。比較の観点は上記と同様に、(1) プラント固有条件から見た無次元温度ゆらぎ振幅（構造表面への温度ゆらぎ振幅の到達割合、第2章参照）、(2) プラント共通条件から見た無次元温度ゆらぎ振幅（構造表面への温度ゆらぎ振幅の到達割合、第2章参照）および(3) 本章での数値解析から得られた体系内温度ゆらぎ強度振幅最大値（最大温度差で規格化）である。結果より、炭酸ガスを作動流体として用いた場合には、現状のETGBR設計のままでもサーマルストライピングに係わる影響を無視し得ること、鉛を作動流体として用いた場合には、構造物表面に到達する温度ゆらぎ振幅はナトリウムを作動流体として用いた場合よりも小さなものとなるものの、流体中に発生する温度ゆらぎ強度振幅はナトリウムを作動流体として用いた場合よりも大きなものとなる可能性があることが分かる。構造材表面に到達する温度ゆらぎ振幅は、現象論的には流体中温度ゆらぎ振幅の大小関係のみでは評価できず、流体中温度ゆらぎの振動周波数や（非定常）熱伝達率などの影響を大きく受けることから、今後定量的な評価を行う必要がある。

4.5 第4章のまとめ

第4章では、熱-流動相互作用および熱-流動-構造相互作用の主要熱流動課題として、温度成層化およびサーマルストライピングの両現象を取り上げ、作動流体を変化させた場合（ナトリウム、鉛、炭酸ガス、水（参考用））の熱流動に係わる特性変化を数値解析により評価した。主要な結果を以下に示す。

(1) 温度成層化

- ・炭酸ガスを作動流体として用いた場合には、現状の ETGBR 設計のままでも温度成層化に係わる熱流動の影響の程度は小さい
- ・鉛を作動流体として用いた場合には、物性値に起因したマイナス要因（温度成層化現象解消の速度低カバーするプラント設計概念が必要）
- ・ナトリウムを作動流体として用いた場合には、プレナム上昇流速の増加が実現できれば、温度成層化に係わる熱流動の影響の程度を効果的に現象させることができ

(2) サーマルストライピング

- ・炭酸ガスを作動流体として用いた場合には、現状の ETGBR 設計のままでもサーマルストライピングに係わる影響を無視し得る
- ・鉛を作動流体として用いた場合には、構造物表面に到達する温度ゆらぎ振幅はナトリウムを作動流体として用いた場合よりも小さなものとなるものの、流体中に発生する温度ゆらぎ強度振幅はナトリウムを作動流体として用いた場合よりも大きなものとなる可能性がある
- ・構造材表面に到達する温度ゆらぎ振幅は、現象論的には流体中温度ゆらぎ振幅の大小関係のみでは評価できず、流体中温度ゆらぎの振動周波数や（非定常）熱伝達率などの影響を大きく受けることから、今後定量的な評価を行う必要がある。

第 5 章 結 言

本研究では、安全系の限定や多重性要求の合理化を行った場合、および多様な作動流体を冷却材として用いた場合に顕在化する熱流動課題を公開文献等をベースとして調査・検討・整理するとともに、温度成層化およびサーマルストライピングの両現象につき、作動流体を変化させた場合の特性変化を数値解析により評価した。主要な成果を以下に示す。

(1) ガス冷却炉、及び重金属冷却炉に対する熱流動課題の検討

作動流体の相違から派生するプラント設計上の特徴を既往文献調査によって推定・整理し、その結果を基に定量評価の条件となるヒートバランス（熱出力、原子炉出入口温度、1 次冷却材流量）、炉心圧力損失、及び代表長さを設定した。

その結果に基づき主要な熱流動課題に関する作動流体毎の定量的な比較検討を行ない、それぞれの作動流体に対して設計上留意すべき事項を明らかにした。ガス冷却炉、及び重金属炉の場合にナトリウム炉と比較して同等、または顕在化すると推定される課題は以下の通りである。

a. ガス炉

自然循環、流力振動（同期振動回避）、バウンダリ破損

b. 重金属炉

気泡巻込み、温度成層化、サーマルストライピング、流力振動（ランダム振動）、地震時のスロッシング

(2) 安全系の局限化に係わる熱流動課題の検討

安全系の局限化に係わる設計概念の調査を行ない、安全系の局限化を行なう場合の共通課題と考えられる原子炉容器のコンパクト化、および小型炉の崩壊熱除去系の簡素化に有望と考えられている RVACS に着目した熱流動課題の整理を行なった。さらに原子炉容器のコンパクト化に伴う主要な熱流動課題について評価を行ない下記の結果を得た。

- ① 原子炉容器のコンパクト化によってプレナム内流速が増大する。この結果として、熱流動設計の観点では、液面揺動、気泡巻込み、流力振動、および熱過渡に対する配慮が必要になる。
- ② このうち、液面揺動と気泡巻込み現象に対する影響がより顕著に現れる傾向にある。
- ③ 温度成層化現象に対する影響はむしろ温度勾配を低減させる方向であり、設計上の課題とはならない。

(3) 温度成層化およびサーマルストライピングの数値解析

a. 温度成層化

- ・炭酸ガスを作動流体とした場合 : 現状設計のままでも、影響の程度は小さい

- ・鉛を作動流体とした場合 : 温度成層化現象の解消を促進させることが必要
 - ・ナトリウムを作動流体とした場合 : プレナム流速の増加など、温度成層化による影響を低減させる努力が必要
- b. サーマルストライピング
- ・炭酸ガスを作動流体とした場合 : 現状設計のままでも、影響の程度は小さい
 - ・鉛を作動流体とした場合 : 構造物表面に到達する温度ゆらぎ振幅は、ナトリウムの場合よりも小さい。ただし、流体中の振幅は、ナトリウムの場合よりも大きくなる可能性が存在

表 2. 2. 1-1

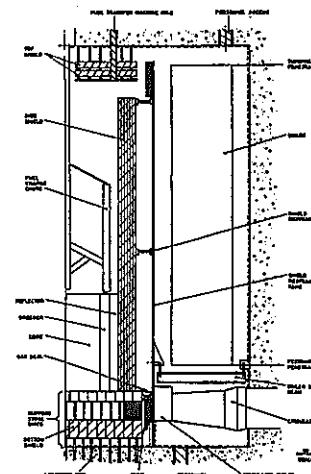
各種炉型調査結果 (ETGBR)

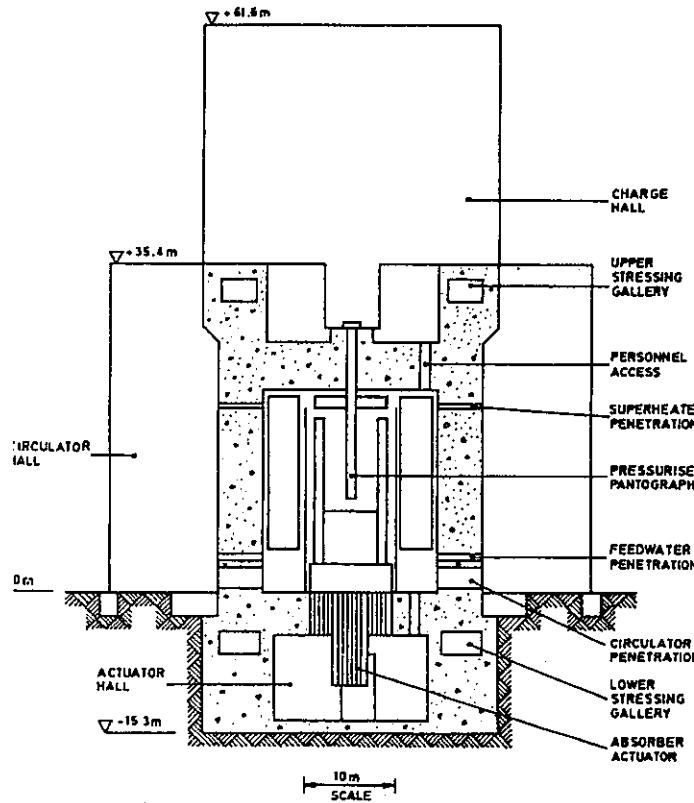
| 炉型名称 | ETGBR | 作動流体 | 炭酸ガス |
|---|-------|------|------|
| 1. 一般 | | | |
| 当該プラント概念は AGR (イギリスの改良型ガス冷却熱中性子炉) のプラント技術とナトリウム冷却炉の燃料技術を活用した技術であり効率的な開発が可能である。冷却材として炭酸ガスを使用しており伝熱性能の制約から大きい質量流量で使用しなければならない。また効率向上のために高圧で使用される。一方、低熱伝導率であるため、ナトリウム冷却炉で必要とされる熱疲労や熱衝撃はほとんど問題ないとされている。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 原子炉設計は炉心、蒸気発生器、ガス循環機がプレストレスト・コンクリート容器に収納されるシンプルな構成であるため、アクセス性、メンテナンス性の面で有利とされている。燃料交換はバングラフ式燃料交換器により行う。また、自然循環特性を向上させるため、炉心は炉容器の下側に配置され、蒸気発生器は上側に配置されている。(添付図-1) | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| SG は 12 基、ガス循環機は 8 基設置されている。(添付図-2) | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 崩壊熱除去用の非常用冷却系は主蒸気発生器の下に組み込んでおり、蒸気発生器に 4 系統を設置している。また、系統が正常に加圧されていれば自然循環熱が期待できる。この特性は、冷却材が H e の場合よりも除熱性能が良いとされている。 | | | |
| また、炉停止系は多様性をもたせるために 2 種の異なった機構により作動する。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 圧力がなくなるとガスは液体のように熱容量をもたないため自然循環機能は限られたものになつて、減圧事故はガス冷却高速炉の安全の評価で最も詳細に検討されており、減圧の時定数やトリップ後の運転手順を考慮した温度変化挙動の解析、及び温度履歴に基づく燃料被覆管の健全性評価がなされている。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] T. A. Lennox et al., "GAS COOLED FAST REACTORS", ENC-98, OCT.1998 | | | |
| [2] C. P. Gratton, "The GAS-cooled fast reactor in 1981", Nucl. Energy, 1981, Vol.20, Aug., No.4, 287-295 | | | |
| [3] W. B. Kemmish, "Gas-cooled fast reactors", Nucl. Energy, 1982, Vol.21, Feb., No.1, 77-88 | | | |
| [4] W. B. Kemmish, "The safety of CO ₂ cooled breeder reactor based on existing gas cooled reactor technology", Progress in Nuclear Energy, 1982, Vol.10, No.1, pp. 1-17 | | | |

(添付表) 主要な仕様

| 項目 | 仕様 | 備考 |
|----------|--|--------------|
| 熱/電気出力 | 3600MWt/1400Mwe | |
| ループ数 | 4 (SG: 12 基、循環機: 8 基) | |
| ヒートバランス | | |
| ① 1 次系 | 出入口温度: 525°C / 250°C、圧力: 42bar 流量: 記載なし | |
| ② 2 次系 | なし | |
| ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 記載なし、圧力: 記載なし | |
| 炉心 | | |
| ① 尺法 | 直徑: 約 4500mm*、高さ: 1500mm | (*: 図面からの推定) |
| ② 燃料/被覆管 | UO ₂ /PuO ₂ / ステンレス鋼(PER16) | |
| ③ 燃料集合体 | ピン径/ピッチ: 8.24/12.77mm、燃料ピン数: 163 本/SA、被覆管厚さ: 0.42mm、ラッパ管対面距離: 約 176mm* | |
| ④ 圧力損失 | 集合対数: 炉心 550(内側炉心: 334、外側炉心: 216)、制御棒 33(CSD: 24、DSD: 9) (添付図-3) | |
| ⑤ 反応度制御 | 3.4~4.3kgf/cm ² 独立 2 系統 | |
| 原子炉構造 | | |
| ① ブレナム寸法 | 直徑: 約 9m*、深さ: 約 14m* | (*: 図面からの推定) |
| ② 炉心上部機構 | 下からの制御棒駆動によりなし | |
| ③ 炉壁保護構造 | 記載なし | |
| 主冷却系 | | |
| ① 1 次系配管 | なし | |
| ② 中間熱交換器 | なし | |
| ③ 循環機 | 8 基、流量: 記載なし、ヘッド: 記載なし、消費電力: 300MWt/基 | |
| ④ 蒸気発生器 | 12 基 | |
| 崩壊熱除去系 | 4 系統 | |

(添付図)





添付図一1 原子炉構造断面図

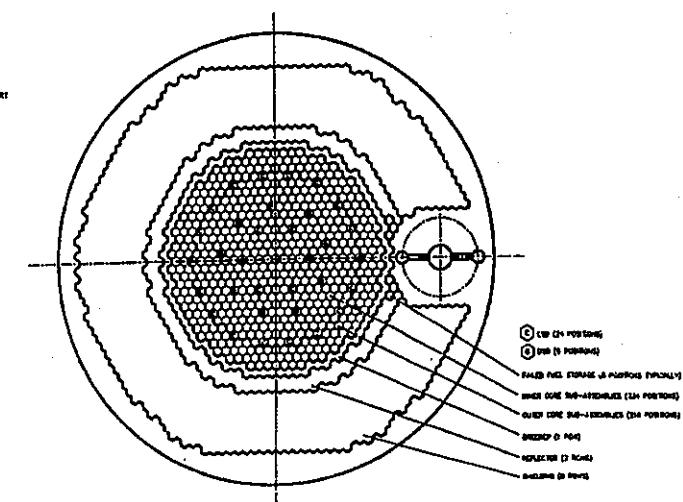
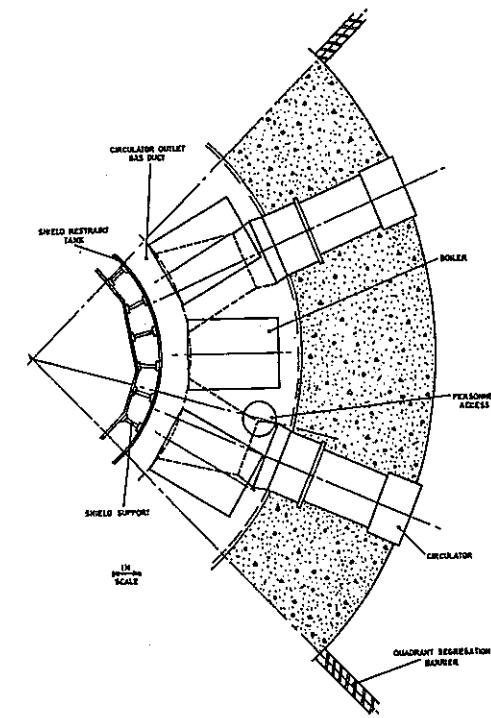
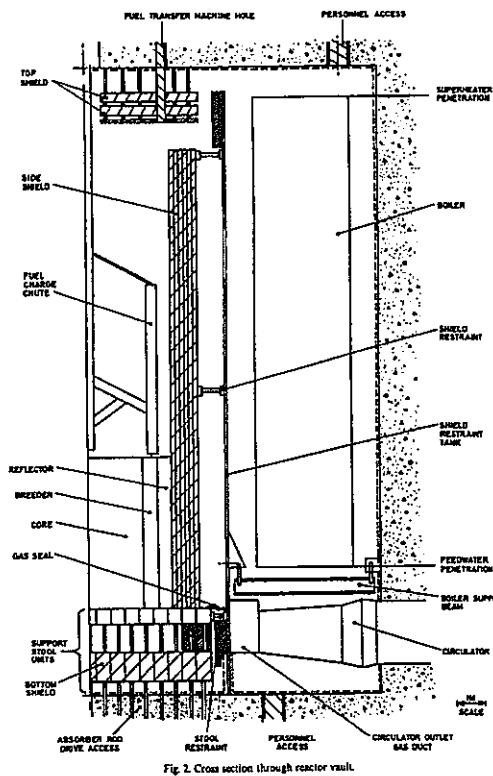


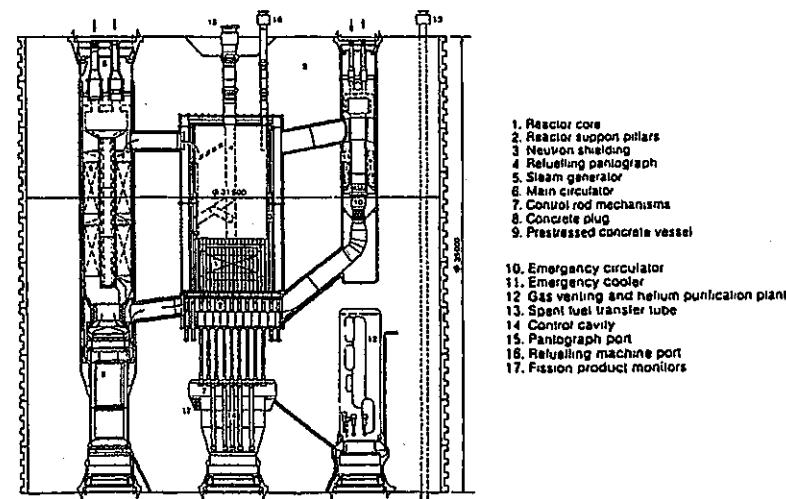
表 2.2.1-2 各種炉型調査結果 (G B R - 4)

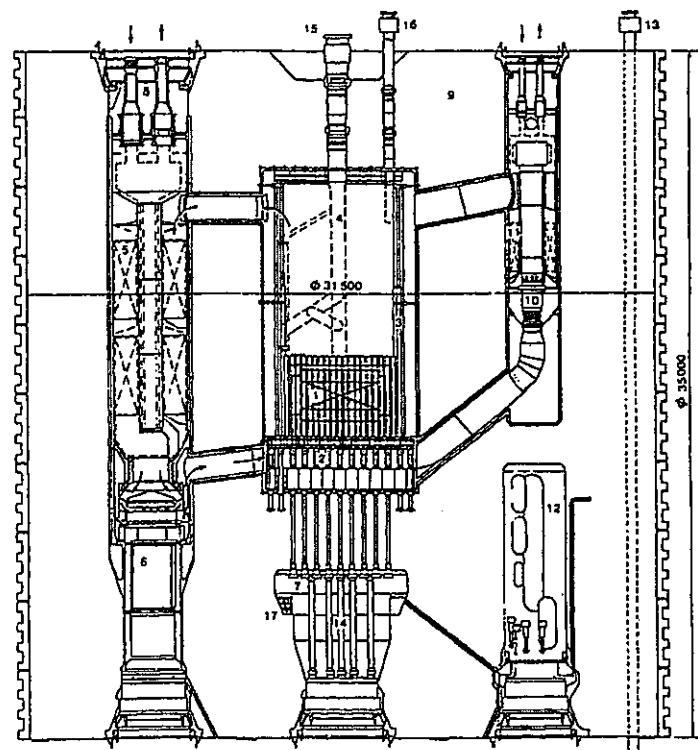
| 炉型名称 | G B R - 4 | 作動流体 | ヘリウム |
|---|-----------|------|------|
| 1. 全般 | | | |
| ヘリウム冷却MOX燃料型ガス冷却高速炉であり、高速炉を早期により容易に導入しようという観点から検討されたものであり、高圧化に対する課題はあるものの、従来技術の活用により開発課題は限定されるとされている。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 燃料は、ウランとブルトニウムの混合酸化物である。原子炉は、上部からの燃料交換、下部からの制御棒駆動であり、U I Sは不要である。 | | | |
| 伝熱流動の観点から、H e ガスを90barと高圧化されており、外圧による被覆管のクリープ崩壊防止のため、冷却材と燃料ビン間の均圧システムが設けられる。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| 2次冷却系はなし。 | | | |
| 主要機器は、6基のヘリカルの蒸気発生器及びその下部のガス循環器であり、格納容器内で、炉心を囲むように設置されている。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 崩壊熱除去系は、2種類ある。1つは、auxiliary heat removal system であり、2基のSGにそれぞれ1系統接続される3系統 ($3 \times 18\text{MWt}$) で構成される。もう1つは、3系統の独立のemergency cooling loops であり、格納建屋外の空気冷却器により生起する自然対流により循環する加圧水が用いられる。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 圧力がなくなるとガスは液体のように熱容量をもたないため自然循環機能は限られたものになる。そのため、十分な冷却材流量が確保できるよう冗長性のある電源供給を有するバックアップの冷却系を備えるとともに、破損の開口を限定し圧力降下の速度緩和させることを考慮した設計とする必要がある。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] J. M. Yellowlees et al., "The Progress of GBR Association in the Design and Development of the Gas-cooled Fast Breeder Reactor", Gas-cooled reactors, ANS, Oak Ridge, Tenn., 1974 | | | |
| [2] C. P. Gratton, "The Gas-cooled Fast Reactor in 1981", Nucl. Energy, 1981, Vol.20, Aug., No.4 | | | |
| [3] W. マーシャル編 「原子力の技術 第2巻 原子力技術の発展 下」,(株)筑摩書房, 1986 | | | |

(添付表) 主要な仕様

| 項目 | 仕 様 | 備 考 |
|----------|--|--------------|
| 熱／電気出力 | 3600MWt/1200Mwe | |
| ループ数 | 6 (SG: 6基、循環器: 6基) | |
| ヒートバランス | | |
| ① 1次系 | 出入口温度: 565°C / 260°C、圧力: 90bar [9MPa]、 流量: 記載なし | |
| ② 2次系 | なし | |
| ③ 主蒸気系 | 蒸気温度: 530°C、圧力: 112bar [11.2MPa] | |
| 炉 心 | | 効率: 35% |
| ① 尺 法 | 直径: 3860mm、高さ: 1400mm | |
| ② 燃料／被覆管 | (U, Pu) ₂ O ₃ / ステンレス鋼 | |
| ③ 燃料集合体 | ピン径/ピッチ: 7.7/11.65mm、ラッパ管対面距離: 213mm、集合体数: 252体 | |
| ④ 圧力損失 | 2.4bar [0.24MPa] | |
| ⑤ 反応度制御 | 2種類の停止系 | |
| 原子炉構造 | | (*: 図面からの推定) |
| ① ブレナム寸法 | 直径: 約 7.8mm*、深さ: 約 8.8mm* | |
| ② 炉心上部機構 | なし | |
| ③ 炉壁保護構造 | 記載なし | |
| 主冷却系 | | |
| ① 1次系配管 | なし | |
| ② 中間熱交換器 | なし | |
| ③ ガス循環機 | 6基、消費電力: 20 MWe / 基 (合計 120MWe) | |
| ④ 蒸気発生器 | 6基 (ガス循環機と一体型) | |
| 崩壊熱除去系 | 3系統の auxiliary heat removal system 及び3系統の独立の emergency cooling loops | |

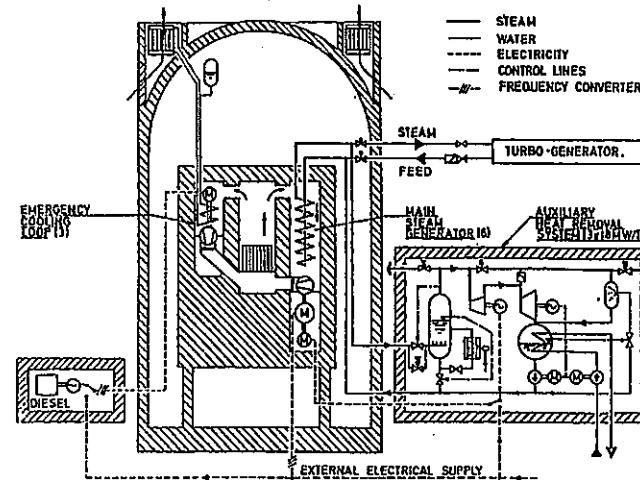
(添付図) 原子炉構造概念図



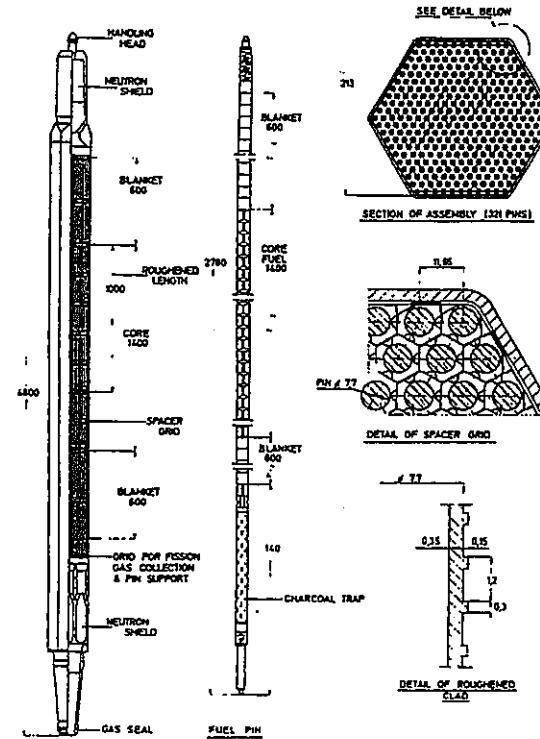


- | | |
|--------------------------------|---|
| 1. Reactor core | 10. Emergency circulator |
| 2. Reactor support pillars | 11. Emergency cooler |
| 3. Neutron shielding | 12. Gas venting and helium purification plant |
| 4. Refuelling pantograph | 13. Spent fuel transfer tube |
| 5. Steam generator | 14. Control cavity |
| 6. Main circulator | 15. Pantograph port |
| 7. Control rod mechanisms | 16. Refuelling machine port |
| 8. Concrete plug | 17. Fission product monitors |
| 9. Prestressed concrete vessel | |

添付図-1 原子炉構造概念図



添付図-2 冷却システム概念図



添付図-3 燃料集合体概念図

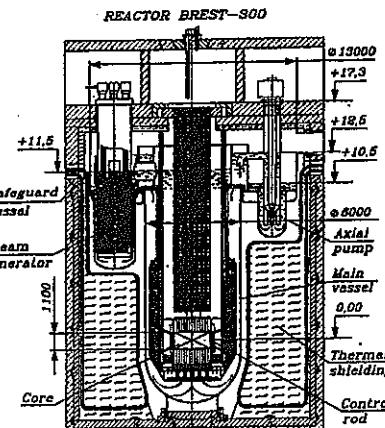
表 2. 2. 1-3 各種炉型調査結果 (BREST-300)

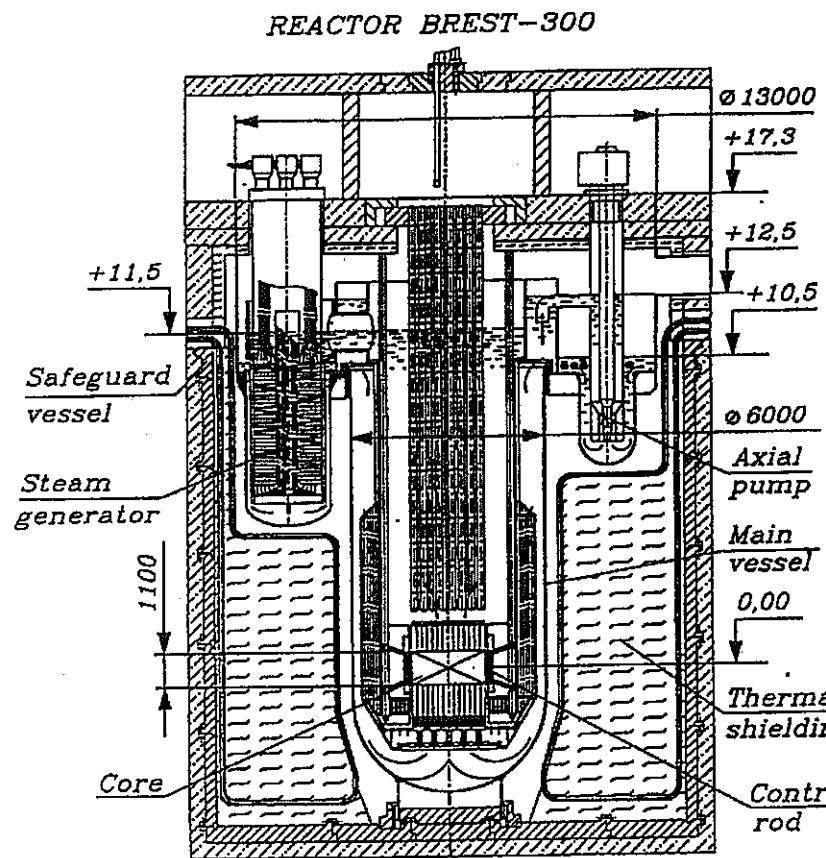
| 炉型名称 | BREST-300 | 作動流体 | 鉛 |
|--|-----------|------|---|
| 1. 全般 | | | |
| 冷却材としての鉛の特徴（高沸点、中性子の低減速／吸収能、不活性）を活用し、これに熱伝導性の良い窒化物燃料を組み合わせることで固有の安全性を高め、さらに経済性および環境負荷（放射性廃棄物）の観点からも効果とされる高速炉プラント概念が検討されている。出力規模は、300MWe、600MWe、1200MWe と 3 種類あるが、このうち 300MWe プラント (BREST-300) が現状最も詳細に検討されているようである。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 炉心は窒化物燃料（ダクトレス）で構成されており、表中に示すように冷却材／燃料容積比が 2 以上と冷却材比率が高く、冷却材流速も 1.8m/s と低く抑えられている。これは、鉛の中性子減速／吸収に対する特徴を活用することで冷却材流路面積を拡大し（流速の低減）、ポンプの設計を適正化していることによるものと推定される。原子炉容器のプレナム深さは、通常これが燃料長さを基準にして決定されることから考えるとかなり深めの設計となっている。これは表中に記載したように自然循環力確保の観点を重視した結果のようである。 | | | |
| (2) 主冷却系 中間冷却系は存在しない、いわゆる 2 次系削除の概念である。SG は 8 基、冷却材循環ポンプは 4 基設置されており、1 次冷却材流量は 1m³/s/基、合計で 4m³/s（約 40ton/s）となる。冷却材は SG プレナム液位より約 2m 高い位置に設定されているポンプのプレナム液位（圧力チャンバー）まで押し上げられ、そこから自由落下で炉心へ流入する。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 SG2 次側に空気冷却器を設置する「AHE (Air Heat Exchanger)」と呼ばれるシステムが設置されている。さらに、これとは別に原子炉容器周りに空冷用の配管を設置し、自然通風による除熱を確保するバックアップシステムも設置されている。除熱量は前者が最大 14MW、後者が 3.5MW（原子炉容器温度：450°C）となっている。この 3.5MW は全出力の 0.5% に相当する。 | | | |
| (4) その他 旧ソ連 (USSR) では、潜水艦において鉛-ビスマスを使用した原子炉運転の経験を有している。しかしながら、ビスマスが極めて稀少であること、および Bi^{208} の放射化によって揮発性放射性物質である Po^{210} が発生することから、より良い冷却材候補として鉛が選択されているようである。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] E. O. Adamov et al., "PROGRESS IN LEAD-COOLED FAST REACTOR DESIGN", ANP'92 vol. III (1992) [2] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173(1997) [3] E. Adamov et al., "CONCEPTUAL DESIGN OF BREST-300 LEAD-COOLED FAST REACTOR" | | | |

(添付表) 主要な仕様

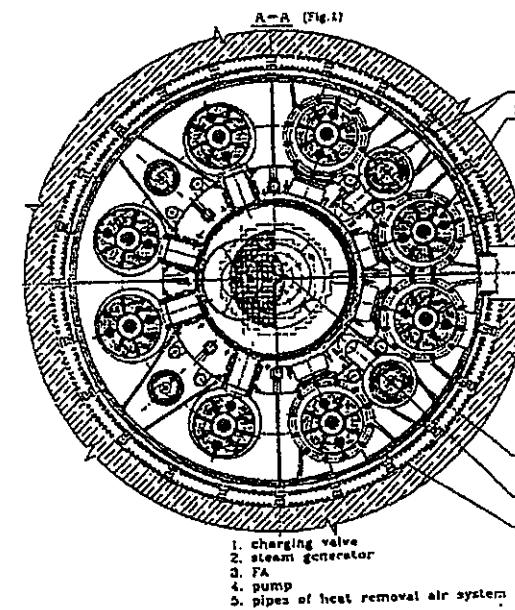
| 項目 | 仕様 | 備考 |
|--|---|--|
| 熱/電気出力 | 700MW/300Mwe | |
| ループ数 | 4 (SG: 8 基、ポンプ: 4 基) | |
| ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 540°C / 420°C、流量: 4m³/s なし 出入口温度: 520°C / 340°C、圧力: 24.5MPa | 鉛 (600m³、8000ton) 効率: 約 44% |
| 炉心 ① 尺寸 ② 燃料／被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 2300mm、高さ: 1100mm 窒化物 (UN+PuN) / フェライト鋼 ピン径/ピッチ: 9.1~10.4/13.6mm、ピン本数: 114/体 集合体ピッチ: 150mm、集合対数: 185 体 約 1bar 制御棒 2 系統 | ブランケットなし 容積比: $V_p/V_{fuel} > 2$ 流速: $v_p = \text{約 } 1.8 \text{ m/s}$ |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約 4300mm、深さ: 約 930mm 制御棒案内管、及び支持構造物（外胴はなし） なし（低温冷却材が炉容器壁に沿って下降する流路構成となっている） | 圓面からの推定 プレナム深さは炉心-SG 間の高低差が支配要因（自然循環力確保） |
| 主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | 原子炉容器プレナムとポンプ/SG プレナムを接続する短尺配管 なし 機械式ポンプ (4 基)、流量: 1m³/s、ヘッド: 2.5m、消費電力: 350kW/基 ヘリカルコイル型、伝熱管: 16mm (外径)、3mm (肉厚)、470m² (伝面) | 自然循環流量は定格状態の 10% 以上 |
| 崩壊熱除去系 | AHE (Air Heat Exchanger): SG の 2 次側に AC 設置 バックアップ: 原子炉容器周りの空冷システム | 14MW (最大) 3.5MW (原子炉容器温度: 450°C)、RVACS と同様の概念 |

(添付図) 原子炉システム概念





添付図-1 原子炉システム概念図



添付図-2 原子炉水平断面図

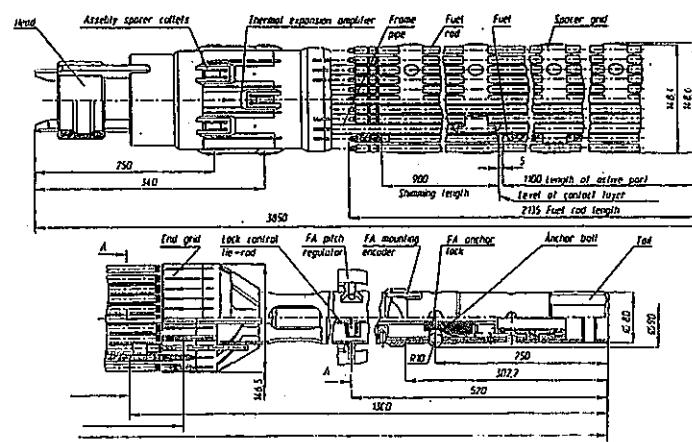


Fig. 5 BREST-300 fuel assembly

添付図-3 燃料集合体

表 2.2.1-5 各種炉型調査結果 (LCFBR)

| 炉型名称 | LCFBR | 作動流体 | 鉛 |
|--|-------|------|---|
| 1. 全般 | | | |
| 安全性、経済性、増殖性を同時に改善できる鉛冷却・窒化物燃料高速炉の概念検討を実施した。鉛冷却炉の成立性を検討する上で、鉛比重が大きいための死荷重増大による耐震性と、浴融点の観点から設計温度の高温化による熱応力とのバランスが重要となる。そこで、熱出力 1500MWt (熱出力 625Mwe) について設計計算を行い、原子炉容器径の最小化を目指して、成立するプラント概念を報告している。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 原子炉構造はプールタイプで、SG、1次主循環ポンプが原子炉容器内に配置される。SG と 1次主循環ポンプは、炉容器内に上下に配置されている。炉心を出した冷却材は、下方に配置される SG に導かれ SG 内を上から下に流れ、SG を出した冷却材は SG の外筒と炉容器の隙間を経由してポンプに導かれる(添付図)。このような機器配置を行うことにより、Pb-H ₂ O 反応事故時に、反応生成物が炉心に入ることを抑制している。尚、SG は吊り下げタイプである。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| プールタイプであり、SG、1次主循環ポンプは原子炉容器内に配置されている。ヒートバランスは、ケーススタディの結果 SG 伝面が最も小さくなる組み合わせを採用しており、その結果原子炉直徑 (= 9 m) が小さくできている。原子炉容器の板厚は 100mm となり、2G の地盤に耐えうる。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 崩壊熱除去系は PRACS システムで、冷却材としては水を使用している。容量は 4 ループ × 50% である。伝熱部は SG 上部に配置されている。PRACS 配管は、フリージング対策として、電気ヒーターが準備されている。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| プラントの概念検討という観点から、燃料交換時、メンテナンス時についても検討が行われている。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| 1] H. Takano et al., "A CONCEPT OF SELF-COMPLETE FUEL CYCLE BASED ON LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL FAST REACTORS", ICENES'93 308(1993) | | | |
| 2] H. Takano et al., "A DESIGN STUDY FOR UNHERENT SAFETY CORE, ASEISMICITY AND HEAT TRANSPORT SYSTEM IN LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL REACTOR", ARS'94 549(1994) | | | |
| 3] 高野秀樹, "鉛冷却金属燃料高速増殖炉の検討", 日本原子力学会 1992 年春の年会 | | | |

| (添付表) 主要な仕様 | | 備考 |
|--|--|--|
| 熱/電気出力 | 1500MWt/625Mwe | |
| ループ数 | プールタイプ (SG: 3 基、ポンプ: 3 基) | |
| ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 570°C / 470°C, 流量: 3.7×10^6 kg/hr (3 ループ合計) なし 出入口温度: 530°C / 330°C、圧力: 176kg/cm ² 流量: 2.9×10^6 kg/hr (3 ループ合計) | 効率: 約 42% |
| 炉心 ① 尺寸 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 3550mm、ブランケット: 300mm、高さ: 1000mm 塗化物 12wt%Pu (U, Pu) ¹⁰ N ピン径/ピッチ: 9.9/16.1mm、ピン本数: 記載なし、 ラッパ管対面距離: 約 170 mm 集合体数: 内側燃料 186 体、中間燃料 114 体、外側 66 体、主炉停止棒 7 体、後備棒 6 体、鉛遮蔽体 234 体 記載なし 制御棒 2 系統 | ラッパ管対面距離は推定値 (= 炉心直徑 / 炉心体数) |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約 4800mm、深さ: 約 8800mm あり 炉壁冷却構造 | 図面からの推定 |
| 主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | なし なし 機械式ポンプ (3 基)、流量: 9.2t/h、ヘッド: 記載なし ヘリカルコイル型、伝熱管: 31.8mm (外径)、4.8mm (肉厚)、6370m ² (伝面)、50mm (ピッチ)、Mod. 9 Cr-1Mo (材質)、1728 本 (本数) | 1 次循環ポンプは 1 次コードドレグに設置。SG を出した冷却材は、SG の外筒と炉容器の隙間を経由してポンプに導かれる。 |
| 崩壊熱除去系 | PRACS: 2 次冷却材は水を使用。 50% × 4 ループ | |

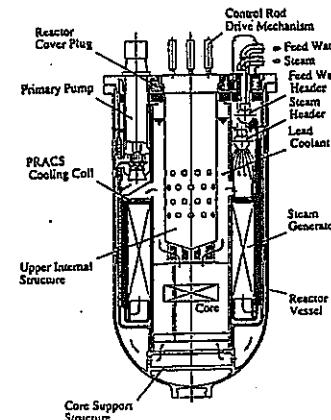
(添付図)
原子炉システム概念図

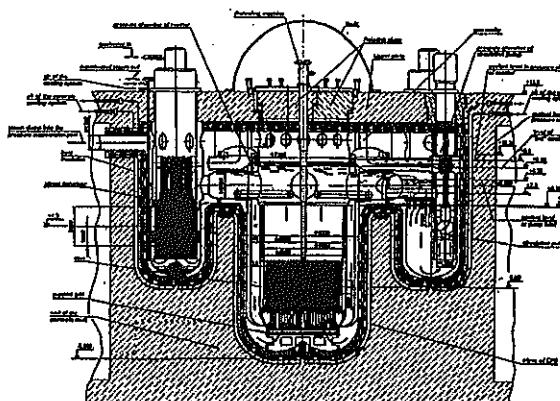
表 2. 2. 1-4 各種炉型調査結果 (BREST-1200)

