

高温高速炉概念検討

1991年3月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

高温高速炉概念検討

大坪 章* , 羽賀 一男* ,
関口 信忠*

要 旨

21世紀のエネルギー源として期待されている水素製造を主たる目的とした高温高速炉のイメージを構築するために概念検討を行った。

検討は、水素製造装置との取合を考慮した、下記の範囲である。

- (1) 原子炉構造
- (2) 冷却系
- (3) 安全系及び格納容器

結果から、コンパクトな原子炉構造、熱交換器等の概念を得ることができた。

また別途、検討した高温高速炉による水素製造の大まかなコスト評価も行い、既に発表されている高温ガス炉のそれと比較しても十分な経済競争力を持っている可能性のあることを示した。

* 大洗工学センター 技術開発部 フロンティア技術開発室 新原子動力研究
高温高速炉ワーキンググループ

Conceptual Design Study of High Temperature Fast Reactor

Akira Otsubo* , Kazuo Haga * ,
Nobutada Sekiguchi*

Abstract

A conceptual design study has been performed in order to establish an outline image of the High Temperature Fast Reactor (HTFR) which has been aimed to produce the hydrogen as a most promising energy source in 21st century.

The study covers the following systems.

- (1) Reactor system
- (2) Cooling system
- (3) Safety system and containment

From results of the study, the concepts of the compactized reactor system and the heat exchanging system has been presented.

Based on the concept obtained, a preliminary estimate of the cost of hydrogen produced by the HTFR was also conducted in another report. Result revealed that the cost is compatible with that by the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTG CR) already published.

High Temperature Fast Reactor Working Group, New Reactor Power Dynamics Research,
Frontier Technology Development Section,

目 次

1. まえがき	1
2. 概念検討の基本方針等	2
2.1 UT-3プロセスの特徴	2
2.2 基本方針	2
2.3 検討条件	3
2.4 炉型の検討	5
3. 原子炉構造概念の策定	7
3.1 炉心構造の大きさ	7
3.2 原子炉構造	11
3.3 燃料交換方法	14
3.4 供用期間中検査及び補修に対する考え方	14
4. 冷却系の検討	16
4.1 系統システム構成の検討	16
4.2 冷却系ヒートバランス	17
4.3 熱交換器の概略形状	18
5. 崩壊熱除去系除熱量の検討	21
6. 使用材料について	23
6.1 候補材料の摘出	23
6.2 候補材の評価	25
6.3 まとめ	26
7. 原子炉建屋配置概念	27
7.1 主要目	27
7.2 原子炉建屋配置概念	27
8. 安全検討	28
8.1 検討方法	28
8.2 検討結果	28

9. コスト評価	29
9.1 方 法	29
9.2 コスト試算	31
10. 開発課題の抽出	34
11. 考察と結論	35
11.1 開発の意義	35
11.2 目標の設定	35
11.3 一般的概念	36
11.3.1 目的と用途	36
11.3.2 特徴的な機能と作動様式	36
11.3.3 革新的なシステムと運転性能	37
11.3.4 開発の技術的可能性と方策	38
謝 辞	40
参考文献	41
図 表	43
附 録	92

表リスト

表 1	炉型比較データ(1)	44
表 2	炉型比較データ(2)	45
表 3	炉型比較データ(3)	46
表 4	原子炉構造概念の比較	47
表 5	SG回りの構成の比較評価	48
表 6	1次系主要目	49
表 7	熱交換器HX-1主要目	50
表 8	熱交換器HX-2主要目	51
表 9	熱交換器HX-3主要目	52
表10	先行炉設計におけるDHR除熱量	53
表11(a~d)	超耐熱合金のデータ	54~57
表12	TD-Nickelのクリープ強度	58
表13(a~c)	プラント主要目	59~61
表14	高温高速炉プラントコスト試算結果〔ケースA〕	62
表15	高温高速炉プラントコスト試算結果〔ケースB〕	63
表16(a~c)	今後の開発課題	64~66

図リスト

図 1	UT-3法のプロセス概念	67
図 2	UT-3法反応体系	68
図 3	UT-3法による水素製造システム概念	69
図 4	炉心集合体配置	70
図 5	燃料集合体軸方向構成と寸法	71
図 6	7年で1%のクリープひずみを生じる応力	72
図 7	側部流入方式の場合の原子炉構造概念案	73
図 8	上部流入方式の場合の原子炉構造概念案	74
図 9	原子炉構造（立面）	75
図 10	原子炉容器内平面配置	76
図 11	ホットセル式燃料交換方式概念	77
図 12	ホットセル式燃料交換方式概念（代案）	78
図 13	モジュラ型熱交換器回り構成案	79
図 14	インテグラル型熱交換器回り構成案	80
図 15	ユニット型熱交換器回り構成案	81
図 16	格納バウンダリの構成概念例	82
図 17	高温高速炉系統概念図	83
図 18	高温高速炉ヒートバランス図	84
図 19	高温高速炉概念検討 2重管式熱交換器外形図	85
図 20	RVACSの除熱量とR/V高さ	86
図 21	高温高速炉原子炉建屋配置図	87
図 22	高温高速炉原子炉建屋配置図	88
図 23	格納施設バウンダリ範囲図	89
図 24	FBRにおける各設備のコスト割合	90
図 25	単位熱量当たりのコスト比較	91

1. ま え が き

21世紀においては、クリーンエネルギーとしての水素に対する期待が一段と高まって来るものと予想される。従来はその水素を製造するのに莫大なエネルギーを消費しており、改善の余地が多い。そこで、比較的経済的に水素を製造する方法として幾つかの提案がなされている。その内の一種であるUT-3プロセスは、実験室レベルのものではあるが効率よく水素を製造する方法として注目を集めている^{1), 2), 3)}。このプロセスでは700℃と600℃に水素製造の際に必要な化学反応の吸熱点があり、技術開発を前提にすると高温高速炉でも到達可能な温度である。

そこで、本書ではこのUT-3プロセスと高温高速炉を組み合わせた水素製造プラントの概念構築のための検討を行った。この水素製造プラントは、UT-3プロセスから成る化学プラント側と高温高速炉から成る原子炉プラント側で構成されるが、ここでは後者の原子炉プラント側の検討のみを行った。化学プラント側は、別途検討を進めている。

本検討では、炉型の選定、原子炉システムの概念検討を行い、完成した概念で水素製造の概略コスト評価も行った。

2. 概念検討の基本方針等

2.1 UT-3プロセスの特徴

UT-3プロセスの特徴が本検討対象である炉の概念に直接影響を及ぼすため、ここで簡単に説明しておく。プロセス概念を図1に示す。このプロセスは、水素製造のための熱化学法の一つであるが、比較的低温が利用でき、吸熱反応が約700℃と約580℃の2点に有る。このため、高温高速炉の冷却材温度を例えば640～770℃に設定すると、炉で発生した全ての熱量が利用出来る事になる。この事は高温ガス炉とUT-3プロセスを組み合わせると炉の冷却材温度範囲が400～950℃であるため、水素製造にはその一部の熱しか利用できないという点と比べて有利な点である。

2.2 基本方針

検討を行うにあたって、以下の基本方針を定めた。

1) 原子炉熱出力・・・360MWt

UT-3プロセスを用いた化学プラント（以下、単に化学プラントと呼ぶ）1基に必要な熱源を、筆者らは現在180MWtとする検討を進めている。高温ガス炉では4基の化学プラントを併設することが検討されている。そこで、これらを参考に、化学プラント2基を接続することを想定し、その合計の熱出力である上記の値を設定した。

2) 原子炉冷却材温度・・・640～770℃

高温高速炉で発生する熱量を化学プラントで利用するため、この温度範囲を設定した。

3) 原子炉のコンパクト化

検討対象である高温高速炉はコンパクト化することを基本方針の1つとした。そのため、炉の使用目的は異なるが、類似な小型炉の1つとして米国で長年検討されているPRISMの設計を参考に、崩壊熱除去系、免震構造などの検討を進めた。

4) 2次系削除した2ループ型

効率的な水素製造には原子炉からの熱を可能な限り有効に利用することが望ましい。そこで、2次系を削除することとし、上述の2基の化学プラントを併設することから、

1次系は2ループとした。

5) 安全関連

炉心ボイド係数については、先に360MWt規模のものでは、全炉心ボイド係数は燃料にUを用いた場合は負、PuとUを用いた場合は極めて小さい正の値になる事を確認している⁴⁾。

炉容器内の圧力については、「もんじゅ」の安全解析結果を参考にすると、いわゆる過渡事象による冷却材温度上昇は約200℃以内におさまっている。過渡事象時に冷却材を沸騰しないようにするには、沸点を970℃とすればよい。従って炉容器内カバーバス圧を1.5気圧（絶対圧）として、冷却材重量を考慮して、燃料上端で2気圧となるようにした。

又全体的な安全検討としてNRCがPRISMに対して行ったレビュー結果^{5)、6)}を参考とした。

6) 使用材料

使用材料は構造材はコストを考慮して鉄又はニッケル基合金、燃料ピン被覆管には高温条件を考慮して、ニオブ基合金を用いる事とした。

尚、これらの材料のナトリウム腐食に関しては、ニオブ基合金は問題は無く⁷⁾、鉄基合金は動燃ではSUS316等について約630℃までしか実験データは無いが、将来開発を行えば、20μ/y程度の低い腐食速度を持った合金が開発されるとの期待のもとに検討を進めた。

7) その他の条件

燃料については、燃料ピン内の圧力をなるべく小さくしガスペナムの長さを短くするという意味で、FPガスの燃料ペレット内保持率の大きい窒化物燃料を用いる事とした⁸⁾。

運転サイクルとしては長寿命燃料が開発されるとの見込みの下に5年とした。

2.3 検討条件

上で述べた基本方針及びその他から、本研究の検討条件として以下を設定した。

- ・熱出力：360MWt

- ・原子炉出入口温度：770℃／640℃
- ・ループ数：2
- ・耐震条件：免震
- ・運転サイクル：5年

また、化学プラント側への熱供給源となる熱交換器は、図2に示す以下の3仕様の蒸気条件をつくり出すこととした。

- ・出力-1：700℃／730℃
- ・出力-2：611℃／730℃
- ・出力-3：620℃／650℃

なお、図3に水素製造プラントの概念を示しておく。これら以外の条件を次に示す。

(a) 原子炉ナトリウム冷却系

- ① 熱交換器型式：2重管型
- ② 崩壊熱除去系：RVACS (Reactor Vessel Air Cooling System, PRISMに準じる)
- ③ 補助系, Na-水 (水蒸気) 反応関連設備：2次系削除型大型高速炉に準じる。水蒸気は水素製造装置内でキャリアガスとして使用する。

(b) 炉心

- ① 炉心ボイド反応度：負もしくは極めて正の小さい値
- ② 炉心形状：パンケーキ型
高さ：676mm
半径：672mm
- ③ ピーキング係数：Fr=1.17, Fz=1.16

(c) 原子炉構造

- ① 原子炉容器寸法：PRISMの寸法以下を目標とする
- ② 耐高温対策：使用材料, システム構成, システム運用法等を総合的に組合せた対策とした。

(d) 熱交換器

- ① 伝熱管 型式 : 2重直管型
材質 : インコネル800 (暫定)
- ② 熱交換器全長 : 格納施設の構成を容易にするため, 15m前後を目標とした。

2.4 炉型の検討

(1) 検討のため炉概念を次のように設定し, これらのイメージを表1に示す。

(a) ループ型炉のイメージ

- ・ PWRタイプのイメージ・・・ダウンカマを有する炉容器
- ・ 免 震
- ・ 2次系削除型
- ・ 配管は直管 (ベローズ採用)

(b) タンク型炉

- ・ PRISMタイプのイメージ
- ・ 免 震
- ・ RVACS採用

(2) 選択用比較項目

炉型比較用の大項目としては, 安全性, 経済性, 技術的可能性が挙げられるが, これを詳細化し, 下記項目について定性的比較を行うこととした。

(a) 安全性

最も基本的な安全機能に係る項目と, 特徴的な事象対応について検討することとした。

(b) 経済性

定性的傾向把握のため, 原子炉建物範囲の比較のみ行うこととした。(BOP; Balance of Plantについても同様とした。)

(c) 技術的可能性

プラント全般に亘る以下の事項について検討することとした。

① 構造健全性 (含, 耐震性)

② 保守・補修性

③ モジュール化可能性

(3) 炉型比較結果

上記項目に対する炉型比較データを表2と表3に示す。本表の結果ではループ型炉、タンク型炉ともに有意な差はないと判断する。しかし、高温高速炉は、Na出口温度を相対的に高くする必要があるために、タンク型炉では高温機器が多くなる欠点がある。このため、ループ型炉の方が技術的に成立性に見通しを得易いと考え、ループ型炉をリファレンスの型式として選定した。

3. 原子炉構造概念の策定

3.1 炉心構造の大きさ

検討では、従来の設計経験に基づいて炉心部の概略寸法を決定した。

(1) 検討条件

先に述べた基本方針に基づき又前報⁴⁾の中のデータ⁴⁾を参考に、炉心の諸元を次のように定め、これをもとに検討を進めることとした。

炉心出力 (Q)	: 360MWt
炉心高さ / 炉心直径	: 1 / 2
燃料	: 窒化物燃料 (UN)
炉心高さ (H _c)	: 67.6cm
炉心半径 (R _c)	: 43.5 + 23.7 = 67.2cm
ピーキング係数	: F _r = 1.17, F _z = 1.16
運転サイクル	: 5年

(尚、前報⁴⁾ 炉心ボイド反応度の解析データを付録の A-1 に示す。)

(2) 半径方向寸法の検討

ここでは、中性子・遮蔽体としてB₄Cを用いることとし、これらを含めた炉心部等価値径を検討した。燃料の線出力 q'_{max} を 1000W/cm とすると、ピーキング係数 F_q は F_r × F_z = 1.17 × 1.16 = 1.36 であることから、燃料の平均線出力 q'_{ave} は q'_{max} / F_q = 1000 / 1.36 = 730W/cm となる。一方、炉心出力 Q が 360MWt であることから、この Q と求めた q'_{ave} からピン総数 n を求めると Q / q'_{ave} × H_c = 360 × 10⁶ / (730 × 67.6) = 7,295本となる。

ここで、集合体 1 体当たりのピン本数 : 127本 とすると、燃料集合体数 : 7295 / 127 = 57, CR本数 : 10体 と仮定すると集合体数は 67体程度必要となる。集合体配列を 4 列配置 + (60° 当り 2 体付加) にすると集合体数は 73体が、炉心に装荷可能となる。

これらの集合体の配列を下に示す。

列	列の S / A 数	S / A 数合計	
0	1	1	
1	6	7	
2	12	19	
3	18	37	
4	24	61	$N_A = 61 + 12 = 73$
5	30	91	1/6 対称性を考慮して 60° 毎に 2 体ずつ設置 〔 60° 毎に 1 体付加する配 置では対称性が良くない 〕