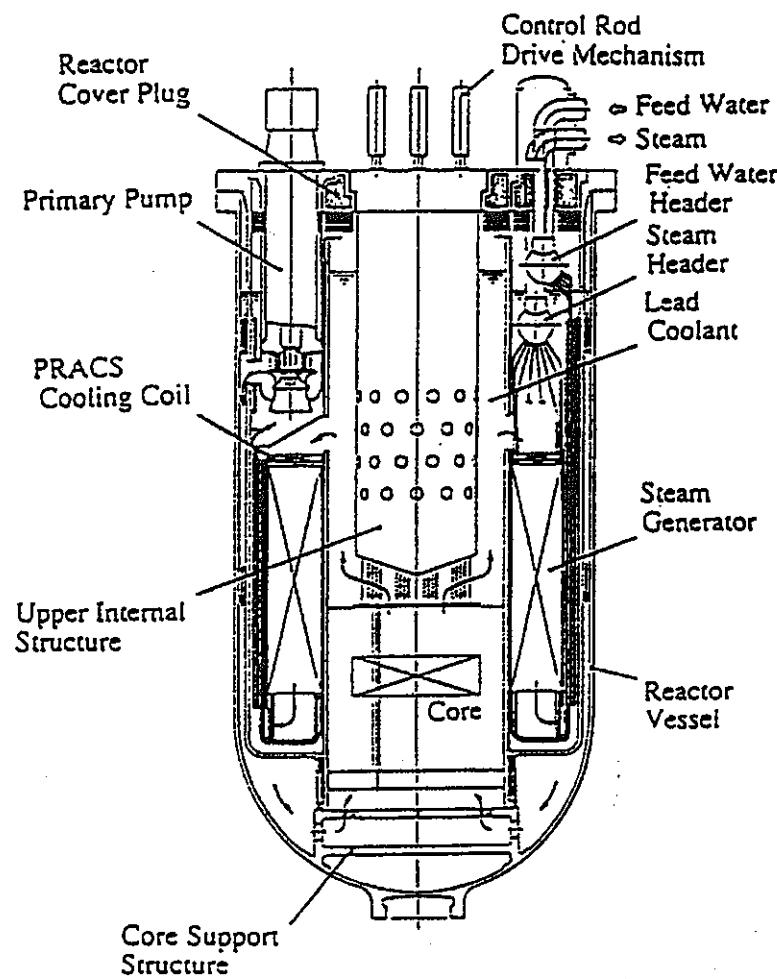
| 炉型名称 | BREST-1200 | 作動流体 | 鉛 |
|---|------------|------|---|
| 1. 全般 | | | |
| 冷却材としての鉛の特徴（高沸点、中性子の低減速／吸収能、不活性）を活用し、これに熱伝導性の良い窒化物燃料を組み合わせることで固有の安全性を高め、さらに経済性および環境負荷（放射性廃棄物）の観点からも有効とされる高速炉プラント概念が検討されている。出力規模は、300MWe、600MWe、1200MWe と 3 種類ある。情報量は BREST-300 と比較してかなり限定されるが、ここでは 1200MWe プラント (BREST-1200) について整理する。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 炉心は窒化物燃料（ダクトレス）で構成されており、表中に示すように冷却材／燃料容積比が 2 以上と冷却材比率が高く、冷却材流速も 1.7m/s と低く抑えられている。これは、鉛の中性子減速／吸収に対する特徴を活用することで冷却材流路面積を拡大し（流速の低減）、ポンプの設計を適正化していることによるものと推定される。原子炉容器のプレナム深さは BREST-300 と比較して浅めの設計となっている。BREST-300 の場合はこれが自然循環力確保の観点から決められているようであるが、BREST-1200 の場合には明確な記載は見当たらぬ。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| 中間冷却系は存在しない、いわゆる 2 次系削除の概念である。SG は 8 基、冷却材循環ポンプは 4 基設置されており、1 次冷却材流量は $4\text{m}^3/\text{s}$ / 基、合計で $16\text{m}^3/\text{s}$ (約 160ton/s) となる。冷却材は SG プレナム液位より約 2m 高い位置に設定されているポンプのプレナム液位（圧力チャンバー）まで押し上げられ、そこから自由落下で炉心へ流入する。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 原子炉容器、SG 回りに空冷用の配管を設置し、自然通風による除熱を確保するシステムが設置されている。除熱量は 14MW となっている。この 14MW は全出力の 0.5% に相当する。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 特になし | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173(1997) | | | |

(添付表) 主要な仕様

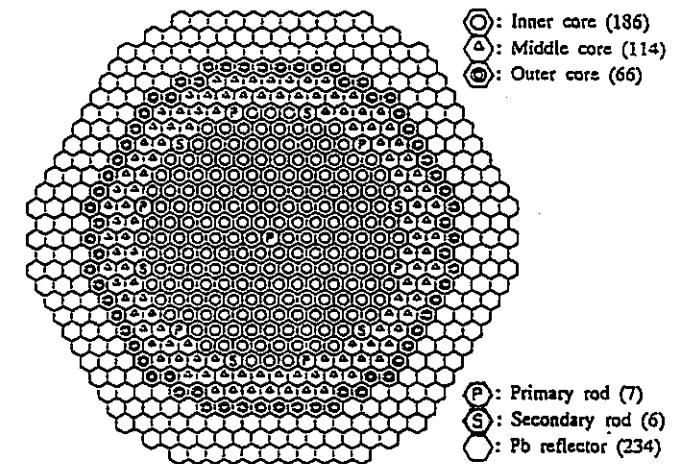
| 項目 | 仕様 | 備考 |
|--|---|--|
| 熱／電気出力 | 2800MWe/1200Mwe | |
| ループ数 | 4 (SG: 8 基、ポンプ: 4 基) | |
| ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 540°C / 430°C、流量: 16m³/s なし 出入口温度: 520°C / 340°C、圧力: 24.5MPa | 鉛 効率: 約 43% |
| 炉心 ① 尺寸 ② 燃料／被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 4760mm、高さ: 1100mm 窒化物 (UN+PuN) / フェライト鋼 ピン径/ピッチ: 9.1~10.4/13.6mm、ピン本数: 記載なし ラッパ管対面距離: 記載なし、集合対数: 334 体 約 1bar 制御棒 2 系統 | ブランケットなし 容積比: $V_p/V_{sh} > 2$ 流速: $v_p = \text{約 } 1.7\text{m/s}$ |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約 6400mm、深さ: 約 7700mm 制御棒案内管、及び支持構造物（外胴はなし） なし（低温冷却材が炉容器壁に沿って下降する流路構成となっている） | 図面からの推定 |
| 主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | 原子炉容器プレナムとポンプ／SG プレナムを接続する短尺配管 なし 機械式ポンプ (4 基)、流量: 約 $4\text{m}^3/\text{s}$ 、ヘッド: 約 2 m、消費電力: 1.5MW/基 ヘルカルコイル型 | 自然循環流量は定格状態の 10% 以上 推定値 |
| 崩壊熱除去系 | バックアップ: 原子炉容器周りの空冷システム AHE についての記載は特になし | 14MW、RVACS と同様の概念 |

(添付図) 原子炉システム概念

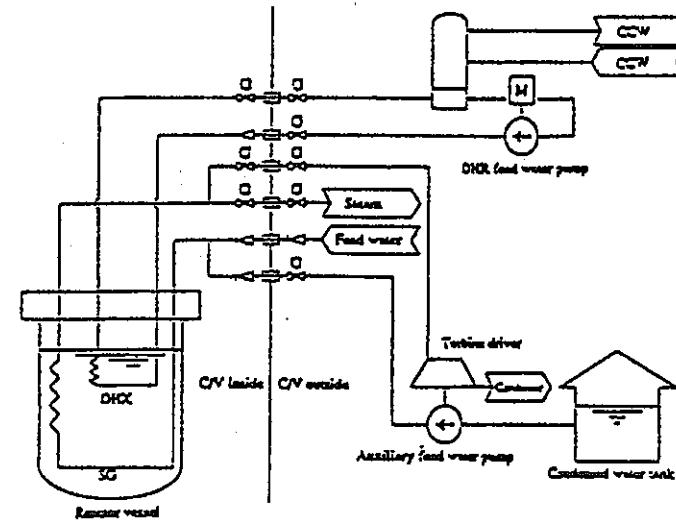




添付図-1 原子炉システム概念図（拡大図）



添付図-2 炉心配置図



添付図-3 崩壊熱除去系 系統図

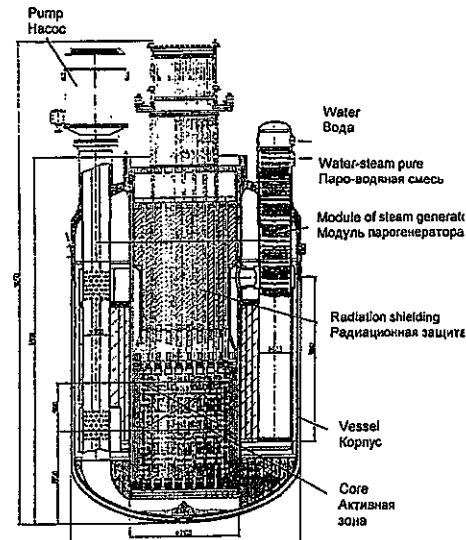
表 2. 2. 1-6 各種炉型調査結果 (SWBR-75)

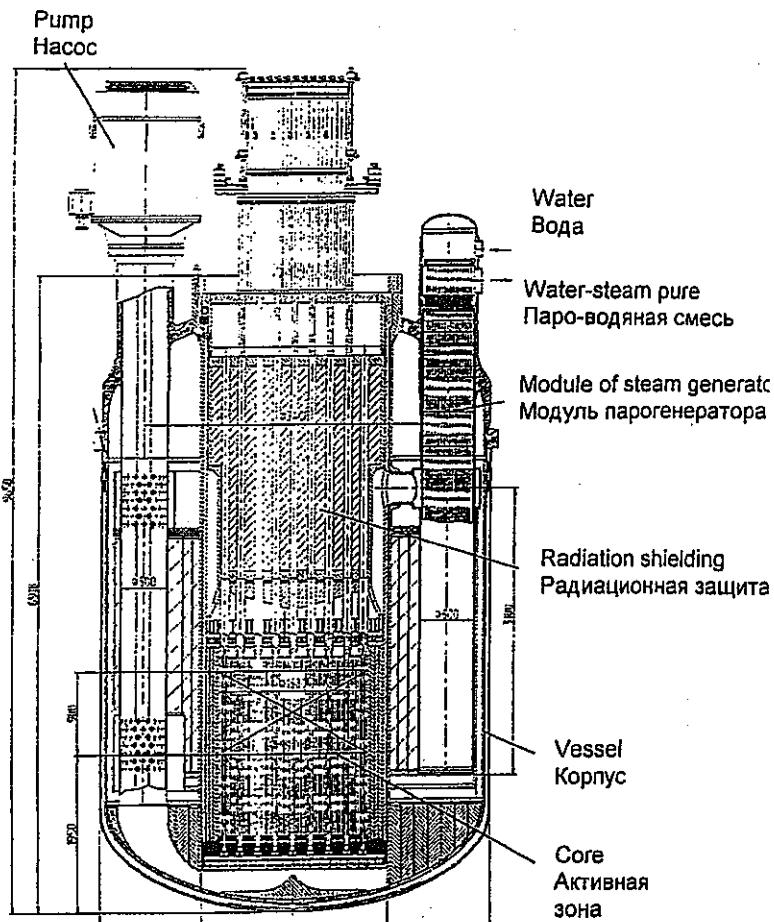
| 炉型名称 | SWBR-75 | 作動流体 | 鉛-ビスマス |
|--|---------|------|--------|
| 1. 全般 | | | |
| 潜水艦での実績に基づく鉛-ビスマス冷却材を使用したプラント概念が提案されている。"ANGSTREM" (30MWt)、および"SWBR-75" (265MWt) の 2 種類が検討されているが、前者については構造概念に関する記載がほとんど見当たらないためここでは後者についての調査結果を整理する。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 炉心燃料は酸化物燃料を使用している (UO_2)。炉心のサイズは図面から概略推定できるが、燃料集合体に関しての記載がないため炉心内の流路面積、冷却材流速は推定が困難である。原子炉の上部ブレナム領域には炉心上部機構があり、ブレナムを形成する壁面と炉心上部機構の隙間（アニュラス状）を冷却材が流れる構造となっている。冷却材インベントリを極力低減する工夫のようにも見えるが、熱衝撃に課題が残る構造である。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| 中間冷却系は存在しない。SG は 12 基、冷却材循環ポンプは 2 基設置されており、1 次冷却材流量は約 $0.5m^3/s$ 基、合計で約 $1m^3/s$ (約 10ton/s) となる。2 次側は 1 次側と異なり、自然循環方式を採用している。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 通常のターピンバイパスとは別に、SG の 2 次側に独立したコンデンサを有する ICS (Independent cooling system)、原子炉容器周りの水冷システム、および SG2 次側に空気冷却器を有する PHRS(Passive heat removal system)が設置されている。ICS は定格出力の 6% の除熱能力を有し、LOSP 時に単基運転で 24hrs、2 基運転で 48hrs の冷却が可能とされている。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 旧ソ連 (USSR) で蓄積された潜水艦技術を活用した鉛-ビスマス炉である。ビスマスが極めて稀少であること、および Bi^{209} の放射化によって揮発性放射性物質である Po^{210} が発生すること等、ビスマス特有の課題とは別に、Pb-Bi が構造材を腐食しやすい物質であることから銅意基礎研究が行われたようである。冷却材温度 450°C まではステンレス鋼が使用できるが、それを越える温度領域では特殊鋼が使用されているようである。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] V. S. Stepanov et al., "APPLICATION IN ELECTRIC POWER INDUSTRY TECHNOLOGY OF TRANSPORT REACTORS WITH LEAD-BISMUTH LIQUID-METAL COOLANT", 「民生利用のための推進原子炉技術に関する IAEA 会議」での報告 (1999) | | | |

(添付表) 主要な仕様

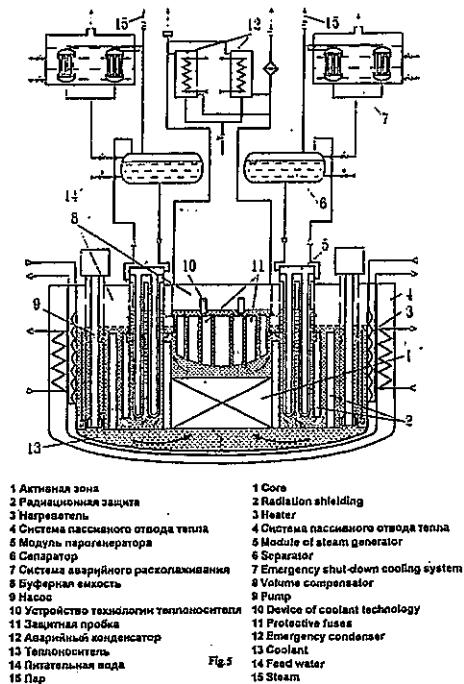
| 項目 | 仕様 | 備考 |
|--|---|---------------------------------|
| 熱/電気出力 | 265MWt/75Mwe | |
| ループ数 | 2 (SG: 12 基、ポンプ: 2 基) | |
| ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 430°C / 275°C、流量: $0.97m^3/s$ なし 出入口温度: 238 / 192°C、圧力: 3.24MPa | 鉛-ビスマス ($18m^3$) 効率: 約 28% |
| 炉心 ① 尺法 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 1680mm、高さ: 1000mm UO_2 /記載なし 記載なし 記載なし 制御棒 | |
| 原子炉構造 ① ブレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約 2100mm、深さ: 約 1800mm (アニュラス部) 制御棒案内管・支持構造物 (外胴あり) 記載なし | 図面からの推定 |
| 主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | 原子炉容器ブレナムとポンプ/SG を接続する短尺配管 なし 機械式ポンプ (2 基)、流量: 約 $0.5m^3/s$ 、 記載なし | |
| 崩壊熱除去系 | ICS (Independent cooling system) : SG の 2 次側に独立したコンデンサを設置 (LOSP 時に 48hrs の冷却可能) PHRS(Passive heat removal system) : 原子炉容器周りの水冷システム | 出力の 6% 2 基の ICS 使用時 |

(添付図) 原子炉構造概念

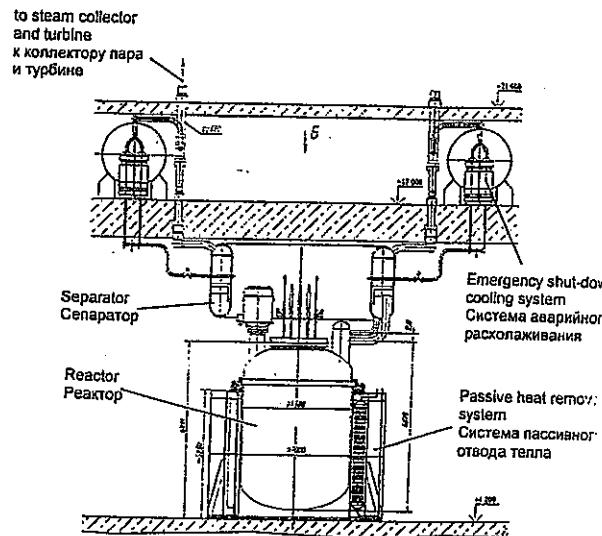




添付図-1 原子炉構造概念図



添付図-2 システム概念



添付図-3 崩壊熱除去系

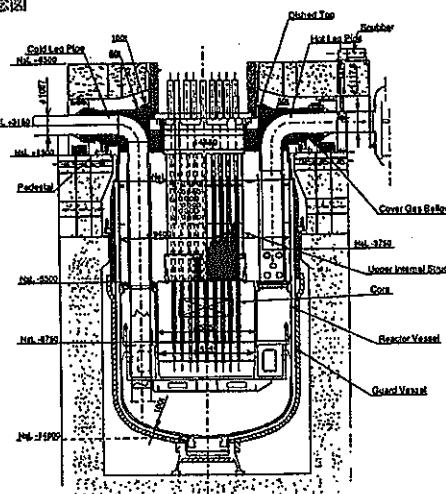
表 2. 2. 1-7 各種炉型調査結果 (JNC大型FBRプラン)

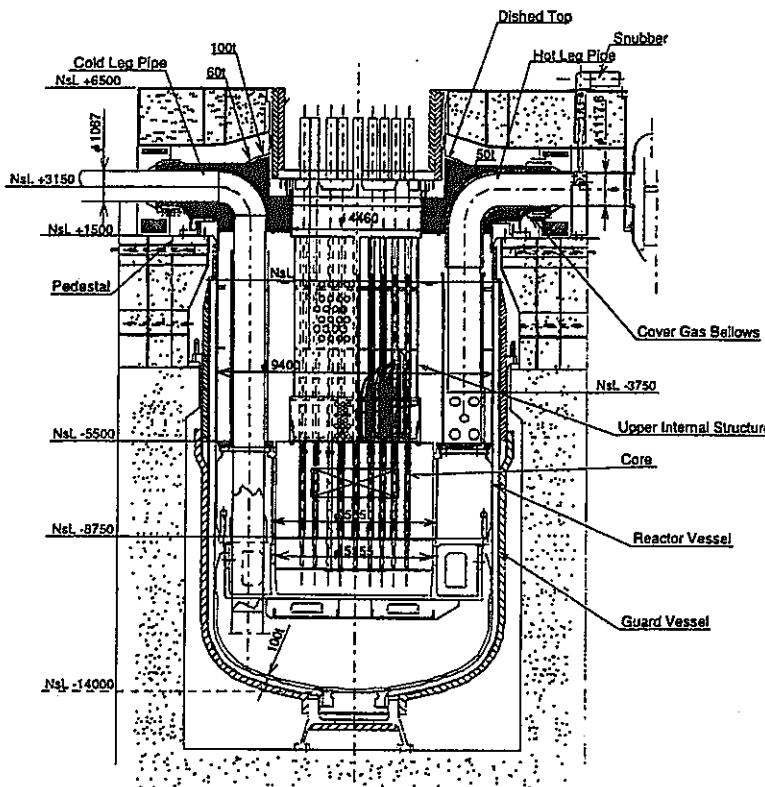
| 炉型名称 | J N C 大型 F B R プラント (ヘッドアクセス方式ループ型プラント) | 作動流体 | ナトリウム |
|---|--|------|-------|
| 1. 全般 | | | |
| 受動的安全性の強化を指向した 130 万 kWe 級ループ型大型炉に関する設計研究の成果を示すもの。GEM、SASS、ETEM 等の工学的装置に期待することなく、炉心及びプラント固有の特性による受動的安全性強化を目標としたとしている。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 炉心は P u 密度の異なる 2 領域からなり、炉心高さは 90cm、炉心等価直径は 388cm。原子炉停止系は、主炉停止系制御棒 25 本、後尾炉停止系制御棒 12 本で構成される。 | | | |
| 原子炉容器はノズルのない単純円筒形、炉上部は鏡を採用している。 | | | |
| オーバフロー系を設けず、起動時にのみ純化系を介して原子炉容器の液位を維持する方式を採用している。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| 1 次系主冷却系配管は原子炉容器上部から流出入。ホットレグは IHX から突き出した逆 L 字型片持ち支持の配管。 | | | |
| IHX は無液面型。管側 1 次方式。炉心と IHX の伝熱中心差は約 5 m。 | | | |
| 1 次主循環ポンプは単段両吸込型。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 非常用崩壊熱除去系として、2 次系の各ループ毎に 1 ループずつ中間系分岐型補助炉心冷却系 (IRACS) が設置される。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] 林他、「受動安全性を強化した大型 F B R プラント」、日本原子力学会誌、Vol. 39, No. 11, p65 (1994) | | | |

(添付表) 主要な仕様

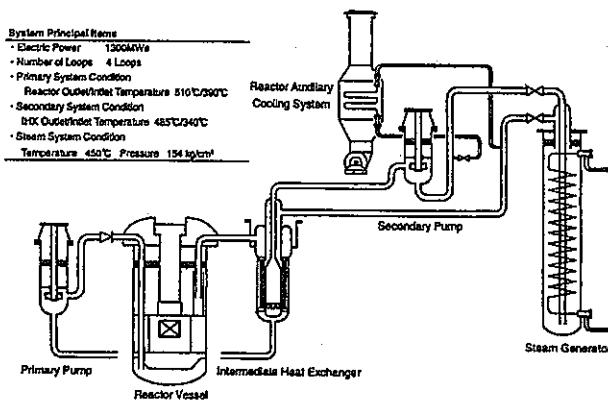
| 項目 | 仕様 | 備考 |
|--|---|------------------------------------|
| 熱/電気出力 | 3200MWt/1300Mwe | |
| ループ数 | 4 (IHX:4基、SG:4基、ポンプ:4基) | |
| ヒートバランス ① 1次系 ② 2次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 510°C / 390°C 出入口温度: 485°C / 340°C 蒸気温度: 450°C、圧力: 154kg/cm ² | 効率: 約40% |
| 炉心 ① 尺寸 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 3877mm、高さ: 900mm Na ボンド型塗化物燃料 ピン径/ピッチ: 7.1/8.35mm、ピン本数: 331本/SA、ラッパ管対面距離: 154.3mm、集合体数: 450体(内側炉心216、外側炉心234) 記載なし 主炉停止系制御棒(25本)、後備炉停止系制御棒(12本) | |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約9400mm、深さ: 約5500mm(ホットプレナム) 下部分岐+U I S 内部流动 熱遮蔽板 (+起動時液位保持制御) | 図面より推定 起動時液位制御より推定 |
| 主冷却系 ① 1次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | ホットレグは、逆L字型片持ち支持 無波面型、管側1次方式 単段両吸い込み型 ヘリカルコイル型 | 炉心と IHX の伝熱中心 差約 5 m 図面からの推定 |
| 崩壊熱除去系 | 中間分岐型補助炉心冷却系 (IRACS)。2次系の各ループ毎に1ループずつ設置。 | |

(添付図) 原子炉容器構造概念図

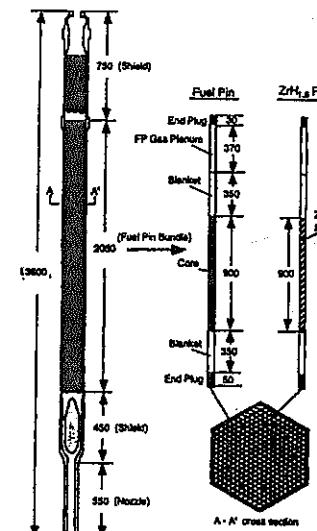




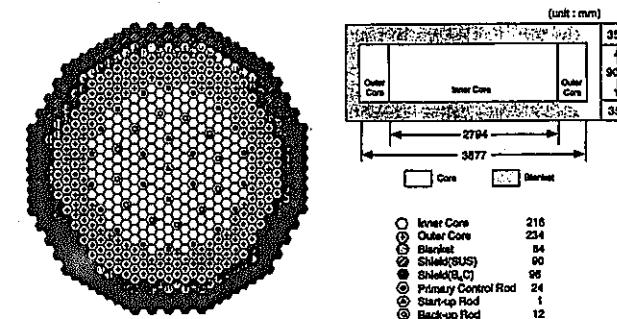
添付図-1 原子炉構造概念図



添付図-2 システム構成概念図



添付図-3 炉心燃料集合体構造概念図



添付図-4 炉心構成概念図

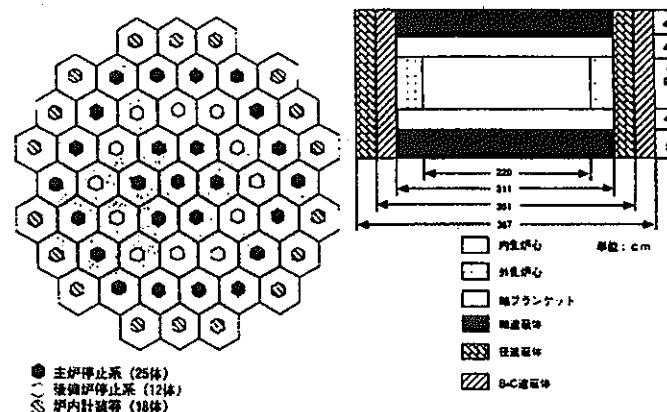
表 2. 2. 1-8 各種炉型調査結果 (JNCリサイクル炉)

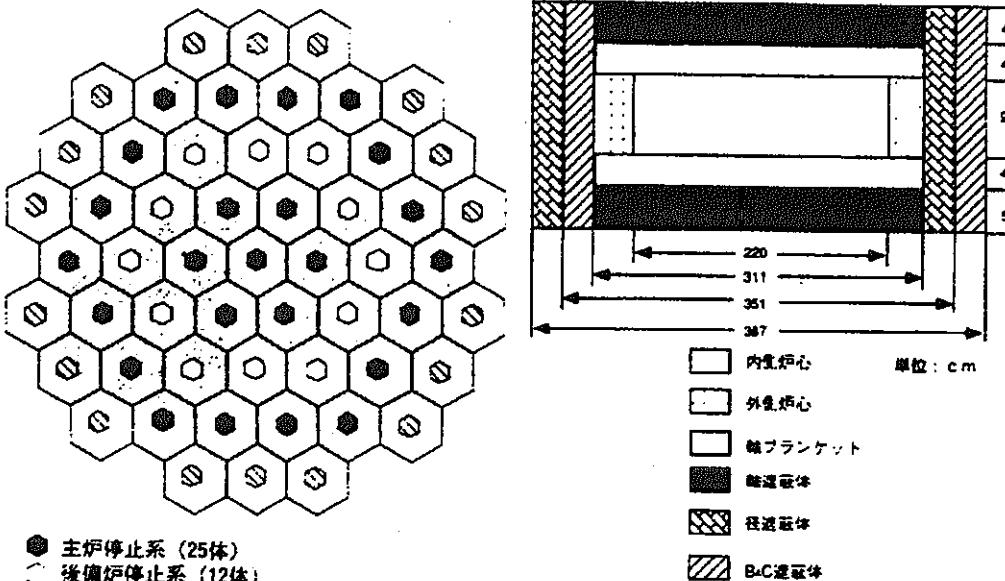
| 炉型名称 | JNCリサイクル炉 | 作動流体 | ナトリウム |
|--|-----------|------|-------|
| 1. 全般 | | | |
| 高速炉炉心概念を検討したもの。従来燃料集合体を覆っていたラッパ管を削除し制御棒を内包した大型開放型燃料集合体により炉心を構成。燃料には空化物を用い受動安全性を高めた炉心概念としている。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 炉心からの固体廃棄物低減を目的とした開放型炉心概念を採用。開放型炉心は従来炉心に比べ燃料集合体の流体による浮上がり力が大きく、この観点から炉心圧損の大きさを制限している。燃料集合体の鉛直支持は交換可能な流調モジュールとしている。大幅な炉心配置の変更が可能とするため、UISは引抜き式としている。 | | | |
| (2) 主冷却系 記載なし | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 記載なし | | | |
| (4) その他 記載なし | | | |
| 3. 引用文献 [1] 笠井他, 「リサイクル炉の検討」, 動燃技報, No.105, p27, (1998) | | | |

(添付表) 主要な仕様

| 項目 | 仕 様 | 備 考 |
|--|--|--|
| 熱/電気出力 | 1600MWe/600MWe | |
| ループ数 | 記載なし | |
| ヒートバランス ① 1次系 ② 2次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 550°C / 390°C } 記載なし | |
| 炉 心 ① 尺 法 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 3110mm、高さ: 900mm 混合空化物/フェライト鋼系ステンレス鋼 ピン径/ピッチ: 9.4/10.63 mm、六角対辺距離: 400 mm、 集合体数: 55体(内側 28、外側 27<内訳は推定>)、 約 2kg/cm ² (約 0.2MPa) 主炉停止系 (25本)、後備炉停止系 (18本) | ・流速、燃料ピン束内: 4.8m/s、集合体キヤツ: 10.4m/s) ・集合体数は、内側炉心径 220cm、外側炉心径 311cm の記載より推定) |
| 原子炉構造 ① ブレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護機構 | 記載なし 引抜き式UIS 記載なし | |
| 主冷却系 ① 1次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | 記載なし | |
| 崩壊熱除去系 | 記載なし | (同上) |

(添付図) リサイクル炉の炉心形状・配置概念図





- 77 -

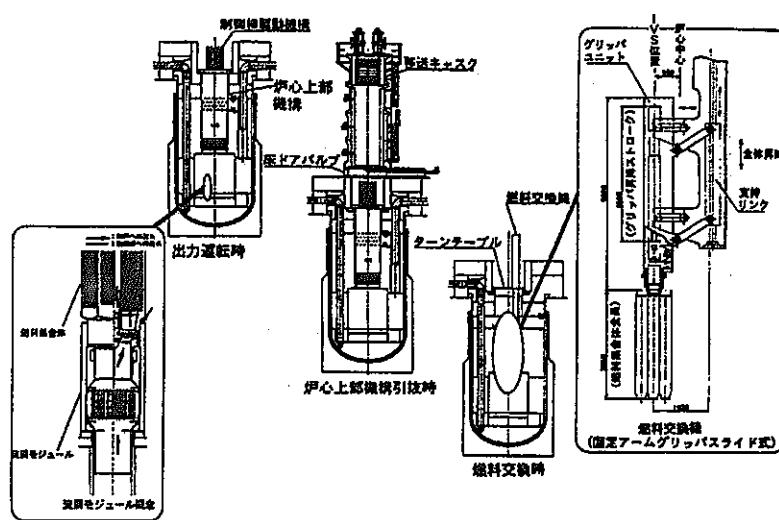
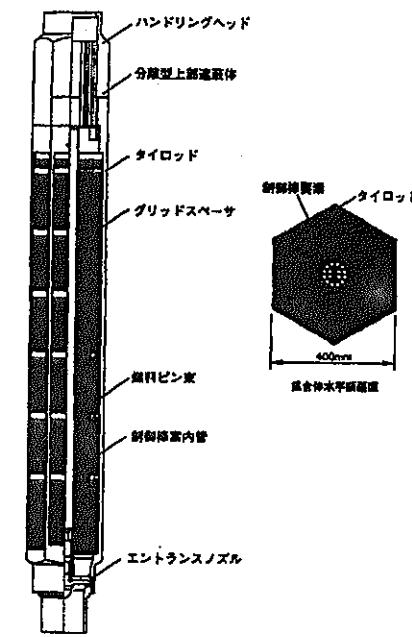


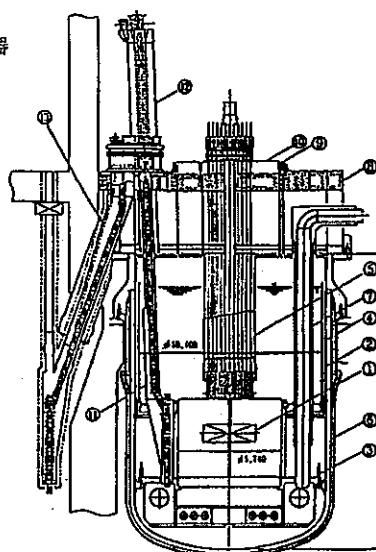
表 2. 2. 1-9 各種炉型調査結果 (J A P C 実証炉)

| 炉型名称 | J A P C 実証炉 (トップエントリ方式ループ型プラント) | 作動流体 | ナトリウム |
|---|------------------------------------|------|-------|
| 1. 全般 | | | |
| 1次主配管が容器の上部から出入りするトップエントリ方式を採用し、熱交換器やポンプを原子炉容器の外に配置するループ型炉を採用している。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 炉心はプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、2領域均質炉心としている。 原子炉容器は胴部にノズルのない単純円筒形状としている。炉壁保護構造として、炉心支持構造入口プレナムから分岐した低温Naにより炉容器壁を冷却する、炉壁冷却方式を採用している。 原子炉停止系は、独立2系統とし、さらに後備炉停止系にはSASS（自己作動型炉停止機構）附加している。 | | | |
| (2) 主冷却系 1次系主冷却系配管は、原子炉容器等各容器を逆U字形配管により連結するトップエントリ方式を採用している。 IHXは、1次冷却材が伝熱管の内側を流れる管側1次方式を採用し、胴側の2次冷却材をジグザグ流としている。IHX容器の容器壁保護構造として、ガスダム方式を採用している。 1次主循環ポンプは单段片吸込型としている。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 浸漬型炉内熱交換器による直接炉心冷却システム(DRACS)を採用。冗長性の観点から、崩壊熱除去系は独立4系統としている。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] M. Ueta et al 「The Development of Demonstration Fast Breeder Reactor (DFBR)」, The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, Vol.2, p771 (1995) [2] 三浦他 「高速増殖実証炉開発の現状と実用化見通し」, 日本原子力学会誌, Vol.37, No.2, p112 (1995) | | | |

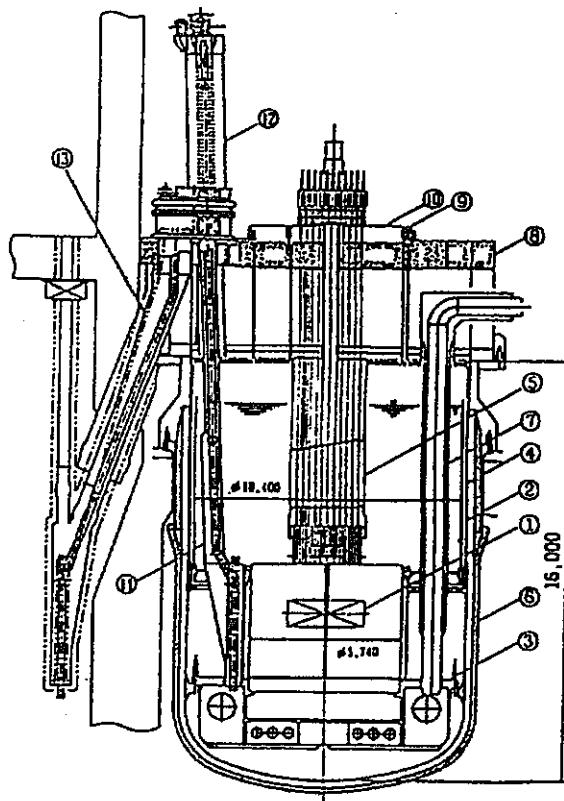
(添付表) 主要な仕様

| 項目 | 仕様 | 備考 |
|--|--|----|
| 熱/電気出力 | 1600MWt/660Mwe | |
| ループ数 | 3 (IHX: 3基, SG: 3基, ポンプ: 3基) | |
| ヒートバランス ① 1次系 ② 2次系 ③ 主蒸気系 | 出入口温度: 550°C / 395°C 出入口温度: 520°C / 335°C 蒸気温度: 495°C, 圧力: 169kg/cm ² | |
| 炉心 ① 尺法 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御 | 直径: 299cm, 高さ: 100cm Pu, U混合酸化物燃料/改良オーステナイト鋼 ピン径: 8.5mm, (ピン径以外の記載なし) | |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 記載なし 主炉停止系、後備炉停止系(SASS) | |
| 原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造 | 直径: 約10400mm, 深さ: 約5500mm(ネットプレナム) 下部分岐型 炉壁冷却 | |
| 主冷却系 ① 1次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1次循環ポンプ ④ 蒸気発生器 | トップエントリ配管 管側1次方式、容器径: 約6m 単段片吸い込み型、容器径: 約4.5m 一体貫流ヘリカルコイル型 | |
| 崩壊熱除去系 | 4系統、浸漬型炉内熱交換器(DRACS) | |

(添付図) 原子炉容器

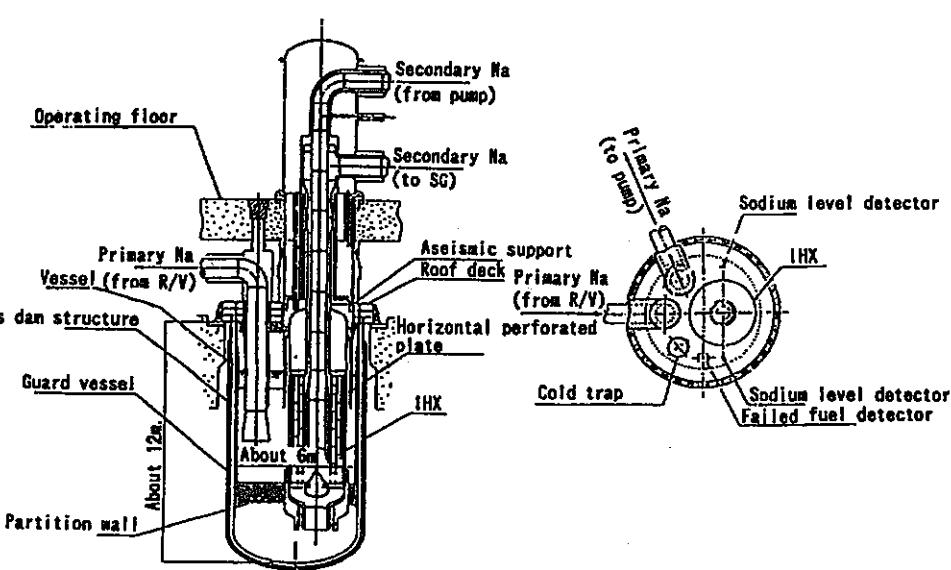


| No. | Name |
|-----|-----------------------------------|
| 1 | Core |
| 2 | Reactor vessel |
| 3 | Core support structure |
| 4 | Reactor wall protection structure |
| 5 | Upper internal structure |
| 6 | Guard vessel |
| 7 | Inlet pipe |
| 8 | Roof deck |
| 9 | Large rotating plug |
| 10 | Small rotating plug |
| 11 | In-vessel fuel chute |
| 12 | Fuel transfer machine |
| 13 | Ex-vessel fuel chute |