この配列では、必要な集合体表は第 4 列までで炉心を構成することで達成される。そこで、この第 4 列までの炉心の大きさを次に求める。まず、集合体の大きさを求めると次のようになる。

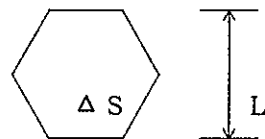
$$\text{集合体 1 体の断面積} : \Delta S = \pi \cdot R^2 / N_A = \pi \times 67.2^2 / 73 = 194 \text{cm}^2$$

ここで、

$$\Delta S = \frac{\sqrt{3}}{2} L^2 = L^2 \text{ であるから}$$

集合体の対面間距離 L は、

$$L = 14.97 \text{cm} \longrightarrow L = 15 \text{cm} \text{ となる。}$$



炉心周囲の中性子遮蔽層数は 2 次系削除型大型高速炉に準じた大きさで十分であると仮定して、以下のように大まかに決める。

2 次系削除型大型高速炉

高温高速炉

ブランケット : 1 層	} →	<u>SUS 遮蔽 : 2 層 (2 × 15 = 30cm)</u>
SUS 遮蔽 : 1 層		
B ₄ C 遮蔽 : 3 層	→	<u>B₄C 遮蔽 : 3 層 (3 × 15 = 45cm)</u>

これより、炉心部の等価直径は、先に与えている炉心半径 R_c の値とこれらの遮蔽層の厚みから、 $D = 2 \times (67.2 + 30 + 45) = 284.4 \text{cm}$ となる。このようにして決まっ

た炉心の集合体配置を図4に示す。また、この図をもとに炉心槽の径を求めると以下
 のようになる。

炉心槽内径

炉心中心～最外集合体中心： $\sqrt{(3 \times 86.6)^2 + (9 \times 150)^2} = 1,375\text{mm}$

集合体外接円の半径： $\sim 1375 + 80 = 1,455\text{mm}$

これに若干の余裕を見込んで、炉心槽の内半径を1500mmとすると、炉心槽内径は3000
 mmとなる。

(3) 軸方向炉心寸法の検討

(a) ハンドリングヘッドと遮蔽体

従来の他のFBR設計を参考に、それらと同程度の値としてここでは仮に80cmとし
 た。

(b) 炉心部

検討条件の値である67.6cmを用いた。

(c) 燃料支持プラグ，端栓，逆ノズル，遮蔽体

これも従来の他のFBR設計を参考に、それらと同程度の値として仮に各々3cm，
 4cm，35cmとした。

(d) ガスプレナム（上部及び下部）

高温で使用されかつ高い燃焼度を期待するため、以下のような検討を行い、ガス
 プレナム長（上部＋下部）を60cmとし図5のように上下に2分割した。

まず、ガスプレナム長さに関連する条件を大型炉設計研究例で調べると次
 のようになっており、長さは80cmである。

MOX燃料	}	ガスプレナム長
被覆管温度：650℃程度		
被覆管材料：改良SUS316CW		
燃焼期間：460EPPD/サイクル×3～1400日		
燃焼度：1×10 ⁵ MWd/t程度		
		150+650=800mm
		上部 下部

一方、本研究での検討対象であるFP放出ガス量を窒化物燃料について文献⁸⁾で調
 べると1% burn-upで、MOXの1/10以下である。しかし、burn-upが進むにつれて放

出ガス量も当然増大するとが予想され、特に、本研究では、燃料寿命が5年であることから、高燃焼度は15万Mwd/t以上に達すると考えられる。このため、ここでは保守的に考えて窒化物燃料のガス放出量はMOXの1/2と仮定した。

次に燃料被覆管のクリープ強度を検討する。まず被覆管の温度を原子炉の出入口冷却材温度から概算で求めると、次のように約1200Kとなる。

$$640 + (770 - 640) \times 2 + 273 = 1173 \longrightarrow \underline{\text{約1200K}}$$

ここでは、この温度のNb合金とこれまでのFBRで使用されている650℃でのSUSとのクリープ強度の比較を行う。

- ① 650℃での改良SUS316CWのクリープ強度
- ② 1200KでのNb合金のクリープ強度

(高温高速炉での予定材料、PWC-11相当)

比較方法は、図6のNb合金(PWC-11)のデータに合わせて、7年間で1%のクリープひずみを生じる応力で比較する。

①の場合の応力は、PNCで開発した改良SUS316CWのクリープ式より

$$\delta = 12 \text{ kg/mm}^2$$

②の場合の応力は、図6より

$$\delta = 76 \text{ MPa} = 8 \text{ kg/mm}^2$$

両者の比較から、Nb合金では、クリープ強度が650℃の改良SUS316CWの2/3程度となる。

そこで、これらのFPガス放出量及びクリープ強度からガスペナム長は

$$800 \text{ mm} \times 1/2 \times 3/2 = 600 \text{ mm} \text{ とした。}$$

(従来値)(放出量比)(強度比)

このようにして決めた燃料集合体の寸法と構成を図5に示す。

3.2 原子炉構造

(1) 原子炉構造の型式

FBRの原子炉構造概念には次の3種類があり、それぞれの特徴を表4に示す。

- ① サイドノズル方式（もんじゅタイプ）
- ② トップエントリ方式
- ③ 上鏡蓋付RV方式

表4によると③の上鏡蓋付RV方式は、次のような利点がある。

- ・RV径を小さくできるため、プラント全体のコスト低減につながる。
- ・回転プラグを削除できるため、構造の簡素化及びコスト低減につながる。
- ・高温高速炉は高温で使用するため補修性を高める必要があると考えられるが、③は炉内構造物やRVの引抜きが可能であるため、補修性が他よりも優れる。
- ・RVACSとの整合も可能である。

そこで、ここでは③を採用することとし、その各部仕様を以下で検討する。

(2) 原子炉容器上部プラグの型式

上で選定した上鏡蓋付RV方式では、RV上部のプラグに高温及び低温のいずれのプラグも採用し得るが、ここではRV壁面の熱応力の検討から採用するプラグ方式を決めた。

プラグはコスト的には低温プラグの方が有利である。そこで、先行設計例と同じく、定格時の液面近傍炉容器壁応力（以下液面応力と呼ぶ）が下式によって表せると考え、低温プラグで先行設計例と同じ応力となる時のカバーガス空間の高さを求め、それが実現可能な高さか否か検討した。

$$\sigma \propto \frac{\Delta T}{l} \sqrt{R \cdot t}$$

ΔT : Naと遮蔽プラグの温度差

l : カバーガス空間高さ

R : RV半径

t : RV板厚

先行設計例では、次の各値である。

$$\Delta T = 530 - 100 = 430^{\circ}\text{C}$$

$$\ell = 1.7\text{m}$$

$$R = 5.5\text{m}$$

$$t = 50\text{mm}$$

高温高速炉で低温プラグを採用すると、

$$\Delta T = 640 - 100 = 540^{\circ}\text{C}$$

(壁冷)

$$R = 2.5\text{m}$$

$$t = 50\text{mm}$$

となり、先行設計例と同じ応力 σ となるカバーガス空間の高さを求めると次のようになる。

$$\therefore \ell = 1.7\text{m} \times \frac{540}{430} \times \sqrt{\frac{2.5}{5.5} \times \frac{50}{50}} = \underline{1.44\text{m}}$$

一方、上鏡蓋付RV方式では、表4からも明らかなように原子炉出口配管をカバーガス部で引廻す必要があり、そのためのスペースとして3m程度のカバーガス空間高さは必要であるが、この $\ell = 1.44\text{m}$ は十分にその範囲内である。

(3) 原子炉出入口配管の取付位置

(a) 出口配管

表1の図にあるように、上鏡にノズルを取付けることで特に問題は無いと考え、出口ノズルは上鏡に取付ける。

(b) 入口配管

表1の図にあるようなRV側部円筒部にノズルを設ける場合と上鏡にノズルを設ける場合とを比較した。両方式の比較を図7及び図8に示す。前者ではRVACSの空気流路が軸非対象となり崩壊熱除去運転時のRV温度不均一を生じる恐れがある。またRV軸長も長すぎる。後者ではこれらの懸念がないことから、この上部流出入方式を採用するものとする。

(4) 上鏡取付フランジ及びスカート取付

液面から約1 m上方に設け、液面部の熱応力と構造不連続による熱応力との重量をなるべく回避するものとする。

(5) 壁冷構造

RV内側の壁冷アニュラスでは、図8に示すようにその上端から上部プレナムに流出する冷却流量を絞ることができ、かつRVと壁冷ライナとの軸方向熱膨張変位差を吸収する（又は逃がす）必要がある。これらを実現させるため、ベローズ（変位吸収及び耐圧性を考慮し、概略寸法として、山高 \sim 100mm弱、板厚 \sim 5～6 mm、山数 \sim 10を想定）アニュラスの上部に取付け、その一部にフローホールを設けることとした。なお、壁冷ライナは厚み50mm程度で外圧座屈に対して成立する見通しである。

(6) RVの振止め構造

免震を前提としているため、RVには振止めを設けない。なお、RV板厚は厚み50mmになるものと仮定している。

(7) GV及び原子炉キャビティ

GV (Guard Vessel) の取付フランジ部の温度上昇抑制のためGVをスカート構造とし、またRVACSによる冷却高さの確保のためのRV軸長増大を極力抑えることとした。また、RVACSによる冷却を行う部分ではGV外面には保温材が設けられていない。このため、GVからの輻射熱で建物側のコンクリートが加熱される。これを防止するためにキャビティ壁内側に保温材を設けることとした。

(8) 原子炉構造概念及び基本寸法の設定

以上の検討結果をまとめて原子炉構造概念及び基本寸法を以下のように決定した。これらの寸法による構造を図9と図10に示す。

(a) 炉心廻り

炉心槽外径	: ϕ 3060mm (板厚30mm)
IVS型式	: ラック方式
IVS容量	: 72体 (63体 + α)
ラック寸法	: 200mm \times 200mm

(b) 原子炉容器

型 式	: 上鏡蓋付円筒容器
RV支持方式	: スカートによる上吊り方式
本体内径	: $\phi 5.66\text{m}$
スカート径	: $\phi 7\text{m}$
上鏡フランジ径 (最大径)	: $\phi 7.6\text{m}$
軸 長	: $\phi 20.5\text{m}$
RVACSによる冷却高さ	: 13m
炉壁保護構造方式	: 入口ナトリウムによる高温化抑制方式
配管流出入位置	: 上鏡よりの流出入

(c) プラグ及びプラグ用遮蔽体

遮蔽体	: 固定プラグ
円筒部径	: $\phi 1.6\text{m}$
型 式	: 円筒一体型, $\phi 1.4\text{m}$

3.3 燃料交換方法

上の検討で原子炉容器を上鏡蓋式とし上部のプラグを固定式としたことから、燃料交換方式はホットセル式とした。これは、プラグを取外しホットセルの中で燃料交換を行う方式であり、その概念を図11と図12示す。

3.4 供用期間中検査及び補修に対する考え方

(1) 供用期間中検査

基本的な考え方は、欠陥をできる限り小規模破損の段階で検知することで、このために可能な領域ではリーク検出、目視検査（ファイバースコープ、USV等）などを実施する。一部の炉内機器のようにその実施が困難で、安全性へのインパクトが大きくなりうるものについては、他の検出対策をも用いて安全性を損なわないように配慮することとする。以下に主要機器への対応策例を示す。

〔主要機器への対応策〕

- ① カバーガスバウンダリ : リーク検出+ (保温材が無い部分は) ファイバースコープによる目視
- ② RV支持スカート : ファイバースコープによる目視
- ③ RV接続部 : リーク検出+ファイバースコープによる目視
- ④ 炉内配管, Inner Vessel : USVによる目視 (上部プレナム内のみ) + 炉心出口温度計装+CLの流量検知
- ⑤ 炉外配管 : リーク検出
- ⑥ G V : ファイバースコープによる目視+ガス圧によるリークチェック

(2) 補 修

この基本的な考え方は、小規模な欠陥や破損はなるべくロボットを用いて補修するが、炉内機器の損傷などには引き抜いて補修することとする。

以下は主要機器への対応策例を示す。

	小規模破損の場合	大規模破損の場合
① 遮蔽プラグ	: ロボットにより補修	引き抜いて補修炉心退避,
② RV上蓋部	: ロボットにより補修	ドレン, 炉外配管切断後に 上蓋を引き抜いて補修
③ RVスカート部	: ロボットにより補修	引き抜いて補修
④ 炉内機器	: 炉内退避, ドレン, 炉外配管切 断後, 破損機器を引き抜いて補 修*	同 左
⑤ 炉内配管, UIS	: 炉心退避, ドレン, 炉外配管切 断後, RV上蓋ごと引き抜いて補 修*	同 左
⑥ 炉外配管	: 破損ループをドレン後ロボット により補修	破損ループをドレン後, 破 損部を切り出し交換

*破損規模が極小さく機器の重要度も低い場合は補修しない事も考えられる。

4. 冷却系の検討

4.1 系統システム構成の検討

ここでは、水素製造装置からの蒸気要求条件を考慮に入れて一次ナトリウム系の系統構成を以下の方針のもとで検討した。

- ① 2次系削除プラントであることから、化学プラントに対する熱供給源として高信頼の2重管型式の熱交換器を設置する。
- ② 化学プラントに必要な蒸気条件はすでに図2に示した通りで、同図に示した Q_1 、 Q_2 、 Q_3 の3仕様の蒸気を供給する。

上の方針のもとで冷却系のシステム構成として図13～図15の3案を立案した。各案の特徴を以下に述べる。

最初の案であるモジュラ型熱交換器（図13）は、3仕様の蒸気をそれぞれ個別の熱交換器で生成させるもので、このための3基のモジュラ2重直管型熱交換器を直列に結んだ構成である。

次のインテグラル型熱交換器（図14）は、熱交換器は1基で、その胴に3仕様の蒸気を生成させるべく2重ヘリカルコイル管を組み込んだ構成である。

最後のユニット型熱交換器（図15）は、1基の2重直管型熱交換器で蒸気を生成させ、得た蒸気をスプレー水で冷却しつつ3仕様の蒸気を作す構成である。

これら3案に対して、技術面、安全面、経済面などから相互の比較検討を行い、その結果を表-5に示す。これらの検討において着目した点を以下に記す。

- ① 熱交換器型式；2次系削除プラントのため、Na-水反応対策として2重管式熱交換器が要求されるが、技術的に実現可能な型式であること。参考までに図A-1に2次系削除型大型高速炉の2重直管型SG構造例を示しておく。
- ② 熱交換器伝熱管の水リーク検出系；合理化が可能な系統構成を有すること。参考までに図A-2に2次系削除型大型高速炉のSG伝熱管リーク検出系構成例を示しておく。
- ③ 1次系・蒸気系構成；系統構成が単純であること。

- ④ 崩壊熱除去系との整合；本プラントの崩壊熱除去系としてはRVACS, DRACS, PRACSが考えられるが、ここではPRACSの採用を前提とするので、その場合の整合性が取れること。
- ⑤ 格納系バウンダリとの整合；2次系削除プラントで、特に安全面で課題となるのは熱交換器回りのと格納系バウンダリの構成である。この構成には図16に示すようないくつかの案があるが、水-蒸気系配管の破損を想定しても、格納系の過度な圧力上昇を来さないことが必要である。
- ⑥ 格納系内配置；経済面で重要な格納系内配置の容易差・設置スペース等の縮小に対する可能性を有していること。

上の着目点に関する比較検討から、要求される蒸気条件を満足し、熱交換器の開発課題も少ないモジュラ型熱交換器回り構成案が、技術面・安全面・経済面などで他案より優れていると判断した。

4.2 冷却系ヒートバランス

ここでは、冷却系のヒートバランスの検討とその結果を示す。検討の前提条件は4.1の結果に基づいて、熱交換器は3基の2重直管型“モジュラ型熱交換器”とする。また、冷却系のナトリウムポンプは、小スペースで配置に自由度があること、静的であること、安全上有利であることなどから電磁ポンプ（EMP）を採用することとする。

ヒートバランスは、下記条件を基に、熱交換器の1次系出入口温度等を設定することとした。

出力：180MWt/ループ

1次系温度：770/640℃

蒸気系温度は図2をもとに、以下のようにする。

HX-1：700/730℃

HX-2：611/730℃

HX-3：620/650℃

熱量比も図2に基づいて、以下のようにする。

$$\text{HX-1} : \text{HX-2} : \text{HX-3} = 33 : 46 : 71$$

これらを考慮して作成した系統概念を図17にまた系統のヒートバランスを図18に示す。ここで配管口径はホットレグが24B，コールドレグが20Bで，それぞれ管内のナトリウム流速が約5m/s，約8m/sとなるように決定したものである。図18より熱熱交換器の1次系ナトリウム出入口温度は，次の通りとなる。

1次系入口／出口ナトリウム温度

HX-1 ; 770／742℃

HX-2 ; 742／702℃

HX-3 ; 702／640℃

また，これらを含めた冷却系の主要目を表6に示す。

4.3 熱交換器の概略形状

ここでは，3基の熱交換器の熱流力計算を実施し，それらの概略仕様及び外形寸法を検討する。検討のための前提条件と検討目標を以下に示す。

- ① 各熱交換器の出入口温度条件等は図18のヒートバランスによる。
- ② 伝熱管材質は熱伝導率が鉄基合金よりも小さいニッケル基合金のインコロイ800として保守側の伝熱計算を実施する。
- ③ 化学プラントからの蒸気にはHBr+Br₂が混入しているが，蒸気の割合が高いため，伝熱計算では蒸気のみ物性値を用いて計算を実施する。
- ④ 各熱交換器の全長は，格納施設の構成を容易にするため大きな違いが生じないようにする。目標として15m前後とする。
- ⑤ 各熱交換器の伝熱管仕様は同一のものとする。
- ⑥ 構造は，2次系削除型大型高速炉での2重管SGの構造（図A-1）を参考とする。

(1) 計算式

熱流力計算式には次の諸式を用いた。

(a) 伝熱式

- ① ナトリウム側（胴側）；ジグザグ流

Maresca & Dwyerの式

$$Nu = 6.666 + 3.126(P/D) + 1.184(P/D)^2 + 0.0155(\phi Pe)^{0.86}$$

② 蒸気側 (管側)

○予熱域 (Sieder-Tateの式)

$$Nu = 0.023 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{(1/3)}$$

○核沸騰域 (Thomeの式)

$$T_w - T_s = 0.0243 q^{(1/2)} e^{(-\frac{P}{88.6})}$$

$$q = \alpha (T_N - T_w)$$

○膜沸騰域 (Bishopの式)

$$Nu = 0.0193 Re^{0.8} \cdot Pr^{1.23}$$

$$\left\{ \chi + (1 - \chi) \left(\frac{\rho_g}{\rho_l} \right)^{0.62} \cdot \left(\frac{\rho_g}{\rho_l} \right)^{0.068} \right\}$$

○過熱蒸気域 (Bishopの式)

$$Nu = 0.0073 Re^{0.886} \cdot Pr^{0.61}$$

ここで, Nu	;ヌセルト数	(-)
Pe	;ペクレ数	(-)
Pr	;プラントル数	(-)
P	;伝熱管ピッチ	(mm)
D	;伝熱管径	(mm)
q	;ヒートフラックス	(kcal/m ² ・h)
χ	;クオリティ	(-)
α	;熱伝達率	(kcal/m ² ・h・℃)
ρ _g	;気相の密度	(kg/m ³)
ρ _l	;液相の密度	(kg/m ³)
Re	;レイノルズ数	(-)
T	;温度	(℃)

(2) 計算で得た熱交換器の概略寸法

計算から図17の各熱交換器の外形寸法として図19と表7～表9に示すような結果を得た。これらの結果のうち、代表的な項目を示すと、下のようになる。

熱交換器	伝熱面積	外 洞 径	機器高さ	伝熱管仕様
H X - 1	350m ²	1.4m	13m	φ 31.8 × 500本
H X - 2	1000m ²	2.0m	16m	φ 31.8 × 1000本
H X - 3	1050m ²	2.3m	13m	φ 31.8 × 1500本

なお、図19の各熱交換器は次のような特徴を持っている。

- ① 2重管の密着部には、内/外管リーク検出用のネオンガス循環溝（φ0.3mm，4ヶ所）を設けている。
- ② 胴側流況は、伝熱性能の向上及び伝熱管座屈対策のためジグザグ流を採用している。
- ③ 伝熱管と外胴の軸方向熱膨張差は、外胴の低温部に設置したベローズで吸収する構造としている。

5. 崩壊熱除去系除熱量の検討

ここでは、PRISM（図A-3）に準じたRVACSで除去することを前提に、まず必要除熱量を求め、次にそれを基にRVACSで除熱するに必要な原子炉容器の必要伝熱面積を概略で求める。この検討で崩壊熱がRVACSで除熱可能なことを示す。

検討のためのRVACSの諸条件を、以下のように定めた。

R/V内温度	:	700℃、コールドレグ温度（640℃）とホットレグ温度（770℃）の中間温度
空気入口温度	:	50℃
空気スタック高さ	:	30m
原子炉容器径	:	5.0m

(1) 必要除熱量の検討

まず、必要とされる除熱量は、表10に示す先行炉のDHR設計例を参考にした。

PNC大型炉設計	(S63年度)
電力実証炉設計	(H01年度)
PRISM設計	('90年)

表10によると、DHRの必要除熱量は、いずれの先行設計例でも炉の熱出力の約0.6%から0.7%である。そこで、ここではその内の大きい値0.7%を採用し、本検討対象の炉の熱出力が369MWであることから、必要除熱量を2.5MWtとした。

(2) 検討

原子炉容器の除熱面の高さをパラメータとしたときのRVACS除熱量の変化を図20に示す。図より、次のような結果となる。

- ・原子炉容器径が5mの場合は、除熱高さが約14m以上必要である。
- ・原子炉容器径は、別の検討から5.66mとなるが、この時の必要除熱高さは約12.5m以上である。

すなわち、RVACSから原子炉容器設計への要求条件は次のようになるが、これは達成可能で、このことよりRACSは成立性があると結論できる。

- ・原子炉容器除熱面積 : 約220m²以上

- ・原子炉容器除熱高さ : 約12.5m以上 (at RV径5.66m)
- ・原子炉容器径 : 5.66m

6. 使用材料について

ここでは、原子炉容器、炉内構造物及び配管等主要構造物の使用材料について検討する。
検討に当たっては、次の諸項目を考慮した。

- (1) 放射化防止のため有意量のCoを含まないこと。
- (2) 板材の製作見通しがありそうなこと
 - (a) 析出硬化型の材料は大型の板材の製作が難しいため候補材から外す。(Al, Ti, Nbが1%程度以上含まれるものは特に記載が無ければ析出硬化型とみなして候補材から除く。)
 - (b) 鋳造でしか製造できないものも候補材から外す。
 - (c) 固溶強化型の材料は板材製作が可能と見なす。
 - (d) 「Sheet」としての製作が可能とあるものは候補対象に含める。
- (3) 770℃においてSUS304 (550℃) のクリープ破断強度以上の強度が確保できそうな材料であること。
- (4) 伸びが小さいもの(10%を大きく下回るもの)は候補材から外す。
- (5) 溶接が可能又はその見通しがあること。

6.1 候補材料の抽出

Co基を除く超耐熱合金のうちクリープ強度が比較的良好なものを抽出し、それらについて上記の(1)~(5)をチェックした。抽出した材料を表11(a)~表11(d)に示す。なお、クリープ破断強度については、SUS304, 550℃, 10³hrの破断強度(10²hrのS_R相当)が24.8 kg/mm²であるため、770℃, 10³hrで20kg/mm²程度以上を目安条件とした。

表11(a)~表11(d)の中で、使用材料として期待できそうなのは次の材料である。

{ Ni基合金では TD-Nickel
 { ODS合金ではアロイMA-754^{9), 10)}, アロイMA-957クラス¹¹⁾

(ODS合金：酸化物分散強化型超合金)

ただし、TD-Nickelは延生が不足気味で、クリープ強度も表12に示すようにSUS304 (550℃)と比べて低いために、ここでは候補材から外す。一方、上記2種類のODS合

金は、当初板材としての製作可能性に疑問が持たれたが、メーカ（大同インコアロイ株式会社）から次の見解を得たため板材の製作見通しがあるものと判断した¹²⁾。

・アロイ MA-754 :

現在板材の製作方法を開発中であり、まだ技術の確立には至っていないが、2～3年後には概ね商品化できよう。現時点で製作可能な板材のサイズは板厚：3～5mm、幅：20～30cm、長さ：40～50cmであるが、将来的には大型化は可能である。

・アロイ MA-957クラス :

現状では板材としての実績は無い。（但し、PNCでは1mm²の冷間加工材の実績がある。）板材の要求があった場合はMA-956を使ってもらっている。（MA-956は高温強度及び延性が高温高速炉にとっては不足。）MA-956とMA-957クラスはよく似た材料であり、MA-957クラスを板で使いたいとの強い要求があれば比較的短期間で製作できる見通しである。MA-956の場合、板厚は50mm以上でも可能。幅も1～2m以上が可能と思われ後者は設備投資次第である。

次にこの2合金の溶接性を調査した。上記メーカによると、現状技術では、アロイ MA-957クラスの溶接は可能であるが信頼性は低く、Vessel用には推奨できない。MA-754の溶接は難しい。これは、熔融溶接では酸化物粒子分散による強化が損なわれ接合部の強度が大きく減少するためである。

一方、Fe系のアモルファス合金箔をインサートした拡散接合を用いると、整合部はODS合金母材と同等な強度が得られるとの研究成果が住友金属株式会社の研究がある。同社によると、この技術は現状では実験室レベルのものであり、12～13Cr及び19Cr系のODS合金について実施した結果であるが、技術的には十分実用化の見通しがあり大概のODS合金に適用可能である。また、工場で雰囲気や圧力等の管理ができれば将来的には大型材の溶接も可能との見通しである。従って、開発課題はあるもののアロイ MA-754及びMA-957クラスの溶接は技術的な見通しがあると判断する^{13) - 16)}。

なお、高温高速炉よりも更に高温で使用する宇宙炉でハステロイ Xを採用している例があるが¹⁹⁾、ここでは次の理由でこれを候補材とはしなかった。

- ・宇宙炉ではスクラムや炉停止が無く、従って、熱応力の繰返しが無い。そのためクリープ疲労に対する要求は高温高速炉と比べて格段に楽で、高いクリープ強度を有する

必要がない。(なお、高温高速炉では、水素製造を利用した燃料電池を無停電電源として外電喪失事象の想定回数を減らせるというメリットはある。)

- ・ハステロイ X (750℃) のクリープ破断強度はSUS304 (550℃) の1/5程度でしかなく、クリープ疲労がクリティカルな高温高速炉では成立の見通しが立たない。

6.2 候補材の評価

上で摘出した候補材であるアロイMA-754及びMA-957クラスの成分と主要特性を表A-2及び表A-3に示した。

主要項目について両者を比較すると以下のようなになる。

- ・クリープ強度………MA957クラスの方が3割程度優れる。

}	700℃, 10 ⁴ hr のクリープ破断強度
	MA-754 : 約20kg/mm ²
	MA-957クラス : 約27kg/mm ²

- ・延性………MA754の方が4割程度優れる。

}	600℃の破断伸び
	MA-754 : 約24%
	MA-957クラス : 17% (インコ社資料により)

- ・機械的特性の異方性………両者共に異方性を小さくすることは今後の課題であり、現時点では同等と言える。

}	MA-754 : 付録Iより
	MA-957クラス : 異方性が比較的大きい

- ・板材の製作性………両者共に今後の開発課題であり、現時点では同等と言える。
- ・溶接性 ……両者共に今後の開発課題であり、現時点では同等と言える。
- ・Naとの共存性………MA-957クラスのNaとの共存性は650℃前後では良好と推定するが、MA-754は不明である。

- ・耐中性子照射性………両者共不明

このように、両者の間には決定的な差はなく、当面は両者とも候補材として残し、今後更にデータを取得し比較したうえで1種類に選定するのが適切と考える。MA-957クラ

スは、現在大同インコアロイ社内で被覆管用に開発中で、ODS合金の単価は2万円前後／1kg (0.2億円前後／1ton)である。

6.3 まとめ

既存の超耐熱合金の中で高温高速炉用材料の候補材となり得るのはアロイMA-754及びアロイMA-957クラスである。但し、両者ともに板材の製作方法や溶接方法等の今後の開発課題がある。

7. 原子炉建屋配置概念

7.1 主要目

これまでの検討から高温高速炉プラントの主要目が定まったので、それを表13(a)～表13(c)に示す。

7.2 原子炉建屋配置概念

ここでは、原子炉建屋配置概念の検討を行う。

検討のために、下記の条件を設定した。

- ・ 1次系配管方式： 配管ペローズ方式
- ・ 格納施設バウンダリ；
 - 原子炉容器室： 原子炉容器ガードベッセル
 - 1次冷却系室： 格納施設ライナ
- ・ 検討対象設備： 原子炉容器
熱交換器 (HX-1, HX-2, HX-3)
EMP (Electro Magnetic Pump)
1次系配管
RVACS (ダクト類)
その他ナトリウム系設備