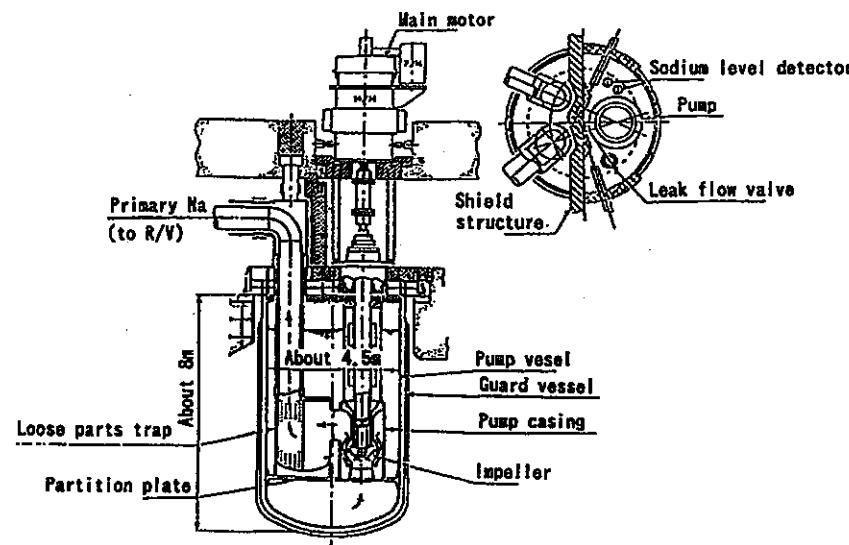


| No. | Name | Material | Q'ty |
|-----|-----------------------------------|----------|------|
| 1 | Core | | 1 |
| 2 | Reactor vessel | 316FR | 1 |
| 3 | Core support structure | SUS304 | 1 |
| 4 | Reactor wall protection structure | 316FR | 1 |
| 5 | Upper internal structure | 316FR | 1 |
| 6 | Guard vessel | SUS304 | 1 |
| 7 | Inlet pipe | SUS304 | 3 |
| 8 | Roof deck | CS | 1 |
| 9 | Large rotating plug | CS | 1 |
| 10 | Small rotating plug | CS | 1 |
| 11 | In-vessel fuel chute | SUS304 | 1 |
| 12 | Fuel transfer machine | CS | 1 |
| 13 | Ex-vessel fuel chute | SUS304 | 1 |

添付図-1 原子炉容器構造概念図



添付図-2 中間熱交換器構造概念図



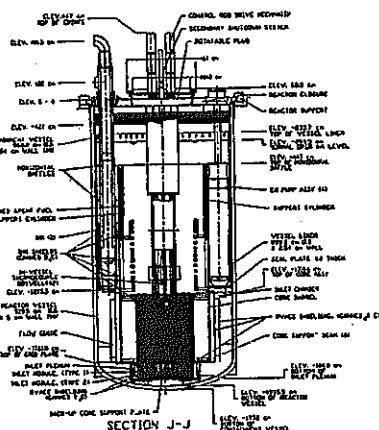
添付図-3 1次循環ポンプ構造概念図

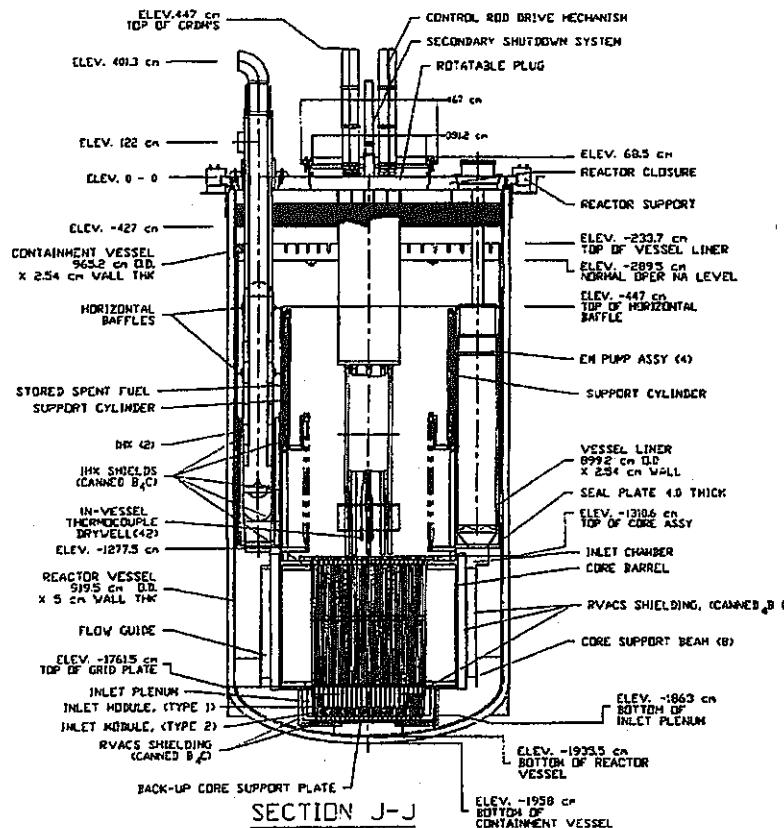
表 2. 2. 1-10 各種炉型調査結果 (PRISM)

| 炉型名称 | PRISM (S-PRISM) | 作動流体 | ナトリウム |
|---|-----------------|------|-------|
| 1. 全般 | | | |
| S-PRISMは、モジュラータイプのプール型液体金属冷却炉の概念であり、DOEのALMR計画で検討されたPRISMの概念をベースに発展させたものである。 | | | |
| 2. システムの概要と主要な仕様 | | | |
| (1) 原子炉および原子炉構造 | | | |
| 原子炉モジュール1基の熱出力は約1000MWtであり、2基の原子炉モジュールで1つのパワーブロックを形成している。さらに、3つのブロックで電気出力約2500MWeのプラントを構成している。 | | | |
| 原子炉モジュールは、原子炉容器、原子炉クロージャ、格納容器、原子炉モジュールサポート及び炉心から構成される。原子炉モジュールの最も外部の構造物は、ガードベッセルとして機能する格納容器である。原子炉のカバーガスはヘリウムであり、運転中は約1気圧である。 | | | |
| (2) 主冷却系 | | | |
| プール型の原子炉容器であり、容器内に、2基の中間熱交換器、4基のポンプが設置される。 | | | |
| IHXの設置レベルは炉心上端より上側であり、炉心を囲む支持円筒より外側に位置する。2基のIHXは180度離れて設置される。1次循環ポンプは電磁ポンプであり、IHXの容器周方向の両側に2基ずつ設置される。 | | | |
| (3) 崩壊熱除去系 | | | |
| 崩壊熱除去系は原子炉容器補助冷却システム (RVACS) であり、格納容器下部を通る自然循環空気流れの対流により1次系から受動的に残留熱を除去するものである。 | | | |
| (4) その他 | | | |
| それぞれの原子炉モジュールに対し1基の蒸気発生器というシステムである。蒸気は、1パワーブロック内の2基の蒸気発生器から1基のタービン発電機に供給される。 | | | |
| 3. 引用文献 | | | |
| [1] C. E. Boardman et al., A Competitive Integral Fast Reactor with Enhanced Diversion Resistance, Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems, Aug, 1999 | | | |

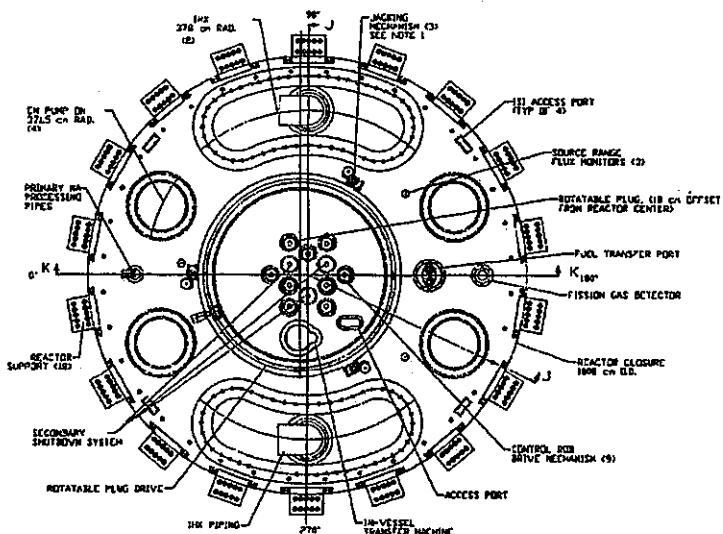
| (添付表) 主要な仕様 | | |
|-------------|---------------------------------|-------------|
| 項目 | 仕 様 | 備 考 |
| 熱/電気出力 | 1000MWt/380MWe(net) | (1原子炉モジュール) |
| ループ数 | IHX: 2基, SG: 1基, ポンプ: 4基 | |
| ヒートバランス | | |
| ① 1次系 | 出入口温度: 510°C/363°C | |
| ② 2次系 | 出入口温度: 496°C/321°C | |
| ③ 主蒸気系 | 蒸気温度: 468°C, 圧力: 17latg | |
| 炉 心 | | |
| ① 寸 法 | 記載なし | |
| ② 燃料/被覆管 | 金属燃料及び酸化物燃料に適応可能 (設置者の選択に対応) | |
| ③ 燃料集合体 | 記載なし | |
| ④ 圧力損失 | 記載なし | |
| ⑤ 反応度制御 | 制御棒: 9本 (主) + 3本 (SASS) | |
| 原子炉構造 | | |
| ① プレナム寸法 | 直徑: 約8.9m、深さ: 約10.2m | |
| ② 炉心上部機構 | 縦型円筒 | |
| ③ 炉壁保護構造 | ライナ | |
| 主冷却系 | | |
| ① 1次系配管 | なし | |
| ② 中間熱交換器 | 2基 | |
| ③ 1次循環ポンプ | 4基 (EMP) | |
| ④ 蒸気発生器 | 1基 | |
| 崩壊熱除去系 | 原子炉容器補助冷却システム (RVACS) | |

(添付図) 原子炉容器

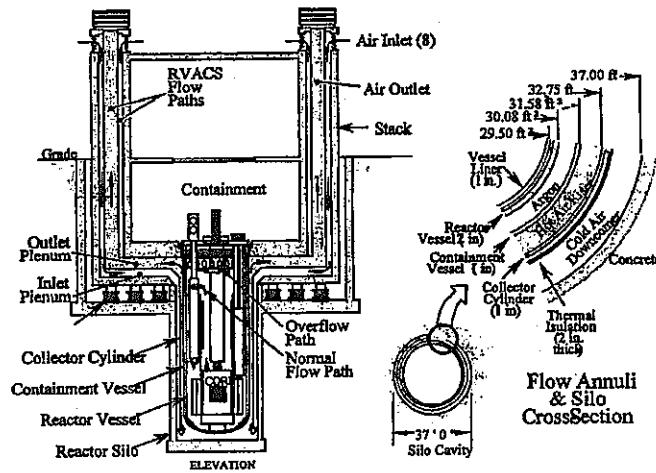




添付図-1 原子炉構造概念図



添付図-2 原子炉構造概念図(水平断面図)



添付図-3 RVACS概念図

表 2.2-2 热流动課題の整理 (炭酸ガス冷却炉)

[課題整理表]

| 熱流动課題 | 課題の有無 | 備考 |
|-------------|--|---|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面運動 | なし |
| | (2) 気泡巻込み | なし |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | なし |
| 熱・流動相互作用 | (1) 温度成層化 | 有り (調査した例では冷却材の出口がプレナム上端にあり、温度成層化が問題になる可能性はほとんどない) |
| | (2) 自然循環 | 有り 安全上は減圧事故時の除熱性能が課題 |
| 流動・機造相互作用 | (1) 流力振動 | 有り 流速は相対的に高いものの、冷却材密度は1桁以上小さい。課題の程度については定量評価に基づく判断が必要 |
| 熱・流動・機造相互作用 | (1) サーマルストライピング | 有り (調査した例では高温領域に炉心上部機構は設置していない) |
| | (2) 系統熱過渡 | 有り 高/低温間温度差はナトリウム炉の約2倍。また、流速は相対的に高く課題の程度については定量評価に基づく判断が必要。熱伝導率が小さい分、構造材への影響は緩和される |
| その他 | (1) ミスト蒸着 (2) キャビテーション (3) ナトリウム漏洩 | なし なし なし |

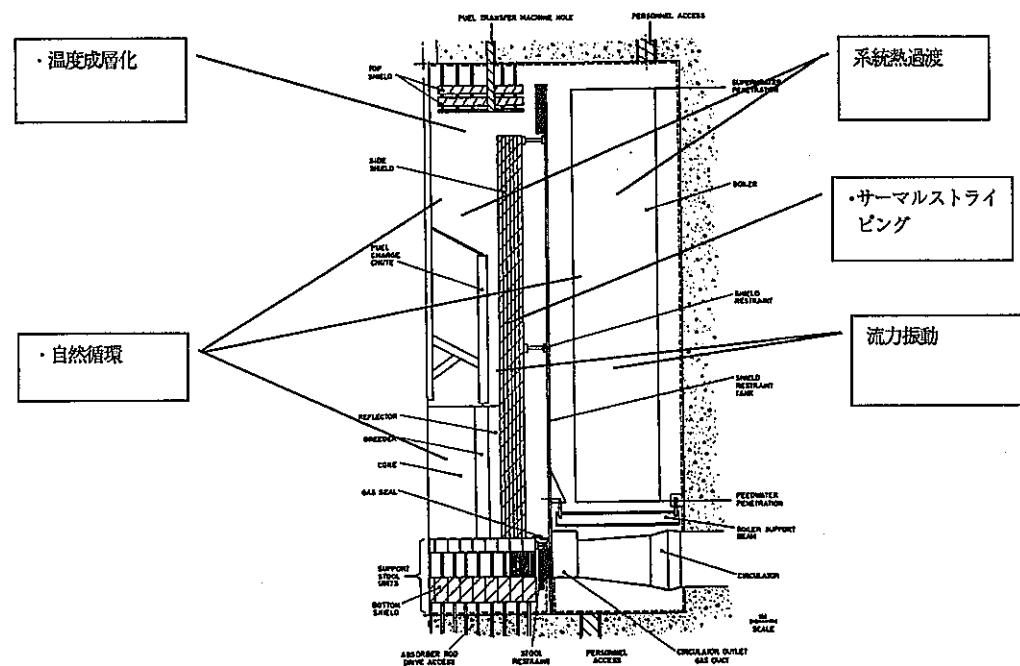


表 2.2-3 热流动課題の整理 (ヘリウム冷却炉)

[課題整理表]

| 熱流动課題 | 課題の有無 | 備考 |
|-------------|--|---|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面擾動 | なし |
| | (2) 気泡巻込み | なし |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | なし |
| 熱・流动相互作用 | (1) 温度成層化 | 有り (調査した例では冷却材の出口がプレナム上端にあり、温度成層化が問題になる可能性はほとんどない) |
| | (2) 自然循環 | 有り 安全上は減圧事故時の除熱性能が課題 |
| 流动・構造相互作用 | (1) 流力振動 | 有り 流速は相対的に高いものの、冷却材密度は約2桁小さい。課題の程度については定量評価に基づく判断が必要 |
| | (1) サーマルストライピング | 有り (調査した例では高温領域に炉心上部機構等の設置はない) |
| 熱・流动・構造相互作用 | (2) 系統熱過渡 | 有り 高/低温間温度差はナトリウム炉の約2倍。また、流速は相対的に高く課題の程度については定量評価に基づく判断が必要。熱伝導率が小さい分、構造材への影響は緩和される |
| その他 | (1) ミスト蒸着 (2) キャビテーション (3) ナトリウム漏洩 | なし なし なし |

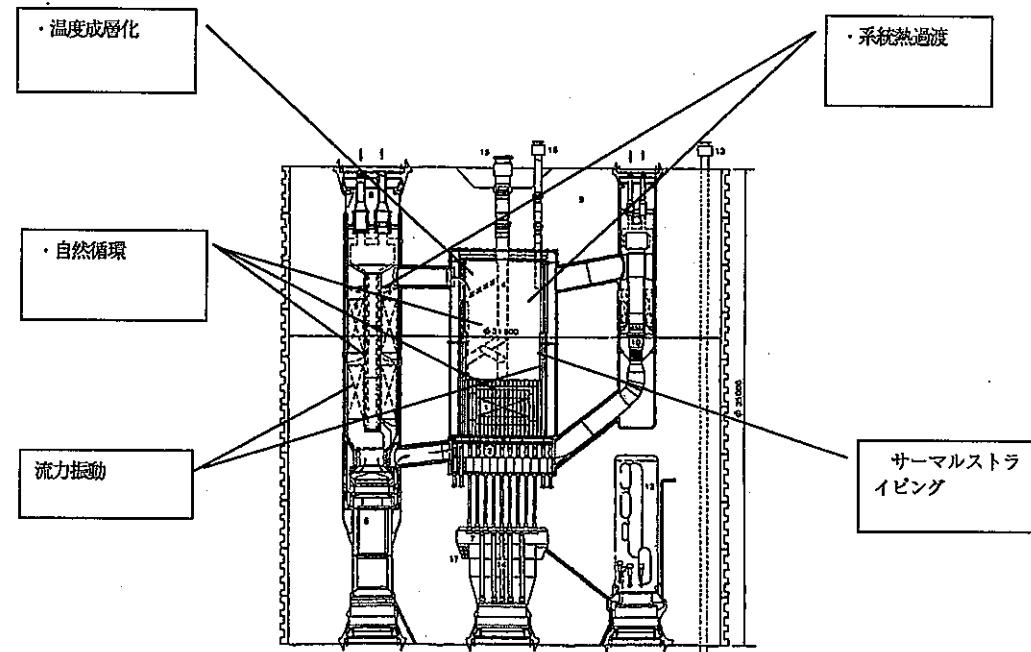


表 2.2-4 热流动課題の整理 (鉛冷却炉)

[課題整理表]

| 熱流动課題 | 課題の有無 | 備考 |
|------------|--|--|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面擾動 | 有り 流速はナトリウム炉と比較して低めであり擾動振幅は相対的に小さいと推定 |
| | (2) 気泡巻込み | 有り 上記と同様流速は低めであり相対的には巻き込み難い傾向が推定される |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | 有り |
| 熱・流動相互作用 | (1) 温度成層化 | 有り 高/低温間温度差はナトリウム炉とほぼ同程度、かつ流速はむしろ低いため、ナトリウム炉と同様に設計課題となる |
| | (2) 自然循環 | 有り 既往設計では自然循環流量が定格の 10%以上という例もあり、自然循環力は高いことが推定される |
| 流動・機造相互作用 | (1) 流力振動 | 有り 相対的に流速は低いものの、冷却材密度が約 1 衍高いことから設計課題として考慮することが必要 |
| 熱・流動機造相互作用 | (1) サーマルストライピング | 有り 熱伝導率がナトリウムと比較して小さいため構造物への影響は緩和されることが推定される |
| | (2) 系統熱過渡 | 有り 高/低温間温度差はほぼ同程度、流速は低めであるため熱過渡は緩和される傾向。また、熱伝導率がナトリウムと比較して小さいため構造物への影響はさらに緩和される |
| その他 | (1) ミスト蒸着 (2) キャビテーション (3) ナトリウム漏洩 | 有り 有り なし |

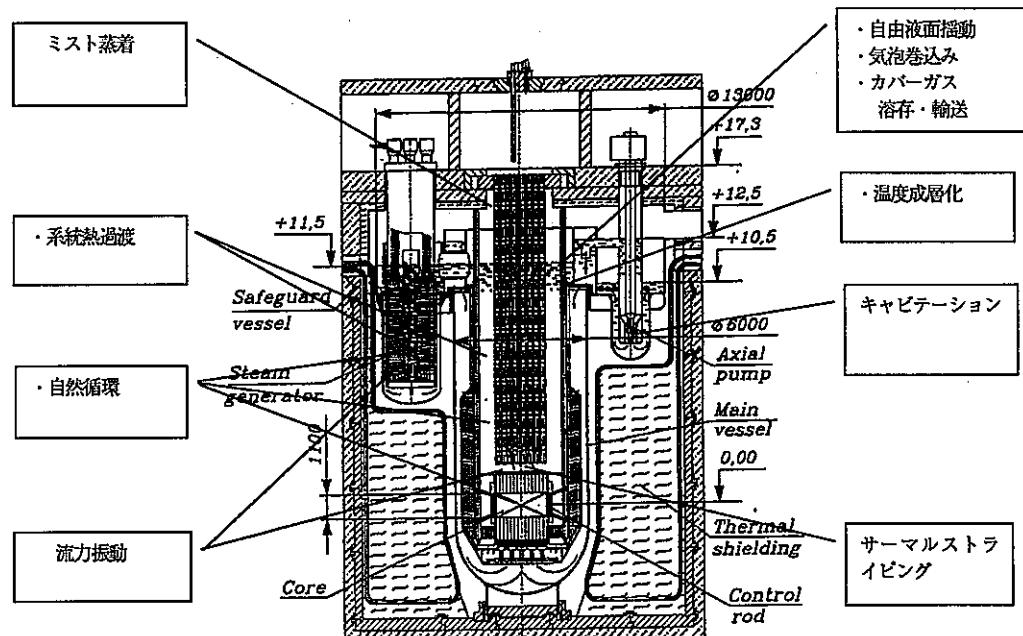


表 2.2-5 热流动課題の整理 (鉛・ビスマス冷却炉)

[課題整理表]

| 熱流动課題 | 課題の有無 | 備考 |
|-------------|--|---|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面振動 | 有り 流速はナトリウム炉と比較して低めであり振動振幅は相対的に小さいと推定(ホットプレナム容積を限定する場合には、さらに緩和される可能性有り) |
| | (2) 気泡巻込み | 有り 上記と同様流速は低めであり相対的には巻き込み難い傾向が推定される(同上) |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | 有り ホットプレナム容積を限定する場合には緩和される可能性有り |
| 熱・流动相互作用 | (1) 温度成層化 | 有り 高/低温間温度差はナトリウム炉とほぼ同程度、かつ流速はむしろ低いため、ナトリウム炉と同様に設計課題となる(ホットプレナム容積を限定する場合には、逆に解消速度が速くなる可能性有り)。 |
| | (2) 自然循環 | 有り 鉛冷却炉と同様に自然循環力は高いことが推定される |
| 流動・構造相互作用 | (1) 流力振動 | 有り 相対的に流速は低いものの、冷却材密度が約1桁高いことから設計課題として考慮することが必要 |
| 熱・流动・構造相互作用 | (1) サーマルストライピング | 有り 熱伝導率がナトリウムと比較して小さいため構造物への影響は緩和されることが推定される |
| | (2) 系統熱過渡 | 有り 高/低温間温度差はほぼ同程度、流速は低めであるため熱過渡は緩和される傾向(ホットプレナム容積を限定する場合には、逆に過渡が速くなる可能性有り)。熱伝導率はナトリウムと比較して小さく構造物への影響は緩和される |
| その他 | (1) ミスト蒸着 (2) キャビテーション (3) ナトリウム漏洩 | 有り 有り なし ホットプレナム容積を限定する場合には、緩和される可能性有り |

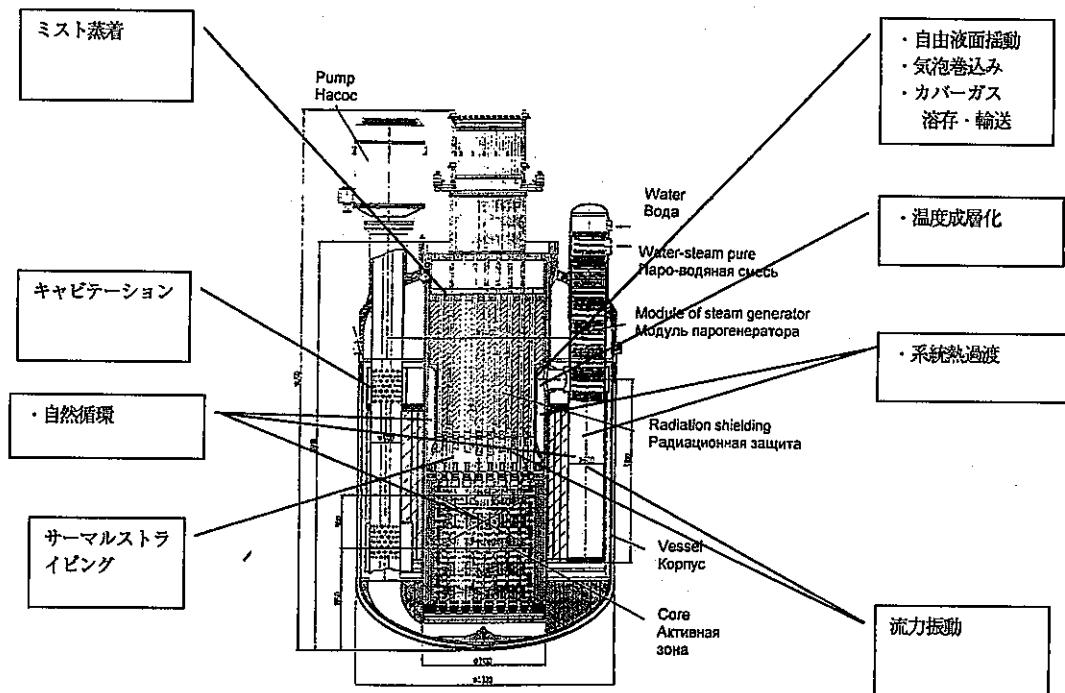


表 2.2-1 各作動流体の物性値

鉛

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m3) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m2/s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m3K) |
|-------|--------|-----------|-----------|------------|-------------|-----------|-------|------------|
| 607 | 333.84 | 10600 | 160 | 16.3 | 2.48E-07 | 0.48 | 0.026 | 1.70E+06 |
| 700 | 426.84 | 10480 | 160 | 15.8 | 2.09E-07 | 0.456 | 0.022 | 1.68E+06 |
| 800 | 526.84 | 10360 | 160 | 15.4 | 1.68E-07 | 0.434 | 0.018 | 1.66E+06 |
| 1000 | 726.84 | 10125 | — | — | — | 0.409 | — | — |

鉛-ピスマス

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m3) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m2/s) | 表面張力(N/m)* | Pr | 熱容量(J/m3K) |
|-------|--------|-----------|-----------|------------|-------------|------------|-------|------------|
| 400 | 126.84 | 10574 | 146 | 10.9 | 3.20E-07 | 0.384 | 0.045 | 1.54E+06 |
| 500 | 226.84 | 10453 | 146 | 11.9 | 2.23E-07 | 0.384 | 0.029 | 1.53E+06 |
| 600 | 326.84 | 10331 | 146 | 12.9 | 1.77E-07 | 0.384 | 0.021 | 1.51E+06 |
| 800 | 526.84 | 10087 | 146 | 14.9 | 1.32E-07 | 0.384 | 0.013 | 1.47E+06 |

ヘリウム

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m3) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m2/s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m3K) |
|-------|--------|-----------|-----------|------------|-------------|-----------|--------|------------|
| 500 | 226.84 | 8.465 | 5190 | 0.2236 | 3.03E-06 | — | 0.6586 | 4.39E+04 |
| 600 | 326.84 | 7.086 | 5189 | 0.2543 | 4.10E-06 | — | 0.6576 | 3.68E+04 |
| 650 | 376.84 | 6.553 | 5189 | 0.2695 | 4.69E-06 | — | 0.6576 | 3.40E+04 |
| 700 | 426.84 | 6.094 | 5189 | — | 5.31E-06 | — | — | 3.16E+04 |
| 800 | 526.84 | 5.345 | 5189 | — | 6.65E-06 | — | — | 2.77E+04 |
| 900 | 626.84 | 4.759 | 5190 | — | 8.11E-06 | — | — | 2.47E+04 |

炭酸ガス 4MPa

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m3) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m2/s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m3K) |
|-------|--------|-----------|-----------|------------|-------------|-----------|------|------------|
| 500 | 226.84 | 43.55 | 1073 | 0.0345 | 5.74E-07 | — | 0.78 | 4.67E+04 |
| 600 | 326.84 | 35.61 | 1109 | 0.0424 | 7.72E-07 | — | 0.72 | 3.95E+04 |
| 700 | 426.84 | 30.26 | 1148 | 0.0495 | 1.02E-06 | — | 0.71 | 3.47E+04 |
| 800 | 526.84 | 26.36 | 1184 | 0.0563 | 1.28E-06 | — | 0.71 | 3.12E+04 |
| 900 | 626.84 | 23.375 | 1215 | 0.0628 | 1.58E-06 | — | 0.71 | 2.84E+04 |

ナトリウム

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m3) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m2/s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m3K) |
|-------|--------|-----------|-----------|------------|-------------|-----------|--------|------------|
| 500 | 226.84 | 898 | 1360 | 80.6 | 4.60E-07 | 0.184 | 0.007 | 1.22E+06 |
| 600 | 326.84 | 874 | 1340 | 75.7 | 3.74E-07 | 0.174 | 0.0056 | 1.17E+06 |
| 700 | 426.84 | 849 | 1320 | 70.8 | 3.23E-07 | 0.164 | 0.0051 | 1.12E+06 |
| 800 | 526.84 | 826 | 1300 | 66.1 | 2.81E-07 | 0.154 | 0.0046 | 1.07E+06 |
| 900 | 626.84 | 802 | 1290 | 61.2 | 2.48E-07 | 0.144 | 0.0043 | 1.03E+06 |

(出典) 鉛、鉛-ピスマス、ナトリウム：伝熱工学資料（日本機械学会）
炭酸ガス、ヘリウム：流体の熱物性値集（日本機械学会）

表 2. 3. 1-1 主要な無次元パラメータ

| 無次元数 | 記号 | 物理的な意味 | 備考 |
|----------|----------------------------------|---------------------|------------------|
| レイノルズ数 | $Re=vd/\nu$ | 慣性力／粘性力 | |
| フルード数 | $Fr=v^2/gd$ | 慣性力／重力 | |
| ウェーバ数 | $We=\rho v^2 d/\sigma$ | 慣性力／表面張力 | |
| 旋回フルード数 | $Ro=C_0^2/gd^3$ | 慣性力(旋回成分)／重力 | |
| ペクレ数 | $Pe=vd/\kappa$ | 対流伝熱／熱伝導による伝熱 | |
| リチャードソン数 | $Ri=g\beta\Delta T d/v^2$ | 浮力／慣性力 | |
| グラスホップ数 | $Gr=g\beta\Delta T d^3/\nu^2$ | 慣性力(浮力起因)／粘性力 | $=Ri \cdot Re^2$ |
| ブジネスク数 | $Bo=g\beta\Delta T d^3/\kappa^2$ | 対流伝熱(浮力起因)／熱伝導による伝熱 | $=Ri \cdot Pe^2$ |
| 換算流速 | $Vr=v/fd$ | 流体流速／構造物の振動速度 | |
| 換算減衰 | $Cn=4\pi\xi m_e/\rho d^2$ | 質量比×減衰比 | |

但し、 v :流速(m/s)、 d :代表長さ(m)、 C_0 :循環 $=\tau v_\theta$ (m²/s)、 ρ :流体密度
(kg/m³)、 ν :動粘性係数(m²/s)、 σ :表面張力係数(N/m)、
 κ :温度伝導率(m²/s)、 ΔT :代表温度差(°C)、 β :体膨張係数(1/°C)、
 f :構造物の固有振動数(Hz)、 ξ :構造物の臨界減衰比、 m_e :有効質量(kg/m)

表 2. 3. 1-2 評価パラメータのまとめ

| 熱流動課題 | 評価項目 | 評価パラメータ | 代表長さ | 備考 |
|-------------|----------------|--|--|---|
| 気液界面現象 | (1)自由液面運動 | 無次元振幅(h/H) v :プレナム上昇平均流速 | H :プレナム高さ | |
| | | 揺動周期(f) $f = (1.841g/Rtanh(1.841(H/R)))^{0.5} / 2\pi$ | H :プレナム高さ R :プレナム半径 | |
| | (2)気泡巻込み | 巻込み限界 | $We = \rho v^2 \cdot D / \sigma$ v :プレナム上昇平均流速 | We 数算出時の代表径は一定値とする |
| | (3)カバーガス溶存・輸送 | アルゴンガス平衡濃度(C) | $C = (C_H \beta_H + C_C \beta_C) / (\beta_H + \beta_C)$ v :プレナム上昇平均流速 | |
| 熱流動相互作用 | (1)温度成層化 | 界面温度勾配(γ_f) | $\gamma_f = C \Delta T \cdot Ri$ v :プレナム上昇平均流速 | Ri 数算出時の代表径は一定値とする |
| | | 界面上昇速度(v_s) | $v_s / v = (0.207 - 0.0225 \log_{10}(Gr/Re))$ v :プレナム上昇平均流速 | D :プレナム等価径 Gr, Re の計算に使用 |
| | | 構造物温度勾配(γ_s) | $\gamma_s = (1 - \exp(-\sqrt{Bi})) \cdot \gamma_f$ | d :構造物肉厚 L :温度変化領域長 Bi の計算に使用 |
| | (2)自然循環 | 自然循環力/定格圧損の比率(r_p) | $r_p = \Delta \rho g H / \Delta P_0$ | H :プレナム高さ |
| | | 自然循環立ち上がり時の加速度(a) | $a = \Delta \rho g / \rho$ | |
| | | 凝固点までの裕度(ΔT_m) | $\Delta T_m = T_c - T_m$ | |
| 流相動互・作用構用造 | (1)流力振動 | 換算流速(V_r) | $V_r = v / fD$ | D :対象機器外径 一様円柱を想定 |
| | | 換算減衰(C_n) | $C_n = 4\pi \xi m_r / \rho D^2$ | D :対象機器外径 同上 |
| | | ランダム振動振幅(y/D) | $y/D = (V_r^3 / ((1 + (2\pi/V_r)^2) \cdot (\rho / \rho_s)^2 (\xi + \zeta)))^{0.5}$ | D :対象機器外径 同上 |
| 熱構・造流相動互・作用 | (1)サーマルストライピング | 無次元温度ゆらぎ振幅(r_t) | $r_t = 1 / ((1 + k/h*)^2 + (k/h*)^2)^{0.5}$ | D :噴流口径 h の計算に使用 |
| | | 流体の温度変化の時定数(θ_f) | $\theta_f = f1(V_f, T_f, T_s)$ $V_f = C \cdot D^2 H$ | H :プレナム高さ D :プレナム内径 |
| | (2)熱過渡 | 構造物の温度変化の時定数(θ_s) | $\theta_s = f2(V_f, T_f, T_s)$ | d :構造物肉厚 |
| | | 流体の温度変化幅(ΔT_f) | $\Delta T_f = f3(V_f, T_f, T_s)$ | d :構造物肉厚 |
| | | 構造物の温度変化幅(ΔT_s) | $\Delta T_s = f4(V_f, T_f, T_s)$ | d :構造物肉厚 |
| | | | | |
| その他 | (1)ミスト蒸着 | 蒸発速度(ϕ_v) | $\phi_v = h_D M C_s / \rho_{solid}$ | D :プレナム内径 Gr 等の計算に使用 |
| | (3)キャビテーション | 飽和蒸気圧(h_v) | h_v | — |

表2. 3. 2-1. 作動流体比較評価用の主要諸元の設定(代表長さの選定に係わる検討)

| プラント名 | 作動流体 | 熱出力: Q(MWt) | 原子炉出口温度(°C) | 原子炉入口温度(°C) | 出入口温度差(°C) | 1次冷却材流量: W(kg/s) ¹⁾ | 炉心直径: Dc(m) | 炉心高さ: H(m) | プレナム直径: Drv(m) | 集合体流路面積: Af ³ (m ²) | 等価出力密度(MW/m ³) | 等価流速(m/s) | | | 備考 |
|------------|--------|-------------|-------------|-------------|------------|--------------------------------|-------------|------------|----------------|--|----------------------------|--|---------------------------------------|---|-----------|
| | | | | | | | | | | | | v _f = W/ρ Af ² ²⁾ | v _c = W/ρ Ac ⁴⁾ | v _{rv} = W/ρ Arv ⁴⁾ | |
| ETGBR | 炭酸ガス | 3600 | 525 | 250 | 275 | 1.16E+04 | 4.50 | 1.50 | 10.0 | — | 93 | — | 22.1 | 4.5 | |
| GBR4 | ヘリウム | 3600 | 565 | 260 | 305 | 2.27E+03 | 3.86 | 1.40 | 7.8 | 6.13 | 136 | 60.8 | 31.9 | 7.8 | |
| BREST-300 | 鉛 | 700 | 540 | 420 | 120 | 3.65E+04 | 2.30 | 1.10 | 4.3 | 2.08 | 94 | 1.8* | 0.8 | 0.2 | |
| BREST-1200 | 鉛 | 2800 | 540 | 430 | 110 | 1.59E+05 | 4.76 | 1.10 | 6.4 | — | 88 | 1.7* | 0.9 | 0.5 | |
| LCFBR | 鉛 | 1500 | 570 | 470 | 100 | 9.38E+04 | 3.55 | 1.00 | 4.8 | 5.02 | 93 | 1.8 | 0.9 | 0.5 | |
| SWBR-75 | 鉛-ビスマス | 265 | 430 | 275 | 155 | 1.17E+04 | 1.68 | 1.00 | 2.1 | — | 74 | — | 0.5 | 0.3 | |
| もんじゅ | ナトリウム | 714 | 529 | 397 | 132 | 3.83E+03* | 1.80 | 0.93 | 7.1 | 0.74 | 186 | 6.1 | 1.8 | 0.1 | 炉心流量のみ |
| JNC大型炉 | ナトリウム | 3200 | 510 | 390 | 120 | 2.04E+04 | 3.88 | 0.90 | 9.4 | 3.38 | 186 | 7.2 | 2.1 | 0.3 | 含ブランケット流量 |
| リサイクル炉 | ナトリウム | 1600 | 550 | 390 | 160 | 7.63E+03 | 3.11 | 0.90 | — | 2.88 | 144 | 3.2 | 1.2 | — | 低圧損炉心 |
| 原電実証炉 | ナトリウム | 1600 | 550 | 395 | 155 | 7.88E+03 | 2.99 | 1.00 | 10.4 | 1.70 | 141 | 5.5 | 1.3 | 0.1 | 太径ピン使用 |

(注1)「*」は調査した資料中に記載のある数字。それ以外は計算値
計算に際しての物性値は原子炉出入口平均温度を使用。

(注2)「*」は調査した資料中に記載のある数字。それ以外は計算値

(注3) Af: 燃料集合体仕様に基づいて算出した結果

(注4) Ac=π/4·Dc2, Arv=π/4·Drv2

表 2. 3. 2-2 評価条件（作動流体比較用主要諸元）

| 分類 | 作動流体 | 熱出力： Q(MWt) | 原子炉出口温 度(℃) | 原子炉入口温 度(℃) | 出入り口温度 差(℃) | 1次冷却材 流量(kg/s) | 1次冷却材 流量(m ³ /s) | 炉心圧力損 失(MPa) | 代表長さ(m) (炉心直径) | 備 考 (参照概念) |
|----------|--------|----------------|----------------|----------------|----------------|-------------------|--------------------------------|-----------------|-------------------|------------------|
| Type-G1 | 炭酸ガス | 3200 | 525 | 250 | 275 | 1.03E+04 | 3.12E+02 | 0.38 | 4.24 | ETGBR |
| Type-G2 | ヘリウム | 3200 | 565 | 260 | 305 | 2.02E+03 | 3.31E+02 | 0.24 | 3.64 | GBR4 |
| Type-LM1 | 鉛 | 3200 | 540 | 420 | 120 | 1.67E+05 | 1.60E+01 | 0.10 | 4.92 | BREST-300 |
| Type-LM2 | 鉛-ビスマス | 3200 | 430 | 275 | 155 | 1.41E+05 | 1.37E+01 | 0.10 | 5.84 | SWBR-75 |
| Type-LM0 | ナトリウム | 3200 | 510 | 390 | 120 | 2.04E+04 | 2.42E+01 | 0.50 | 3.88 | JNC大型炉 |

表2.3.2-3 各作動流体の物性値

鉛

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m ³) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m ² /s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m ³ K) |
|-------|--------|------------------------|-----------|------------|--------------------------|-----------|-------|-------------------------|
| 607 | 333.84 | 10600 | 160 | 16.3 | 2.48E-07 | 0.48 | 0.026 | 1.70E+06 |
| 700 | 426.84 | 10480 | 160 | 15.8 | 2.09E-07 | 0.456 | 0.022 | 1.68E+06 |
| 800 | 526.84 | 10360 | 160 | 15.4 | 1.68E-07 | 0.434 | 0.018 | 1.66E+06 |
| 1000 | 726.84 | 10125 | — | — | — | 0.409 | — | — |

鉛-ビスマス

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m ³) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m ² /s) | 表面張力(N/m)* | Pr | 熱容量(J/m ³ K) |
|-------|--------|------------------------|-----------|------------|--------------------------|------------|-------|-------------------------|
| 400 | 126.84 | 10574 | 146 | 10.9 | 3.20E-07 | 0.384 | 0.045 | 1.54E+06 |
| 500 | 226.84 | 10453 | 146 | 11.9 | 2.23E-07 | 0.384 | 0.029 | 1.53E+06 |
| 600 | 326.84 | 10331 | 146 | 12.9 | 1.77E-07 | 0.384 | 0.021 | 1.51E+06 |
| 800 | 526.84 | 10087 | 146 | 14.9 | 1.32E-07 | 0.384 | 0.013 | 1.47E+06 |

ヘリウム

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m ³) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 10MPa | | Pr | 熱容量(J/m ³ K) |
|-------|--------|------------------------|-----------|------------|----------|------|--------|-------------------------|
| | | | | | 9MPa | 9MPa | | |
| 500 | 226.84 | 8.465 | 5190 | 0.2236 | 3.03E-06 | — | 0.6586 | 4.39E+04 |
| 600 | 326.84 | 7.086 | 5189 | 0.2543 | 4.10E-06 | — | 0.6576 | 3.68E+04 |
| 650 | 376.84 | 6.553 | 5189 | 0.2695 | 4.69E-06 | — | 0.6576 | 3.40E+04 |
| 700 | 426.84 | 6.094 | 5189 | — | 5.31E-06 | — | — | 3.16E+04 |
| 800 | 526.84 | 5.345 | 5189 | — | 6.65E-06 | — | — | 2.77E+04 |
| 900 | 626.84 | 4.759 | 5190 | — | 8.11E-06 | — | — | 2.47E+04 |

炭酸ガス 4MPa

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m ³) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m ² /s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m ³ K) |
|-------|--------|------------------------|-----------|------------|--------------------------|-----------|------|-------------------------|
| 500 | 226.84 | 43.55 | 1073 | 0.0345 | 5.74E-07 | — | 0.78 | 4.67E+04 |
| 600 | 326.84 | 35.61 | 1109 | 0.0424 | 7.72E-07 | — | 0.72 | 3.95E+04 |
| 700 | 426.84 | 30.26 | 1148 | 0.0495 | 1.02E-06 | — | 0.71 | 3.47E+04 |
| 800 | 526.84 | 26.36 | 1184 | 0.0563 | 1.28E-06 | — | 0.71 | 3.12E+04 |
| 900 | 626.84 | 23.375 | 1215 | 0.0628 | 1.58E-06 | — | 0.71 | 2.84E+04 |

ナトリウム

| 温度(K) | 温度(C) | 密度(kg/m ³) | 比熱(J/kgK) | 熱伝導率(W/mK) | 動粘性係数(m ² /s) | 表面張力(N/m) | Pr | 熱容量(J/m ³ K) |
|-------|--------|------------------------|-----------|------------|--------------------------|-----------|--------|-------------------------|
| 500 | 226.84 | 898 | 1360 | 80.6 | 4.60E-07 | 0.184 | 0.007 | 1.22E+06 |
| 600 | 326.84 | 874 | 1340 | 75.7 | 3.74E-07 | 0.174 | 0.0056 | 1.17E+06 |
| 700 | 426.84 | 849 | 1320 | 70.8 | 3.23E-07 | 0.164 | 0.0051 | 1.12E+06 |
| 800 | 526.84 | 826 | 1300 | 66.1 | 2.81E-07 | 0.154 | 0.0046 | 1.07E+06 |
| 900 | 626.84 | 802 | 1290 | 61.2 | 2.48E-07 | 0.144 | 0.0043 | 1.03E+06 |

(出典) 鉛、鉛-ビスマス、ナトリウム：伝熱工学資料（日本機械学会）
炭酸ガス、ヘリウム：流体の熱物性値集（日本機械学会）

表2.3.3-1. 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(気液界面現象:共通評価条件)

| 項目 | 作動流体 | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛・ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|---------|----------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|--------------------------------|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度 (°C) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度 (°C) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差 (°C) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量 (kg/s) | 1.03E+04 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失 (MPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | | 鉛・ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径 (m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径 (-) | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | = α |
| | 9. 原子炉プレナム内径 (m) | 8.48 | 7.28 | 9.84 | 11.68 | 7.76 | = 炉心外径 $\times \alpha$ |
| | 10. 原子炉プレナム高さ (m) | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 想定値。結果への影響はない。 |
| | 11. 炉心上部横構直径 (m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| 物性値 | 1. 密度 (高温側) (kg/m³) | - | - | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度 (低温側) (kg/m³) | - | - | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 3. 表面張力係数 (高温側) (N/m) | - | - | 4.34E-01 | 4.34E-01 | 1.54E-01 | Pb・BiはPbと同等を想定 |
| | 4. アルゴンガスの飽和溶度 (高温側) (molAs/mol) | - | - | - | - | 3.84E-09 | |
| | 5. アルゴンガスの飽和溶度 (低温側) (molAs/mol) | - | - | - | - | 6.11E-10 | |
| 評価パラメータ | ・流速 (プレナム上昇平均流速) (v) | - | - | 2.81E-01 | 1.71E-01 | 6.75E-01 | |
| | ・ウェーバ数 (We) | - | - | 1.85E+04 | 8.02E+03 | 1.90E+04 | 代表値は共通条件を使用(=1) |
| | ① 絶大元振幅(h/H)の相対比 | -- | - | 0.17 | 0.06 | 1.00 | α の影響なし |
| | ② 振動周波数 f の相対比 | - | - | 0.9 | 0.8 | 1.0 | α の影響あり。但し、定性的な傾向は変化しない |
| | 振動周波数 f の計算値 (Hz) | - | - | 0.4 | 0.4 | 0.5 | |
| | ④ ウエーバ数 We の相対比(巻き込み限界) | - | - | 0.97 | 0.42 | 1.00 | |
| 評価パラメータ | ④ アルゴンガス平衡濃度 C の相対比 | - | - | - | - | 1 | |
| | アルゴンガス平衡濃度 C (molAs/mol) | - | - | - | - | 3.84E-09 | |

表2.3.3-2. 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(気液界面現象:個別評価条件)

| 作動流体 | | ETGR | GER-4 | BREST-300 | BREST-1200 | LCFR | SWR-75 | JNC大型炉 | 備考 |
|---------|---------------------------------|----------|----------|-----------|------------|----------|----------|----------|------------------|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3600 | 3600 | 700 | 2800 | 1500 | 265 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 430 | 470 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 540 | 570 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 110 | 100 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却剂流量(kg/s) | 1.16E+04 | 2.27E+03 | 3.65E+04 | 1.59E+05 | 9.38E+04 | 1.17E+04 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(Pa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | | 鉛・ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.50 | 3.86 | 2.30 | 4.76 | 3.55 | 1.68 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 6.80 | 6.60 | 4.30 | 6.40 | 4.80 | 2.10 | 9.40 | |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 10.00 | 8.80 | 9.30 | 7.70 | 6.60 | 1.80 | 5.50 | 想定値、結果への影響はない。 |
| | 10. 炉心上部機構直径(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 1.68 | 0.00 | 炉心外径を想定、ガス炉は設置なし |
| 物性値 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | — | — | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(低温側)(kg/m ³) | — | — | 1.05E+04 | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 3. 表面張力係数(高温側)(N/m) | — | — | 4.34E-01 | 4.34E-01 | 4.34E-01 | 4.34E-01 | 1.54E-01 | Pb-BiはPbと同等を想定 |
| | 4. アルゴンガスの飽和溶解度(高温側)(molAr/mol) | — | — | — | — | — | — | 3.84E-09 | |
| | 5. アルゴンガスの飽和溶解度(低温側)(molAr/mol) | — | — | — | — | — | — | 6.11E-10 | |
| 評価パラメータ | ・説述(プレナム上昇平均流速)(v) | — | — | 2.41E-01 | 4.75E-01 | 5.00E-01 | 9.12E-01 | 3.45E-01 | |
| | ・ウエーバ数(We) | — | — | 5.95E+03 | 3.44E+04 | 2.85E+04 | 4.11E+04 | 6.02E+03 | 代表径は共通条件を使用(=1) |
| | ①無次元振幅(U/R)の相対比 | — | — | 0.49 | 1.90 | 2.10 | 6.99 | 1.00 | |
| | ②振動周波数fの相対比 | — | — | 1.5 | 1.2 | 1.4 | 4.8 | 1.0 | |
| | 振動周波数fの試算値(Hz) | — | — | 0.5 | 0.4 | 0.4 | 1.5 | 0.3 | |
| | ③ウエーバ数 We の相対比(巻き込み限界) | — | — | 0.99 | 5.71 | 4.73 | 6.82 | 1.00 | |
| 評価パラメータ | ④アルゴンガス平衡濃度 C の相対比 | — | — | — | — | — | — | 1 | |
| | アルゴンガス平衡濃度 C (molAr/mol) | — | — | — | — | — | — | 3.84E-09 | |

表2. 3. 3-3 (1). 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱流動相互作用:共通評価条件) ($\alpha=1.5$)

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|----------------------------|------------------------------------|----------|----------|----------|----------|--------------------------------|---|
| 主 要 諸 元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(°C) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(°C) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(°C) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却剂流量(kg/s) | 1.03E+04 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(MPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径(-) | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | = α |
| | 9. 原子炉プレナム内径(m) | 6.36 | 5.46 | 7.38 | 8.76 | 5.82 | = 炉心外径 $\times \alpha$ |
| | 10. 原子炉プレナム高さ(m) | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | |
| | 11. 炉心上部構造直径(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| | 12. 原子炉容器の内厚(m) | 0.005 | 0.005 | 0.100 | 0.100 | 0.050 | 想定値、ガス炉はPCRVライナの内厚 |
| | 13. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| 物 性 値 | 1. 密度(高温側)(kg/m³) | 2.61E+01 | 5.08E+00 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(低温側)(kg/m³) | 4.15E+01 | 7.98E+00 | 1.03E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 3. 鋭敏性係数(平均温度)(m²/s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.80E-07 | 3.05E-07 | |
| | 4. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E+02 | 2.59E+01 | 1.56E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 5. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.45E+02 | 1.32E+03 | |
| | 6. Pr数(平均温度)-> | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 7. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430°C) |
| | 8. 冷却材凝固点(°C) | - | - | 3.28E+02 | 1.24E+02 | 9.80E+01 | |
| 計 算 パ ラ メ タ | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 9.58E-01 | 1.32E+00 | 6.73E-02 | 4.10E-02 | 1.62E-01 | |
| | ・リチャードソン数(相対值)(Ri) | 3.84E-01 | 1.96E-01 | 2.44E+00 | 8.42E+00 | 1.00E+00 | 流速はプレナム上昇平均流速vを使用 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等温径基準)(Re) | 6.63E+06 | 1.38E+06 | 8.84E+05 | 6.67E+05 | 1.03E+06 | 同上 |
| | ・ベ克莱数(プレナム等温径基準)(Pe) | 4.75E+06 | 8.96E+05 | 1.76E+04 | 1.43E+04 | 5.12E+03 | 同上 |
| | ・グラスホッフ数(プレナム等温径基準)(Gr) | 1.36E+15 | 2.58E+13 | 5.96E+13 | 1.39E+14 | 2.63E+13 | |
| | ・ヌッセルト数(プレナム等温径基準)(Nu) | 5.90E+03 | 1.62E+03 | 6.73E+01 | 5.76E+01 | 2.82E+01 | 流速はプレナム上昇平均流速vを使用 |
| | ・修正ピオ数(Bt) | 8.55E+00 | 1.88E+01 | 8.08E-01 | 8.21E-01 | 3.85E+00 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma_f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材内厚dの影響大 |
| | ・搭造物表面熱伝達率h(W/m²K) | 4.30E+01 | 7.70E+01 | 4.26E+02 | 2.60E+02 | 1.02E+03 | ガス炉:Dittu Boelter 液体金属炉:Subbahees |
| | ①界面温度勾配 γ_f の相対比 | 0.38 | 0.20 | 2.44 | 8.42 | 1.00 | α の影響なし |
| | 界面温度勾配 γ_f の試算値(°C/m) | 384 | 196 | 2435 | 8420 | 1000 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma_f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材内厚dの影響大 |
| ②界面上昇流速 v_t の相対比 | 2.9 | 8.8 | 0.3 | 0.1 | 1.0 | α の影響あり。但し、定性的な傾向は変化しない | |
| | 界面上昇流速 v_t の試算値(m/s) | 0.0191 | 0.0573 | 0.0021 | 0.0008 | 0.0065 | |
| | ③構造物の温度勾配 γ_f の相対比(外面断熱条件) | 0.42 | 0.22 | 1.68 | 5.84 | 1.00 | α の影響あり。但し、定性的な傾向は変化しない |
| | 構造物の温度勾配 γ_f の試算値(°C/m)(同上) | 363 | 193 | 1444 | 5017 | 859 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma_f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材内厚dの影響大 |
| | ④自然循環力/定格圧損の比率 γ_p の相対比 | 0.70 | 0.21 | 25.90 | 32.83 | 1.00 | |
| | 自然循環力/定格圧損の試算値(-) | 0.002 | 0.001 | 0.088 | 0.111 | 0.003 | |
| | ⑤自然循環立ち上がり時の加速度aの相対比 | 13.4 | 13.0 | 0.4 | 0.5 | 1.0 | |
| | 自然循環立ち上がり時の加速度a(m/s²) | 4.47 | 4.35 | 0.14 | 0.18 | 0.33 | |
| | ⑥凝固点までの裕度 ΔT_m の比率 | - | - | 0.315 | 0.517 | 1.000 | |
| | 凝固点までの裕度 ΔT_m | - | - | 92 | 151 | 292 | |

表2.3.3-3(2). 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱流動相互作用:共通評価条件) ($\alpha=2$)

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|--|--|----------|----------|----------|----------|---|---|
| 主翼機元 | 1. 原子炉熱出力(MWt) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 1.03E+04 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(mm) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径(-) | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | = α |
| | 9. 原子炉プレナム内径(m) | 8.48 | 7.28 | 9.84 | 11.68 | 7.76 | =炉心外径× α |
| | 10. 原子炉プレナム高さ(m) | - | - | - | - | - | 今回の評価では使用しない |
| | 11. 炉心上部微構造壁(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| | 12. 原子炉容積の内厚(m) | 0.005 | 0.005 | 0.100 | 0.100 | 0.050 | 想定値、ガス炉はPCRVライナの内厚 |
| | 13. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| 物理量 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.08E+00 | 1.02E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(低温側)(kg/m ³) | 4.15E+01 | 7.98E+00 | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 3. 動粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.80E-07 | 3.05E-07 | |
| | 4. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E-02 | 2.59E-01 | 1.56E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 5. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.32E+03 | |
| | 6. Pr数(平均温度)(-) | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 7. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430°C) |
| 評価パラメータ | ・沈速(プレナム上昇平均速度)(v) | 5.39E-01 | 7.43E-01 | 2.81E-02 | 1.71E-02 | 6.76E-02 | |
| | ・リチャードソン数(相対値)(Re) | 2.11E-01 | 1.07E-01 | 2.44E+00 | 8.42E+00 | 1.00E+00 | 流速はプレナム上昇平均速度vを使用 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等価径基準)(Re) | 4.97E+06 | 1.03E+06 | 7.37E+05 | 5.56E+05 | 8.60E+05 | 同上 |
| | ・ベクレ数(プレナム等価径基準)(Pe) | 3.56E+06 | 6.72E+05 | 1.47E+04 | 1.19E+04 | 4.26E+03 | 同上 |
| | ・グラッシュフ数(プレナム等価径基準)(Gr) | 3.23E+15 | 6.10E+13 | 4.77E+14 | 1.11E+15 | 2.10E+14 | |
| | ・ヌッセルト数(プレナム等価径基準)(Nu) | 4.69E+03 | 1.29E+03 | 5.88E+01 | 5.05E+01 | 2.50E+01 | 流速はプレナム上昇平均速度vを使用 |
| | ・修正ビオ数(Bi) | 5.10E+00 | 1.12E+01 | 3.53E-01 | 3.60E-01 | 1.71E+00 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 ガス炉 :Dittr Boelter 液体金属炉 :Subbotine |
| | ・構造物表面熱伝達率h(W/m ² K) | 2.56E+01 | 4.59E+01 | 1.86E+02 | 1.14E+02 | 4.51E+02 | α の影響なし |
| | ①界面温度勾配 γ_f の相対比 界面温度勾配 γ_f の試算値(℃/m) | 0.21 | 0.11 | 2.44 | 8.42 | 1.00 | |
| ②界面上昇流速 v_f の相対比 界面上昇流速 v_f の試算値(m/s) | 211 | 107 | 2435 | 8420 | 1000 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 | |
| | ③構造物の温度勾配 γ_s の相対比(外層断熱条件) 構造物の温度勾配 γ_s の試算値(℃/m)(同上) | 3.8 | 19.3 | 0.2 | 0.0 | 1.0 | α の影響あり。但し、定性的な傾向は変化しない |
| | 0.0047 | 0.0239 | 0.0002 | 0.0000 | 0.0012 | | |
| | 0.26 | 0.14 | 1.50 | 5.21 | 1.00 | α の影響あり。但し、定性的な傾向は変化しない | |
| | 189 | 104 | 1091 | 3798 | 730 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma f=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材肉厚dの影響大 | |

表2.3.3-4. 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱流動相互作用:個別プラント条件)

| 作動流体 | | ETGBR | GBR-4 | BEST-300 | BEST-1200 | LCFBR | SWBR-75 | JNC大型炉 | 備考 |
|---|--|----------|----------|----------|-----------|----------|----------|----------|---|
| 主 要 参 数 | 1. 原子炉出力(MW) | 3600 | 3600 | 700 | 2800 | 1500 | 265 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 430 | 470 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 540 | 570 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 110 | 100 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 1.16E+04 | 2.27E+03 | 3.65E+04 | 1.58E+05 | 9.26E+04 | 1.17E+04 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.50 | 3.85 | 2.30 | 4.76 | 3.55 | 1.68 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉ブレナム直徑(m) | 6.80 | 6.60 | 4.30 | 6.40 | 4.80 | 2.10 | 9.40 | |
| | 9. 原子炉ブレナム高さ(m) | 10.00 | 8.80 | 9.30 | 7.70 | 6.60 | 1.80 | 5.50 | |
| | 10. 炉心上部機構直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 1.68 | 0.00 | UCS内が遮蔽として期待されるケースは0とした |
| | 11. 原子炉容積の内厚(m) | 0.005 | 0.005 | 0.100 | 0.100 | 0.100 | 0.100 | 0.050 | 想定値 |
| | 12. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| 物 性 数 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.08E+00 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(低温側)(kg/m ³) | 4.15E+01 | 7.98E+00 | 1.03E+04 | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 3. 駆粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.85E-07 | 1.71E-07 | 1.80E-07 | 3.03E-07 | |
| | 4. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E+02 | 2.59E+01 | 1.56E+01 | 1.56E+01 | 1.54E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 5. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.61E+02 | 1.62E+02 | 1.46E+02 | 1.32E+03 | |
| | 6. Pr数(平均温度)(ζ) | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 1.97E-02 | 1.82E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 7. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430℃) |
| | 8. 冷却材凝固点(℃) | - | - | 3.28E+02 | 3.28E+02 | 3.28E+02 | 1.24E+02 | 9.80E+01 | |
| 流 速 パ ラ メ タ 1 タ | ・流速(ブレナム上昇平均流速)(v) | 9.43E-01 | 1.02E+00 | 2.41E-02 | 4.72E-02 | 4.94E-02 | 9.12E-02 | 3.45E-02 | |
| | ・リチャードソン数(相対值)(Re) | 1.80E-02 | 1.50E-02 | 8.62E-01 | 2.06E-01 | 1.72E-01 | 7.72E-02 | 1.00E+00 | 流速はブレナム上昇平均流速 v を使用 |
| | ・レイノルズ数(ブレナム等価径基準)(Re) | 6.98E+06 | 1.28E+06 | 5.53E+05 | 1.63E+06 | 1.39E+06 | 2.13E+05 | 1.06E+06 | 同上 |
| | ・ペクレ数(ブレナム等価径基準)(Pe) | 5.00E+06 | 8.34E+05 | 1.10E+04 | 3.21E+04 | 2.52E+04 | 4.56E+03 | 5.28E+03 | 同上 |
| | ・グラスホッフ数(ブレナム等価径基準)(Gr) | 1.67E+15 | 4.55E+13 | 3.18E+14 | 9.84E+14 | 4.46E+14 | 4.13E+11 | 2.99E+15 | |
| | ・ヌッセルト数(ブレナム等価径基準)(Nu) | 6.14E+03 | 1.53E+03 | 4.78E+01 | 1.06E+02 | 8.83E+01 | 2.62E+01 | 2.88E+01 | |
| | ・修正ピオ数(Bt) | 8.33E+00 | 1.47E+01 | 3.28E-01 | 4.10E-01 | 3.73E-01 | 2.59E+00 | 8.11E-01 | |
| | ・構造物表面熱伝導率 h (W/m ² K) | 4.19E+01 | 6.01E+01 | 1.73E+02 | 2.57E+02 | 2.83E+02 | 8.19E+02 | 2.14E+02 | |
| | ①界面温度勾配 γ_t の相対比 界面温度勾配 γ_t の試算値(℃/m) | 0.0 | 0.0 | 0.9 | 0.2 | 0.2 | 0.1 | 1.0 | |
| 熱 伝 導 パ ラ メ タ 2 タ | ②界面昇温流速 v_t の相対比 界面上昇流速 v_t の試算値(m/s) | 18 | 15 | 862 | 206 | 172 | 77 | 1000 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma_t=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材肉厚dの影響大 |
| | ③構造物の温度勾配 γ_s の相対比(外因断熱条件) 構造物の温度勾配 γ_s の試算値(℃/m)(同上) | - | - | - | - | - | - | - | |
| | ④自然循環力/定格圧損の比率 γ_p の相対比 自然循環力/定格圧損の試算値(%) | 0.0174 | 0.0378 | 0.0002 | 0.0004 | 0.0008 | 0.0060 | 0.0000 | |
| | ⑤自然循環立上がり時の加速度 a (m/s ²) | 0.0 | 0.0 | 0.6 | 0.2 | 0.1 | 0.1 | 1.0 | |
| | ⑥自然循環立上がり時の加速度 a (m/s ²) | 17 | 15 | 376 | 97 | 79 | 62 | 594 | ナトリウム炉での温度勾配 $\gamma_t=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 構造材肉厚dの影響大 |
| | ⑦自然循環立上がり時の加速度 a (m/s ²) | 1.3 | 0.3 | 43.8 | 33.2 | 25.9 | 10.7 | 1.0 | |
| | ⑧自然循環立上がり時の加速度 a (m/s ²) | 0.004 | 0.001 | 0.136 | 0.103 | 0.080 | 0.033 | 0.003 | |
| | ⑨自然循環立上がり時の加速度 a (m/s ²) | 13.38 | 13.00 | 0.42 | 0.39 | 0.35 | 0.54 | 1.00 | |
| | ⑩発固点までの裕度 ΔT_m の比率 凝固点までの裕度 ΔT_m | 4.47 | 4.35 | 0.14 | 0.13 | 0.12 | 0.18 | 0.33 | |
| | ⑪発固点までの裕度 ΔT_m の比率 凝固点までの裕度 ΔT_m | - | - | 0.315 | 0.349 | 0.486 | 0.517 | 1.000 | |
| | ⑫発固点までの裕度 ΔT_m の比率 凝固点までの裕度 ΔT_m | - | - | 92 | 102 | 142 | 151 | 292 | |

表2. 3. 3-5. 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：共通評価条件）

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|---------|-------------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|-------------------------------|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口出口速度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 1.03E+04 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉ブレナム内径/炉心外径(-) | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | 2.00 | = α |
| | 9. 原子炉ブレナム内径(m) | 8.48 | 7.28 | 9.84 | 11.68 | 7.76 | = $\text{炉心外径} \times \alpha$ |
| | 10. 原子炉ブレナム高さ(m) | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 5.00 | 想定値。結果への影響はない。 |
| 物性値 | 11. 炉心上部機構直経(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| | 1. 密度(高温側)(kg/m³) | 2.61E+01 | 5.33E+00 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 構造物の密度(kg/m³) | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | SUS材(S30°C) |
| | 3. 離熱減衰比(-) | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 0.1%を想定 |
| 評価パラメータ | ・流速(ブレナム上昇平均流速)(v) | 6.97E+00 | 9.12E+00 | 2.83E-01 | 1.72E-01 | 6.86E-01 | |
| | ・液体減衰比(ζ) | 3.08E-04 | 6.28E-05 | 1.22E-01 | 1.20E-01 | 9.79E-03 | 定常抗力係数CD=1を想定 |
| | ①換算流速 V_f の相対比 | 10.16 | 13.29 | 0.41 | 0.25 | 1.00 | 構造物の固有振動数と代表径dは同等と想定 |
| | ②換算減衰 C_d の相対比 換算減衰 C_d の試算値 | 31.82 | 155.78 | 0.08 | 0.08 | 1.00 | |
| | ③ランダム振動振幅(y/d)の相対比(液体減衰考慮せず) | 2.93 | 14.32 | 0.01 | 0.01 | 0.09 | |
| | ④ランダム振動振幅(y/d)の相対比(液体減衰考慮) | 0.03 | 0.01 | 12.46 | 12.30 | 1.00 | いずれも $V_f=0.5$ の条件での設計を前提 |
| | | 0.09 | 0.02 | 3.69 | 3.67 | 1.00 | 同上 |

表2.3.3-6. 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：個別評価条件）

| 項目 | | ETGBR | GRB-4 | BREST-300 | BREST-1200 | LCFBR | SNER-75 | JNC大型炉 | 備考 |
|---------------------------------|--------------------------------|----------|----------|-----------|------------|----------|----------|----------|-----------------------|
| 主要 諸元 | 1. 原子炉熱出力(MWt) | 3600 | 3600 | 700 | 2800 | 1500 | 265 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 430 | 470 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 540 | 570 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 110 | 100 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却剂流量(kg/s) | 1.16E+04 | 2.27E+03 | 3.65E+04 | 1.59E+05 | 9.38E+04 | 1.17E+04 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(MPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛・ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.50 | 3.86 | 2.30 | 4.76 | 3.55 | 1.68 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉ブレナム内径(m) | 6.80 | 6.60 | 4.30 | 6.40 | 4.80 | 2.10 | 9.40 | |
| | 9. 原子炉ブレナム高さ(m) | 10.00 | 8.80 | 9.30 | 7.70 | 6.60 | 1.80 | 5.50 | |
| | 10. 炉心上部限界直径(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 1.68 | 0.00 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| 物性 値 | 1. 密度(高温度)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.33E+00 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 携造物の密度(kg/m ³) | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | SUS材(630℃) |
| | 3. 臨界減衰比(-) | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 0.1%を想定 |
| 評 価 パ ラ メ ー タ | ・流速(ブレナム上昇平均流速)(v) | 1.22E+01 | 1.25E+01 | 2.43E-01 | 4.78E-01 | 5.03E-01 | 9.20E-01 | 3.51E-01 | |
| | ・流体減衰比(ζ) | 3.08E-04 | 6.28E-05 | 1.22E-01 | 1.22E-01 | 1.22E-01 | 1.20E-01 | 9.79E-03 | 定常抗力係数CD=1を想定 |
| | ①換算流速 Vr の相対比 | 34.77 | 35.58 | 0.69 | 1.36 | 1.43 | 2.62 | 1.00 | 慣性流体の固有振動数と代表径dは同等と想定 |
| | ②換算減衰 Cn の相対比 | 31.82 | 155.78 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 1.00 | |
| | 換算減衰 Cn の試算値 | 2.93 | 14.32 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.09 | |
| | ③ランダム振動振幅(y/d)の相対比(流体減衰考慮せず) | 0.03 | 0.01 | 12.46 | 12.46 | 12.42 | 12.30 | 1.00 | いずれもVr=0.9の条件での設計を前提 |
| | ④ランダム振動振幅(y/d)の相対比(流体減衰考慮) | 0.09 | 0.02 | 3.69 | 3.69 | 3.68 | 3.67 | 1.00 | 同上 |

表2. 3. 3-7 (1). 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用:共通評価条件(構造物の内厚:50mm想定))

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|---------|---------------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|--|
| 主 要 評 定 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 9.85E+03 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.04E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(MPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径(-) | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | =α |
| | 9. 原子炉プレナム内径(m) | 6.36 | 5.46 | 7.38 | 8.76 | 5.82 | = 炉心外径 × α |
| | 10. 原子炉プレナム高さ(m) | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | |
| | 11. 炉心上部機械直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| | 12. 原子炉容器の内厚(m) | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 共通条件を設定 |
| | 13. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| | 14. 燃料集合体配列ピッチ(a) | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| | 15. 燃料集合体ハドリングヘッド径(m) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| 物性値 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.33E+00 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(平均温度)(kg/m ³) | 3.23E+01 | 6.23E+00 | 1.04E+04 | 1.03E+04 | 8.44E+02 | |
| | 3. 動粘性係数(高温側)(m ² /s) | 1.28E-06 | 7.19E-06 | 1.62E-07 | 1.57E-07 | 2.78E-07 | |
| | 4. 動粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.80E-07 | 3.05E-07 | |
| | 5. 热伝導率(高温側)(W/mK) | 5.60E-02 | 2.74E-01 | 1.53E+01 | 1.39E+01 | 6.71E+01 | |
| | 6. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E-02 | 2.59E-01 | 1.56E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 7. 定圧比熱(高温側)(J/kgK) | 1.18E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.31E+03 | |
| | 8. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.32E+03 | |
| | 9. Pr数(高温側)(-) | 7.03E-01 | 6.48E-01 | 1.74E-02 | 1.74E-02 | 4.70E-03 | |
| | 10. Pr数(平均温度)(-) | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 11. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430℃) |
| | 12. 構造物の密度(kg/m ³) | 7.71E+03 | 7.77E+03 | 7.71E+03 | 7.77E+03 | 7.71E+03 | 同上 |
| | 13. 構造物の比熱(J/kgK) | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 同上 |
| 評価パラメータ | ・流速(プレナム上昇平均速度)(v) | 9.61E-01 | 1.39E+00 | 6.73E-02 | 4.10E-02 | 1.64E-01 | トリップ後の流量で算出 |
| | ・流速(燃料集合体出口平均流速)(v _f) | 8.26E+01 | 1.13E+02 | 2.62E+00 | 1.60E+00 | 6.42E+00 | 定格流量で算出 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等価径基準)(Re) | 6.66E+06 | 1.44E+06 | 8.84E+05 | 6.67E+05 | 1.04E+06 | |
| | ・ベクレ数(プレナム等価径基準)(Pe) | 4.77E+06 | 9.39E+05 | 1.76E+04 | 1.43E+04 | 5.16E+03 | |
| | ・レイノルズ数(燃料集合体出口径基準)(Re _f) | 6.46E+06 | 1.57E+06 | 1.61E+06 | 1.02E+06 | 2.31E+06 | |
| | ・ベクレ数(燃料集合体出口径基準)(Pe _f) | 4.56E+06 | 1.01E+06 | 2.80E+04 | 1.77E+04 | 1.08E+04 | |
| | ・構造物表面熱伝導率(h/W/m ² K) | 4.31E+01 | 7.99E+01 | 4.26E+02 | 2.60E+02 | 1.02E+03 | ガス炉: Dittu Boelter 液体金属炉: Subbotino |
| | ・構造物表面熱伝導率(h/W/m ² K) | 1.17E+03 | 2.71E+03 | 2.56E+04 | 2.22E+04 | 7.75E+04 | ガス炉: 本文参照 液体金属炉: 同上 |
| | ①無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の相対比 | 0.05 | 0.12 | 0.82 | 0.72 | 1.00 | 1.0Hzを想定 |
| | 無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の試算値(%) | 0.050 | 0.115 | 0.785 | 0.689 | 0.957 | 同上 |
| | ②流体温度変化の時定数θ _t の相対比 | 6.0 | 8.7 | 0.4 | 0.2 | 1.0 | |
| | 流体温度変化の時定数θ _t の試算値(1/h) | 0.161 | 0.232 | 0.010 | 0.006 | 0.027 | |
| | ③構造物温度変化の時定数θ _s の相対比 | 0.10 | 0.17 | 0.64 | 0.45 | 1.00 | |
| | 構造物温度変化の時定数θ _s の試算値(1/h) | 0.0002 | 0.0003 | 0.0012 | 0.0008 | 0.0018 | |
| | ④流体温度変化幅ΔT _t の相対比 | 2.32 | 2.57 | 1.00 | 1.25 | 1.00 | トリップ後500秒 |
| | 流体温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 273.9 | 303.0 | 117.8 | 147.8 | 117.8 | 同上 |
| | ⑤構造物温度変化幅ΔT _s の相対比 | 0.34 | 0.64 | 0.66 | 0.57 | 1.00 | 同上 |
| | 構造物温度変化幅ΔT _s の試算値(℃) | 23.3 | 44.4 | 45.8 | 39.6 | 68.9 | 同上 |

表2. 3. 3-7 (2) 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用: 共通評価条件(作動流体毎に構造物の内厚を設定))

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|--------------------------------------|--|----------|----------|----------|----------|----------|--------------------------------------|
| 主 要 指 標 元 | 1. 原子炉出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 9.85E+03 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.04E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(Pa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径(-) | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | =α |
| | 9. 原子炉プレナム内径(m) | 6.36 | 5.46 | 7.38 | 8.76 | 5.82 | =炉心外径×α |
| | 10. 原子炉プレナム高さ(m) | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | |
| | 11. 炉心上部機構直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし。 |
| | 12. 原子炉容器の内厚(m) | 0.005 | 0.005 | 0.100 | 0.100 | 0.050 | 想定値、ガス炉はPCRVライナの内厚 |
| | 13. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| | 14. 燃料集合体直径ピッチ(mm) | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| | 15. 燃料集合体ハンドリングヘッド径(mm) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| 物 性 量 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.33E+00 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(平均温度)(kg/m ³) | 3.23E+01 | 6.23E+00 | 1.04E+04 | 1.03E+04 | 8.44E+02 | |
| | 3. 駆粘性係数(高温側)(m ² /s) | 1.28E-06 | 7.19E-06 | 1.62E-07 | 1.57E-07 | 2.78E-07 | |
| | 4. 駆粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.80E-07 | 3.05E-07 | |
| | 5. 热伝導率(高温側)(W/mK) | 5.60E-02 | 2.74E-01 | 1.53E+01 | 1.39E+01 | 6.71E+01 | |
| | 6. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E-02 | 2.59E-01 | 1.56E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 7. 定圧比熱(高温側)(J/kgK) | 1.18E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.31E+03 | |
| | 8. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.32E+03 | |
| | 9. Pr数(高温側)(-) | 7.05E-01 | 6.48E-01 | 1.74E-02 | 1.74E-02 | 4.70E-03 | |
| | 10. Pr数(平均温度)(-) | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 11. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430°C) |
| | 12. 構造物の密度(kg/m ³) | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 同上 |
| | 13. 構造物の比熱(J/kgK) | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 同上 |
| 評 価 パ ラ メ タ ー ク | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 9.61E-01 | 1.39E+00 | 6.73E-02 | 4.10E-02 | 1.64E-01 | トリップ後の流速で算出 |
| | ・流速(燃料集合体出口平均流速)(v _f) | 8.25E+01 | 1.13E+02 | 2.62E+00 | 1.60E+00 | 6.42E+00 | 定格流量で算出 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等価径基準)(Re) | 6.66E+06 | 1.44E+06 | 8.84E+05 | 6.67E+05 | 1.04E+06 | |
| | ・ペクレ数(プレナム等価径基準)(Pe) | 4.77E+06 | 9.39E+05 | 1.76E+04 | 1.43E+04 | 5.16E+03 | |
| | ・レイノルズ数(燃料集合体出口径基準)(Re _f) | 6.46E+06 | 1.57E+06 | 1.61E+06 | 1.02E+06 | 2.31E+06 | |
| | ・ペクレ数(燃料集合体出口径基準)(Pe _f) | 4.56E+06 | 1.01E+06 | 2.80E+04 | 1.77E+04 | 1.08E+04 | |
| | ・構造物表面粘伝導率b(W/m ² K) | 4.31E+01 | 7.99E+01 | 4.26E+02 | 2.60E+02 | 1.02E+03 | ガス炉:Dittr Boelter 液体金属炉:Sobbotine |
| | ・構造物表面熱伝導率(炉心出口)bf(W/m ² K) | 1.17E+03 | 2.71E+03 | 2.96E+04 | 2.22E+04 | 7.75E+04 | ガス炉:本文参照 液体金属炉:同上 |
| | ①無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の相対比 無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の試算値(-) | 0.05 | 0.12 | 0.82 | 0.72 | 1.00 | bfH _t を想定 |
| | ②液体温度変化の時定数θ _t の相対比 液体温度変化の時定数θ _t の試算値(1/s) | 0.050 | 0.115 | 0.785 | 0.689 | 0.957 | 同上 |
| | ③構造物温度変化の時定数θ _t の相対比 構造物温度変化の時定数θ _t の試算値(1/s) | 6.0 | 8.6 | 0.4 | 0.2 | 1.0 | |
| | ④液体温度変化幅ΔT _t の相対比 液体温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 0.159 | 0.229 | 0.011 | 0.007 | 0.027 | |
| | ⑤構造物温度変化幅ΔT _t の相対比 構造物温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 1.01 | 1.87 | 0.24 | 0.18 | 1.00 | |
| | ⑥液体温度変化幅ΔT _t の相対比 液体温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 0.0019 | 0.0034 | 0.0004 | 0.0003 | 0.0018 | トリップ後200秒 |
| | ⑦構造物温度変化幅ΔT _t の相対比 構造物温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 2.37 | 2.62 | 0.91 | 0.99 | 1.00 | 同上 |
| | ⑧構造物温度変化幅ΔT _t の相対比 構造物温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 274.1 | 303.8 | 105.6 | 114.3 | 115.8 | 同上 |
| | ⑨構造物温度変化幅ΔT _t の相対比 構造物温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 2.67 | 4.78 | 0.20 | 0.15 | 1.00 | 同上 |
| | ⑩構造物温度変化幅ΔT _t の相対比 構造物温度変化幅ΔT _t の試算値(℃) | 83.5 | 149.4 | 6.2 | 4.7 | 31.3 | 同上 |