これらを基にして検討した原子炉建屋配置平面図、原子炉建屋配置立面図、格納施設バウンダリ範囲図をそれぞれ図21、図22、図23に示す。各寸法は以下の値である。

- ・ 原子炉建屋平面寸法： 21m × 22m
- ・ 原子炉建屋立面寸法： 41m
- ・ RVACSスタック高さ： 35m

8. 安全検討

高温高速炉が一般の高速炉と同等の安全性を有していることを確認するために、重要な安全検討項目に関して高温高速炉の特性を考慮した適合性検討を行った。ここで、一般の高速炉と共通項目（例えば、炉心異常等に係る事象への対応等）については、炉心が負のNaボイド係数を持っていることから、一般の高速炉以上の安全性が期待できるため対象外とした。

8.1 検討方法

(1) 検討方針

2.1に示したように、今後の高速炉を代表するものとして革新的な概念を種々導入した米国のPRISM炉（現ALMR炉）を選び、これに対するNRCの安全性評価報告（ドラフト：NUREG-1368）に準拠して重要な安全検討項目に関する検討を行う。

(2) 検討項目

NUREG-1368においては主要な設計上及び安全上の課題が表A-4、A-5に示すようにまとめられている。そこで、これらの表の各項目毎に適合性検討を行った。

8.2 検討結果

結果を表A-6とA-7に示す。

表に示す通り、NUREG-1368の項目はPRISMに特有の議論が中心ではあるが、従来の高速炉に革新性を付加した高速炉という観点での高速炉の安全性に関する指摘事項であり、ライセンスビリティという観点からは、これらの指摘事項への適合性は今後の革新的な高速炉の在り方を示唆したものと考えられる。この意味で高温高速炉は、NUREG指摘事項に対し、基本的に（負のNaボイド係数など）適合しているといえる。

尚、プラントの詳細に亘る検討を実施していないため、適合性に課題を残している事項は、今後の設計等に当たって検討するかもしくはR&Dを実施する必要がある項目である。

9. コスト評価

検討した高温高速炉による水素製造の経済性見通しを得るため、概算のコスト評価を行った。

9.1 方法

(1) プラントの建設コスト評価

高速炉の建設コスト評価は、同出力規模の軽水炉との比較で行われるが、その一例として、100万KWe級のループ型高速炉のコスト試算例（対軽水炉比）を図24²⁰⁾に示す。ここでは、この図を参照するものとする。

(2) 各設備の建設コスト評価

各設備の建設コストは、通常先行プラントとの比較で評価され、ここでは機器（原子炉容器、中間熱交換器等）の代表的な指標（物量、伝熱面積等）とコスト指数（巾乗則等）によりコストが推定されている。しかし、これらの指標や指数等は一般に未公開であることから、ここでは化学プラントの経済性評価等に用いられている指数等を参照することとした²¹⁾。

(3) 建設コストの評価手法

上述の事項を参考に、以下のような建設コストの評価手法をここでは採用することとした。ただ、360MWtの高温高速炉を100万KWe級の高速炉と比較するため、評価に伴う誤差が大きい。そこで、比較的保守的な評価と、保守性をできるだけ廃した評価の2ケースについて行うこととする。

(a) 評価ケース

① ケースA

360MWtの高温高速炉1基を100万KWe級の高速炉1基を介して軽水炉と比較し、建設コストを算出する。

② ケースB

複数基の高温高速炉プラントが建設されるものとする。このため、100万KWe級の高速炉との比較に当たり、同規模の高温高速炉プラントが必要であるとし、コ

コスト比較はこの規模とするのに必要な基数で行い、1基分のコストを“1/基数”により逆算する。

ここで、基数は約 $2600 \div 360 \approx 7.22 \Rightarrow 8$ 基とする。

即ち、8基の高温高速炉に対し、「基準=1.35×軽水炉」に対するコスト比を算出する。

(b) 習熟効果

プラントを複数基建設することによる習熟効果については、通常2割減程度（3割減を考慮している場合もある）とされている。本検討においては、各ケースに対して以下のようにした。

① ケースA

習熟効果係数として0.8を乗じる。

② ケースB

複数基の高温高速炉を100万KWe級1基のプラントと比較するため、この複数基という考え方の中に既に習熟効果が考慮されているとする。すなわち、複数基とした場合は、基本料金となるものを考慮する必要がある一方、モジュール効果もしくは多数基製作の効果によるコスト減も考慮する必要があり、これらの相殺効果として本ケースに対して習熟効果を考慮しないこととする。

(c) 免震効果

免震構造の採用に伴い機器の肉厚減少が考えられるが、免震にすることによるコストアップが一方であり、全体では1～5%のコスト削減といわれている。不確定要素もあることから、これを無視することとする。

(d) 水素製造装置

水素製造装置など化学プラントコストは含めない。これらを除いた他の設備割合が、所謂BOP設備の内どの割合となるかは、従来の発電設備関連の設備の割合を考慮し、後述するように半分に設定する。

(4) 発熱コスト

発熱コストを算出するには燃料費と運転費を推定する必要があるが、これは次のようにした。尚、これらは(3)(a)のケースA、Bに共通とする。

(a) 燃料費

燃料費の正確な評価には、燃料サイクルも含めたコスト評価が必要であるが、本高温高速炉に用いる窒化物燃料についてはこれが不可能である。そこで、ここでは図25²²⁾の一般に用いられている単位熱量当たりのコストから、軽水炉の燃料費として同図に用いられていると想定する燃料費の割合と同じと仮定した。

(b) 運転費

運転費は通常燃料費の約1.5倍程度と云われている。本高温高速炉プラントは運転が簡略化されており、コスト減も見込めるが、ここでは不確定要因もあるため、このコスト減は見込まず、そのまま燃料費の1.5倍として算出する。

9.2 コスト試算

上に述べた評法を用いて高温高速炉プラントの核熱コストを試算した。

(1) 検討条件

コスト試算に当たり、下記をケースAおよびケースBに共通な条件として設定した。

(a) 全 般

本試算は各種仮定のもとに行う概略試算であり、また、相対的検討のために行うもので、結果の使用に当たっては、十分な注意を必要とする。

(b) 建設コスト

- ① 格納施設 : 格納施設バウンダリを限定している観点から原子炉建物容積を指標とする。
- ② 原子炉構造 : 原子炉容器を代表機器とする。
尚、超合金等の新材料の使用に対しては、コスト係数として1.1(1割増)を用いた。
- ③ 燃料取扱設備 : 本設備の簡素化を反映し、原子炉建物容積比例とした。
- ④ 1次冷却系 : 熱交換器を代表機器(指標:伝熱面積)とした。
- ⑤ 2次冷却系 : なし
- ⑥ BOP等 : 計装・電気、その他BOP等は水素製造装置関連分として半分を除くこととした。

⑦ タービン : なし

⑧ 建物データ :

・原子炉建物面積 : $21\text{m} \times 22\text{m} = 462\text{m}^2$

・原子炉建物容積 : $21\text{m} \times 22\text{m} \times 32\text{m}^* = 14784\text{m}^3$

⇒ 1.5万 m^3

[* : 建物上部を平均化して考慮]

⑨ 建設単価 : 原子力ポケットブックによれば、軽水炉建設単価は出力当たり次の通りとなっている。

⇒ 32万円/kW 程度

(c) 発熱コスト

① 一般 : 耐用年数は30年として試算し、簡便のためエスカレーションは考慮しない

② 総発熱量 : 7200h/年の設備利用率として算出する。

$$360\text{MWt} \times 7200\text{h} \times 30\text{y} \times 0.86\text{Mcal/kWh}$$

$$= 6.7 \times 10^{10} \text{Mcal}$$

③ 燃料費 : 軽水炉燃料の発熱量当たりの単価については、明確な公開のデータがないため下記を用いる。

$$0.45\text{円/Mcal}$$

④ 運転費 : 5.1より、燃料費 $\times 1.5$ として下記に暫定する。

$$0.675\text{円/Mcal}$$

(2) 試算結果

結果を表14と表15に示す。これらより、単位熱量当たりのコスト（プラント建設費+燃料費+運転費）はケースAで約2.5円/Mcal、ケースBで約2円/Mcalと求められた。実際のコストは、両者の中間にあると考えられ、本高温高速炉が十分な経済競争力を有している可能性がある。尚、プラント建設費の直接費に関して、軽水炉と高温高速炉の対応する機器の部分について比較すると次のようになり、高温高速炉では軽水炉の場合の2.6~3.8倍となっている。

【軽水炉】

$$80\% - (10 + 12 + 12 \times 0.5 + 14 \times 0.5 + 6 \times 0.5) \% = 42\%$$

【高温高速炉・ケース A】

$$27.6\% \times 2600 / 360 \times 0.8 = 159.5\% \Rightarrow \text{約} 3.8 \text{倍}$$

【高温高速炉・ケース B】

$$110.5\% \Rightarrow \text{約} 2.6 \text{倍}$$

10. 開発課題の抽出

水素製造を目的とした高温高速炉プラント概念を検討した結果、革新的な原子炉構造概念とすることができた。これらの概念の成立性については、今後の開発によるところが大きく、これを開発課題として表16(a)～表16(c)にまとめた。

11. 考察と結論

11.1 開発の意義

高温高速炉（HTFR），正しく呼ぶならば「新型高温液体金属冷却高速中性子原子炉」は，これまでとは異なった視点に立ってFBR利用の多様化を目指したものである。その目指すところは，核エネルギー利用技術体系の究極理想である高温熱利用と対出力比での原子炉のコンパクト化である。すなわち，高い熱変換効率を有する小さなサイズの原子炉という，核本来のエネルギー変換の潜在的特性を追求することである。

この新型炉の概念は，従来のLMFBRの主目的である“増殖”性能の蔭に隠されていたかに見える技法の結果として用いられている液体金属冷却のメリットを存分に活用することによって成立する。危険物（地球環境において）である液体金属を巧みに制御して，この新型炉開発の目的を達成させることは，これまでの永年培って来たLMFBR開発の基盤技術を有効に活かして，未来への発展につなげることをも意味する。

今や高速炉の高温化をなし遂げるために必要な諸条件は，最近の技術の画期的な進展によって，可能性の視界に入ったとすることができる。これらの技術の進展の中には，耐熱新合金，傾斜機能材料，熱化学サイクル，水分解技術，高効率ガスタービン，そして小出力ではあるがかつては夢の技術と言われていたスターリングエンジンが含まれる。さらにそれらの有機的結合である新型炉システムの作動を強力に支援することができるマイクロエレクトロニクス，高感度センサー技術，そして最新ロボット技術の存在も忘れるわけには行かない。要するに，20年前いや10年前には考えられもしなかった革新的技術が，他の分野で開発されている。これらの新技術を巧妙に統合することによって開発され得る高温高速炉の前途には，前述したその技術的特徴のゆえに，実に広範囲にわたる利用の道が開けるであろう。この報告ではその具体例である，水素製造プラント用高温高速炉について概念を述べた。

11.2 目標の設定

高温高速炉の概念構築に当たっては，既存の或いは開発中のあらゆる原子炉の炉型や全システムの長所と欠点を十分に吟味して，核エネルギー発生装置として従来ほとんど

考えられていない革新性を特徴とすべく、次のような目標を定めた。これは単なる「フロンティア」を越えた「ニューフロンティア」時代を先取りする（ロマンチックテクノロジーを目指す）ものである。

- ・特殊用途だけでなく、未来には商用化にもつながる汎用性を有するものとする。これは小出力から中出力まですべてをカバーできることをも意味する。
- ・超安全性、すなわち炉心でのあらゆる事象に対応する固有安全性を有すること。小出力炉においては定格レベルで高温の特性を生かした自然循環力を利用する。
- ・標準化し易い炉型として、多数基製造の場合のコストダウンと共に、炉及びプラントの補修性また新しい技術の出現に容易に対処可能な機器の交換性を設計の当初から重要な条件と見なす。
- ・続々と開発されつつあるあらゆる分野の新技术と未来に可能性を秘めたすべての新しいテクノロジーを有機的に取り入れて、常にup-to-dateたらしめ「新型」の初々しさをいつまでも失わないこと。
- ・地球上および月や火星等の惑星上での立地、設置及び搬送に心からなる合意が得られるようなあらゆる安全性の配慮を旨とする。

以上に掲げた目標を実現すべく多角的視点と徹底的な不都合を洗い出すことによって、次に掲げるような概念を提示することができた。概念の出発時点より核エネルギー装置の有する根本的欠陥に仮借なく批判を加えることが、真のテクノロジーアセスメントであると信じているからである。

11.3 一般的概念

11.3.1 目的と用途

- ・地球環境における水素製造

11.3.2 特徴的な機能と作動様式

- ・熱化学法による水素製造で、燃料電池と組み合わせて実質的な負荷追従特性を発揮できるだろう。
- ・液体金属冷却炉本来の特徴である低圧冷却システムの安全性に加えて、この新型炉では炉心の固有安全性を炉出力を抑えることによって確保する。即ち、反応度のポ

イド係数をゼロまたは負にする限界にまで、炉心の小出力化を計る。一方、全冷却システムを二重壁構造（これによりいわゆる床下の窒素ガス雰囲気も不要となるだろう）にすることにより、液体金属冷却材のガス予熱を可能ならしめると共に、冷却材微少漏洩に対して早期の検出を行い機器・システムの構造健全性の精密な監視を可能にさせる。

なお、高温条件についての安全性に蛇足ながら、説明を加えたい。化石燃料燃焼炉であれ原子炉であれ、一般的な安全性の通念として、炉の定常状態における温度の高低よりも非定常時に起こり得る冷却材の沸騰とそれに伴う炉の空焚きによる過熱の方がはるかに危険であることは言うまでもない。この意味でとりわけ重大事故の誘因となる炉心の異常事象の観点から高温高速炉の安全性が従来型のLMFBRのそれよりも劣るとする理由は全くない。しかしながら様々な角度から、今後この新型炉の高温に由来する安全上の問題を深く掘り下げて解析する必要のあることは、重要な課題であると言える。

- ・敢えて大出力炉方式をとらない。標準化に対する著しい困難とエネルギー源の分散配置への適合性が、プラントの大出力化を正当化し得ない重要な条件であることを考えれば、これからは単に大出力化を狙うだけでなく中小出力炉の分散または並列設置への方向が真剣に検討されてしかるべきだと思ふ。この意味からも小まわりの効く小型炉への柔軟な路線への転換にこたえるものである。
- ・高温高速炉においては、ほとんどすべての機器やシステムが工場生産できるという絶対的なコスト上の有利さを指摘できる。また比較的軽量・小型ゆえの可搬性、全地下立地の可能性、及び廃炉の際の比較的容易な処置はこの新型炉でなければ得られない技術的の、従ってプラントのライフサイクルコストの低減に有利な特徴であると言える。

11.3.3 革新的なシステムと運転性能

- ・固定プラグ方式炉容器とホットセル内燃料交換方式を採用する。燃料交換システムの簡略化と共に従来的高速炉の構造設計の複雑化の一因であった回転プラグ方式を取り止める。
- ・主冷却器に高効率電磁ポンプを採用した。これによりポンプの設置位置を自由にで

きる設計上の有利さが生じることに加えて、安全裕度を確保でき、また電磁力は容易に可変であるから、炉の運転に柔軟性が得られる。水素燃料供給で作動する燃料電池を電磁ポンプの電源に採用すれば、原理的には無停電の自律型システムの実現が可能となるだろう。また、最近俄にふたたび脚光を浴びている高温超電導磁界の電磁ポンプをもし採用出来れば、この新型炉の心臓部と言える機器を著しく小型にまとめることが可能となる。

・ロボットによる点検と補修

現在の軽水炉で用いられている技術をさらに磨き込んで、この新型炉設計においては、考えられるあらゆる場所への接近性を当初から綿密に考慮しておく。なお、検査や異常診断の自動化とデータ処理には、大型機ダウンの脆弱性を回避するため、システム型ミニコンピュータを多用する。

11.3.4 開発の技術的可能性と方策

この高温高速炉の開発においては、特別に困難な技術上のブレイクスルーは、ほとんど見当たらないように思われる。ここでは比較的努力を集中すべきと考えられる開発項目に※印を付して、これらを列挙するにとどめたい。各分野の専門家の賢察と批判にこれらをゆだねるつもりである。多角的発想に基づいた精査と検討を期待したい。

研究開発が必要となる主要テーマ

※(1) 燃料及び材料

(2) 炉心の概念設計と評価

(3) システム設計の統一性検証

(4) 固有の自律的受動安全性を補強する独立した多重の能動安全性の総合的機能確証

※(5) 熱交換器（水素製造装置等との結合システム）

※(6) 燃料交換・破損燃料検出位置決定・炉心異常診断統合炉内機器の設計と耐久試験

(7) 高効率電磁ポンプ

(8) 計装機器

(9) UT-3システム

(10) 高温高速炉無線監視・制御システム実証試験

開発に相当なる努力を要すると考えられる重点※項目はすべて主として動燃事業団

大洗工学センターがイニシアチブを取って実施できるものばかりである。

これらの各項目の研究開発テーマを総合し、かつ実証する目的で、今後適当な規模の高温高速実験炉を建設することが必要となるだろう。この新型炉の概念の成立性はこれによって確認される。

この新型炉のための実験炉建設に係わる技術的不透明さは、現時点においても容易に克服されうると考える。動燃事業団の新プロジェクトとして、このプログラムを優先的に選択して、技術的困難と問題点を可能な限り掘り下げ、高温高速炉実現へのステップを踏むべき新しい転換の時期に達していると考ええる。

謝 辞

本報告書作製に当り，設計計算及び設計図作製等は三菱原子力工業(株)廣田耕一，神島吉郎，戸田幹雄，今吉 祥の方々に，お願いしたのでここで感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) 「熱化学分解法による水素製造」吉田邦夫, PETROTECH 第8巻 第1号(1985)
- 2) "Economical and Technical Evaluation of UT-3 Thermochemical Hydrogen Production Process for an Industrial Scale Plant" A. Aochi, K. Yoshida, et al. Int. J. Hydrogen Energy, Vol. 14, No. 7, pp. 421-429
- 3) 動燃報告書 PNC N9410 90-074, 高温高速炉とUT-3プロセスを用いた水素製造に関する予備検討 大坪 章 他
- 4) 動燃報告書 PNC N9410 90-083, 高温高速炉の炉心ポイド反応度解析 大谷暢夫 他
- 5) "Draft Preapplication Safety Evaluation Report For Power Reactor Inherently Safe Module Liquid Metal Reactor," R. R. Landry et al., NUREG 1368, Sep. 1989
- 6) "Summary of Advanced Evaluations—PRISM and SAFR—," NUREG/CR-5364, BNL-NUREG-52197 R1, R7, R8, 9L
- 7) CORROSION IN NUCLEAR APPLICATIONS, W. E. Berry, pp. 261-264, John Wiley and Sons, Inc.
- 8) "Performance Testing of Refractory Alloy - Clad Fuel Elements for Space Reactors," D. S. Dutt, HEDL SA-3347, 20th Intersociety Energy Conversion Engineering Conference, Aug. 18-23, 1985, Miami Beach, FL.
- 9) "Inco MAP/INCONEL alloy MA754," Inco Alloys International
- 10) "Mechanically Alloyed Products," Inco Alloys International
- 11) 「酸化物分散強化型フェライト鋼の基本特性評価(1)~(4)」飯塚 他 日本原子力学会「昭62秋の大会」予稿集
- 12) 酸化分散強化型超合金, 大同インコアロイ(株)
- 13) マテリアルデータベース/金属材料, 日刊工業新聞 pp. 63~98
- 14) NIKKEI NEW MATERIALS, 1990年 7月30日号, pp. 63 ~68
- 15) NIKKEI NEW MATERIALS, 1990年10月 1日号, pp. 73 ~75
- 16) 超耐熱合金資料, 日立金属(株)
- 17) NICKEL BASE ALLOYS, The International Nickel Company, Inc.

- 18) 耐熱合金データ, 三菱金属 (株)
- 19) "Space Nuclear Power Studies in France-Overview of the BRATO Program,"
E. Proust et al., CEA-CONF-9697
- 20) "Cost Reduction Study of a 1000MWe Loop-Type Demonstration Fast Breeder
Reactor," H. Nakagawa et al., Int. Conf. on Fast Breeder Systems, Sept. 1987
- 21) 経済評価とプラントコスト, 化学工業協会編, 丸善
- 22) 原子力ポケットブック, 原子力産業会議編

図 表

表1 炉型比較データ(1)

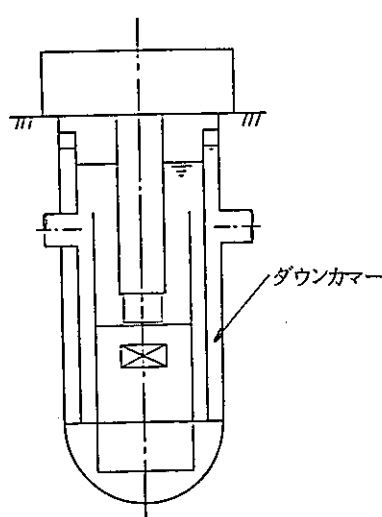
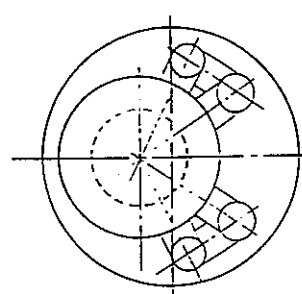
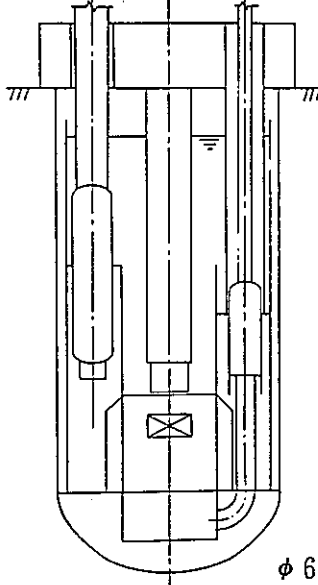
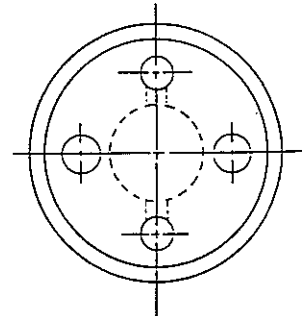
比較項目		ループ型炉	タンク型炉
経 済 性	概念図	 <p>RV = φ 5 ~ 6 m × 12m^H</p> <p>(a) 原子炉構造イメージ</p>  <p>(b) 原子炉建物内配置例 ループ型炉イメージ</p>	 <p>RV = φ 6 ~ 7 m × 15m^H</p> <p>(a) 原子炉構造イメージ</p>  <p>(b) 原子炉建物内配置例 タンク型炉イメージ</p>
	原子炉建物範囲 比較	<ul style="list-style-type: none"> ・上図のような配置想定では、原子炉建物範囲を略同等とできる可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・相対的にコンパクトにできる傾向にある。
備 考	<ul style="list-style-type: none"> ・ガードベッセル、配管ベローズ、1次系機器寸法他により原子炉建物内配置概念は変わり得る。 ・RVACS採用時にはRV高さはタンク型炉並みとなる可能性大。 	<ul style="list-style-type: none"> ・RVACS他により原子炉建物内配置概念は変わり得る。 	

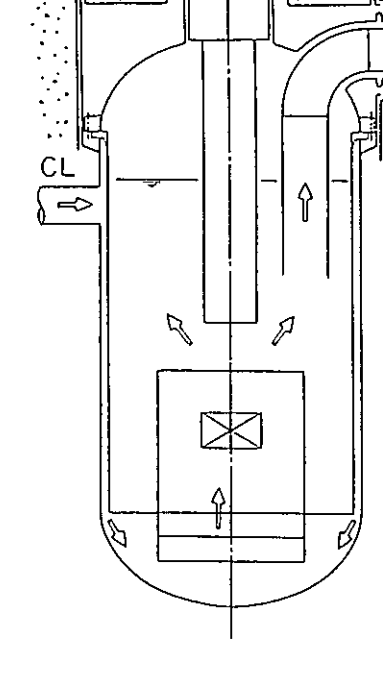
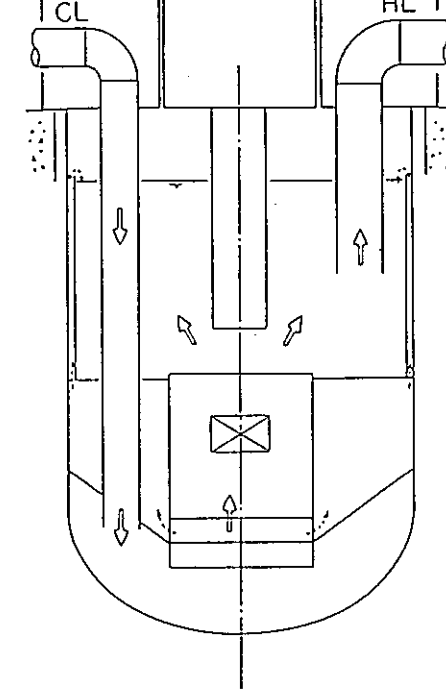
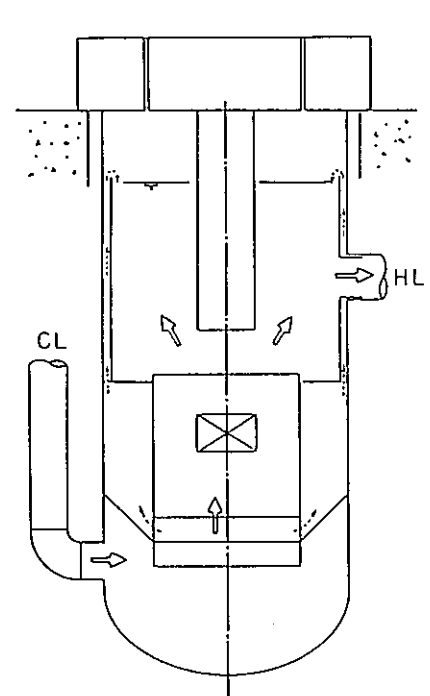
表2 炉型比較データ(2)

比較項目		ループ型炉	タンク型炉
安 全 性	原子炉の停止	<ul style="list-style-type: none"> 流体力を利用した受動的炉停止系を用いる場合、ポンプ停止による圧力変動がタンク型より大きい分、対LOF上若干有利の傾向にある。 	<ul style="list-style-type: none"> 相対的に径が大となる分、地震時の上下動による反応度投入効果に注意する必要がある。(PRISMタイプでは胴径はループ並み。) 炉内インベントリが大きい分、炉停止に係る熱過渡条件が緩和傾向にある。
	残留熱の除去	<ul style="list-style-type: none"> DRACSを用いても、主1次系の冷却材流路を必要とする可能性が大きい。 ガス巻き込み等によるサイフォンブレイクに注意する必要がある。 配管破損想定時、ポンプ汲み出しに注意する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 相対的にRVACSとしての放熱面積が大きい。 地震時のスロッシング等によるIHX窓部露出に注意する必要がある。
	放射性物質の放散防止	<ul style="list-style-type: none"> 想定すべき事象が若干多い。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器を格納バウンダリとできれば、シンプルな格納バウンダリを形成できる。
	Na-水(水蒸気)反応対応	<ul style="list-style-type: none"> Na-水(水蒸気)反応の炉心への影響については実質的な違いはない。 	
	全電源喪失対応		<ul style="list-style-type: none"> 自然循環特性上、PRACSとの整合性が若干優れる。
	その他	<ul style="list-style-type: none"> カバーガス圧大 	
備考	<ul style="list-style-type: none"> 2次系削除型プラントを想定する場合、Na-水(水蒸気)反応に注意する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 2次系削除型プラントとするためには、多くの安全上の課題を克服する必要がある。 	

表3 炉型比較データ(3)

比較項目		ループ型炉	タンク型炉
技術的可能性	構造健全性	<ul style="list-style-type: none"> ・相対的に小型化し、機器毎に分離している分、健全性を確認し易い。 	<ul style="list-style-type: none"> ・相対的に耐震性、耐熱応力性の観点での注意が必要である。(PRISM型では軸方向の温度分布も注意が必要か。)
	運転性	<ul style="list-style-type: none"> ・液面変動のあるシステムでは、この影響分は運転性低下傾向にある。 ・〔N-1〕ループ運転等のシステム運用上運転性に優れる傾向にある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器が混在していることにより、潜在的に事象を拡大し、制御不安定的である可能性がある。
	保守・補修性	<ul style="list-style-type: none"> ・機器毎に分かれている分、保守・補修性に優れる傾向にある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系機器の保守・補修の影響が原子炉本体に及ぶ。
	製作・据付性	<ul style="list-style-type: none"> ・機器が相対的に小型である分、製作・据付性に優れる傾向にある。 ・機器毎に分かれている分、機器据付精度を確認し易い傾向にある。 	
	モジュール化可能性		<ul style="list-style-type: none"> ・相対的にプラントを一体化している分、モジュール化可能性に優れる傾向にある。
	研究開発規模	<ul style="list-style-type: none"> ・従来ベースであり、新規のR&D要素は少ない傾向にある。 	
備考			

造 概 念



眼 点

- ・ R V 径の最小化が図れる。

- ・ R V 構造が単純で， G V および RVACS との整合が良い。

- ・ R V 径が小さい。
- ・ ホットプラグ採用による液温度傾斜の緩和とプラグの
- ・ G V 形状の単純化。

却材流出入方式

- ・ 横流入，横流出

- ・ 上流入，上流出

- ・ 横流入，上流出

V 形 状

- ・ 径が小さい
- ・ サイドノズル

- ・ 径が大きい
- ・ ノズル無し

- ・ 径が比較的小さい
- ・ ノズル付
- ・ 上鏡蓋付（上鏡をフランジ
- ・ R V をスカートによる吊下

壁保護方式
RV高温化対策)