表2.3.3-8 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用:個別評価条件)

| 作動流体 | | ETGR | GR-4 | BREST-300 | BREST-1200 | LCFBR | SMBR-75 | JNC大型炉 | 備考 |
|---------|--|----------|----------|-----------|------------|----------|----------|----------|---|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3600 | 3600 | 700 | 2800 | 1500 | 265 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 430 | 470 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 540 | 570 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 110 | 100 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 1.16E+04 | 2.27E+03 | 3.65E+04 | 1.59E+05 | 9.38E+04 | 1.17E+04 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.30 | 鉛・ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.50 | 3.86 | 2.30 | 4.76 | 3.55 | 1.68 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 6.80 | 6.60 | 4.30 | 6.40 | 4.80 | 2.10 | 9.40 | |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 10.00 | 8.80 | 9.30 | 7.70 | 6.60 | 1.80 | 5.50 | |
| | 10. 炉心上部機構直径(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 1.68 | 0.00 | 炉心外径を想定、ガス炉は設置なし |
| | 11. 原子炉容器の内厚(m) | 0.005 | 0.005 | 0.100 | 0.100 | 0.100 | 0.100 | 0.050 | 想定値、ガス炉IPCRVライナの内厚 |
| | 12. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| | 13. 燃料集合体配列ピッチ(a) | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | 0.167 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| | 14. 燃料集合体ハンドリングヘッド径(a) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | ナトリウム炉のデータを共通に設定 |
| 物理量 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 2.61E+01 | 5.33E+00 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.03E+04 | 1.02E+04 | 8.30E+02 | |
| | 2. 密度(平均温度)(kg/m ³) | 3.23E+01 | 6.23E+00 | 1.04E+04 | 1.04E+04 | 1.04E+04 | 1.03E+04 | 8.44E+02 | |
| | 3. 鋭粘性係数(高温側)(m ² /s) | 1.28E-06 | 7.19E-06 | 1.62E-07 | 1.62E-07 | 1.50E-07 | 1.57E-07 | 2.78E-07 | |
| | 4. 鋭粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 9.18E-07 | 5.24E-06 | 1.87E-07 | 1.85E-07 | 1.71E-07 | 1.80E-07 | 3.05E-07 | |
| | 5. 热伝導率(高温側)(W/mK) | 5.60E-02 | 2.74E-01 | 1.53E+01 | 1.53E+01 | 1.52E+01 | 1.39E+01 | 6.71E+01 | |
| | 6. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 4.63E-02 | 2.59E-01 | 1.56E+01 | 1.56E+01 | 1.54E+01 | 1.32E+01 | 6.99E+01 | |
| | 7. 定正比熱(高温側)(J/kgK) | 1.18E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.60E+02 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.31E+03 | |
| | 8. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.13E+03 | 5.19E+03 | 1.60E+02 | 1.60E+02 | 1.60E+02 | 1.46E+02 | 1.32E+03 | |
| | 9. Pr数(高温側) | 7.05E-01 | 6.48E-01 | 1.74E-02 | 1.74E-02 | 1.62E-02 | 1.74E-02 | 4.70E-03 | |
| | 10. Pr数(平均温度)(-) | 7.17E-01 | 6.51E-01 | 1.99E-02 | 1.97E-02 | 1.62E-02 | 2.14E-02 | 4.96E-03 | |
| | 11. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430℃) |
| | 12. 構造物の密度(g/m ³) | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 同上 |
| | 13. 構造物の比熱(J/kgK) | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 同上 |
| 評価パラメータ | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 9.86E-01 | 1.07E+00 | 2.41E-02 | 4.75E-02 | 5.00E-02 | 9.12E-02 | 3.45E-02 | トリップ後の流量で算出 |
| | ・流速(燃料集合体出口平均流速)(v _f) | 8.60E+01 | 1.13E+02 | 2.62E+00 | 2.67E+00 | 2.84E+00 | 1.60E+00 | 6.35E+00 | 定格流量で算出 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等径基準)(Re) | 7.30E+06 | 1.34E+06 | 5.53E+05 | 1.64E+06 | 1.41E+06 | 2.13E+05 | 1.06E+06 | |
| | ・ベクレ数(プレナム等径基準)(Pe) | 5.23E+06 | 8.74E+05 | 1.10E+04 | 3.23E+04 | 2.56E+04 | 4.56E+03 | 5.27E+03 | |
| | ・レイノルズ数(燃料集合体出口等径基準)(Re _f) | 6.73E+06 | 1.57E+06 | 1.61E+06 | 1.64E+06 | 1.89E+06 | 1.02E+06 | 2.29E+06 | |
| | ・ベクレ数(燃料集合体出口等径基準)(Pe _f) | 4.75E+06 | 1.01E+06 | 2.81E+04 | 2.65E+04 | 3.06E+04 | 1.77E+04 | 1.07E+04 | |
| | ・構造物表面熱伝導率(h/W/m ² K) | 4.34E+01 | 6.24E+01 | 1.73E+02 | 2.59E+02 | 2.86E+02 | 8.19E+02 | 2.14E+02 | ガス炉: Dittu Boelter 液体金属炉: Subcooling |
| | ・構造物表面熱伝導率(h/W/m ² K) (hr) | 1.20E+03 | 2.71E+03 | 2.96E+04 | 2.98E+04 | 3.04E+04 | 2.22E+04 | 7.71E+04 | ガス炉: 本文参照 液体金属炉: 同上 |
| | ①無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の相対比 | 0.05 | 0.12 | 0.82 | 0.82 | 0.83 | 0.72 | 1.00 | トリップ後想定 |
| | 無次元温度ゆらぎ振幅γ _t の試算値(-) | 0.051 | 0.115 | 0.785 | 0.787 | 0.793 | 0.689 | 0.957 | 同上 |
| | ②流体温度変化の時定数θ _t の相対比 | 17.3 | 21.2 | 0.4 | 1.1 | 1.3 | 9.4 | 1.0 | |
| | 流体温度変化の時定数θ _t の試算値(1/s) | 0.097 | 0.120 | 0.002 | 0.006 | 0.007 | 0.053 | 0.006 | |
| | ③構造物温度変化の時定数θ _s の相対比 | 2.59 | 3.71 | 0.35 | 0.47 | 0.49 | 0.78 | 1.00 | |
| | 構造物温度変化の時定数θ _s の試算値(s) | 0.0019 | 0.0027 | 0.0003 | 0.0003 | 0.0004 | 0.0006 | 0.0007 | |
| | ④流体温度変化幅ΔT _f の相対比 | 3.21 | 3.56 | 0.56 | 0.91 | 0.91 | 1.73 | 1.00 | トリップ後200秒 |
| | 流体温度変化幅ΔT _f の試算値(℃) | 273.6 | 303.2 | 48.1 | 77.4 | 77.2 | 147.4 | 85.2 | 同上 |
| | ⑤構造物温度変化幅ΔT _s の相対比 | 11.52 | 17.15 | 0.19 | 0.43 | 0.48 | 2.10 | 1.00 | 同上 |
| | 構造物温度変化幅ΔT _s の試算値(℃) | 82.4 | 122.8 | 1.4 | 3.1 | 3.4 | 15.1 | 7.2 | 同上 |

表2. 3. 3-9 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価（その他：共通評価条件）

| 作動流体 | | 炭酸ガス | ヘリウム | 鉛 | 鉛-ビスマス | ナトリウム | 備考 |
|----------------------------|---|----------|----------|----------|----------|----------|------------------------|
| 主 要 諸 元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 9.85E+03 | 2.02E+03 | 1.67E+05 | 1.41E+05 | 2.04E+04 | |
| | 6. 炉心伝熱損失(W/a) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.24 | 3.64 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径/炉心外径(-) | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | 1.50 | = α |
| | 9. 原子炉プレナム内径(m) | 6.36 | 5.46 | 7.38 | 8.76 | 5.82 | = 炉心外径 $\times \alpha$ |
| | 10. 原子炉プレナム高さ(m) | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 6.00 | |
| | 11. 炉心上部導棒直径(m) | 0.00 | 0.00 | 4.92 | 5.84 | 3.88 | 炉心外径を想定。ガス炉は設置なし |
| 性 質 パ ラ メ タ | 1. 液体金属密度(低温側)(kg/m ³) | - | - | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 2. 固体金属密度(kg/m ³) | - | - | 1.13E+04 | 1.13E+04 | 9.67E+02 | 常温 |
| | 3. 液体金属粘度和蒸気圧(低温側)(Pa) | - | - | 6.59E-03 | 7.84E-05 | 5.97E+02 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を仮定 |
| | 4. 液体金属粘度和蒸気圧(高温側)(Pa) | - | - | 4.89E-05 | 7.43E-09 | 3.19E+01 | 同上 |
| | 5. 液体金属-Ar相互拡散係数($\alpha_{2/2}$) | - | - | 4.22E-05 | 3.39E-05 | 5.51E-05 | |
| | 6. 分子量(kg/mol) | - | - | 2.07E-01 | 2.07E-01 | 2.30E-02 | 鉛-ビスマスは鉛と同等を仮定 |
| | 7. カバーガス動粘性係数(m ² /s) | - | - | 8.17E-05 | 6.36E-05 | 7.67E-05 | |
| 性 質 パ ラ メ タ | ・グラスホッパー数(プレナム等価径基準)(Gr) | - | - | 1.45E+10 | 3.69E+10 | 7.92E+09 | |
| | ・シュミット数(Sc) | - | - | 1.94E+00 | 1.88E+00 | 1.39E+00 | |
| | ・シャーウッド数(プレナム等価径基準)(Sh) | - | - | 3.92E+01 | 5.29E+01 | 2.87E+01 | |
| | ・液面近傍での蒸気濃度(mol/m ³)(Cs) | - | - | 9.75E-07 | 1.34E-08 | 9.12E-02 | |
| | ①蒸発速度 \dot{v} の相対比 蒸発速度 \dot{v} の試算値(m ³ /m ² s) | - | - | 6.75E-06 | 8.49E-08 | 1.00E+00 | |
| | ②飽和蒸気圧力 b_s の相対比 飽和蒸気圧力 b_s の試算値(m) | - | - | 1.20E-14 | 1.51E-16 | 1.78E-09 | |
| | ③ | - | - | 1.25E-07 | 1.92E-11 | 1.00E+00 | |
| | ④ | - | - | 4.75E-10 | 7.29E-14 | 3.80E-03 | |
| | ⑤ | - | - | | | | |
| | ⑥ | - | - | | | | |

表2.3.3-10 多様な作動流体に対する熱流動課題の評価（その他：個別評価条件）

| 作動流体 | | ETGBR | GBR-4 | BREST-300 | BREST-1200 | LCBR | SWR-75 | JNC大型炉 | 備考 |
|---------|---|----------|----------|-----------|------------|----------|----------|----------|------------------|
| 主 要 評 価 | 1. 原子炉熱出力(MWt) | 3600 | 3600 | 700 | 2800 | 1500 | 265 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度(℃) | 250 | 260 | 420 | 430 | 470 | 275 | 390 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 525 | 565 | 540 | 540 | 570 | 430 | 510 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 275 | 305 | 120 | 110 | 100 | 155 | 120 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 1.16E+04 | 2.27E+03 | 3.65E+04 | 1.59E+05 | 9.38E+04 | 1.17E+04 | 2.02E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(MPa) | 0.38 | 0.24 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.50 | 鉛・ビスマスは鉛と同等を想定 |
| | 7. 炉心外径(m) | 4.50 | 3.85 | 2.30 | 4.76 | 3.55 | 1.68 | 3.88 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 6.80 | 6.60 | 4.30 | 6.40 | 4.80 | 2.10 | 9.40 | |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 10.00 | 8.80 | 9.30 | 7.70 | 6.60 | 1.80 | 5.50 | |
| | 10. 炉心上部機構直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 1.68 | 0.00 | 炉心外径を想定。ガス伊は設置なし |
| 評価パラメータ | 1. 液体金属密度(低温度)(kg/m ³) | - | - | 1.05E+04 | 1.05E+04 | 1.04E+04 | 1.04E+04 | 8.59E+02 | |
| | 2. 固体金属密度(kg/m ³) | - | - | 1.13E+04 | 1.13E+04 | 1.13E+04 | 1.13E+04 | 9.67E+02 | 常温 |
| | 3. 液体金属飽和蒸気圧(高温側)(Pa) | - | - | 6.59E-03 | 6.59E-03 | 1.81E-02 | 7.84E-05 | 5.97E+02 | 鉛・ビスマスは鉛と同等を仮定 |
| | 4. 液体金属飽和蒸気圧(低温側)(Pa) | - | - | 4.89E-05 | 7.84E-05 | 4.57E-04 | 7.43E-09 | 3.19E+01 | 同 上 |
| | 5. 液体金属-Ar相互作用係数(m ² /s) | - | - | 4.22E-05 | 4.22E-05 | 4.22E-05 | 3.39E-05 | 5.51E-05 | |
| | 6. 分子量(kg/mol) | - | - | 2.07E-01 | 2.07E-01 | 2.07E-01 | 2.07E-01 | 2.30E-02 | 鉛・ビスマスは鉛と同等を仮定 |
| | 7. カバーガス粘性係数(m ² /s) | - | - | 8.17E-05 | 8.17E-05 | 8.66E-05 | 6.36E-05 | 7.67E-05 | |
| 評価パラメータ | ・グラスホッフ数(プレナム等価基準)(Gr) | - | - | 7.76E+10 | 2.56E+11 | 9.77E+10 | 1.10E+08 | 9.01E+11 | |
| | ・シュミット数(Sc) | - | - | 1.94E+00 | 1.94E+00 | 2.05E+00 | 1.88E+00 | 1.39E+00 | |
| | ・シャーウッド数(プレナム等価基準)(Sh) | - | - | 6.85E+01 | 1.02E+02 | 7.54E+01 | 7.61E+00 | 1.39E+02 | |
| | ・株面近傍での蒸気濃度(mol/m ³)(Cs) | - | - | 9.75E-07 | 9.75E-07 | 2.58E-06 | 1.34E-08 | 9.17E-02 | |
| | ① 蒸発速度vの相対比 蒸発速度vの試算値(m ³ /m ² s) | - | - | 6.76E-06 | 6.76E-06 | 1.76E-05 | 8.52E-08 | 1.00E+00 | |
| | ② 鉛和蒸気圧力 h _v の相対比 鉛和蒸気圧力 h _v の試算値(m) | - | - | 1.20E-14 | 1.20E-14 | 3.13E-14 | 1.51E-16 | 1.77E-09 | |
| | - | - | - | 1.25E-07 | 2.01E-07 | 1.18E-06 | 1.92E-11 | 1.00E+00 | |
| | - | - | - | 4.75E-10 | 7.64E-10 | 4.47E-09 | 7.29E-14 | 3.80E-03 | |

表 2.4-1 ガス冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題

| 項目 | 熱流動課題 | どのような状況下でどの程度の課題が顕在化するか | どのような状況とすれば顕在化する熱流動課題を防げるか？ | 備考 |
|-------------|------------------|---|--|---------------|
| 熱・流動相互作用 | 温度成層化 | ・ナトリウム炉との比較では温度勾配は数分の一、界面上昇速度は数倍であり、設計上の課題となる可能性は低い。 | — (課題となる可能性は低い) | |
| | 自然循環 | ・定格圧損に対する自然循環力の比率はナトリウム炉の20～70%であり、自然循環時の流量確保と炉心冷却に課題を生じる可能性がある。自然循環流量の課題は特にヘリウム冷却炉の場合に顕在化する可能性が高い。 | ・設計上、低圧損炉心の採用、強制循環による崩壊熱除去の確保、さらに自然循環に依存しない崩壊熱除去系の検討等が重要である。 | 輻射伝熱を活用した冷却系等 |
| 熱・流動・構造相互作用 | サーマルストライピング | ・温度ゆらぎ振幅はナトリウム炉との比較では5～10%程度であり、設計上の課題となる可能性は低い。 | — (課題となる可能性は低い) | |
| | 系統熱過渡 | ・構造材の熱容量の影響が重要である。ナトリウム炉と同様の熱容量であれば熱過渡は明らかに緩和されるが、PCVライナのように熱容量が小さい場合にはむしろ厳しくなる場合もある。 | ・左記は温度応答に着目した結果であるが、最終的な構造物の熱応力は温度応答のみでは決まらない。構造物の健全性については個々に評価することが必要である。 | |
| 流動・構造相互作用 | 流力振動 | ・同期振動をナトリウム炉と同様の判断基準で回避しようとすると、構造物を相当剛な設計とする必要がある。 ・ランダム振動振幅はナトリウム炉の約10%以下と十分小さい。 | ・ガス炉の場合は流体密度が低いため換算減衰が相対的に高くなる。設計上はこの利点を活用し同期振動を回避するのが適切である。 | |
| その他 | 配管破損時 バウンダリ挙動 | ・減圧されたため冷却材の除熱能力が大幅に低減する。このため炉心冷却に課題を生じる可能性が高い。これは自然循環除熱の場合一層顕著である。 | ・減圧事故時にも極力強制循環による崩壊熱除去の確保、および自然循環に依存しない崩壊熱除去系の検討等が重要である。 | 輻射伝熱を活用した冷却系等 |

(注) 表中の数字は「共通評価条件」による解析結果に基づく

表 2.4-2 (1) 重金属冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題

| 項目 | 熱流動課題 | どのような状況下でどの程度の課題が顕在化するか | どのような状況とすれば顕在化する熱流動課題を防げるか? | 備考 |
|-------------|-------------|---|--|----|
| 気液界面現象 | 自由液面揺動 | ・ナトリウム炉との比較では液面揺動振幅は数分の一であり設計上の課題となる可能性は低い。 | — (課題となる可能性は低い) | |
| | 気泡巻込み | ・指標となるウェーハ数はナトリウム炉とほぼ同等。コンパクト化を指向する場合には課題となる可能性がある。 | ・同一出力に対してナトリウム炉と同程度の原子炉プレナム径では状況はむしろ厳しくなる。プレナム内流速をナトリウム炉の50%以下に低下させるのが設計上の一つのめやすになる。 | |
| 熱・流動相互作用 | 温度成層化 | ・ナトリウム炉との比較では構造物の温度勾配は2~6倍であり設計上の課題となる可能性がある。 | ・原子炉トリップ時の流速を上昇させるのが有効である。ポンピーモータ流量を現状設定の10%から20~30%とすることで十分緩和可能である。 | |
| | 自然循環 | ・定格圧損に対する自然循環力の比率はナトリウム炉の10倍以上であり、自然循環流量確保の観点では優れている。但し、自然循環の立上がりは遅い傾向にあり、過渡挙動に関する検討が必要である。また、鉛の場合には凝固点までの裕度が低く(約90°C)、運用上は留意する必要がある。 | ・凝固点までの裕度の点で運用上の課題はあるが、設計上は自然循環除熱性能が良好であることを活用し、システムの簡素化に反映して行く検討も重要である。 | |
| 熱・流動・構造相互作用 | サーマルストライピング | ・温度ゆらぎ振幅はナトリウム炉との比較では70~80%程度であり設計上の課題としてはほぼ同等である。 | ・ナトリウム炉と同様の対策を検討することが必要である。 | |
| | 系統熱過渡 | ・ナトリウム炉と比較してプレナム内の流速が低いこと、構造物の表面熱伝達率が小さいことから熱過渡は全般的に緩和される傾向となる。 | ・ナトリウム炉と比較して緩和される傾向はあるが、構造物の健全性については個々に評価することが必要である。 | |

(注) 表中の数字は「共通評価条件」による解析結果に基づく

表 2.4-2 (2) 重金属冷却高速炉において顕在化する重要熱流動課題

| 項目 | 熱流動課題 | どのような状況下でどの程度の 課題が顕在化するか | どのような状況とすれば顕在化する 熱流動課題を防げるか? | 備考 |
|-----------|------------|---|--|----|
| 流動・構造相互作用 | 流力振動 | <ul style="list-style-type: none"> 重金属炉の場合は流体密度が高いため換算減衰が相対的に低くなる。同期振動回避はこの点を考慮した上で行うことが必要である。 ランダム振動振幅はナトリウム炉の4~10倍と大きくなる。 | <ul style="list-style-type: none"> 設計上は換算流速基準による同期振動の回避がより適切である。 ランダム振動振幅は、換算流速をナトリウム炉よりもより小さい条件で設計する等の工夫で低減させることが必要である。 | |
| その他 | ミスト蒸着 | <ul style="list-style-type: none"> 重金属炉の場合のミスト発生量はナトリウム炉と比較して5桁以上小さい。 | — (課題となる可能性は低い) | |
| | キャビテーション | <ul style="list-style-type: none"> 指標となる飽和蒸気圧はナトリウムで約3mm、他の重金属ではさらに小さく実質的に問題になる程度ではない。 | — (課題となる可能性は低い) | |
| | ナトリウム漏洩・燃焼 | <ul style="list-style-type: none"> ナトリウム以外の重金属は空気に対して活性ではなく設計上の課題にはならない。 | — (課題となる可能性は低い) | |

(注) 表中の数字は「共通評価条件」
による解析結果に基づく

表 2. 4-3 各種熱流動現象についての重要性相対比較

| 項目 | 熱流動課題 | 誘起される事象・問題 | ナトリウム | 鉛 | 鉛・ビスマス | 炭酸ガス | ヘリウム | 備考 |
|-------------|---------------|-------------------------|-------|-----------------|---------------|----------------|----------------|-------|
| 気液界面現象 | 自由液面揺動 | 高サイクル疲労 | ○ | △ | △ | - | - | |
| | | 機械的熱荷重(地震時) | ○ | ◎ | ◎ | - | - | |
| | 気泡巻込み | 反応度外乱、伝熱性能劣化 | ○ | ○ | ○ | - | - | |
| 熱・流動相互作用 | 温度成層化 | 熱荷重印加、熱過渡、有効混合容積減少 | ○ | ◎ | ◎ | △(課題となる可能性は低) | △(課題となる可能性は低) | |
| | 自然循環 | 自然循環移行挙動、除熱不足、冷却材の凝固 | ○ | △ | △ | ◎- | ◎* | 自然循環力 |
| | | | ○ | ◎ | ◎ | △ | △ | 立上り挙動 |
| | | | ○ | ◎* | ◎- | - | - | 凝固 |
| 熱・流動・構造相互作用 | サーマルストライピング | 高サイクル疲労 | ○ | ○ | ○ | △~(課題となる可能性は低) | △+(課題となる可能性は低) | |
| | 系統熱過渡 | 熱荷重印加、クリープ疲労 | ○ | △ | △ | △~(構造物熱容量に依存) | △+(構造物熱容量に依存) | |
| 流動・構造相互作用 | 流力振動 | 高サイクル疲労、流力弹性振動 | ○ | ◎ (ランダム振動) | ◎ (ランダム振動) | ◎(高流速に対する配慮) | ◎(高流速に対する配慮) | |
| その他 | ミスト蒸着 | 可動部固着 ミスト付着による伝熱性能劣化 | ○ | △ | △ | - | - | |
| | キャビテーション | エロージョン ポンプ運転性能劣化 | ○ | ○ | ○ | - | - | |
| | 冷却材と外気との反応 | 燃焼、爆発 | ○ | △(約1500Kまで発火なし) | △ | △(不活性) | △(不活性) | |
| | 配管等バウンダリ破損時挙動 | 液位低下、減圧事故 | ○ | ○ (液位確保) | ○ (液位確保) | ◎(減圧事故時の自然循環) | ◎*(減圧事故の自然循環) | |

(注) 課題の位置づけ

○: 設計上の重要性がナトリウム炉とほぼ同等

◎: 設計上の重要性がナトリウム炉よりも高い

△: 設計上の重要性がナトリウム炉よりも低い

なお、○、◎、△のサフィックスはそれぞれの中での相対的な重要度を示す (+の方がより重要)

表3. 2. 1-1. 「安全系の局限化」に関する考え方の整

| 「安全系局限化」の検討対象となる設計領域 | 設計の方向性 | 実現のための着眼点 | システム・機器概念の例 | 設計に及ぼす影響 | 備考 |
|----------------------------------|----------------------|-------------------------|---------------------------------------|---|----------------------------|
| 1. 逆伝制御機能 | 炉出力制御系の簡素化 | 制御棒以外の制御方式の採用 | 反射体制御 | <ul style="list-style-type: none"> 制御棒による制御が不要となり、炉心上部機構等のシステム簡素化が図れる。一方、長時間にわたる反応度制御のための反射体の機械的操作に関しては工夫が必要になる。 | 添付図-1「小型高速炉 4S/PEN」 |
| | | | 水系除熱の制御による炉出力の制御 | <ul style="list-style-type: none"> 制御棒による制御への依存性が削減し、制御棒誤引抜きリスクが低減する。ただし、負荷追従性、1次系温度制御自由度の低下が課題となる。 | |
| 2. 炉停止機能 | 炉停止系・安全保護系の信頼性向上、簡素化 | パッシブ化 | SASS | <ul style="list-style-type: none"> 炉停止機能の強化およびCDAリスクの低減に有効であるが、設計上は逆伝性(誤操作防止)とのバランスに配慮が必要である。 事故時の原子炉熱流動挙動に関連する。 | 添付図-2「受動的炉停止機能 SASS」 |
| | | | NESTA(中性子ストリーミング集合体) | <ul style="list-style-type: none"> 過渡事象の多くを占める流量低下型事象に対する炉停止機能の強化、および CDAリスクの低減に有効である。ただし、プラント起動時の正の反応度の影響に対して設計上の考慮が必要となる。 事故時の原子炉熱流動挙動に関連する。 | |
| | | | 安全保護系の集約化 | <ul style="list-style-type: none"> 安全保護系の合理化が可能となる。 熱流動の観点からは2次系以降の過渡事象における熱過渡が厳しくなる可能性がありプラントに即した設計検討が必要である。 | 添付図-3「ガス膨張集合体 GEM」 |
| 3. 前段熱除去系の簡素化 | | パッシブ化 | 完全自然循環前段熱除去(グンバ消焰) | <ul style="list-style-type: none"> 完全パッシブな前段熱除去系であり信頼性向上が図れるが、定格時の放熱量の増大および機器サイズの増大等の課題がある。 | 添付図-4「原子炉容器補助冷却システム RVACS」 |
| | | | RVACS | <ul style="list-style-type: none"> 完全パッシブな前段熱除去系であり信頼性向上が図れる。ただし、現状の技術レベルでは除熱量が制限されるため中小型炉向きの概念と位置づけられている。定格時の放熱等に関しては検討が必要である。 | |
| | | | 使用済み燃料の自然通風除熱 | <ul style="list-style-type: none"> 完全パッシブな概念であり前段熱除去系の合理化および信頼性向上が図れるが、高発熱燃料の冷却方法に関してはなお検討を要する。 原子炉、主冷却系の熱流動には直接関係しない。 | |
| 4. 事故に対するMS機能(Mitigation System) | 事故時の影響緩和対策の簡素化 | Na水反応のリスク低減 | 2重管型SG | <ul style="list-style-type: none"> SG伝熱管での水漏洩の早期検出およびNa水反応の防止に有効な概念である。DBLの想定にも依るが放出系等の簡素化に有効である。ただし、熱伝達特性の低下に伴う機器の大型化は避けられない。 | 添付図-5「2重管型蒸気発生器」 |
| | | Na燃焼のリスク低減(Na以外の冷却材の使用) | 他の液体金属冷却(鉛、鉛-ビスマス) ガス冷却(炭酸ガス、ヘリウム) | <ul style="list-style-type: none"> Na漏洩時のような化学反応がなく、1次系の空気素還元化、空調の簡素化、Na漏洩対策の合理化が図れる。一方、ポンプ負荷の増大、腐食性への対処、耐震性確保等に係わる課題についての検討が必要になる。 | |
| | | CDAの排除 | ゼロボイド炉心 | <ul style="list-style-type: none"> CDA起因過程での機械的エネルギー放出が無くなり耐衝撃設計、Na噴出抑制対策、耐圧格納容器等の合理化が期待される。(遷移過程は別りとして) 但し、小型炉心やモジュール炉心の他、大型炉においては、炉心の扁平化、炉心軸長増大、富化率増大等を介して燃料ビンの細径化、炉心圧損低減等の設計上の考慮が重要となるものと考えられる。 炉心形状の偏平化等に起因して原子炉構造の形状が影響を受ける可能性があり、その結果として炉内流動特性が変化する可能性が推定される。 | |

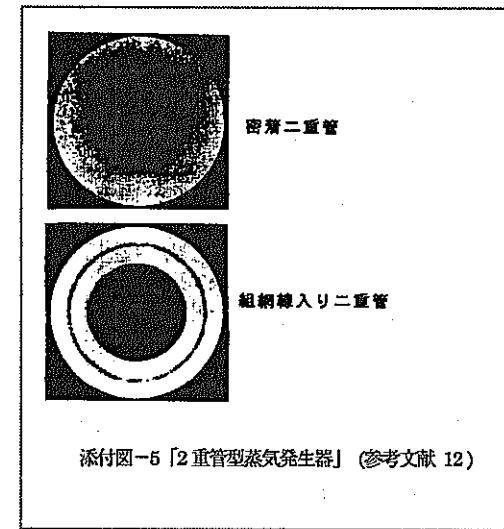
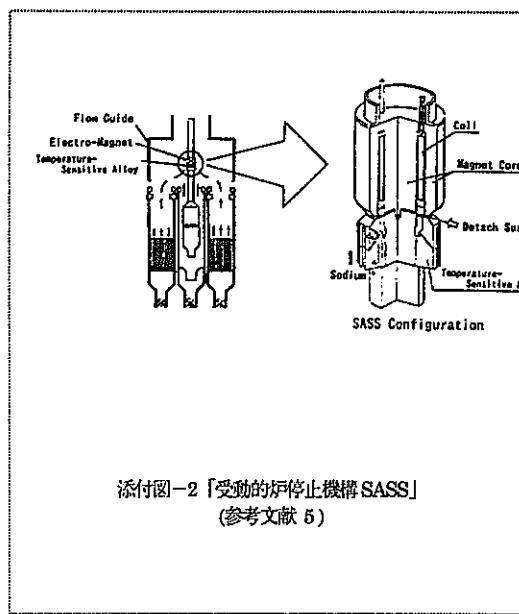
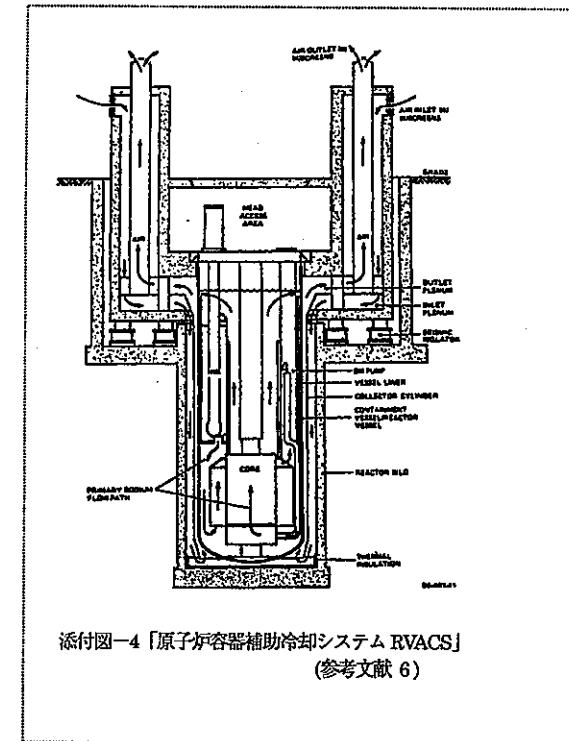
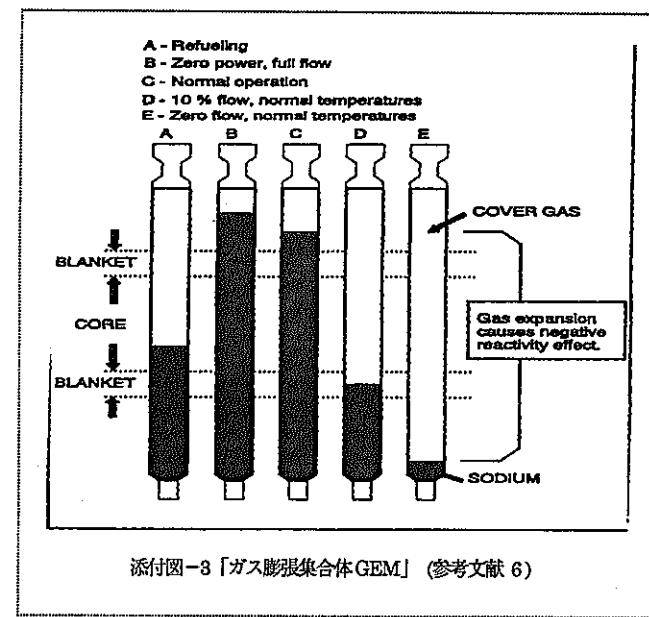
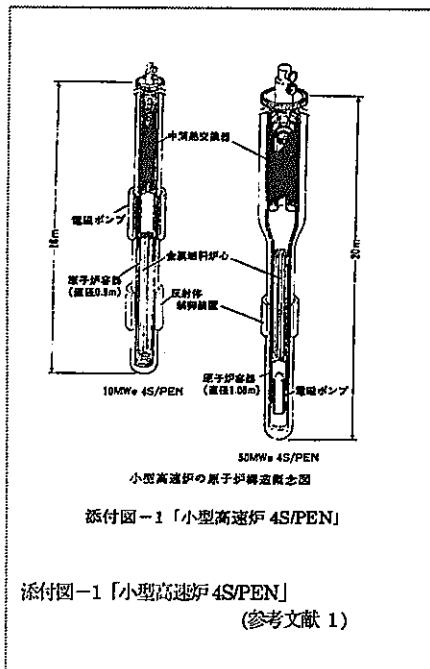


表3. 2. 2-1. 热流动課題の整理 (原子炉容器のコンパクト化)

[課題整理]

| 熱流动課題 | 課題の有無 | 備考 |
|-----------|-----------------|---|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面揺動 | 有り プレナム内流速の高速化に伴い液面揺動は増大する |
| | (2) 気泡巻込み | 上記と同様の理由により気泡巻込みを生じやすくなる |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | なし カバーガスのナトリウム中溶解度に対するプレナム内流速の影響は小さい |
| 熱・流动相互作用 | (1) 温度成層化 | なし プレナム内流速の高速化に伴い成層界面温度勾配は緩和される方向となる |
| | (2) 自然循環 | 有り (特に過渡挙動) |
| 流動相互作用・構造 | (1) 流力振動 | 有り プレナム内流速の高速化に伴い炉内構造物の耐流力振動設計はより重要な課題となる |
| 熱・相互作用・構造 | (1) サーマルストライピング | なし 温度ゆらぎに対する設計で重要なとなる UCS 下部領域に対する直接的な影響はない |
| | (2) 系統熱過渡 | 有り プレナム内流速の高速化に伴い炉内の熱過渡変化はより急峻になる |
| その他 | (1) ミスト蒸着 | なし 自由液面の面積が削減されたためミストの蒸発量は低減する |
| | (2) キャビテーション | なし 原子炉容器のサイズが直接影響する課題ではない |
| | (3) ナトリウム漏洩 | なし 原子炉容器パウンダリ面積はむしろ低減する |

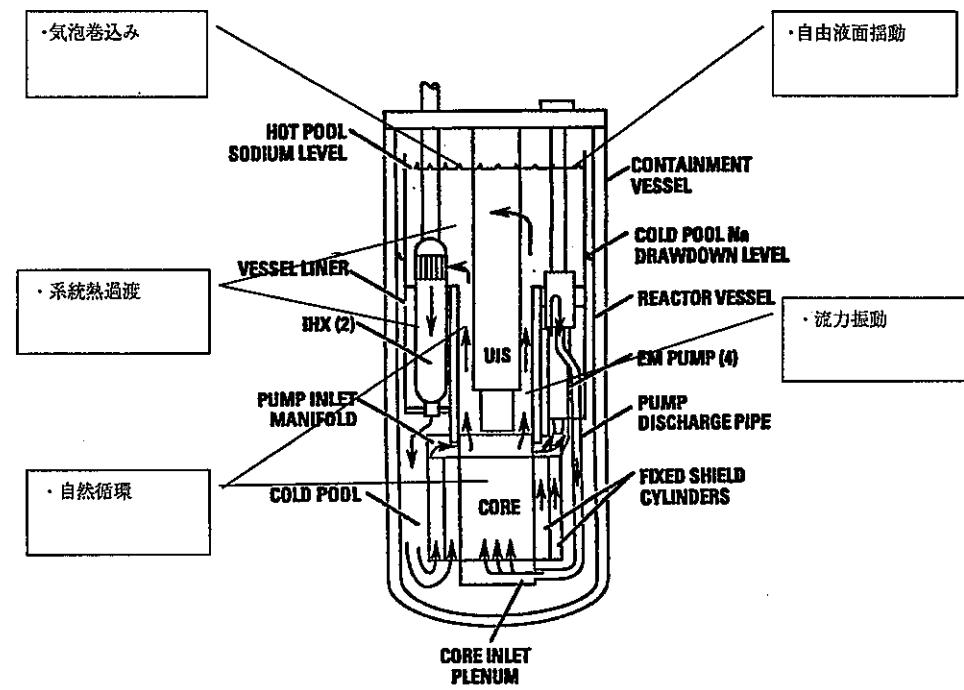


表3. 2. 2-2. 热流动課題の整理（崩壊熱除去系の簡素化（RVACSの採用））

[課題整理]

| 熱流动課題 | | 課題の有無 | 備考 |
|-----------|-----------------|-------|-----------------------------------|
| 気液界面現象 | (1) 自由液面摺動 | なし | |
| | (2) 気泡巻込み | なし | |
| | (3) カバーガス溶存・輸送 | なし | |
| 用熱・流动相互作用 | (1) 温度成層化 | 有り | RVACS 作動時の原子炉容器内热流动挙動に関する研究が必要 |
| | (2) 自然循環 | 有り | 特に、炉心・プレナム相互作用、除热量の向上策等についての研究が必要 |
| 貯流・相互作用構 | (1) 流力振動 | なし | |
| 造熱・流动・構 | (1) サーマルストライピング | なし | |
| | (2) 系統熱過渡 | 有り | RVACS 作動時の原子炉容器内热流动挙動に関する研究が必要 |
| その他 | (4) ミスト蒸着 | なし | |
| | (5) キャビテーション | なし | |
| | (6) ナトリウム漏洩 | なし | |

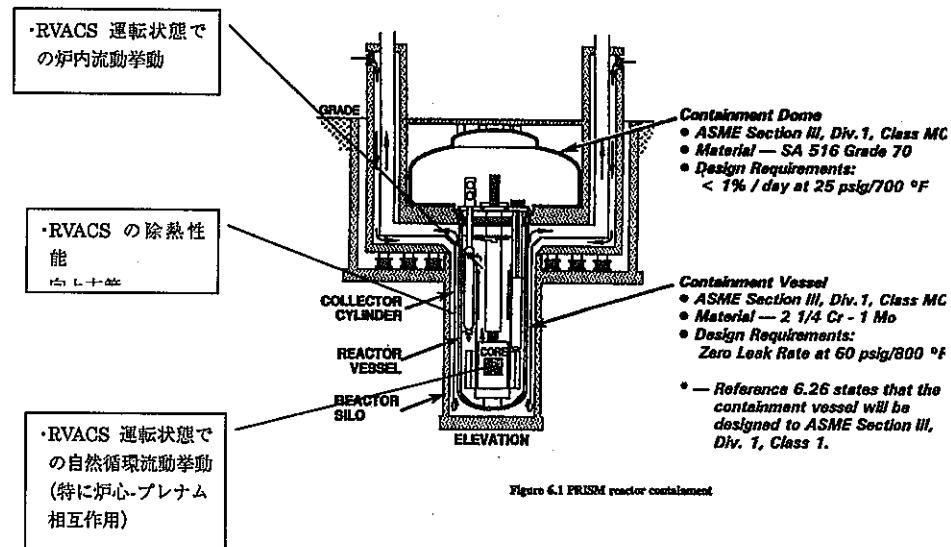


Figure 6.1 PRISM reactor containment

表3. 3. 3-4. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用)

| 性質流体 | | 基準(JNC大規模) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.95) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.90) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.85) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.80) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.75) | 原子炉プレナム径の縮小比(φ=0.70) | PRISM相当 | 備考 |
|---------|---|------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------|-------------------|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MWt) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度(℃) | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 338 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 485 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 147 | |
| | 5. 1次冷却剂流量(kg/s) | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 2.04E+04 | 1.64E+04 | |
| | 6. 加压水圧力(10Pa) | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | |
| | 7. 护心外径(m) | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.70 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 9.40 | 8.93 | 8.46 | 7.99 | 7.52 | 7.05 | 6.58 | 7.60 | PRISMは内筒直径 |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 9.60 | |
| | 10. 护心上部直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | PRISM直徑として算出できるので |
| | 11. 原子炉容器の内厚(m) | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | ±2 |
| | 12. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 想定値 |
| | 13. 原子炉プレナム往線小比(-) | 1.00 | 0.95 | 0.90 | 0.85 | 0.80 | 0.75 | 0.70 | 1.00 | |
| 物性値 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | |
| | 2. 热导率(平均温度)(kg/mK) | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.53E+02 | |
| | 3. 热粘性系数(高温側)(m ² /s) | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.78E-07 | 2.88E-07 | |
| | 4. 热粘性系数(平均温度)(m ³ /s) | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.25E-07 | |
| | 5. 热伝導率(高温側)(W/mK) | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.71E+01 | 6.83E+01 | |
| | 6. 热伝導率(平均温度)(W/mK) | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 7.18E+01 | |
| | 7. 定圧比熱(高温側)(J/kgK) | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | 1.31E+03 | |
| | 8. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | |
| | 9. Pr数(高温側)(-) | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.70E-03 | 4.80E-03 | |
| | 10. Pr数(平均温度)(-) | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 5.15E-03 | |
| | 11. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430°C) |
| | 12. 構造物の密度(kg/m ³) | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 7.77E+03 | 同上 |
| | 13. 構造物の比熱(J/kgK) | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 5.88E+02 | 同上 |
| 評価パラメータ | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 3.48E-02 | 3.86E-02 | 4.30E-02 | 4.82E-02 | 5.44E-02 | 6.19E-02 | 7.11E-02 | 4.24E-02 | トリップ後の流量で算出 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等価径基準)(Re) | 1.07E+06 | 1.13E+06 | 1.19E+06 | 1.26E+06 | 1.34E+06 | 1.43E+06 | 1.53E+06 | 9.91E+05 | |
| | ・ベクレ数(プレナム等価径基準)(Pe) | 5.32E+03 | 5.60E+03 | 5.92E+03 | 6.26E+03 | 6.66E+03 | 7.10E+03 | 7.61E+03 | 5.10E+03 | |
| | ・構造物表面熱伝達率h(W/m ² K) | 2.15E+02 | 2.34E+02 | 2.57E+02 | 2.82E+02 | 3.13E+02 | 3.48E+02 | 3.91E+02 | 2.66E+02 | Sabotins |
| | ② 流体温度変化の時定数θ ₁ の相対比 流体温度変化の時定数θ ₁ の試算値(1/s) | 1.0 | 1.1 | 1.2 | 1.4 | 1.5 | 1.8 | 2.0 | 0.7 | |
| | 0.006 | 0.007 | 0.008 | 0.009 | 0.010 | 0.011 | 0.013 | 0.004 | | |
| | ③ 構造物温度変化の時定数θ ₂ の相対比 構造物温度変化の時定数θ ₂ の試算値(1/s) | 1.00 | 1.08 | 1.18 | 1.28 | 1.41 | 1.55 | 1.72 | 1.20 | |
| | 0.0009 | 0.0009 | 0.0010 | 0.0011 | 0.0012 | 0.0013 | 0.0015 | 0.0010 | | トリップ後600秒の値 |
| | ④ 流体温度変化幅ΔT ₁ の相対比 構造物温度変化幅ΔT ₁ の試算値(℃) | 1.00 | 1.01 | 1.02 | 1.03 | 1.04 | 1.04 | 1.04 | 1.13 | |
| | 114.0 | 115.4 | 116.6 | 117.5 | 118.1 | 118.5 | 118.8 | 129.0 | 同上 | |
| | ⑤ 構造物温度変化幅ΔT ₂ の相対比 構造物温度変化幅ΔT ₂ の試算値(℃) | 1.00 | 1.10 | 1.22 | 1.35 | 1.49 | 1.64 | 1.81 | 1.24 | |
| | 30.8 | 34.1 | 37.6 | 41.6 | 45.9 | 50.6 | 55.8 | 38.2 | 同上 | |