- ・ 壁 冷

- ・ 壁 冷

- ・ 壁冷（流入 Na の主流によ

デッキ・プラグ

- ・ 低 温

- ・ 低 温

- ・ 高 温 ・ 小口径固定プラ

料 交 換 方 式

- ・ 回転プラグを用いた従来方式

- ・ 回転プラグを用いた従来方式

- ・ ホットセル方式
（プラグを外して燃料交換

な 長 所

- ① R V 径が小さい
- ② R V 内の構造が単純

- ① R V 形状が単純（信頼性向上）
- ② R V 形状が単純
- ③ RVACS との整合も良好
- ④ DRACS との整合も良好

- ① R V 径が比較的小さい
- ② ノズルが上部にあるため G が単純
- ③ 回転プラグが無いので、構造が単純

な 課 題

- ① G V 形状が複雑（ガードパイプが必要）
- ② RVACS との整合が悪い（他の崩壊熱除去方式の採用が必要）
- ③ 配管引廻しによっては， 1 次系スペースが大きくなる可能性あり。（ベローズが必要となり得る）
- ④ ホットレグノズル（壁冷貫通部の構造が複雑化）

- ① R V 径が大きい
- ② 配管引廻しが単純（少数エルボ）となるため熱膨張応力に対する十分な配慮が必要（ベローズが必要となり得る）
- ③ 配管支持部（デッキ貫通部の Y ピース）で熱過渡応力が高くなりやすい。

- ① R V の上鏡取付フランジのが大きくなり易い。
- ② 支持スカートと R V 接合部力が大きくなり易い。
- ③ Na 温度が高いため，温度分のためにはプラグを相当にする必要がある。（電気・計装品等の耐熱性
- ④ 炉内計装のため R V に小口ルが付く可能性がある。
- ⑤ ホットセル方式のため R V 設備が増大する。

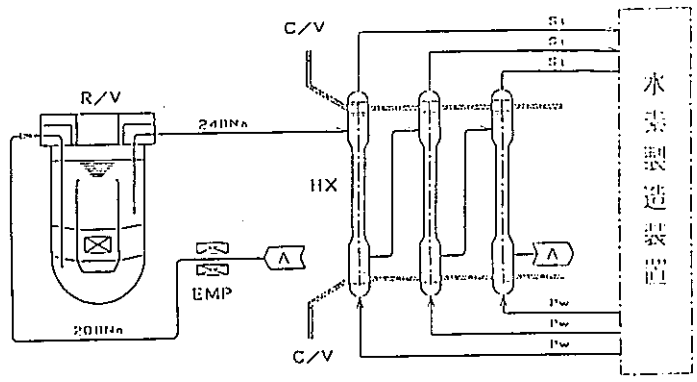
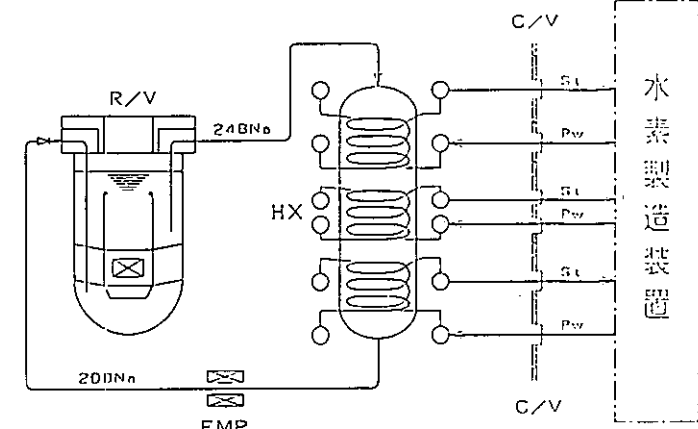
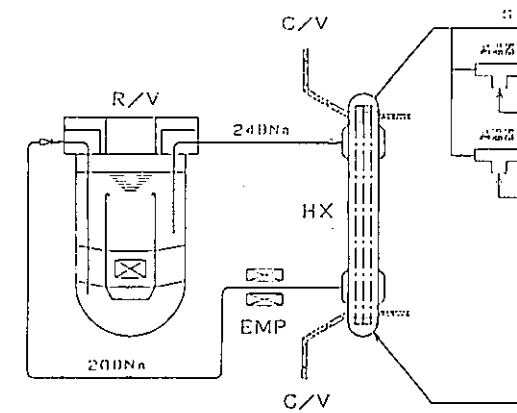
成			
造	型式；2重直管型 基数；3基 { 伝熱性能が異なるため同一仕様のHX設置は不可。	型式；2重管式ヘルカルコイル型 (管束部分離式) 基数；1基 { 課題 ・2重ヘリカル管開発 ・2重管胴貫構造	型式；2重直管型 基数；1基 { 2次系削除型大型中のSGの技術を利用
系	各検出系とも3セット必要	同 左	内管リーク検出系；1セット 外管リーク検出系；1セット 貫通リーク検出系；1セット } 安全保護系と2 out of
成	ミドルレグ管の構成が必要となる。	単純な構成が可能	単純な構成が可能 (サブエントリ配管システムの)
成	単純な構成が可能	単純な構成が可能	水素装置の3仕様蒸気を作り出すため、減圧が必要。
合	PRACSの設置が可能 (DHXはHXの外胴部に設置出来る)	PRACSの設置が可能 (DHXはHXの管束部上部に設置出来る)	PRACSの設置が可能 (DHXはHXの外胴部に設置出来る)
の	<ul style="list-style-type: none"> ・HXの水-蒸気室胴でC/Vバウンダリが形成出来る。 ・3×HXによりC/V形成が複雑化するため、高さを合わせる必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・水-蒸気配管，弁類でC/Vバウンダリを形成する。 ・C/V貫通管は多い。 ・水-蒸気管破断をC/V内で想定するため，C/Vの設計が困難^{*)} 	<ul style="list-style-type: none"> ・HXの水-蒸気室胴でC/Vバウンダリが ・水-蒸気管破断をC/V内で想定する必要
	3基のHX配置及びミドルレグ管の配置により，C/V内配置が大型化する。	<ul style="list-style-type: none"> ・HX回りの水-蒸気系配置が複雑 ・C/Vが大型化する 	コンパクト化が可能
		* 1) C/V内の水/Na分離が困難，また，C/Vの設計圧力が高くなる。	
【採用】	【採用】	【適用可能】	【適用不可】

表6 1次系主要目

項 目	仕 様	単 位
系 統 構 成	モジュラ型熱交換器構成	—
系 統 数	2	系 統
配 管 引 廻 し 方 式	配管ベローズ方式	—
循 環 ポ ン プ 型 式	電磁ポンプ (C/L)	—
出 力	180	MWt/ループ
1 次 系 ナトリウム 温度		
HX-1 入口/出口	770/742	℃
HX-2 入口/出口	742/702	℃
HX-3 入口/出口	702/640	℃
1 次 系 流 量	3960	t/h
熱 交 換 器 交 換 熱 量		
HX-1	39.6	MWt
HX-2	55.2	MWt
HX-3	85.2	MWt
配 管 口 径		
H/L	24	B
M/L	24	B
C/L	20	B

表7 熱交換器HX-1主要目

項 目	仕 様	単 位
型 式	無液面式2重直管型	—
胴側流況	ジグザグ流	—
基 数	2	基
設 計 条 件		
交換熱量	39.6	MWt
定 格 温 度		
ナトリウム側 入口/出口	770/742	℃
蒸気側 入口/出口	700/730	℃
定格蒸気圧力	25	kg/cm ² g
定格流量 ナトリウム側/蒸気側	3.96/1.59	×10 ⁶ kg/h
設 計 結 果		
有効伝熱面積	350	m ²
有効伝熱長	7.0	m
伝熱管寸法		
伝熱管外形/肉厚 外管	31.8/2.0	mm
内管	27.8/2.0	mm
伝熱管本数	500	本
伝熱管配列パターン	正三角配列	—
伝熱管配列ピッチ	50.0	mm
概 略 寸 法		
外胴径 ノズル部	2.0	m
管束部	1.4	m
高 さ	13.0	m
シュラウド内径	1.2	m
材 質 胴	インコロイ800H (暫定)	—
伝熱管	インコロイ800H (暫定)	—

表8 熱交換器HX-2主要目

項 目	仕 様	単 位
型 式	無液面式2重直管型	—
胴側流況	ジグザグ流	—
基 数	2	基
設 計 条 件		
交換熱量	55.2	MWt
定格温度		
ナトリウム側 入口/出口	742/702	℃
蒸気側 入口/出口	611/730	℃
定格蒸気圧力	25	kg/cm ² g
定格流量 ナトリウム側/蒸気側	3.96/0.69	×10 ⁶ kg/h
設 計 結 果		
有効伝熱面積	1100	m ²
有効伝熱長	11.0	m
伝熱管寸法		
伝熱管外形/肉厚 外管	31.8/2.0	mm
内管	27.8/2.0	mm
伝熱管本数	1500	本
伝熱管配列パターン	正三角配列	—
伝熱管配列ピッチ	50.0	mm
概 略 寸 法		
外胴径 ノズル部	2.6	m
管束部	2.0	m
高 さ	16.0	m
シュラウド内径	1.8	m
材 質 胴	インコロイ800H (暫定)	—
伝熱管	インコロイ800H (暫定)	—

表9 熱交換器HX-3主要目

項 目	仕 様	単 位
型 式	無液面式2重直管型	—
胴側流況	ジグザグ流	—
基 数	2	基
設 計 条 件		
交換熱量	85.2	MWt
定格温度		
ナトリウム側 入口/出口	702/640	℃
蒸気側 入口/出口	620/650	℃
定格蒸気圧力	25	kg/cm ² g
定格流量 ナトリウム側/蒸気側	3.96/3.85	×10 ⁶ kg/h
設 計 結 果		
有効伝熱面積	1050	m ²
有効伝熱長	7.0	m
伝熱管寸法		
伝熱管外形/肉厚 外管	31.8/2.0	mm
内管	27.8/2.0	mm
伝熱管本数	1500	本
伝熱管配列パターン	正三角配列	—
伝熱管配列ピッチ	50.0	mm
概 略 寸 法		
外胴径 ノズル部	2.9	m
管束部	2.3	m
高 さ	13.0	m
シュラウド内径	2.1	m
材 質 胴	インコロイ800H(暫定)	—
伝熱管	インコロイ800H(暫定)	—

表10 先行炉設計におけるDHR除熱量

先行炉設計	炉出力 MWt	DHR型式 除熱量 MWt	DHR除熱量 炉出力 %
PNC 大型炉設計	2517	PRACS 15	0.6
電力実証炉設計	2600	DRACS 18	0.69
P R I S M 設計	471	RVACS 2.7	0.57
高温高速炉設計	360	RVACS 2.5*	0.7*

(備考)

* : 先行炉例を参考にして決めた設定値。

表11(a) 超耐熱合金のデータ

材 料	1000hrクリープ破断応力 (kg/mm ²)		Co含有量 (Wt%)	析出硬化型で用いる 成分含有量 (Wt%)			Elonga tion (%)	製造法
	1200° F (649℃)	1400° F (760℃)		A l	T i	N b		
AP2-1DA	88	>37	10	4.6	3.0	—		
アロイ713(C)		46	—	6.1	0.8	2.0	5.9	Cast
アストロロイ	79	>30	15	4.4	3.5	—		
B-1900		>39	10	6.0	1.0	0.1	4.0	Cast
D-979	49	21	—	1.0	3.0	—	17	
フォード406		>48	10	4.5	2.0	2.0		Cast
GMR-235D	70	>27	—	3.0	2.0	—		Cast
IN-100		53	15.0	5.5	4.7	—	6.5	Cast
IN-162		>35	—	6.5	1.0	1.0		Cast
IN-731		>32	10	5.5	4.7	—		Cast
IN-738		>37	8.5	3.4	3.4	0.9		Cast
IN-792		>39	9.0	3.2	4.2	—		Cast
インコネル617	33		12.5	1.2	0.3	—		
インコネル625	37		—	0.2	0.2	3.6	83	
インコネル706	59		—	0.2	1.8	2.9		
インコネル718	60	18	—	0.5	0.9	5.1	8.0	Sheet
M-252	55	27	10	0.75	2.5	—	10	
MAR-M200		>42	?	?	?	?	3.4	Cast
MAR-M211		>39	10	1.0	2.6	—		Cast
MAR-M246		60	10	5.0	2.0	1.8	5.0	Cast
MAR-M421		>32	10	5.0	2.0	2.7		Cast
MAR-M432		>46	10	5.5	1.5	—		Cast
ニクロタング		>32	10.0	6.0	1.0	0.1	6.5	Cast
ナイモニック105	71.7	42(732℃)	10	4	4	—		
ナイモニック115		43	15	5.0	4.0	—	24	
ルネ41	72	>20	11	8	—	—	5.0	

表11(b) 超耐熱合金のデータ

材 料	1000hrクリープ破断応力 (kg/mm ²)		Co含有量 (Wt%)	析出硬化型で用いる 成分含有量 (Wt%)			Elonga tion (%)	製造法
	1200° F (649℃)	1400° F (769℃)		A l	T i	N b		
ルネ85		>40	18.5	4.3	3.5	—		
SEL	55	>27	15	5.3	3.3	—		
SEL-15	77	>30	14.5	5.4	2.5	0.5		
TAZ-8		>44	—	6.0	—	—		Cast
TD-Nickel	18	15	—	—	—	—	7.0	Sheet
TRW-1900	76	53	10.0	6.3	1.0	1.5	5.0	Cast
TRW VIA	91	>43	7.5	5.4	1.0	0.5		
ウディメット500	77	>33	18.0	3.0	3.0	—	21	
ウディメット520	60	>35	12.0	2.0	3.0	—	15	
ウディメット700	71	>43	18.5	4.4	3.5	—	33	
ウディメット720		>34	15.0	2.5	5.0	—		
エニテプC-300	88		9.0	3.4	0.7	—		
エニテプAF-1753	69	>36	7.2	1.9	3.2	—	22	
ワスパロイA	62	>18	13.5	1.4	3.0	—	28	
ワスパロイB	71		13.5	1.4	3.0	—	28	
WAZ-16	67	>37	—	7	—	2		Cast
A-286	32	15	—	0.2	2.2	—	19	
CG-27	54	31	—	1.5	2.5	0.6		
CRM-6D	34	24	—	—	—	1.0		Cast
CRM-15D	38	23	—	—	—	2.0		Cast
CRM-17D	34	21	—	—	—	2.0		Cast
CRM-18D	38	24	5.0	—	—	2.0		Cast
D-979	53	31	—	1.0	3.0	—		
アロイ901	45	22	—	0.2	2.5	—	5.0	Sheet
インコロイ903	52		15.0	0.7	1.4	3.0		
N-155	30	15	20	—	—	1.0		
バイメット860	57	32	4.0	1.0	3.0	—		