表3.3.3-3. 原子炉容器コンパクト化に係る熱流動課題の評価（流動・構造相互作用）

| 作動流体 | | 基準 (JNC大型炉) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.95$) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.90$) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.85$) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.80$) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.75$) | 原子炉ブレナム径の縮小比 ($\alpha=0.70$) | PRISM相当 | 備考 |
|---------|----------------------|-------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|----------|--------------------------|
| 主要物質 | 1. 原子炉出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度 (°C) | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 338 | |
| | 3. 原子炉出口温度 (°C) | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 485 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差 (°C) | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 147 | |
| | 5. 1次冷却材流量 (kg/h) | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 1.64E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失 (MPa) | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | |
| | 7. 炉心外径 (m) | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.70 | |
| | 8. 原子炉ブレナム内径 (m) | 9.40 | 8.93 | 8.46 | 7.99 | 7.52 | 7.05 | 6.58 | 7.60 | PRISMは内筒直徑 |
| | 9. 原子炉ブレナム高さ (m) | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 9.60 | |
| | 10. 炉心上部環境直徑 (m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 炉心上部環境として期待できる。 |
| | 11. 原子炉ブレナム経路小比 (-) | 1.00 | 0.95 | 0.90 | 0.85 | 0.80 | 0.75 | 0.70 | - | ±1% |
| 物理量 | 1. 密度 (沈没側) (kg/m³) | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.36E+02 | |
| | 2. 構造物の密度 (kg/m³) | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | 7.73E+03 | SUS材(630°C) |
| | 3. 離岸係数比 (-) | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 1.00E-03 | 0.1%を想定 |
| 評価パラメータ | ・流速 (ブレナム上昇平均流速) (v) | 3.51E-01 | 3.89E-01 | 4.33E-01 | 4.86E-01 | 5.48E-01 | 6.24E-01 | 7.16E-01 | 4.33E-01 | |
| | ①換算流速 Vrの相対比 | 1.00 | 1.11 | 1.23 | 1.38 | 1.56 | 1.78 | 2.04 | 1.24 | 構造物の固有振動数化 代表振幅は同等と想定 |
| | ②換算減衰 Cnの相対比 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 0.99 | |
| | 換算減衰 Cnの試算値 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | |
| | ③ランダム振動振幅 (y/d)の相対比 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 1.01 | いづれも Vr=0.9の条件での設計を前提 |

表3.3.3-2. 原子炉容器コンパクト化に係る熱流動課題の評価(熱流動相互作用)

| 作動条件 | | 基準(JNC大炉) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.95$) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.90$) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.85$) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.80$) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.75$) | 原子炉プレナム径の縮小比($\alpha=0.70$) | PRISM相当 | 備考 |
|--|--|-----------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|---|-----------------------|
| 主要諸元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入口温度(℃) | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 338 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 485 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 147 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 1.64E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | |
| | 7. 炉心外径(m) | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.70 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 9.40 | 8.93 | 8.46 | 7.99 | 7.52 | 7.05 | 6.58 | 7.60 | PRISMは内径直徑 |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 9.60 | |
| | 10. 炉心上部燃焼直徑(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | USINGは燃焼して直徑で表示されています |
| | 11. 原子炉容器の肉厚(m) | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 0.050 | 想定値 |
| | 12. 原子炉トリップ時の定格流量比(-) | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.10 | |
| | 13. 原子炉プレナム半径小比(-) | 1.00 | 0.95 | 0.90 | 0.85 | 0.80 | 0.75 | 0.70 | — | |
| 物性値 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.36E+02 | |
| | 2. 衝撃度(低温側)(kg/m ³) | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.59E+02 | 8.71E+02 | |
| | 3. 鋏粘性係数(平均温度)(m ² /s) | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.05E-07 | 3.25E-07 | |
| | 4. 熱伝導率(平均温度)(W/mK) | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 6.99E+01 | 7.18E+01 | |
| | 5. 定圧比熱(平均温度)(J/kgK) | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | 1.32E+03 | |
| | 6. Pr数(平均温度)(-) | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 4.96E-03 | 5.15E-03 | |
| | 7. 構造物の熱伝導率(W/mK) | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | 1.90E+01 | SUS材を想定(430℃) |
| 評価パラメータ | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 3.45E-02 | 3.83E-02 | 4.26E-02 | 4.78E-02 | 5.40E-02 | 6.14E-02 | 7.05E-02 | 4.24E-02 | |
| | ・リチャードソン数(相対流)(Re) | 1.00E+00 | 8.15E-01 | 6.56E-01 | 5.22E-01 | 4.10E-01 | 3.16E-01 | 2.40E-01 | 8.02E-01 | 流速はプレナム上昇平均流速vを使用 |
| | ・レイノルズ数(プレナム等価径基準)(Re) | 1.06E+06 | 1.12E+06 | 1.18E+06 | 1.25E+06 | 1.33E+06 | 1.42E+06 | 1.52E+06 | 9.92E+05 | 同上 |
| | ・ベクレ数(プレナム等価径基準)(Pe) | 5.288E+03 | 5.56E+03 | 5.87E+03 | 6.21E+03 | 6.60E+03 | 7.04E+03 | 7.54E+03 | 5.10E+03 | 同上 |
| | ・グラスホッフ数(プレナム等価径基準)(Gr) | 2.99E+15 | 2.56E+15 | 2.18E+15 | 1.83E+15 | 1.53E+15 | 1.26E+15 | 1.02E+15 | 1.68E+15 | |
| | ・ヌケルト数(プレナム等価径基準)(Nu) | 2.88E+01 | 2.98E+01 | 3.09E+01 | 3.21E+01 | 3.34E+01 | 3.49E+01 | 3.66E+01 | 2.81E+01 | 流速はプレナム上昇平均流速vを使用 |
| | ・修正ピオ数(BI) | 1.26E+00 | 1.37E+00 | 1.50E+00 | 1.65E+00 | 1.83E+00 | 2.04E+00 | 2.29E+00 | 2.35E+00 | |
| | ・構造物表面熱伝導率(h(W/m ² K)) | 2.14E+02 | 2.33E+02 | 2.55E+02 | 2.81E+02 | 3.11E+02 | 3.46E+02 | 3.89E+02 | 2.66E+02 | Subbotin |
| | ①界面温度勾配 γ_1 の相対比 界面温度勾配 γ_1 の試算値(℃/m) | 1.00 | 0.81 | 0.66 | 0.52 | 0.41 | 0.32 | 0.24 | 0.80 | |
| ②界面昇温流速 v_1 の相対比 界面昇温流速 v_1 の試算値(m/s) | 1000 | 815 | 656 | 522 | 410 | 316 | 240 | 802 | 大型炉での温度勾配 $\gamma_1=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 | |
| | — | — | — | — | — | — | — | — | | |
| | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0002 | 0.0003 | 0.0006 | 0.0000 | | |
| | 1.00 | 0.83 | 0.69 | 0.56 | 0.45 | 0.36 | 0.28 | 0.93 | | |
| | 674 | 562 | 463 | 378 | 304 | 241 | 187 | 629 | 大型炉での温度勾配 $\gamma_1=1000^{\circ}\text{C}/\text{m}$ を仮定 | |

表3.3.3-1. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(気液界面現象)

| 作動流体 | | 基準 (JNC大型炉) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.95$) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.90$) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.85$) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.80$) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.75$) | 原子炉プレナム径の 縮小比 ($\alpha=0.70$) | PRISM相当 | 備考 |
|---------|--------------------------------|-------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|----------|----------------------------|
| 主要構成元 | 1. 原子炉熱出力(MW) | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | 3200 | |
| | 2. 原子炉入り口温度(℃) | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 390 | 338 | |
| | 3. 原子炉出口温度(℃) | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 510 | 485 | |
| | 4. 原子炉入口/出口温度差(℃) | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 120 | 147 | |
| | 5. 1次冷却材流量(kg/s) | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 2.02E+04 | 1.64E+04 | |
| | 6. 炉心圧力損失(kPa) | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | 0.50 | |
| | 7. 炉心外径(m) | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.88 | 3.70 | |
| | 8. 原子炉プレナム内径(m) | 9.40 | 8.93 | 8.46 | 7.99 | 7.52 | 7.05 | 6.58 | 7.60 | PRISM社内筒直徑 |
| | 9. 原子炉プレナム高さ(m) | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 5.50 | 9.60 | |
| | 10. 炉心上部微構直径(m) | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | 0.00 | USAPR100E-2規則で定めた値 を用いる |
| | 11. 原子炉プレナム絶縁小比(-) | 1.00 | 0.95 | 0.90 | 0.85 | 0.80 | 0.75 | 0.70 | — | |
| 物性値 | 1. 密度(高温側)(kg/m ³) | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.30E+02 | 8.36E+02 | |
| | 2. 密度(低温側)(kg/m ³) | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.44E+02 | 8.53E+02 | |
| | 3. 表面張力係数(高温側)(N/m) | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | 1.54E-01 | |
| 評価パラメータ | ・流速(プレナム上昇平均流速)(v) | 3.48E-01 | 3.85E-01 | 4.29E-01 | 4.81E-01 | 5.43E-01 | 6.18E-01 | 7.10E-01 | 4.29E-01 | |
| | ・ウェーバ数(We) | 6.52E+02 | 8.00E+02 | 9.93E+02 | 1.25E+03 | 1.59E+03 | 2.06E+03 | 2.71E+03 | 9.98E+02 | 評価は共通条件を使用(-1) |
| | ①無次元振幅(Mf)の相対比 | 1.00 | 1.23 | 1.52 | 1.92 | 2.44 | 3.16 | 4.16 | 1.52 | |
| | ②摺動周波数 f の相対比 | 1.0 | 1.0 | 1.1 | 1.1 | 1.1 | 1.2 | 1.2 | 1.1 | |
| | 摺動周波数 f の計算値(Hz) | 0.3 | 0.3 | 0.3 | 0.3 | 0.3 | 0.4 | 0.4 | 0.3 | |
| | ③ウェーバ数 We の相対比(巻き込み限界) | 1.00 | 1.23 | 1.52 | 1.92 | 2.44 | 3.16 | 4.16 | 1.53 | |
| | | | | | | | | | | |

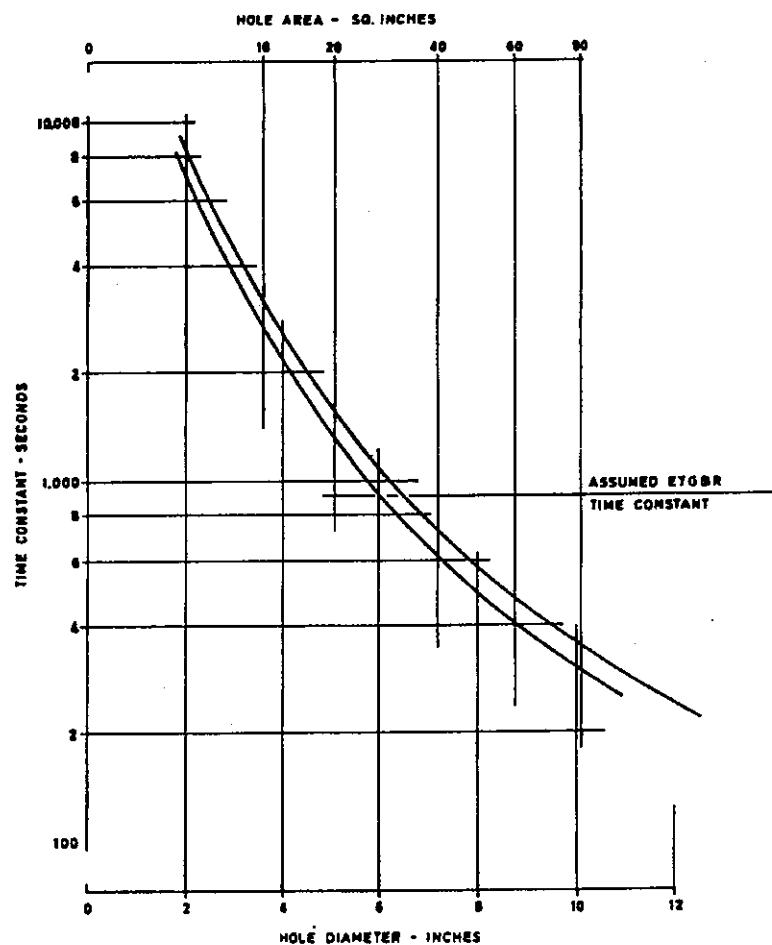


図 2.2.1-1 破損口寸法と減圧時定数との関係 ([1-4])

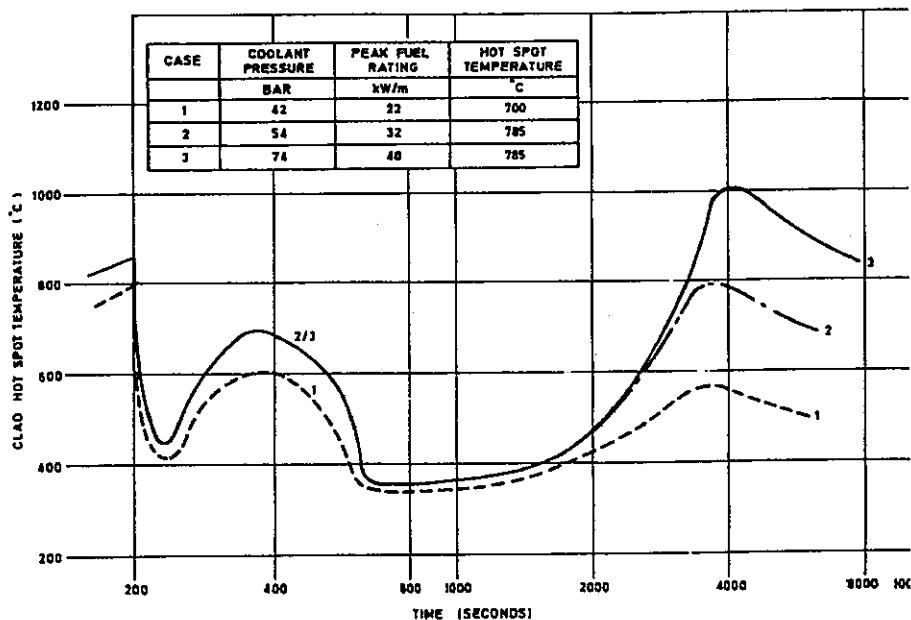


図 2.2.1-2 ETGBR の減圧事故解析による温度変化 ([1-4])

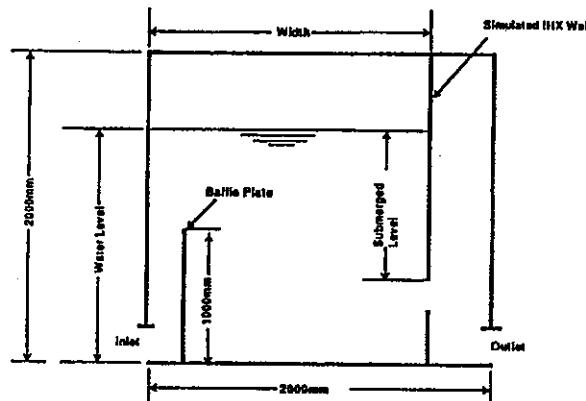


Fig.2 Test section.

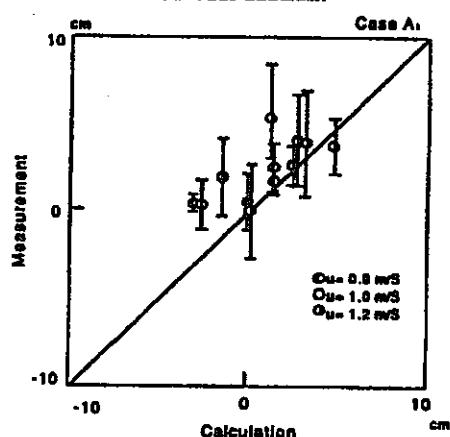


Fig.11 Surface level comparison between measurement and calculation.

図 2.3.1-1 自由液面運動に関する研究例 (矩形容器水流動試験)¹⁾

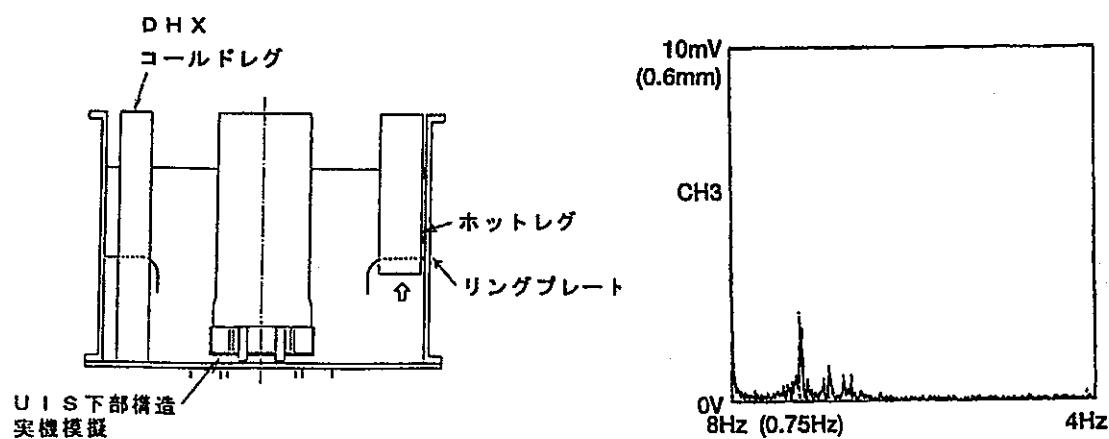


図 2.3.1-2 自由液面運動に関する研究例 (TE 原子炉容器水流動試験)²⁾

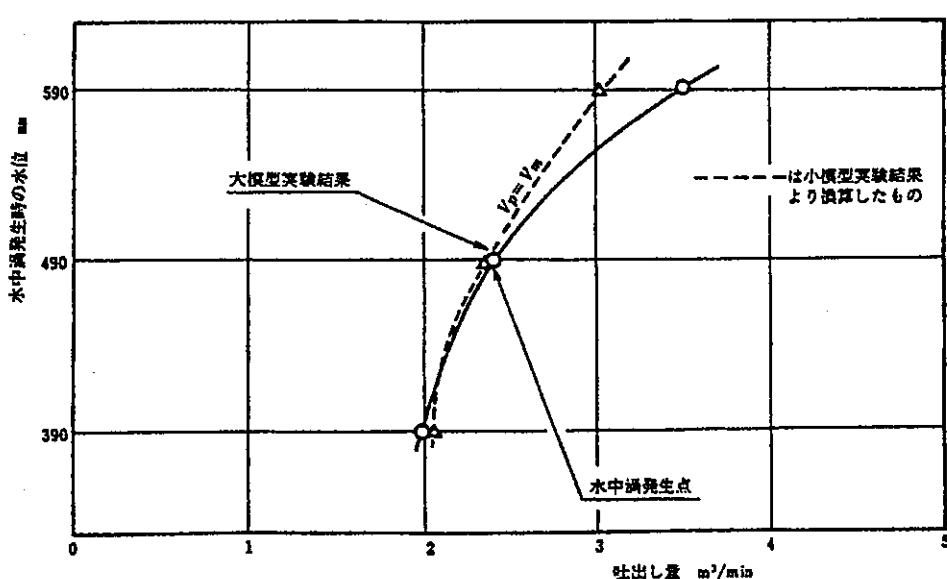
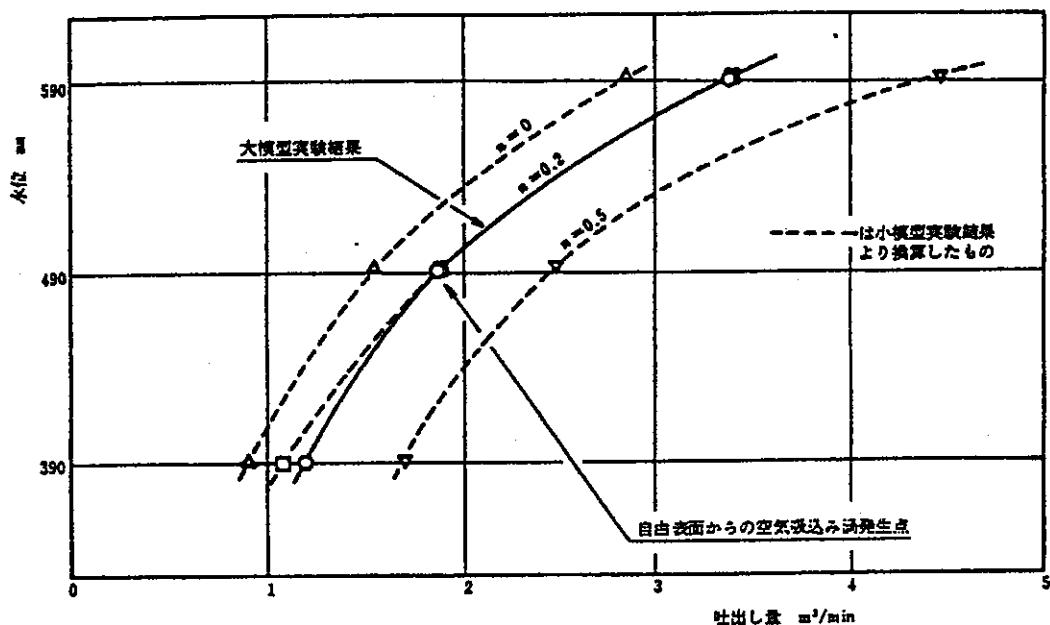


図 2. 3. 1 - 3 ポンプ吸い込み水槽の模型試験法³⁾

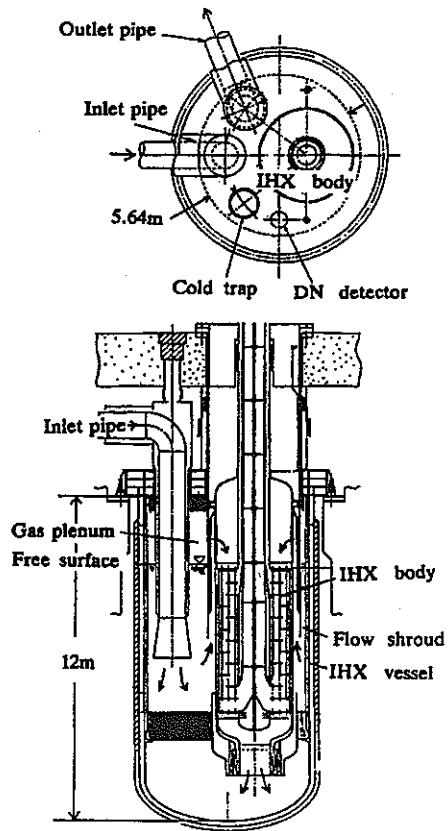


Fig. 1. Components in IHX vessel of top-entry reactor.

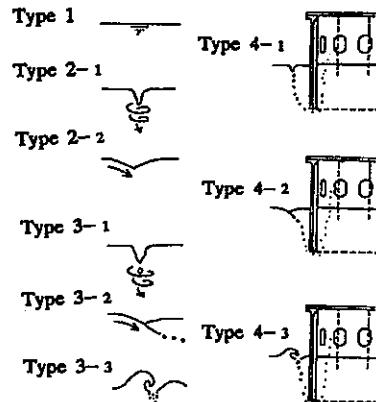


Fig. 2. Types of free surface.

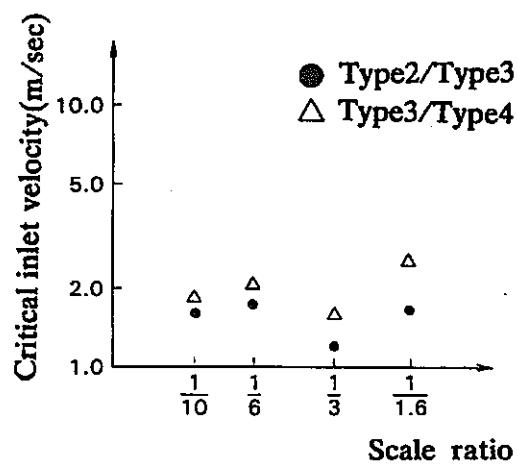


図 2. 3. 1-4 実証炉 IHX 容器でのガス巻き込み

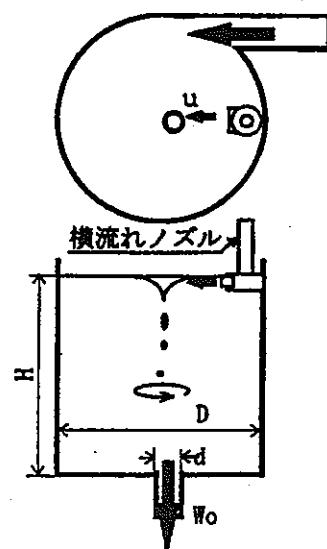


図-1 旋回渦と横流れノズル

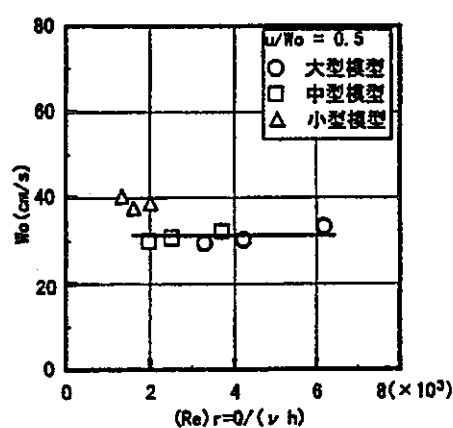


図-2 ガス巻込み発生限界出口流速 w_0 と
径方向レイノルズ数 $(Re)_r$ との関係

図 2. 3. 1-5 旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす模型縮尺の影響⁵⁾

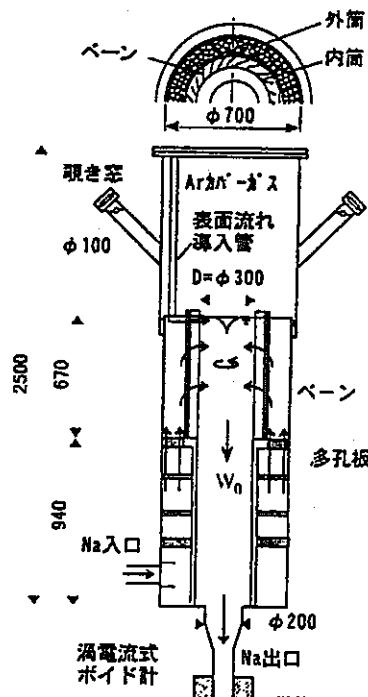


図1 Na実験装置

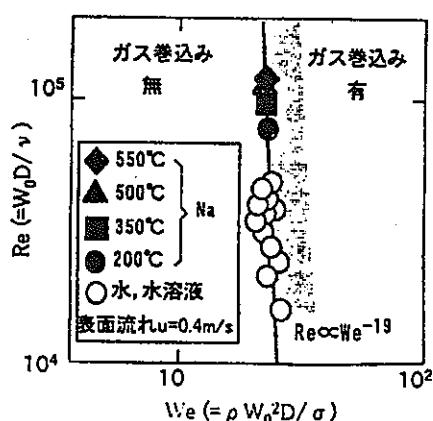


図2 ガス巻込み発生条件

図 2. 3. 1-6 旋回渦によるガス巻き込み現象に及ぼす物性値の影響評価^{6,7)}

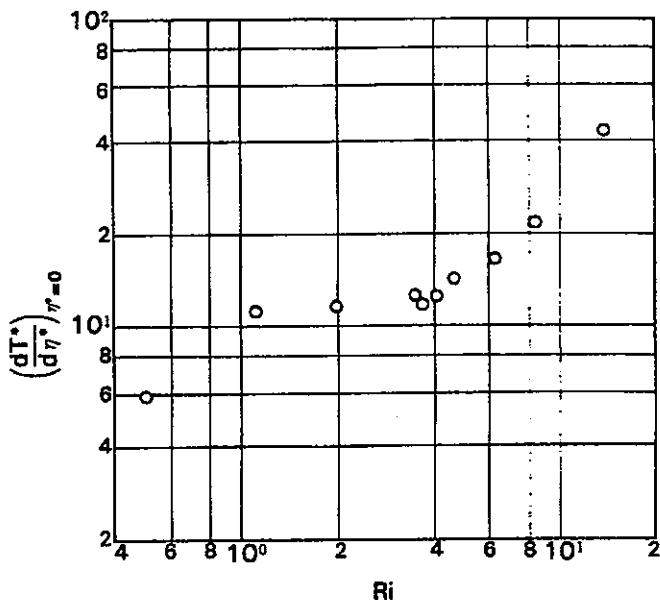
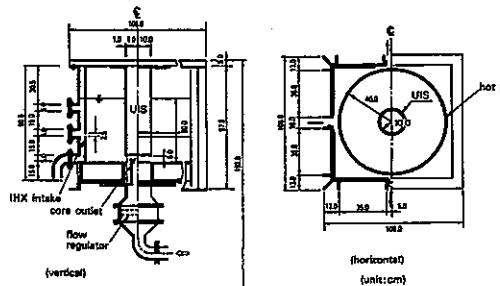


Fig. 17. Relationship between nondimensional temperature gradient at interface and Richardson number.

図 2. 3. 1-7 成層界面の温度勾配 (円筒体系水試験)⁹⁾

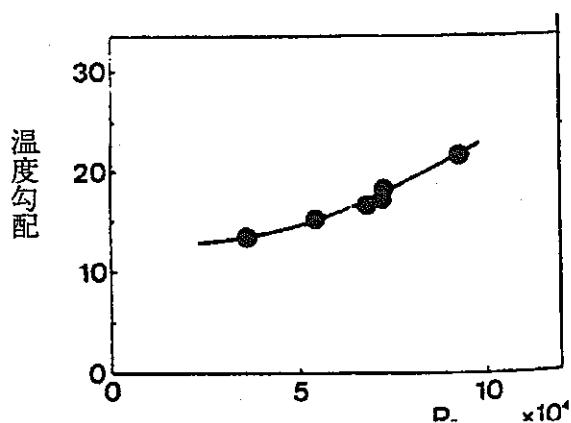


図 2. 3. 1-8 成層界面の温度勾配 (原電実証炉設計模擬体系)¹⁰⁾

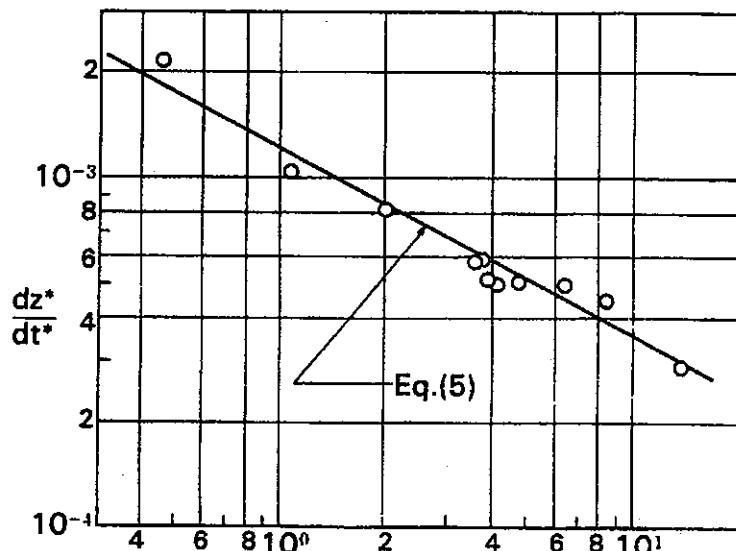


Fig. 15. Relationship between nondimensional rising velocity of interface and Richardson number.

図 2. 3. 1-9 成層界面の上昇速度 (円筒体系水試験)⁹⁾

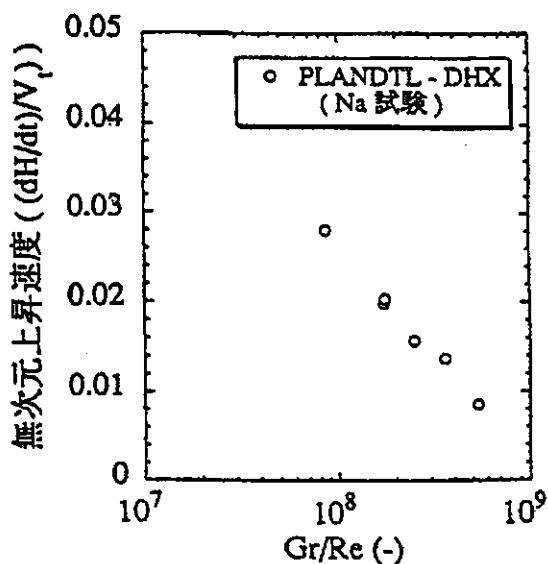


図 2 無次元上昇速度と Gr/Re 数の関係

図 2. 3. 1-10 成層界面の上昇速度 (ナトリウム試験)¹¹⁾

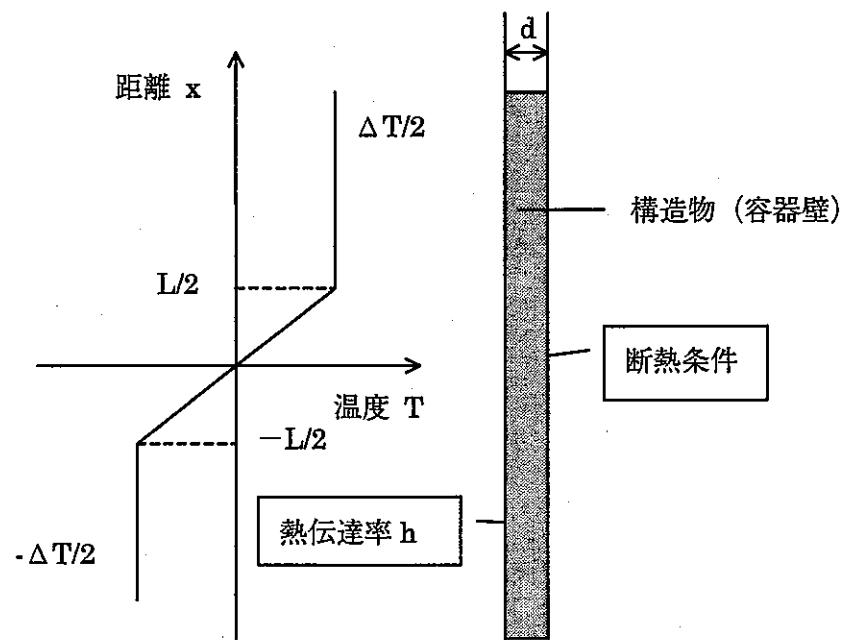


図 2.3.1-11 温度成層化による構造物の温度解析モデル

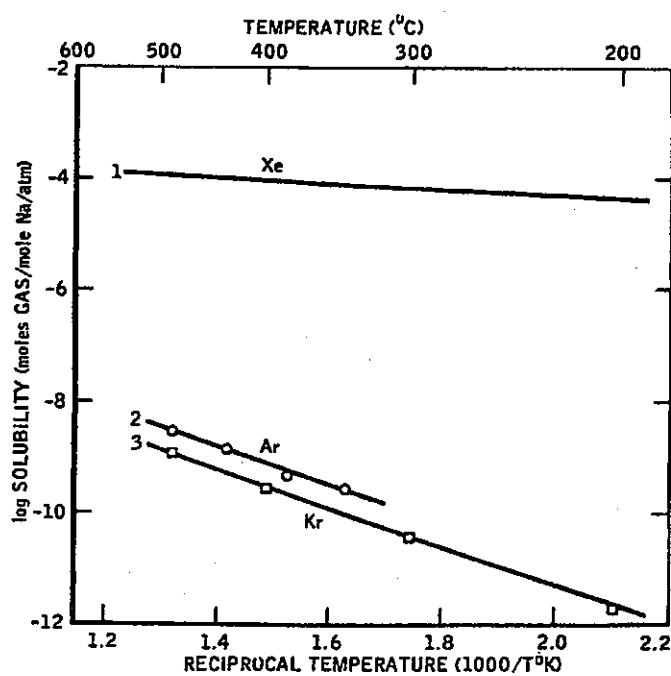


図2.3.2-1. ナトリウム中への希ガス溶解度
(SODIUM-NaK ENGINEERING HANDBOOK Vol.I, GORDON
AND BREACH,SCIENCE PUBLISHERS,INC,1972)

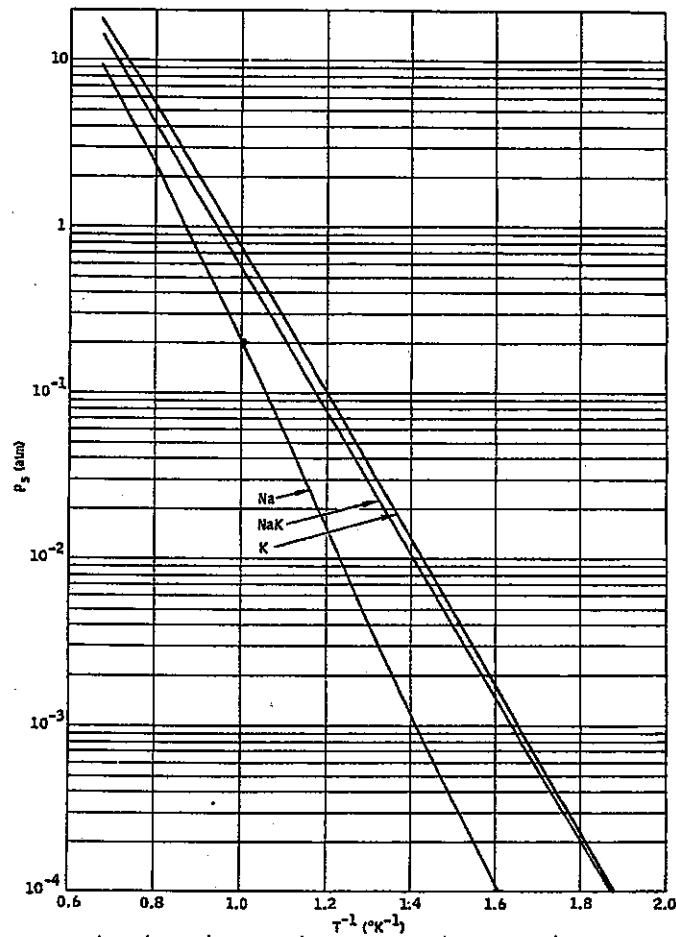


図 2. 3. 2-2 ナトリウムの蒸気圧

(SODIUM-NaK ENGINEERING HANDBOOK Vol.I, GORDON
AND BREACH, SCIENCE PUBLISHERS, INC, 1972)

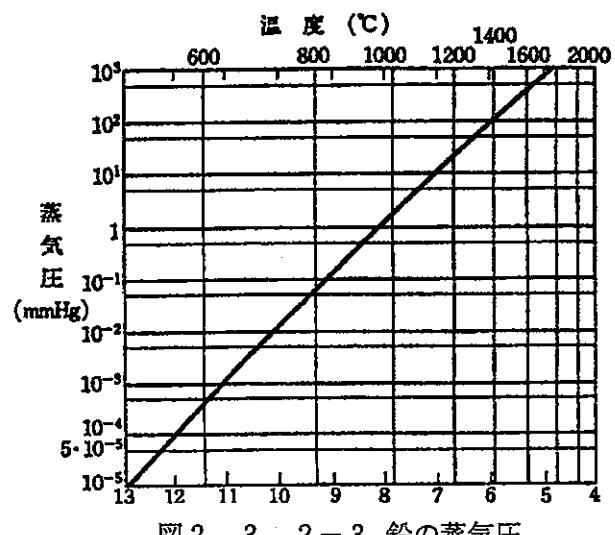


図 2. 3. 2-3 鉛の蒸気圧

(鉛ハンドブック改訂版、日本鉛亜鉛需要研究会、1992)