表11(c) 超耐熱合金のデータ

材 料	1000hrクリープ破断応力 (kg/mm ²)		Co含有量 (Wt%)	析出硬化型で用いる 成分含有量 (Wt%)			Elonga tion (%) 1400 F	製造法
	1200° F (649℃)	1400° F (769℃)		A ℓ	T i	N b		
ワクラクトロイ26	44	27	20	0.2	2.6	—		
S-590	27	18	20	—	—	4.0		
ユニテンプ212	62	30	—	0.2	4.0	0.5		
V-57	49	20	—	0.3	3.0	—		
W-545	46	26	—	0.2	2.9	—		
J-1300, M-308	44	23(732℃)	—	0.3	2.0			
HS-88	34	22(732℃)	—	—	0.6			
インコロイ901	55	28(732℃)	—	0.3	2.5			
J-1500, M-252	62	36(732℃)	10	1.0	3.0			
M-600		27(732℃)	—	1.1	2.3			
I-360(C)		37(732℃)	—	6.0	—			
DCM(C)		>23	—	4.6	2.5			
ハステロイR-235	44	32(732℃)	< 2.5	2.0	2.3			
インコネル700	61	41(732℃)	28.5	3.0	2.2			
インコネル713(C)	65	53(732℃)	—	6.0	0.6			
インコネルX-750	48	27(732℃)	—	0.8	2.5			
G-80	52	29(732℃)	—	1.5	2.5			
G-81	57	38(732℃)	18.0	1.5	2.5			
ナイモニック80A	43	23(732℃)	< 2.0	0.5/1.8	1.8/2.7			
ナイモニック90	47	28(732℃)	15/21	0.8/3.0	0.8/2.0			
インコネル722	38	15	—	0.6	2.4		18	Sheet
インコネルX-750	37	15	—	0.8	2.5		5.0	Sheet
L-605	27	17	多量	—	—		12	Sheet
U-500		14(860℃)	18.0	3.0	3.0	—		
MAR-M247		14(957℃)	10.0	5.5	1.1	—		
PWA1480		14(1010℃)	5.0	5.0	1.5	—		
AF115		14(920℃)	15.0	3.9	3.9	—		

表11(d) 超耐熱合金のデータ

材 料	1000hrクリープ破断応力 (kg/mm ²)		Co含有量 (Wt%)	析出硬化型で用いる 成分含有量 (Wt%)			Elongation (%)	製造法
	1200° F (649℃)	1400° F (769℃)		Al	Ti	Nb		
MA6000		14 (1068℃)	—	4.5	2.5	—		ODS
TM321		14 (973℃)	8.2	5.0	0.8	—		Cast
TMD-5		14 (1000℃)	9.5	4.6	0.9	—		
TMS-12		14 (1050℃)	—	5.2	—	—		
TMO-2		14 (1123℃)	9.7	4.2	0.8	—		
アロイ MA754	26	20	—	0.3	0.5	—	34 (長手方向) ODS 22 (直角方向)	} 板 材 は 製 作 可 の 見 通 し
アロイ MA956		7 (1093℃)	—	4.5	0.5	—	3.5 (1093℃) ODS	
アロイ MA957 クラス	{ 1000hrのデータ不明 但し, MA754 よりは σ_R が大 }		—	—	1.0	—	17 (600℃) ODS	

表12 TD-Nickelのクリープ強度

温 度	時 間	TD-Nickel の ¹⁾ クリープ破断応力	SUS 304 (550℃) ²⁾ のクリープ破断応力
640℃	10 ⁵ hr	12.7kg/mm ²	14.6kg/mm ²
	10 ⁶ hr	10.7kg/mm ²	11.2kg/mm ²
	10 ⁷ hr	9.0kg/mm ²	8.5kg/mm ²
770℃	10 ⁵ hr	9.0kg/mm ²	14.6kg/mm ²
	10 ⁶ hr	7.5kg/mm ²	11.2kg/mm ²
	10 ⁷ hr	6.1kg/mm ²	8.5kg/mm ²

1) ラルソンミラーパラメータを用いて10²hr, 10³hr のデータから長時間側に外挿した値, なお表の値はBar材のものであり, 板材の値はこれよりも幾分低くなる傾向がある。

2) BDSの材料強度基準値から時間係数 ($\alpha_R = 10$) を除いた値。

表13(a) プラント主要目

要 目	仕 様	備 考
[プラント全般]		
原子炉熱出力	360MWt	
原子炉型式	窒化物燃料ナトリウム冷却高速 中性子炉	
プラント型式	ループ型	
主冷却系ループ数	2	
原子炉出入口温度	770℃/640℃	
運転サイクル	5年	
耐震条件	免震条件	
構造材料	アロイMA754もしくは アロイMA957クラス	
[炉心・燃料]		
炉心形式	均質炉心	
炉心高さ/等価直径	676mm/約2844mm	
炉心構成要素 配列ピッチ	150mm (暫定)	
炉心構成要素 全長	約2500mm	
炉心燃料集合体		
体数	63	
ガスプレナム位置	下部	
燃料要素数	127/集合体	
被覆管材質	Nb-1%Zr-0.1%C	PWC-11
ダクト	なし (ダクトレス集合体; 暫定)	
径方向ブランケット	なし	
制御棒集合体 体数	10	
中性子遮蔽体 体数		
SUS遮蔽体	78	
B ₄ C遮蔽体	162	

表13(b) プラント主要目

要 目	仕 様	備 考
[原子炉構造・燃料取扱系]		
原子炉容器 径	φ5.66m (内径)	
高さ	20.5m ^h	
冷却材流出入ノズル位置	上部鏡部から流出入	
炉容器支持方式	吊下げスカート支持	
炉心支持構造 型式	下置き炉心槽型	
炉心槽 外径	φ3.06m	
炉壁保護構造方式	入口ナトリウムによる高温化抑制方式 (内側容器方式)	
遮蔽プラグ 型式	固定プラグ	
プラグ円筒部径	φ1.6m	
炉心上部機構 型式	円筒一体型	
胴径	φ1.4m	
炉内貯蔵槽 型式	ラック方式	
容量	72体	
安全容器 型式	ガードベッセル方式 格納施設バウンダリ兼用	
燃料交換/出入方式	ホットセル式燃料交換方式	
燃料交換機 型式	USV組込型	

表13(c) プラント主要目

要 目	仕 様	備 考																
<p>[熱輸送系]</p> <p>使用温度</p> <p>1次系H. L/C. L温度</p> <p>熱交換系蒸気入口/出口温度</p> <p>1次系配管 引廻し方式</p> <p>配管口径 (H/L, CO/L, C/L)</p> <p>熱交換器</p> <p>型式</p> <p>交換熱量×基数</p> <p>有効伝熱面積</p> <p>伝熱管外径/本数</p> <p>1次主循環ポンプ 型式</p> <p>1次系カバーガス圧</p> <p>カバーガス</p> <p>逆止弁 設置場所</p> <p>崩壊熱除去系</p> <p>方式</p> <p>除熱容量</p> <p>予熱系 方式</p>	<p>770℃/640℃</p> <p>HX-1 : 700℃/730℃</p> <p>HX-2 : 611℃/730℃</p> <p>HX-3 : 620℃/650℃</p> <p>配管ベローズ方式</p> <p>24B/24B/20B</p> <p>無液面式2重直管型</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>HX-1</th> <th>HX-2</th> <th>HX-3</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>39.6×2</td> <td>55.2×2</td> <td>85.2×2</td> <td>MWt ×基</td> </tr> <tr> <td>350</td> <td>1100</td> <td>1050</td> <td>m²</td> </tr> <tr> <td>φ31.8×500</td> <td>φ31.8×1000</td> <td>φ31.8×1500</td> <td>mm ×本</td> </tr> </tbody> </table> <p>電磁ポンプ</p> <p>1.5気圧 (絶対圧)</p> <p>ヘリウムガス</p> <p>コールドレグ水平配管部</p> <p>RVACS</p> <p>2.5MWt</p> <p>内部/外部ガス予熱 (暫定)</p>	HX-1	HX-2	HX-3		39.6×2	55.2×2	85.2×2	MWt ×基	350	1100	1050	m ²	φ31.8×500	φ31.8×1000	φ31.8×1500	mm ×本	<p>水素製造装置との取合</p>
HX-1	HX-2	HX-3																
39.6×2	55.2×2	85.2×2	MWt ×基															
350	1100	1050	m ²															
φ31.8×500	φ31.8×1000	φ31.8×1500	mm ×本															

表14 高温高速炉プラントコスト試算結果〔ケースA〕

	設備名称	代表指標	指数	基準プラント 〔100万KWe級FBR プラントの試算例〕		高温高速炉		備考
						1基分データ	1基分	
プ ラ ン ト 建 設 費	格納施設	原子炉建物容積	0.85乗	2×1.35	19万m ³	1.5万m ³	0.3	
	原子炉構造	原子炉容器：径×高さ	0.6乗	10×1.35	10.6m×15.4m	5.66m×20.5m	12.1	新材料係数1.1
	燃料取扱設備	原子炉建物容積	比例	4×1.35	19万m ³	1.5万m ³	0.4	
	1次冷却系	熱交換器：伝熱面積	0.7乗	10×1.35	7200m ²	5000m ²	10.5	
	2次冷却系	—	—	10×1.35	—	削除	—	
	計装・電気設備	原子炉建物面積	0.7乗	12×1.35	3400m ²	462m ²	2.0	1/2分削除
	タービン発電機	—	—	12×1.35	—	なし	—	
	その他BOP	原子炉建物容積	0.7乗	14×1.35	19万m ³	1.5万m ³	1.6	1/2分削除
	建物	原子炉建物容積	0.7乗	6×1.35	19万m ³	1.5万m ³	0.7	1/2分削除
	小計			80×1.35			[27.6]	
	間接費等	直接費比例		20×1.35			[6.9]	
	合計			100×1.35=135%			34.5%	
	⇒ 32万円/KW×100万KW×0.345×0.8/6.7×10 ¹⁰ Mcal=1.32円/Mcal							
[燃料費]	0.455円/Mcal			⇒ ランニングコスト=1.13円/Mcal				
[運転費]	0.675円/Mcal							
【単位熱量当たりの核熱コスト】								
[建設費+燃料費+運転費] : 1.32+1.13=2.45 ≒ 2.5円/Mcal								

表15 高温高速炉プラントコスト試算結果〔ケースB〕

設備名称	代表指標	指数	基準プラント 〔100万KWe級FBR プラントの試算例〕		高温高速炉		備考
					1基分データ	8基分	
格納施設	原子炉建物容積	0.85乗	2×1.35	19万m ³	1.5万m ³	1.8	
原子炉構造	原子炉容器：径×高さ	0.6乗	10×1.35	10.6m×15.4m	5.66m×20.5m	42.1	新材料係数1.1
燃料取扱設備	原子炉建物容積	比例	4×1.35	19万m ³	1.5万m ³	3.4	
1次冷却系	熱交換器：伝熱面積	0.7乗	10×1.35	7200m ²	5000m ²	44.8	
2次冷却系	—	—	10×1.35	—	削除	—	
計装・電気設備	原子炉建物面積	0.7乗	12×1.35	3400m ²	462m ²	8.6	1/2分削除
タービン発電機	—	—	12×1.35	—	なし	—	
その他BOP	原子炉建物容積	0.7乗	14×1.35	19万m ³	1.5万m ³	6.9	1/2分削除
建物	原子炉建物容積	0.7乗	6×1.35	19万m ³	1.5万m ³	2.9	1/2分削除
小計			80×1.35			[110.5]	
間接費等	直接費比例		20×1.35			[27.6]	
合計			100×1.35=135%			138.1%	
⇒ 32万円/KW×100万KW×1.381÷8/6.7×10 ¹⁰ Mcal=0.82円/Mcal							
[燃料費]	0.455円/Mcal			⇒ ランニングコスト=1.13円/Mcal			
[運転費]	0.675円/Mcal						
【単位熱量当たりの核熱コスト】							
[建設費+燃料費+運転費] : 0.82+1.13=1.95 ≒ 2円/Mcal							

表16(a) 今後の開発課題

系 統	項 目	開 発 課 題	現 状 技 術 と の 関 連
1. プラント全般	(1) 格納施設概念	(a) 格納施設バウンダリの具体化	格納施設の安全概念については原点に立ち返った議論有り。
	(2) プラント運用	(a) 高温待機モードの設定 (b) 水素製造を利用した燃料電池の開発	現状でも高温待機モード有り。 400℃以上については検討要。 燃料電池は開発が進んでいるが、水素製造と併せたシステムは未検討。
2. 炉心・燃料	(1) 窒化物燃料の放出ガス量	(a) 高燃焼度の条件下での放出ガス量の確認	1%burn-upの条件下ではMOXの1/10以下とのデータがあるが、高燃焼度の状態での放出ガス量は不明である。
	(2) 被覆管材料	(a) Nb合金(PWC-11)の材料強度データの蓄積、整備並びに熱履歴効果の確認。	僅かな米国データがある程度。

表16(b) 今後の開発課題

系 統	項 目	開 発 課 題	現 状 技 術 と の 関 連
3. 原子炉構造	(1) 構造材料（含、冷却系材料）	(a) 構造材に使用する超耐熱合金（アロイMA-754, アロイMA-957クラス又はその他の新材料）の開発, 材料強度データの蓄積, 整備 (b) 大型板材の製法の開発 (c) 溶接方法の開発	左記材料は現状データからは強度的には有望。 現状は技術が確立できていないが見通し有りとの材料メーカーの見解である。
	(2) 上部流出入式原子炉構造概念（上鏡蓋付）	(a) 上部流出入式原子炉構造概念の確立	現状技術で見通せるものの、詳細化、具体化検討必要。
	(3) ホットセル式燃料交換設備	(a) ホットセル式燃料交換手順、設備の具体化	概念検討段階のレベル
	(4) 高温構造設計	(a) 高温構造設計手法、評価技術の確立	770℃（以上）程度の高温構造設計は高速炉条件では今後の課題である。

表16(c) 今後の開発課題

系 統	項 目	開 発 課 題	現 状 技 術 と の 関 連
4. 冷却系	(1) Na-水反応対策設備	(a) 伝熱管リーク検出システム構成の具体化	} 2次系削除型大型高速炉での考え方及び検出器開発が応用可能。
		(b) 水リーク事故想定と安全設備の構築	
	(2) 熱交換器	(a) 熱交換器の設計詳細化	} 2次系削除型大型高速炉でのSG設計及び2重管開発が応用できる
		(b) 2重直管式伝熱管の開発	
	(3) 崩壊熱除去系	(a) DHRS運用の具体化	-
		(b) RVACSによる除熱特性の評価	PRISMでは除熱特性評価を実施。 RVACS除熱実験例有り。
	(4) 配管設計	(a) 配管ベローズを用いた配管構造設計	1次系ベローズ開発中（動燃殿）
	(5) 主冷却系設備の安全性向上	(a) 受動的システム設計	} 固有の安全特性等受動的システム設計は今後の課題である。水素製造を利用し、燃料電池を設けるなど合理的システム設計が要点。
		(b) 電磁ポンプ（受動的システム対応）	