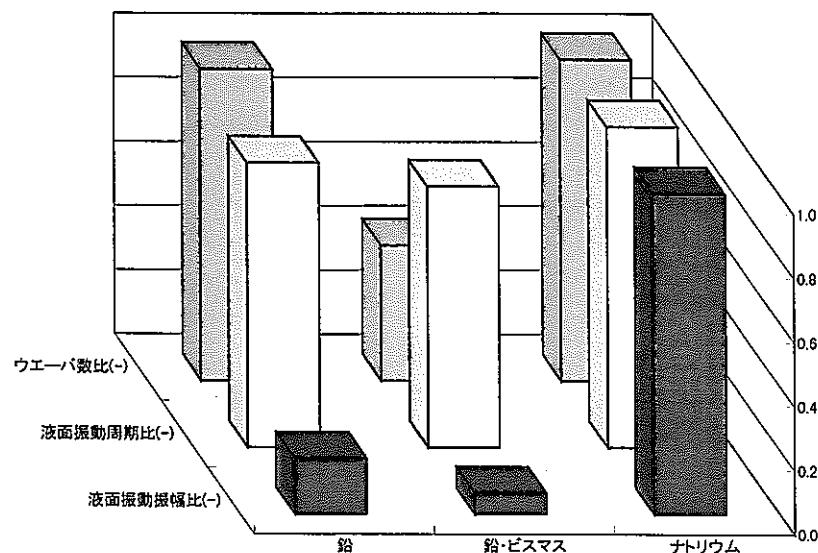


図2. 3. 3-1. 主要な熱流動課題の評価（気液界面現象：共通評価条件）

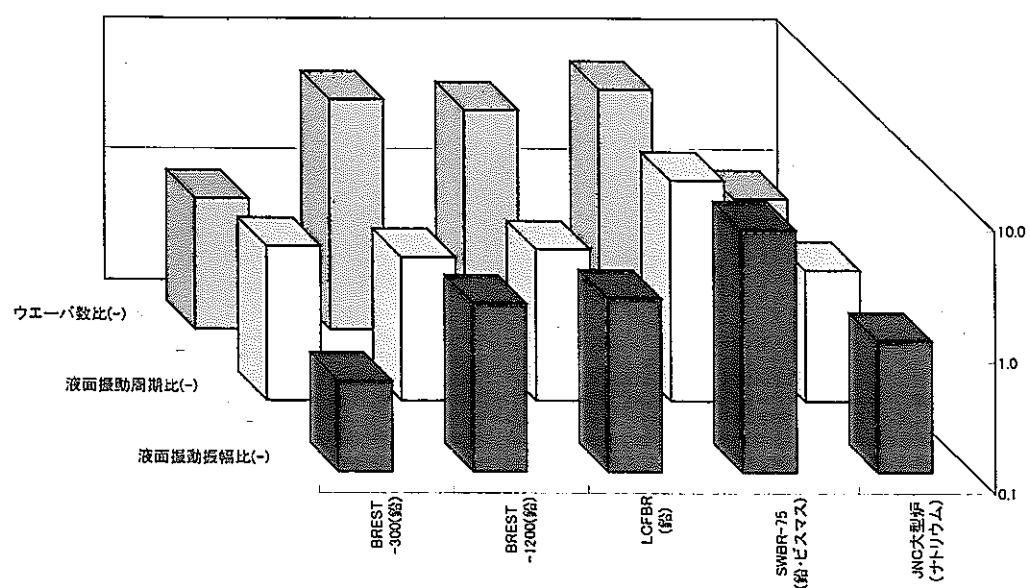


図2. 3. 3-2. 主要な熱流動課題の評価（気液界面現象：個別評価条件）

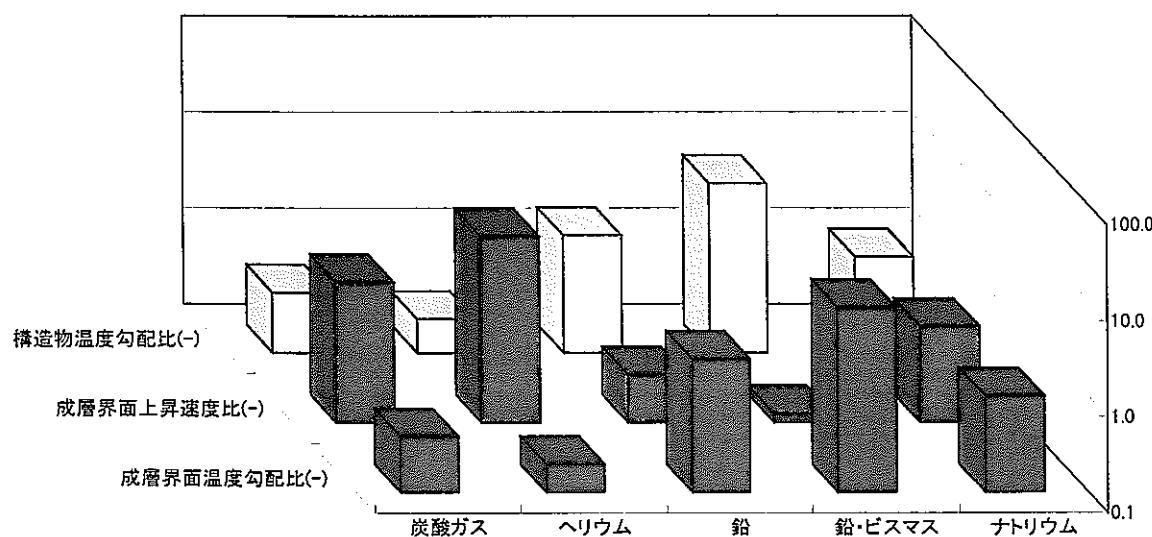


図 2. 3. 3-3. 主要な熱流動課題の評価 (温度成層化:共通評価条件)

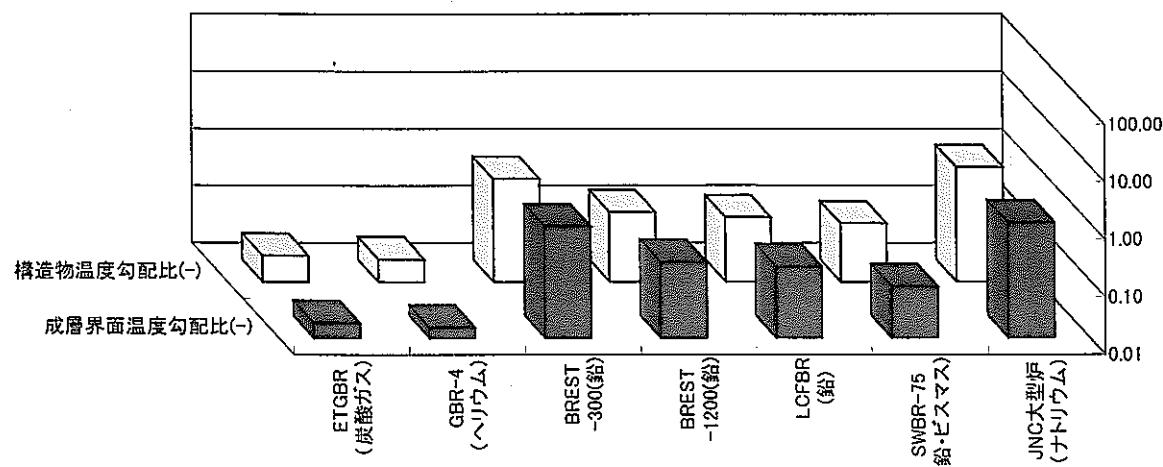


図 2. 3. 3-4 主要な熱流動課題の評価 (温度成層化:個別評価条件)

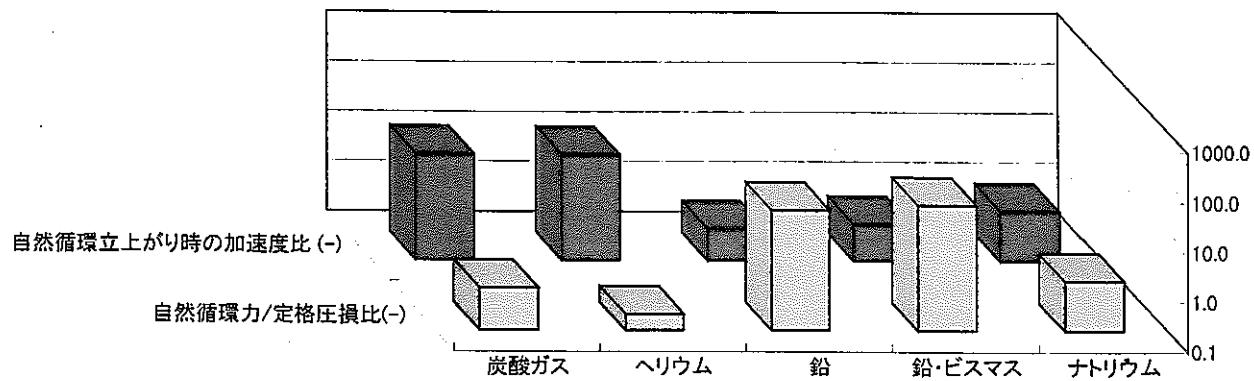


図2. 3. 3-5 (1). 主要な熱流動課題の評価（自然循環:共通評価条件）

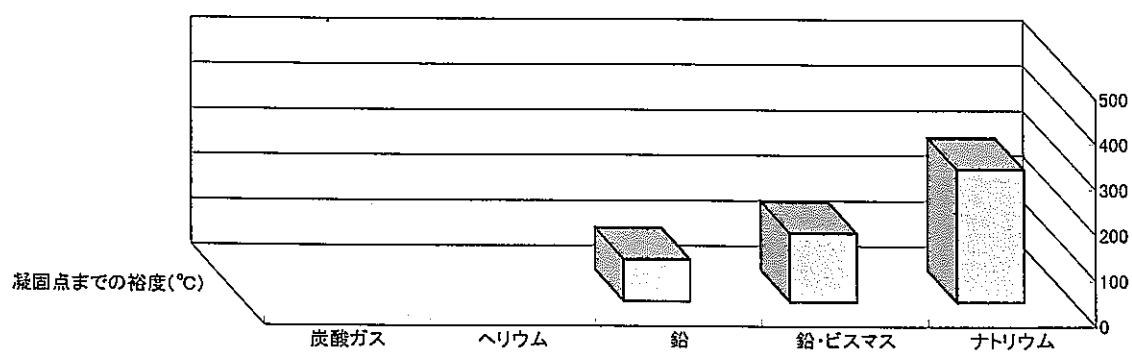


図2. 3. 3-5 (2). 主要な熱流動課題の評価（自然循環:共通評価条件）

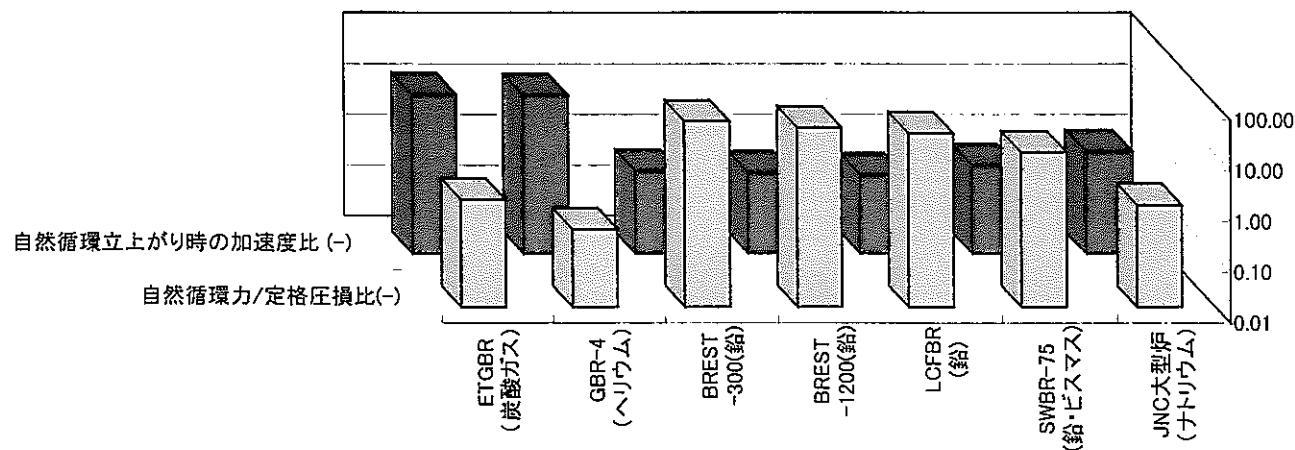


図2. 3. 3-6 (1) 主要な熱流動課題の評価（自然循環：個別評価条件）

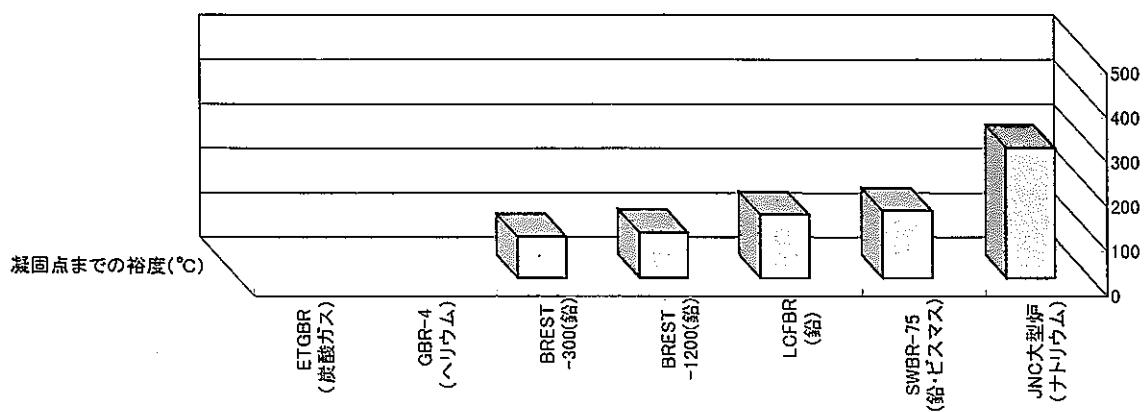


図2. 3. 3-6 (2) 主要な熱流動課題の評価（自然循環：個別評価条件）

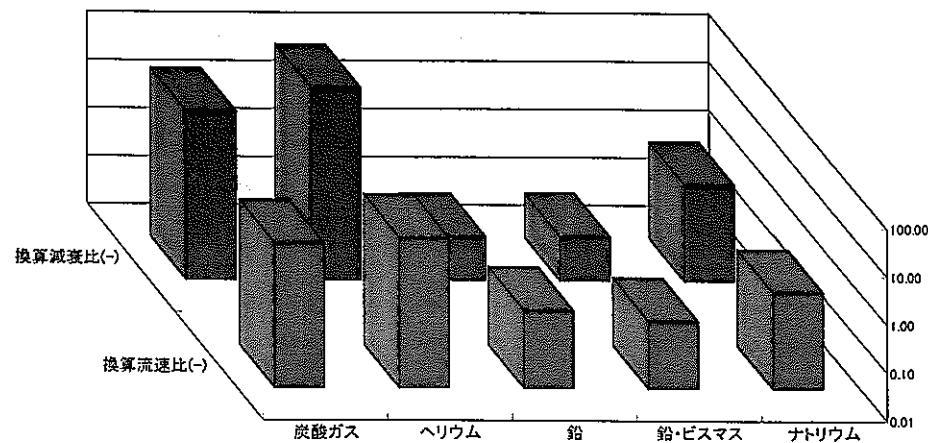


図2.3.3-7(1) 主要な熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：共通評価条件）

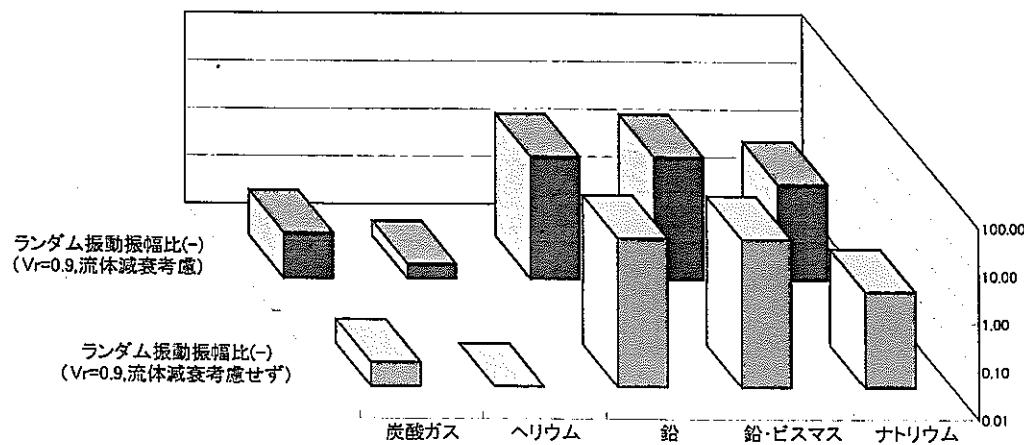


図2.3.3-7(2) 主要な熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：共通評価条件）

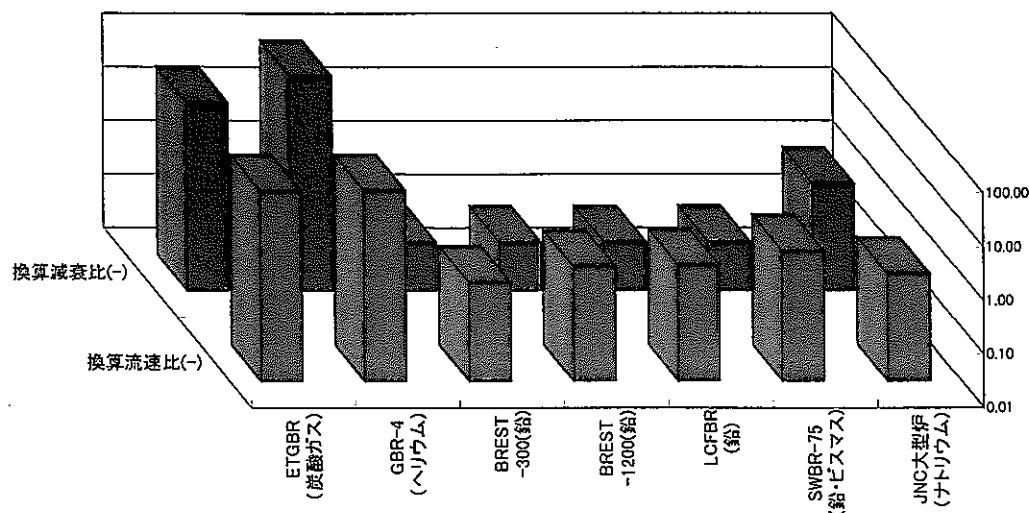


図2. 3. 3-8 (1). 主要な熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：個別評価条件）

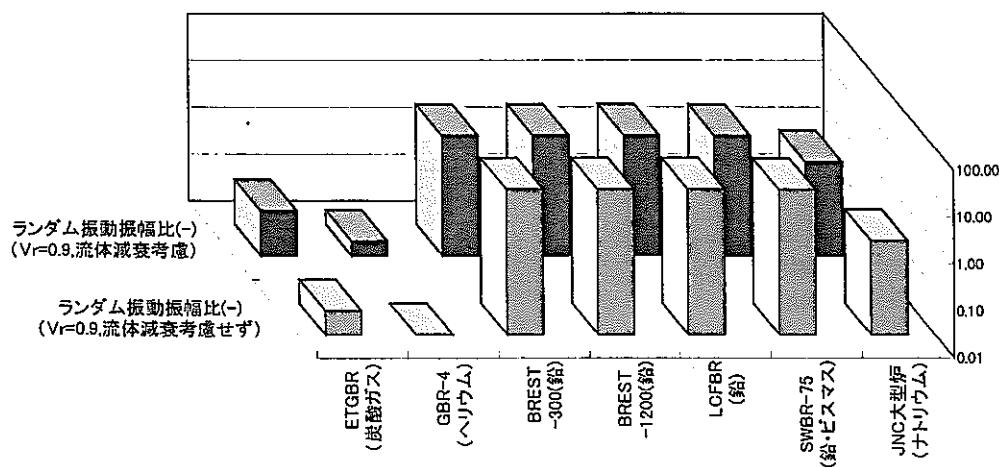


図2. 3. 3-8 (2). 主要な熱流動課題の評価（流動・構造相互作用：個別評価条件）

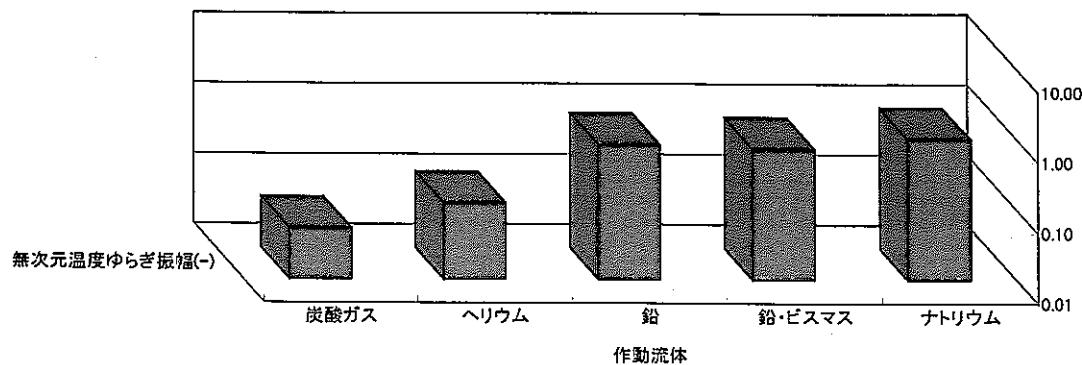


図2. 3. 3-9. 主要な熱流動課題の評価 (サーマルストライピング; 共通評価条件)

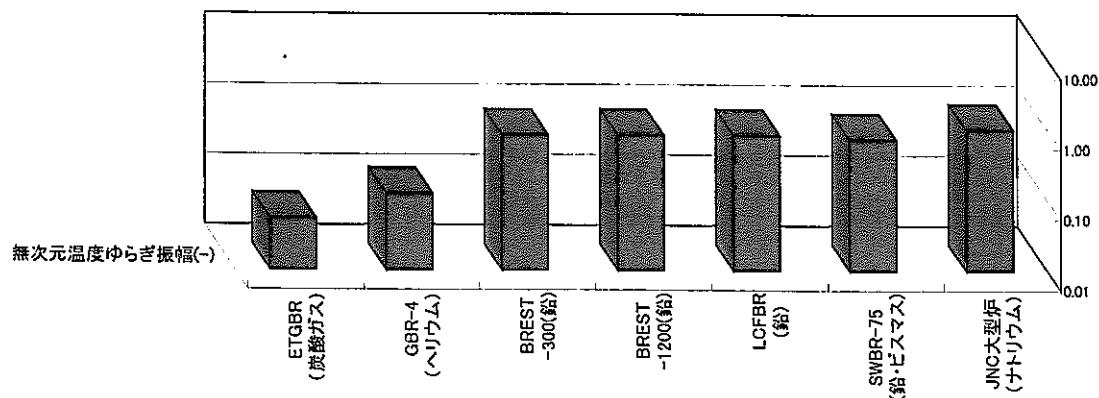


図2. 3. 3-10. 主要な熱流動課題の評価 (サーマルストライピング; 個別評価条件)

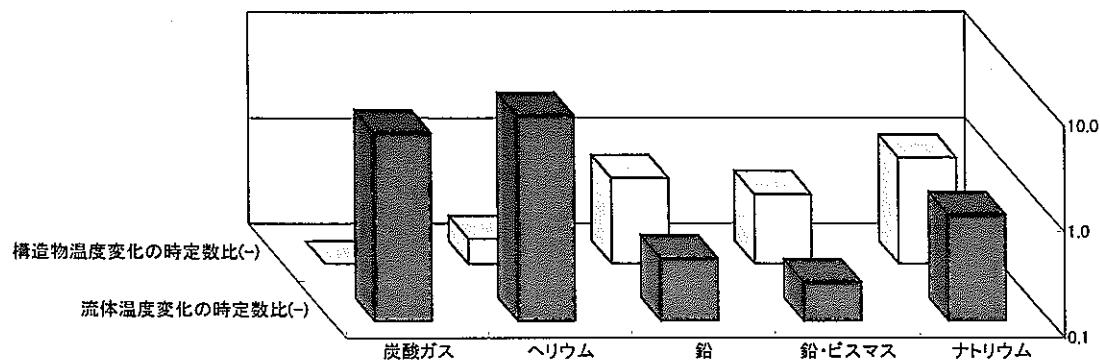


図2. 3. 3-11 (1). 主要な熱流動課題の評価（系統熱過渡：共通評価条件）

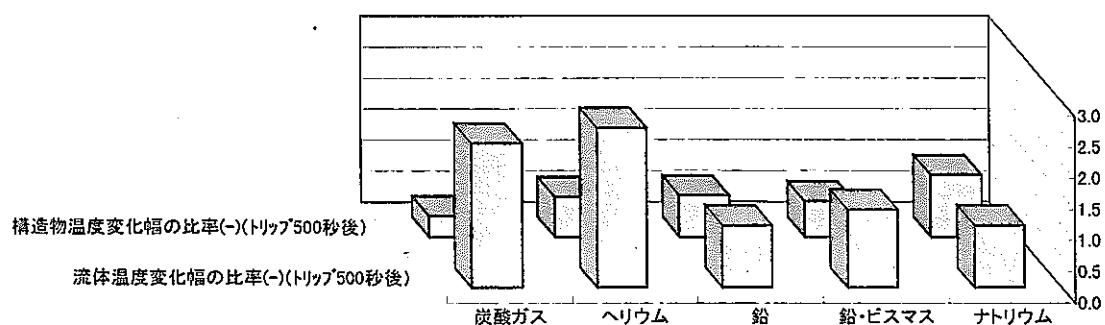


図2. 3. 3-11 (2). 主要な熱流動課題の評価（系統熱過渡：共通評価条件）

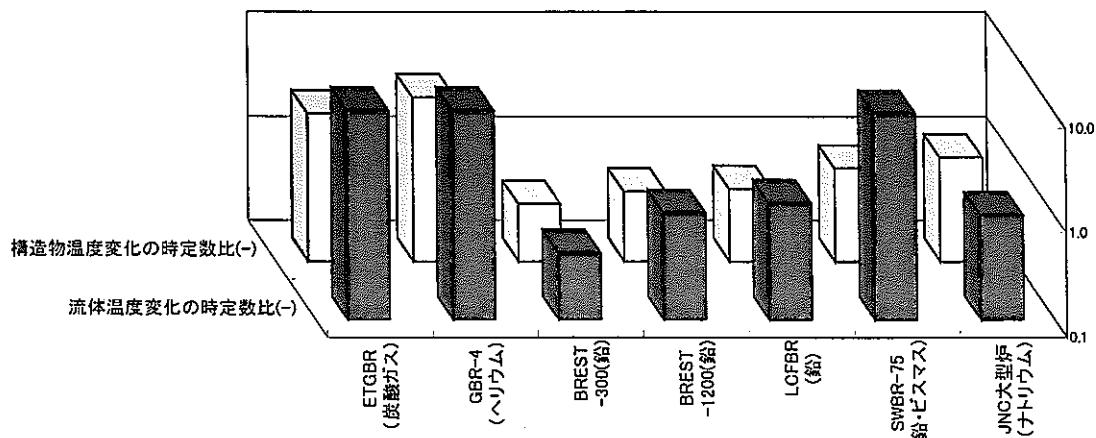


図2. 3. 3-12 (1). 主要な熱流動課題の評価 (系統熱過渡:個別評価条件)

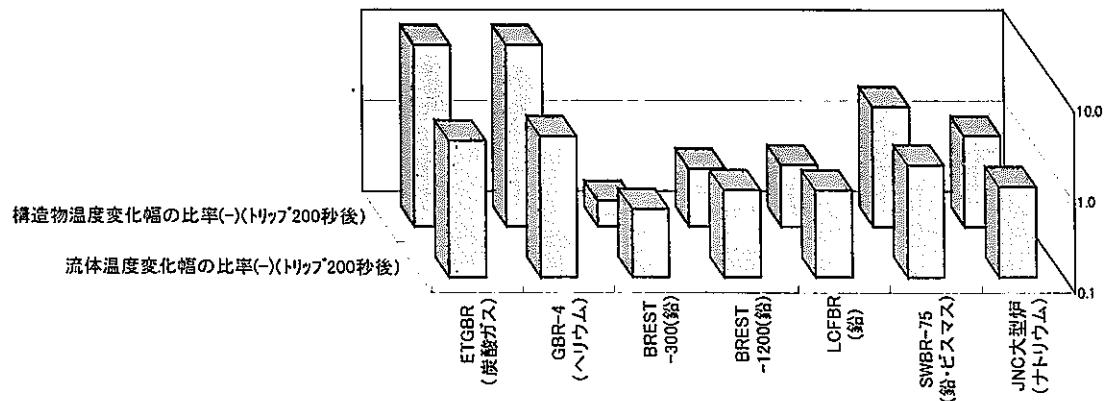


図2. 3. 3-12 (2). 主要な熱流動課題の評価 (系統熱過渡:個別評価条件)

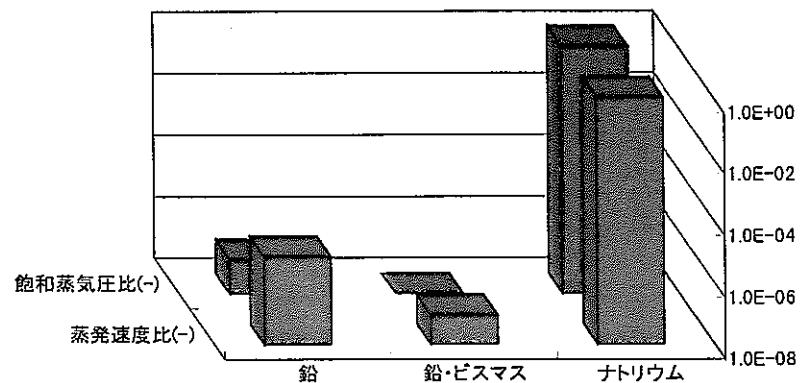


図 2. 3. 3-13 主要な熱流動課題の評価 (その他:共通評価条件)

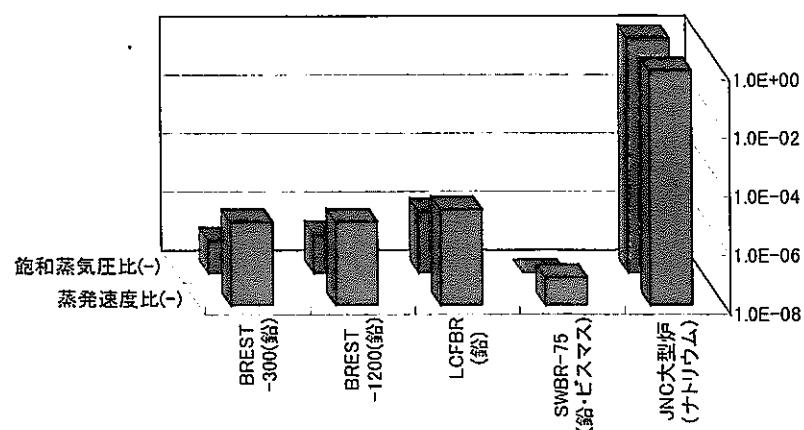


図 2. 3. 3-14 主要な熱流動課題の評価 (その他:個別評価条件)

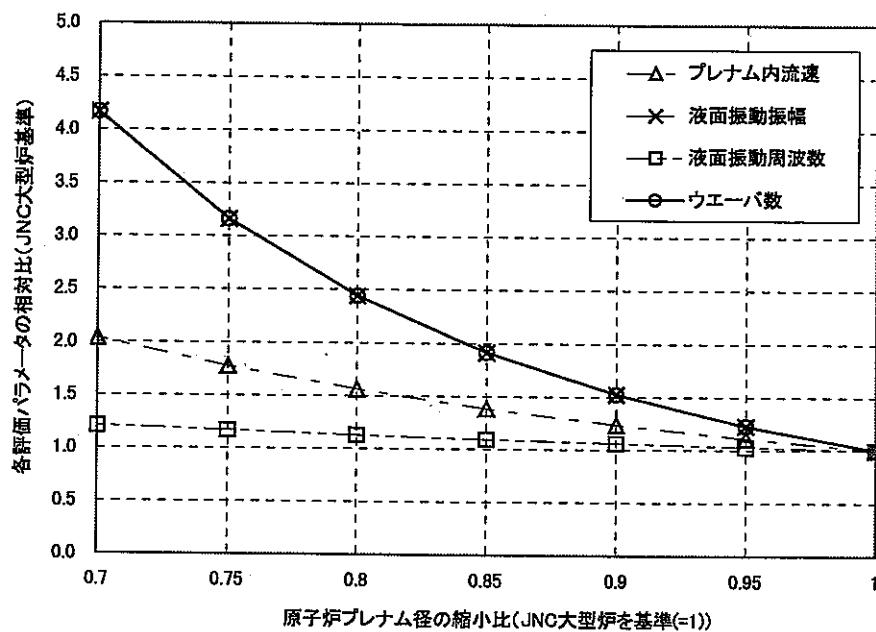


図3. 3-1. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(気液界面現象)

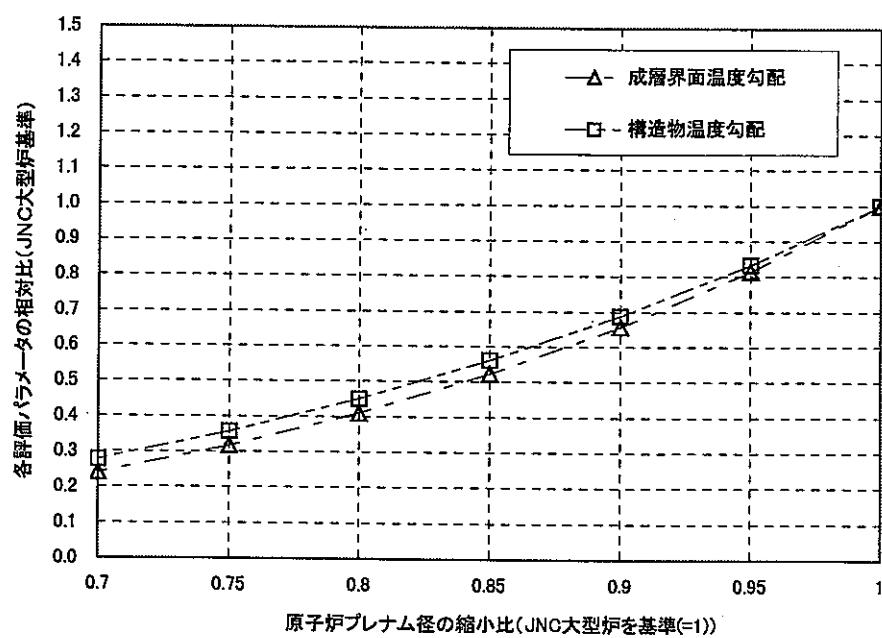


図3. 3-2. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(熱・流動相互作用)

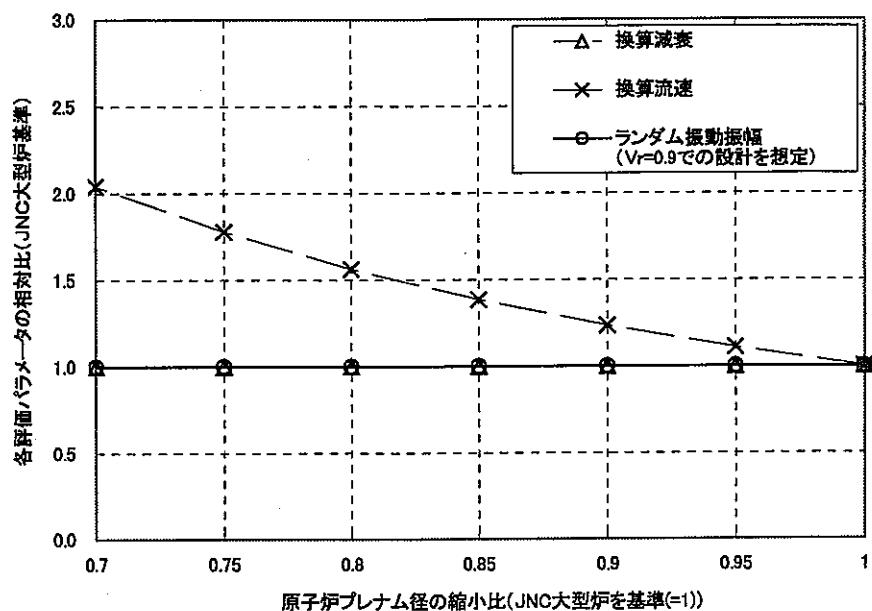


図3.3.3-3. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(流動・構造相互作用)

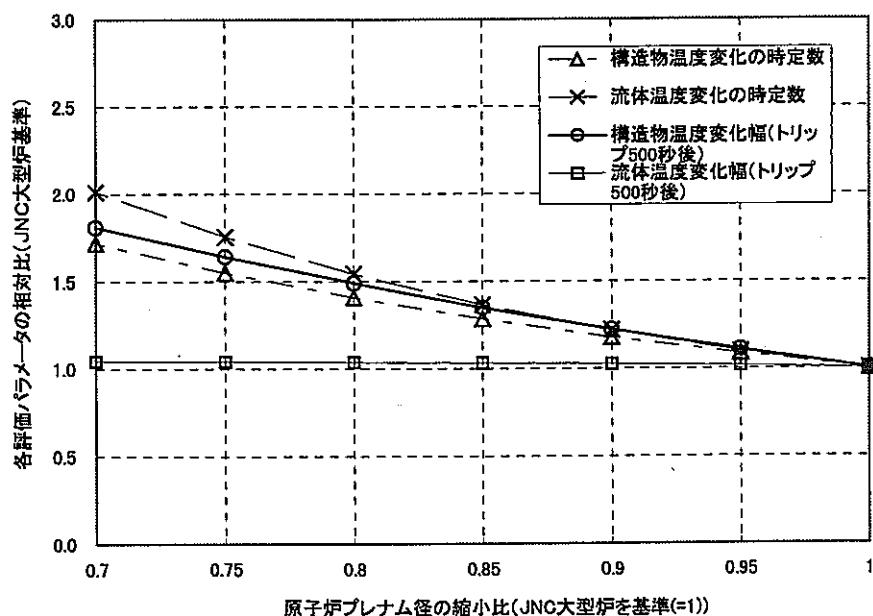


図3.3.3-4. 原子炉容器コンパクト化に係わる熱流動課題の評価(熱・流動・構造相互作用)

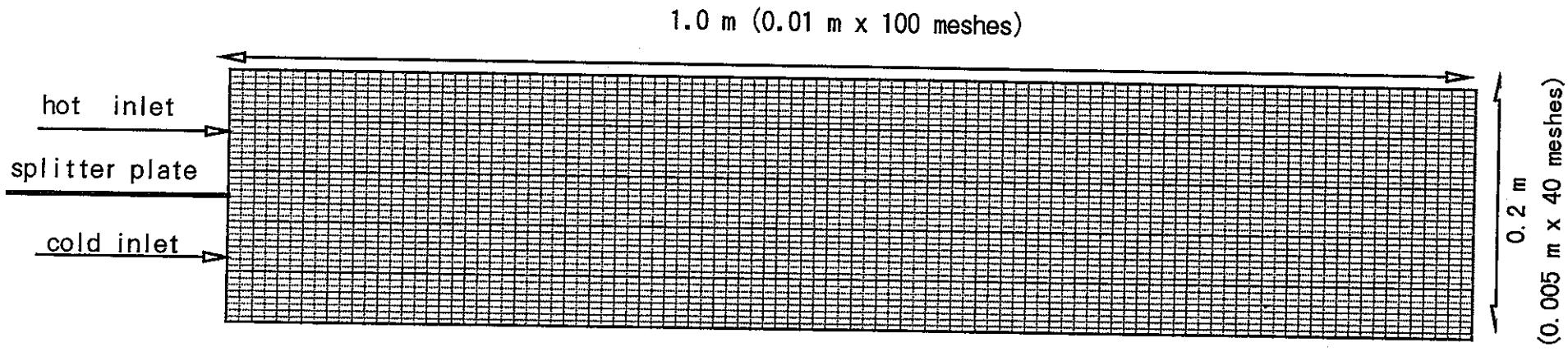


図 4. 2 - 1 温度成層化現象評価用メッシュ分割

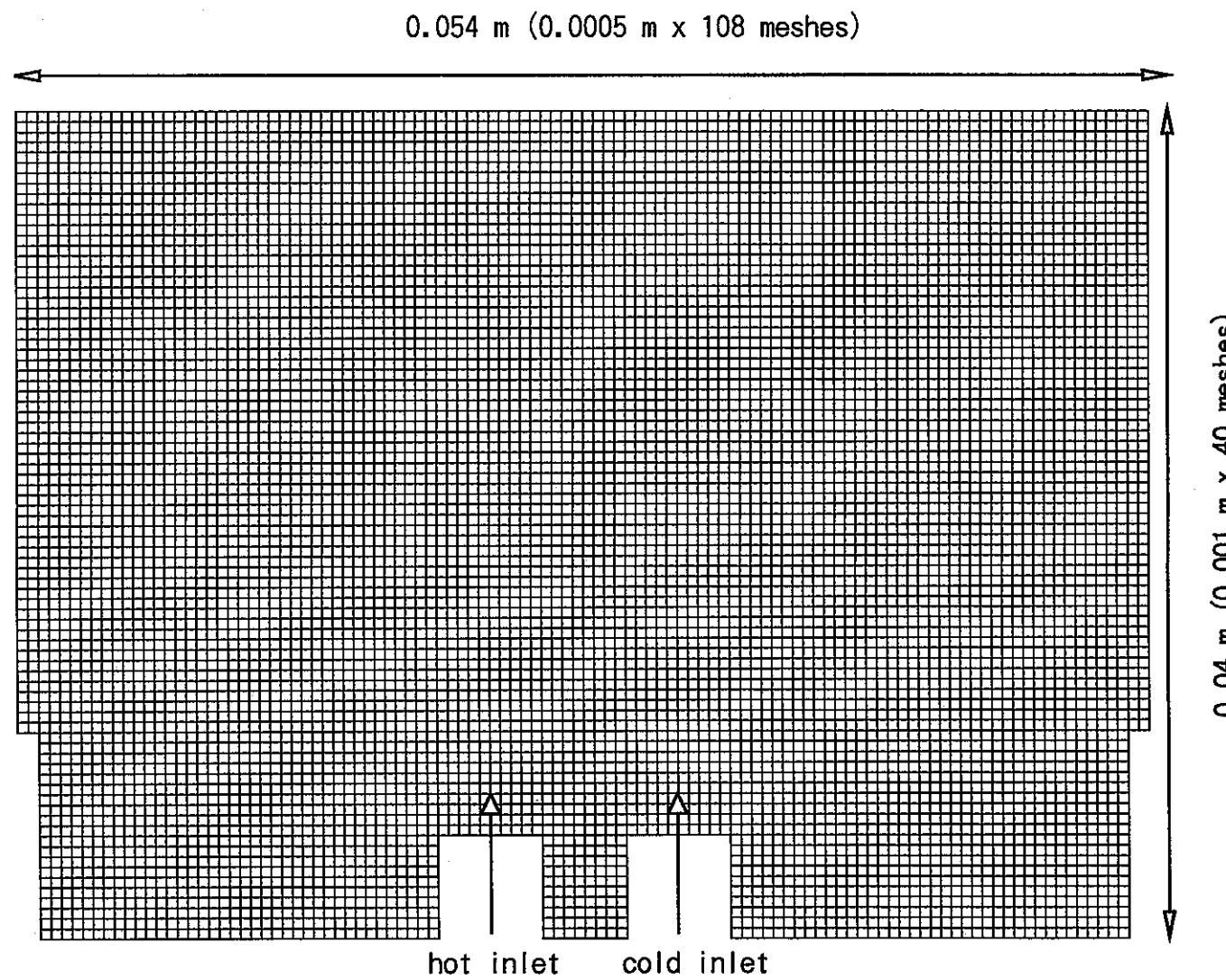
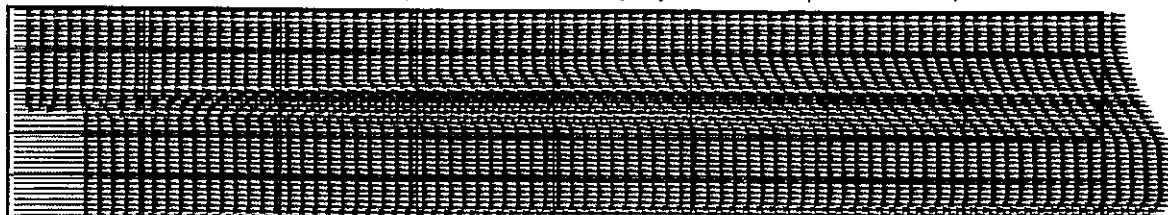
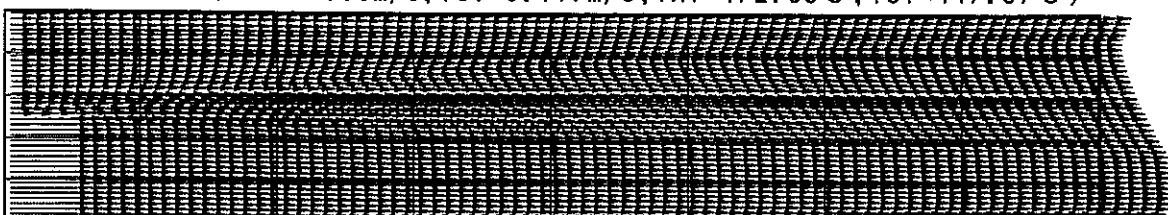


図 4. 2 - 2 サーマルストライピング評価用メッシュ分割

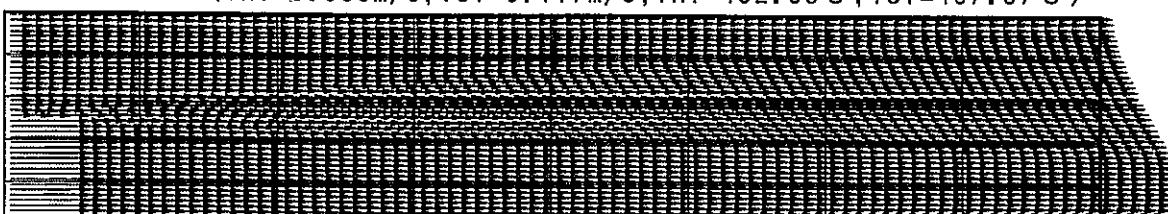
CASE11: H₂O (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.117m/s; T_{hi}=58°C, T_{ci}=42°C)



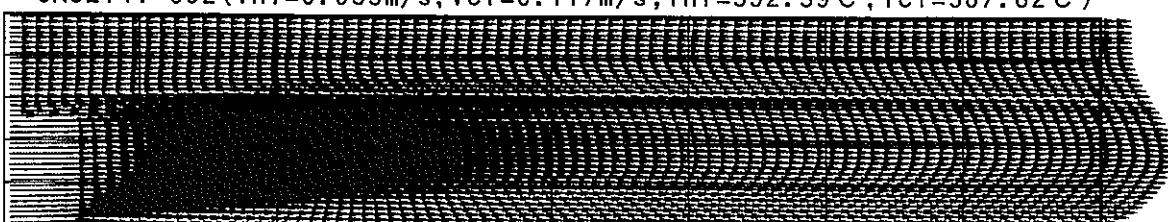
CASE12: Na (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.117m/s; T_{hi}=472.63°C, T_{ci}=447.37°C)



CASE13: Pb (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.117m/s; T_{hi}=492.63°C, T_{ci}=467.37°C)



CASE14: CO₂ (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.117m/s; T_{hi}=392.39°C, T_{ci}=387.62°C)



0.101m/s

図 4. 2 - 3 流速ベクトル分布の比較（流速差一定条件）

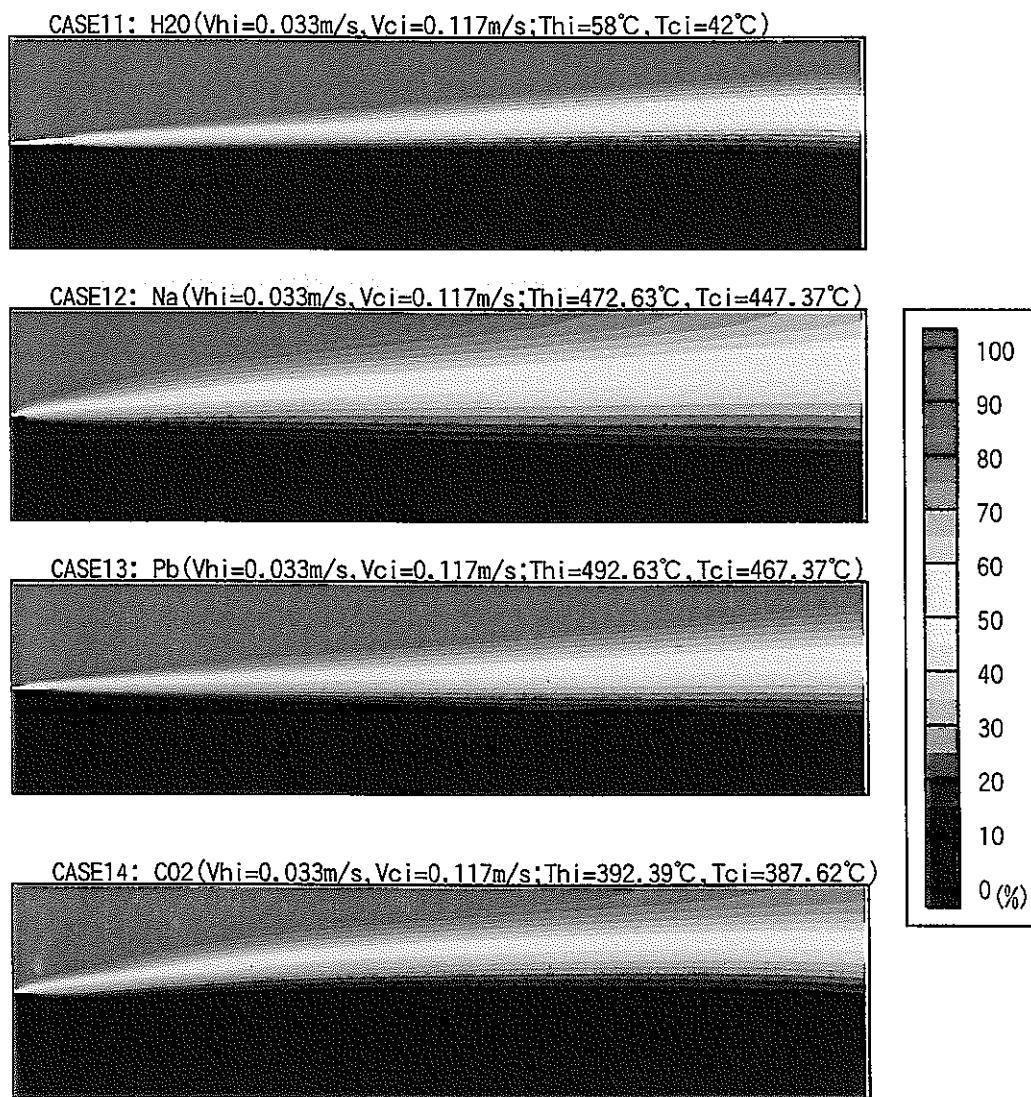


図 4. 2 - 4 時間平均温度分布の比較（流速差一定条件）

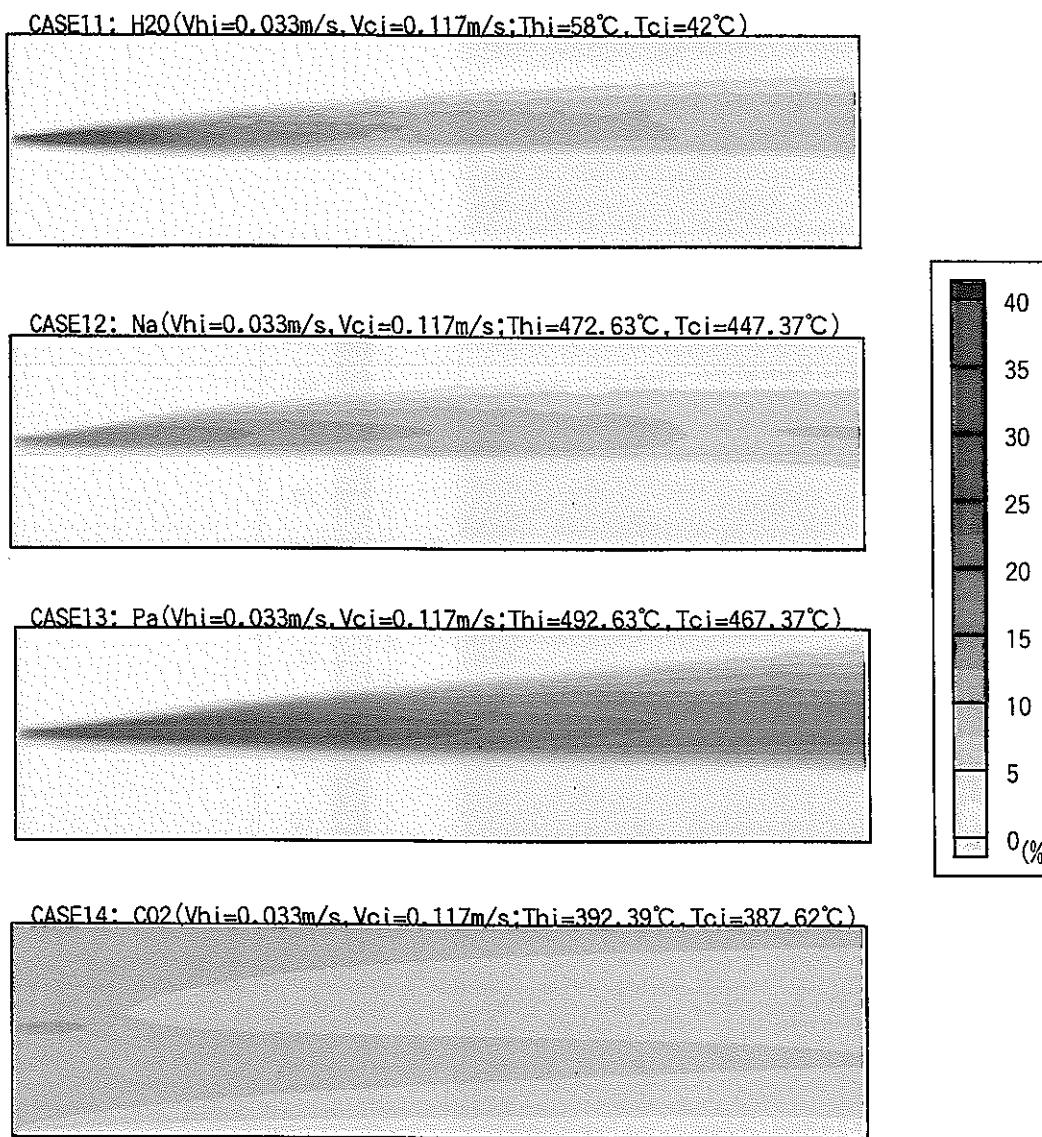
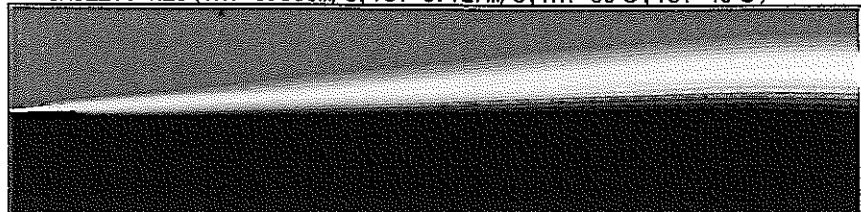
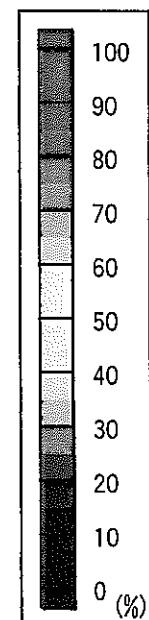
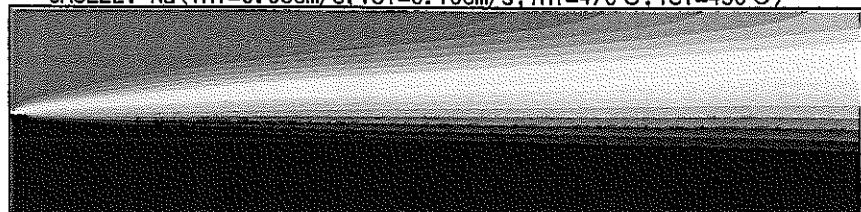


図 4. 2. - 5 溫度ゆらぎ強度分布の比較（流速差一定条件）

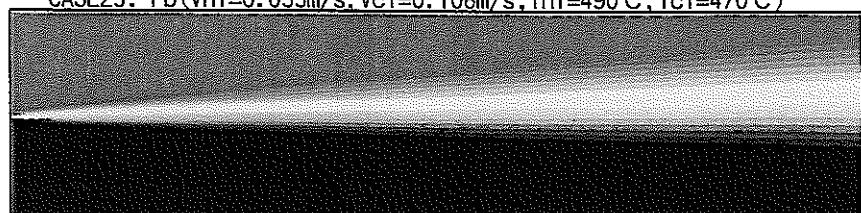
CASE21: H₂O (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.127m/s; T_{hi}=60°C, T_{ci}=40°C)



CASE22: Na (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.108m/s; T_{hi}=470°C, T_{ci}=450°C)



CASE23: Pb (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.108m/s; T_{hi}=490°C, T_{ci}=470°C)



CASE24: CO₂ (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.205m/s; T_{hi}=400°C, T_{ci}=380°C)

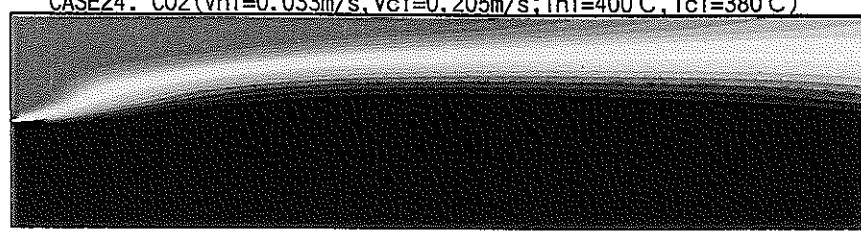
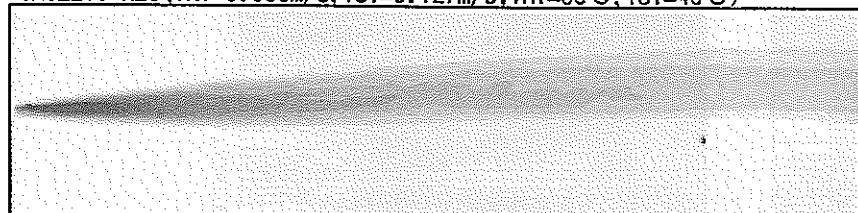
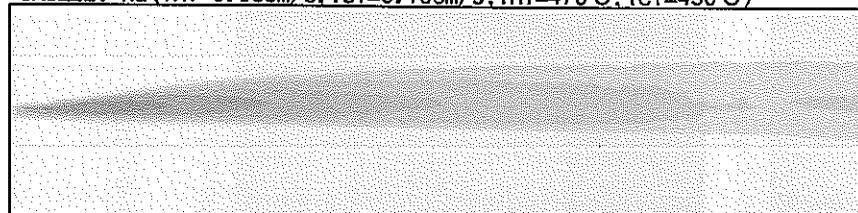


図 4. 2 - 6 時間平均温度分布の比較（温度差一定条件）

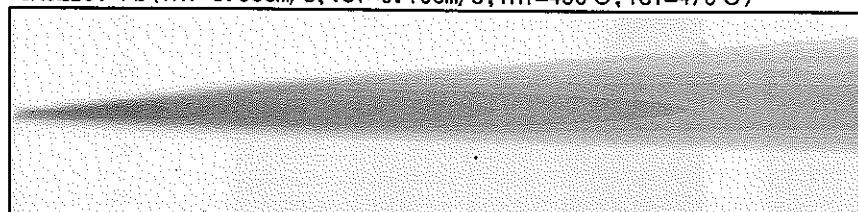
CASE21: H₂O (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.127m/s; T_{hi}=60°C, T_{ci}=40°C)



CASE22: Na (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.108m/s; T_{hi}=470°C, T_{ci}=450°C)



CASE23: Pb (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.108m/s; T_{hi}=490°C, T_{ci}=470°C)



CASE24: CO₂ (V_{hi}=0.033m/s, V_{ci}=0.205m/s; T_{hi}=400°C, T_{ci}=380°C)

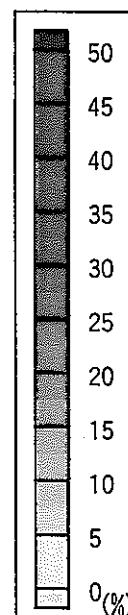
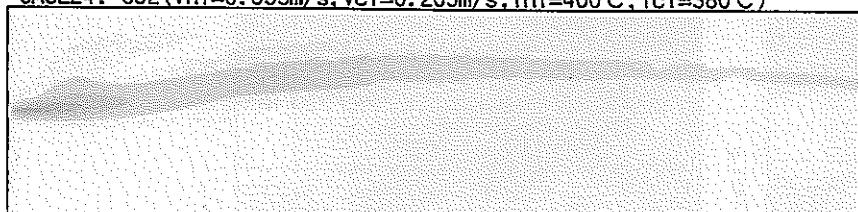


図 4. 2 - 7 溫度ゆらぎ強度分布の比較（温度差一定条件）

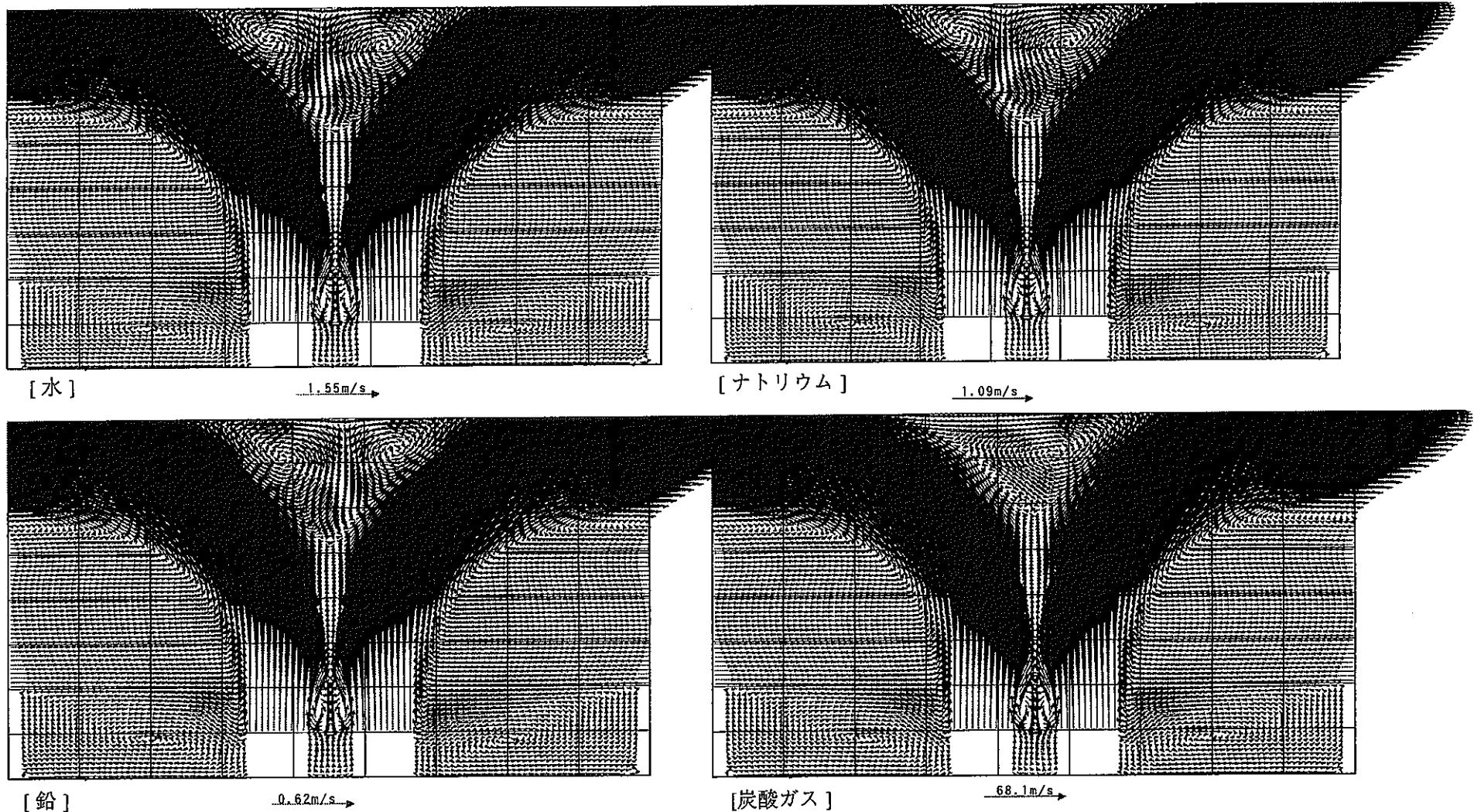


図 4.2-8 流速ベクトル分布の比較

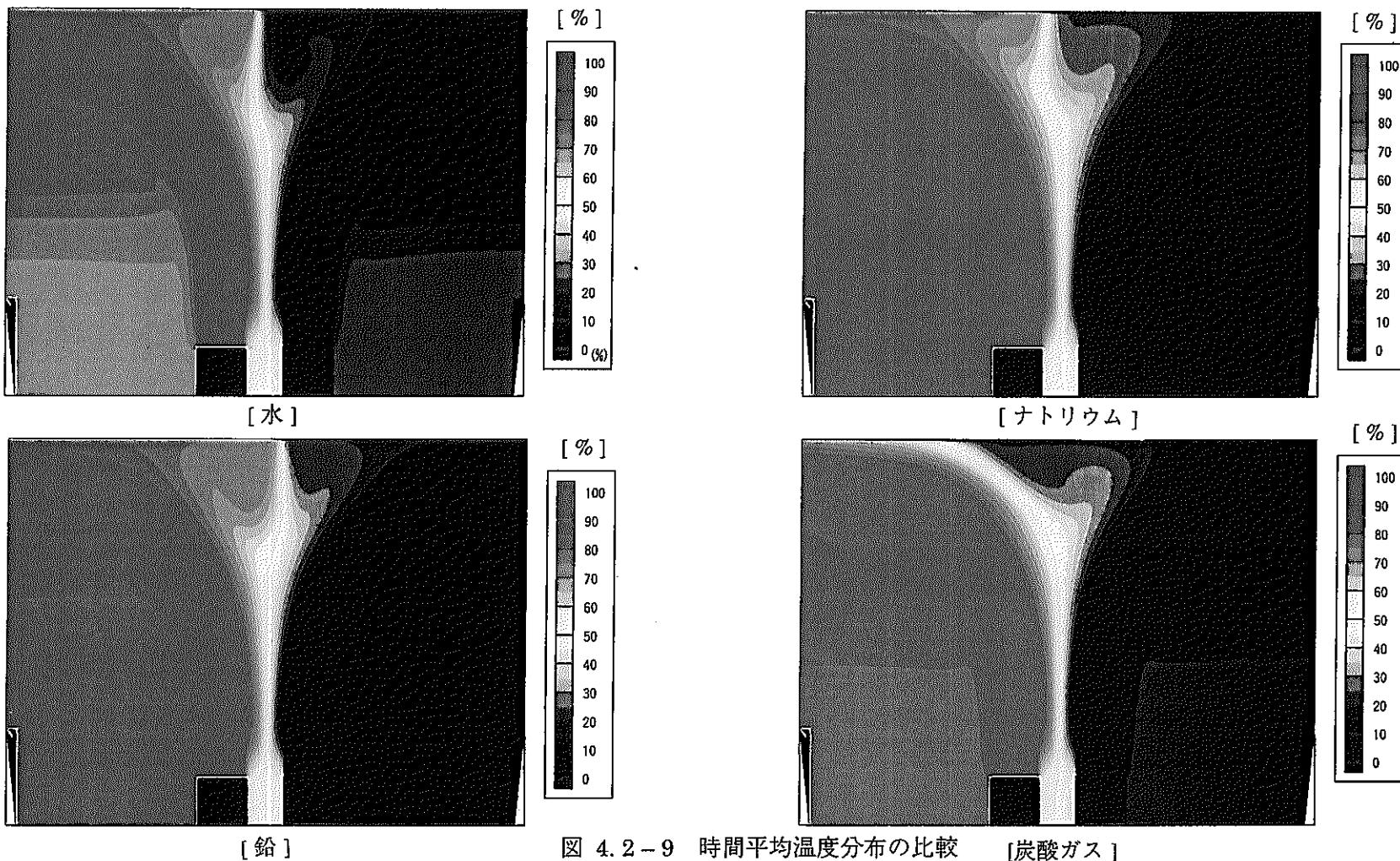


図 4.2-9 時間平均温度分布の比較 [炭酸ガス]

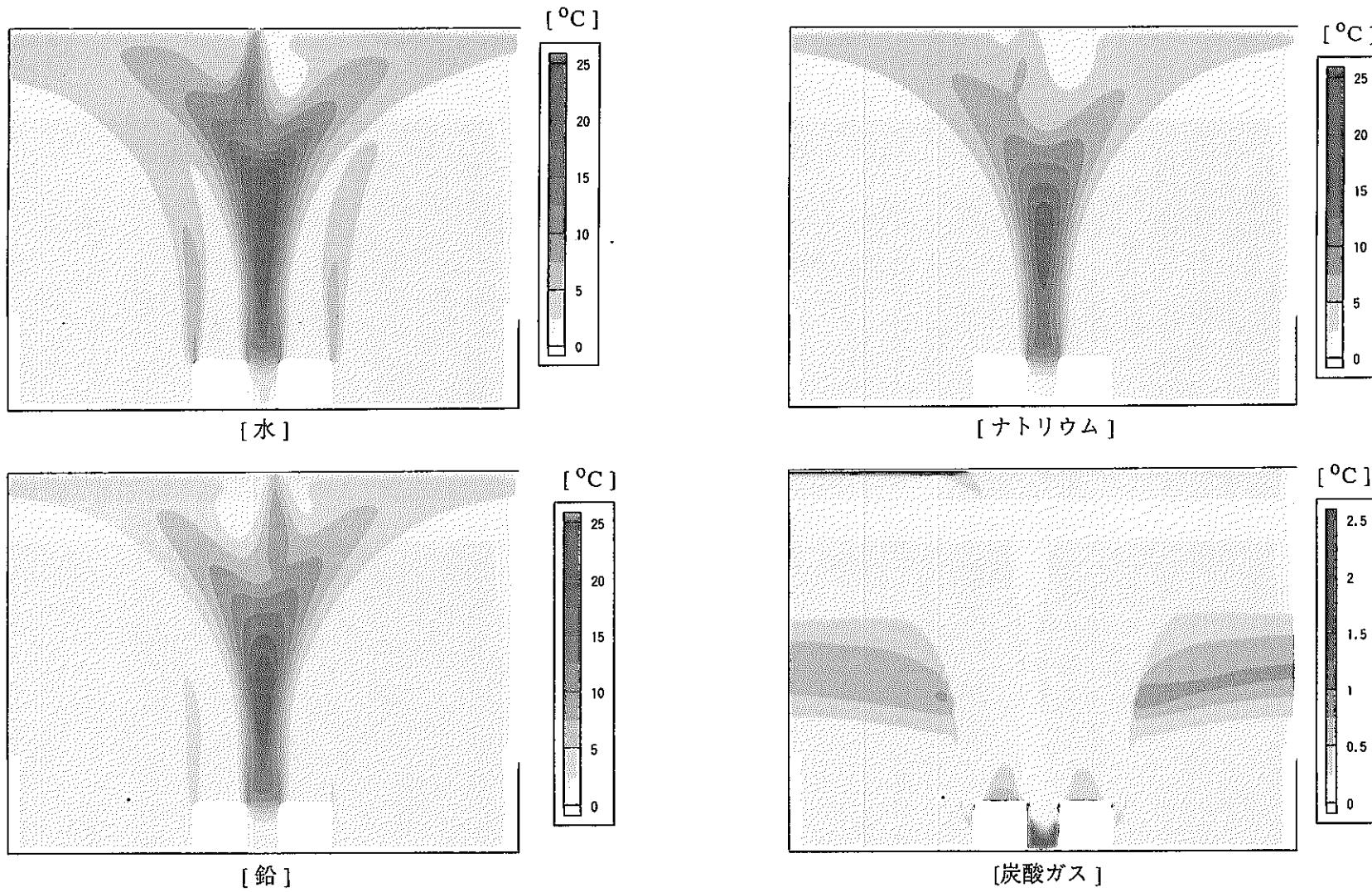


図 4.2-10 温度ゆらぎ強度分布の比較

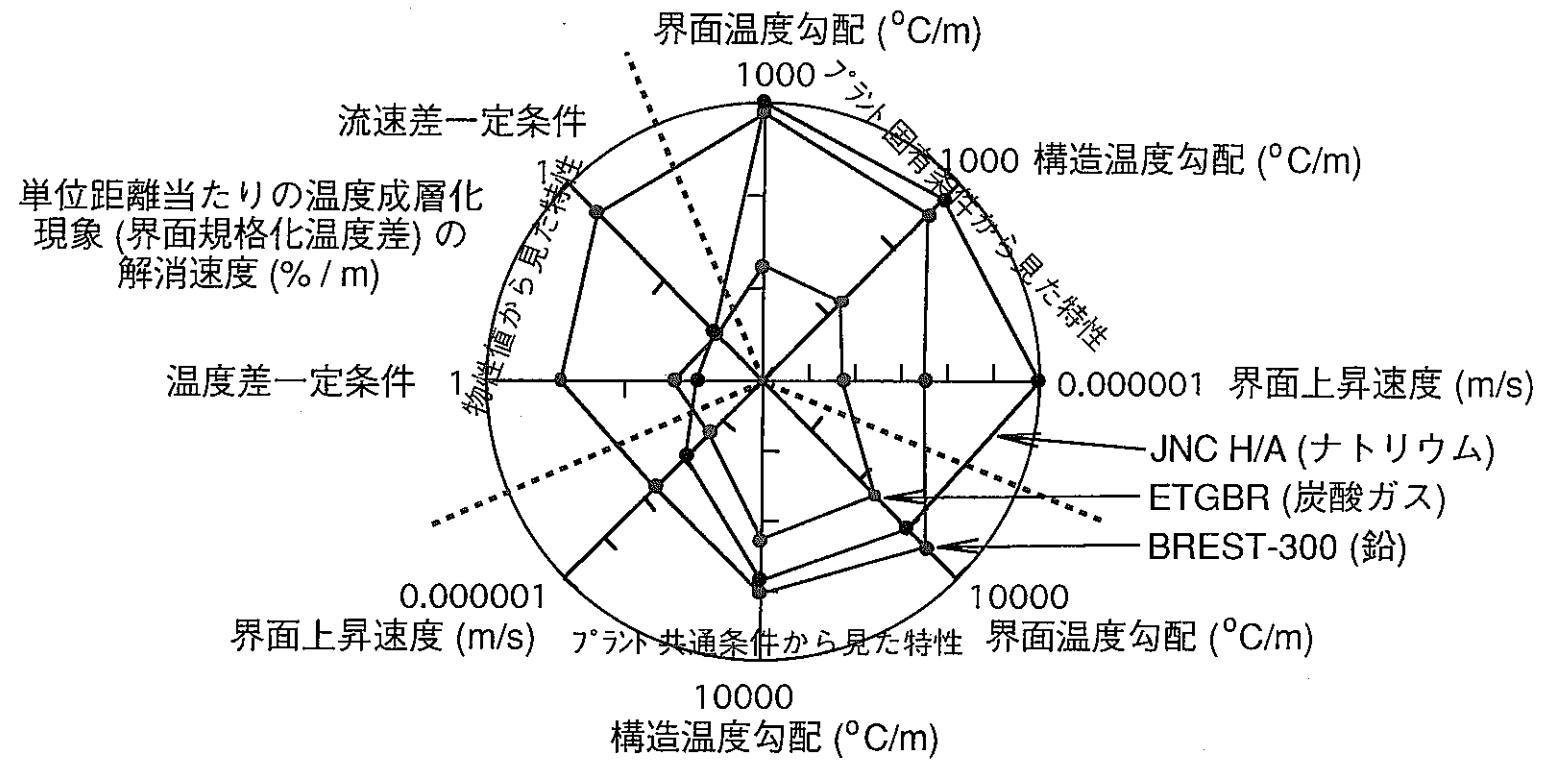


図 4.3-1 温度成層化の熱流動特性に係わる比較

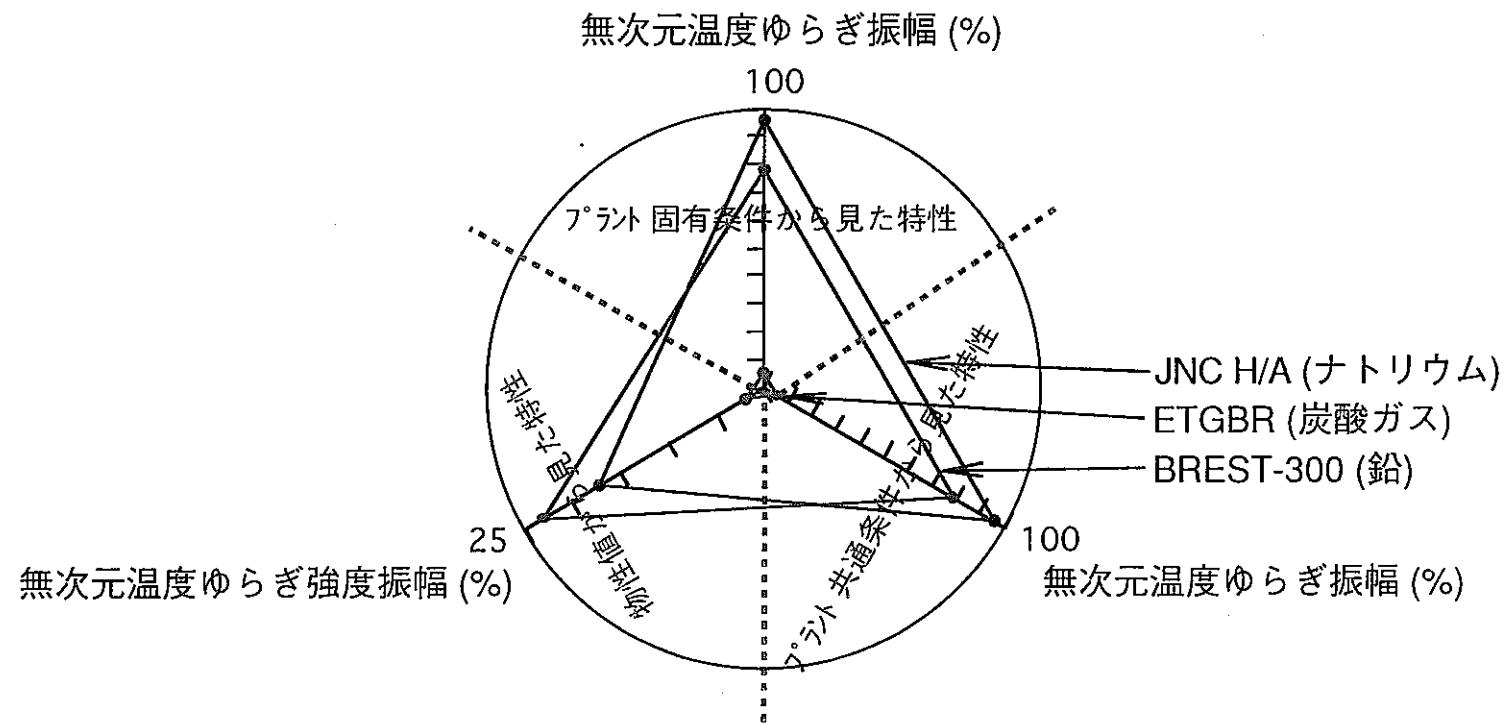


図 4. 3 - 2 サーマルストライピングの熱流動特性に係わる比較