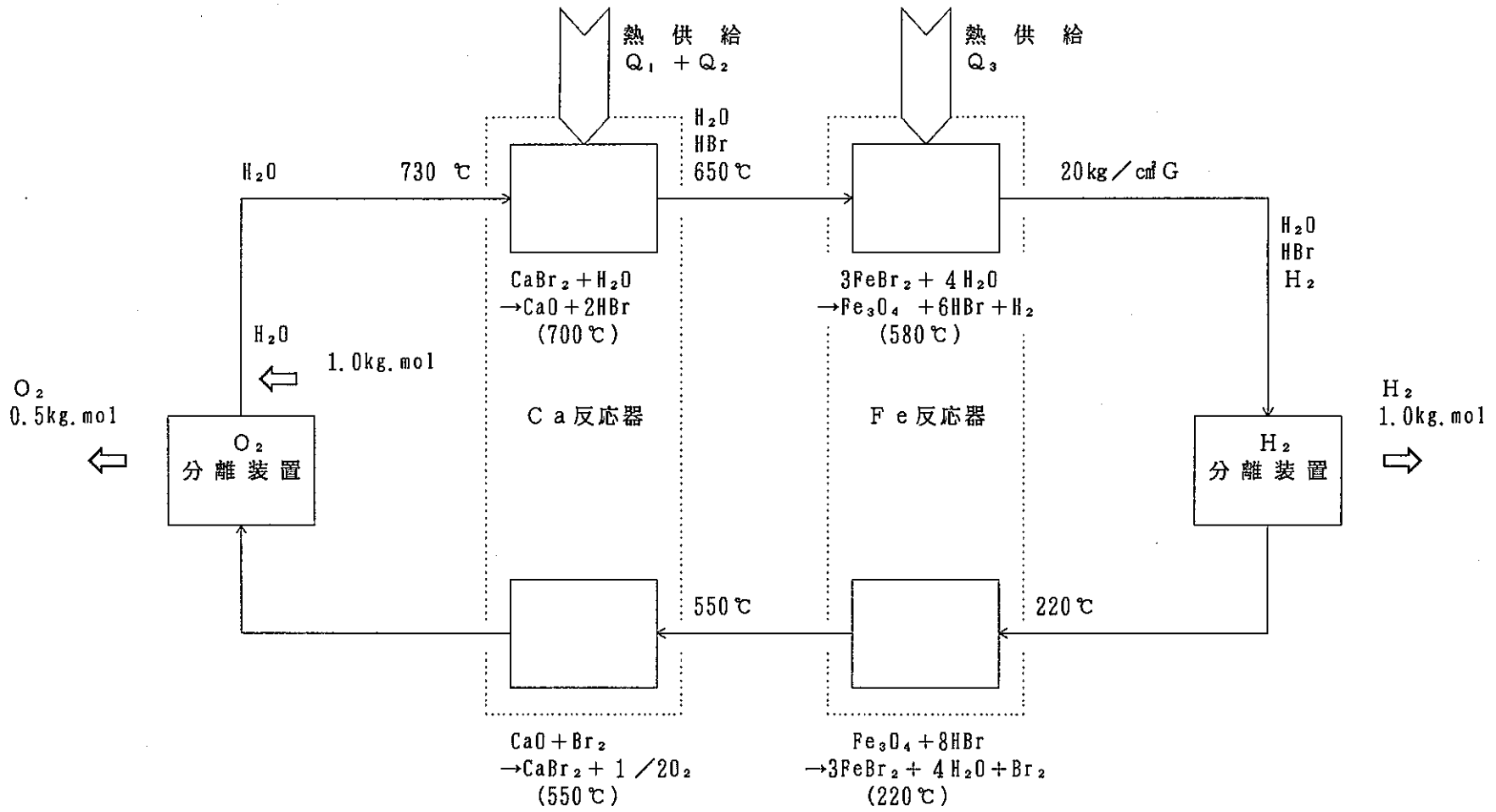


図1 UT-3法のプロセス概念

入熱量比

$$Q_1 : Q_2 : Q_3 = 33 : 46 : 71$$

○ : 熱交換器

○ : 反応器

— : Na

--- : ガス
(水蒸気 +
+ HBr + Br₂)

Q : 入熱量

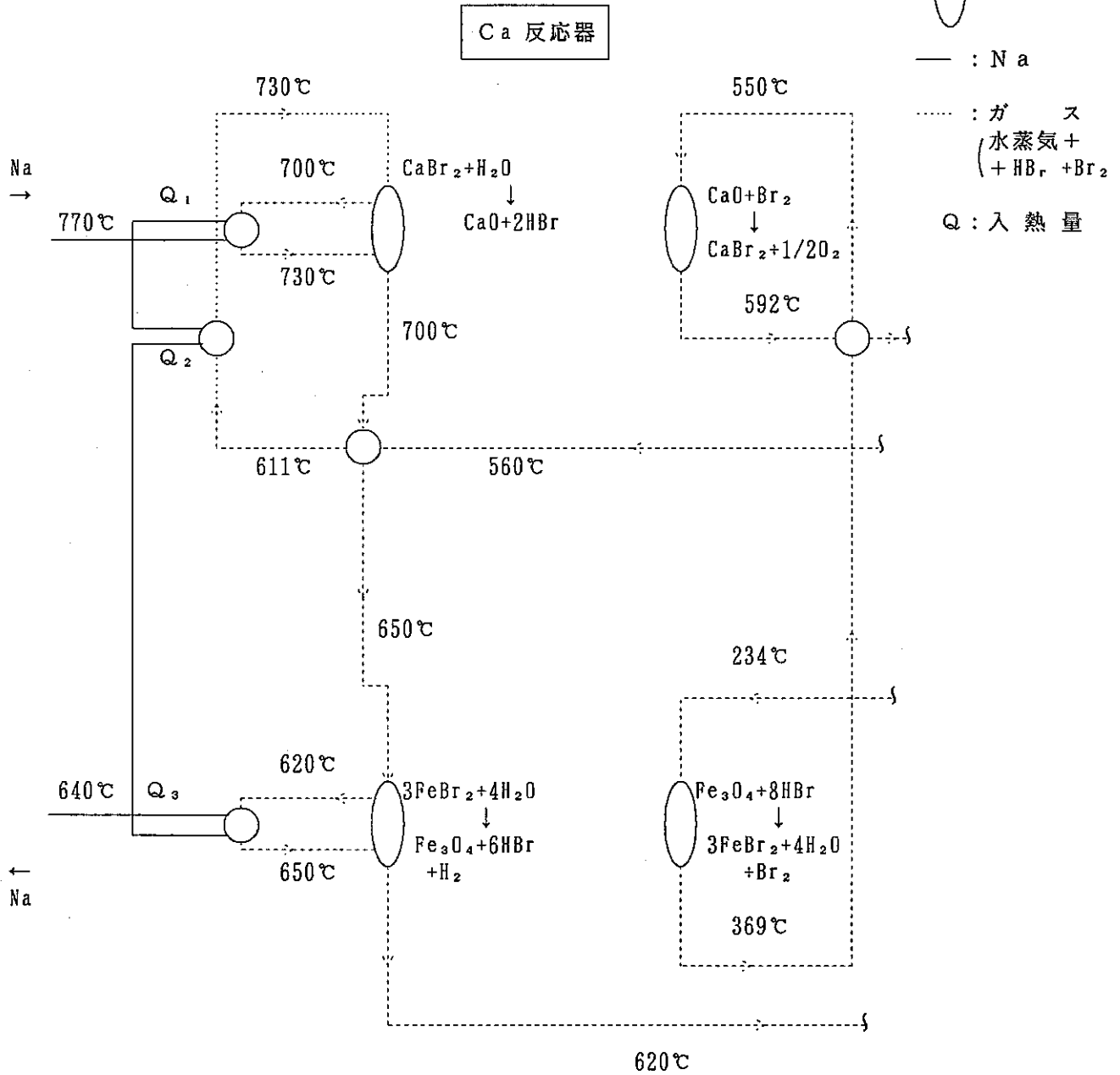


图 2 UT-3法反応体系

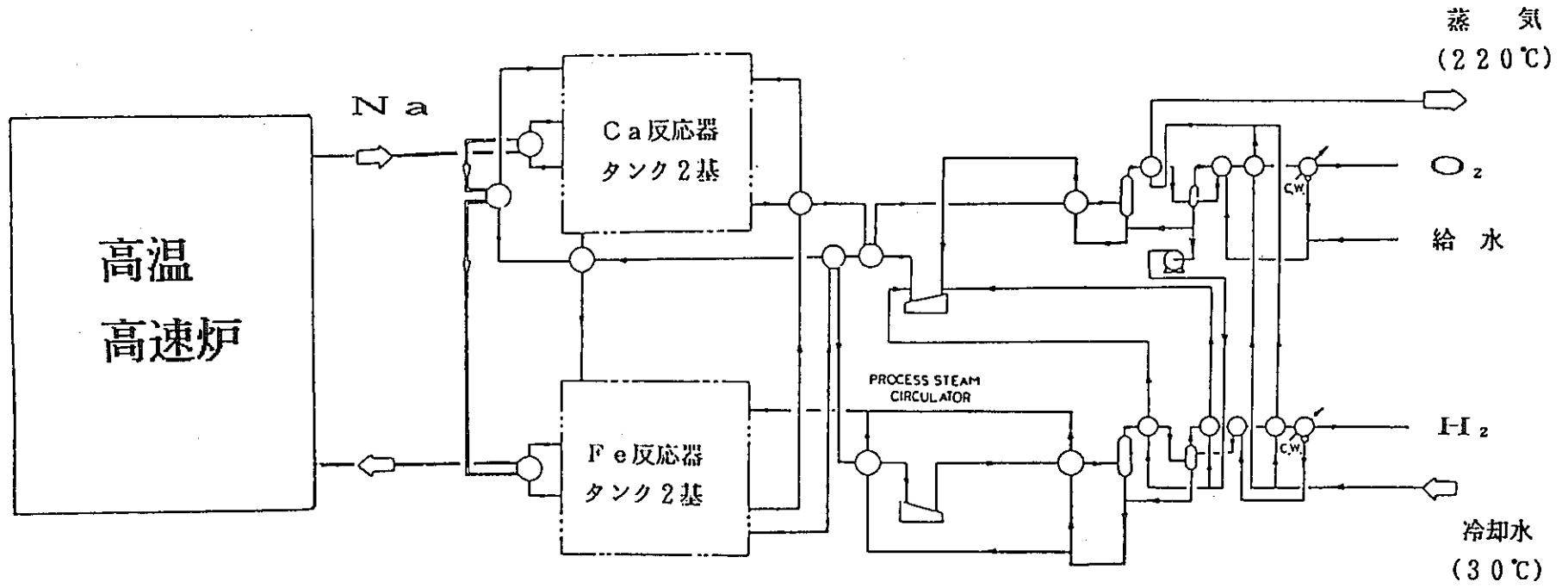
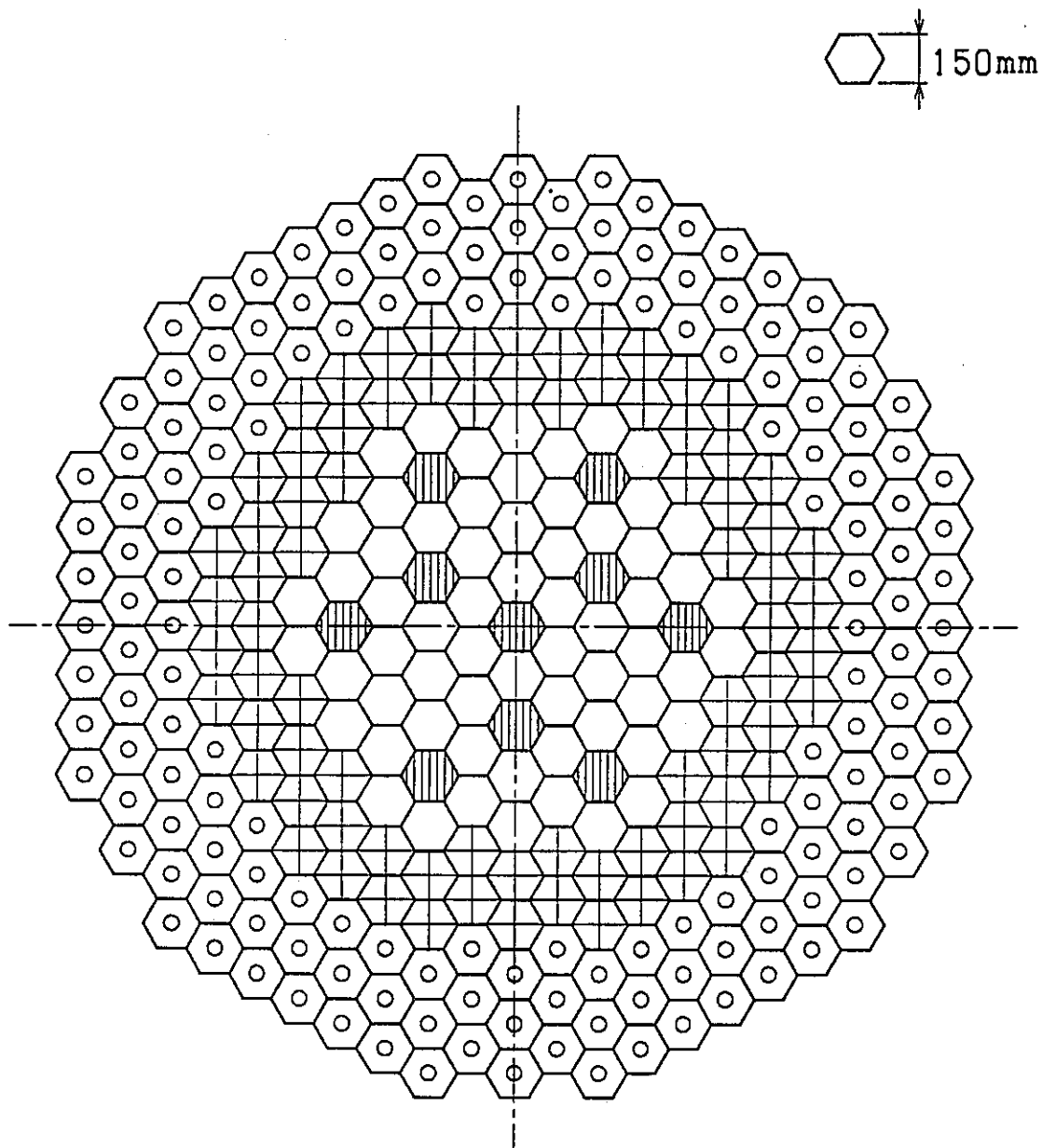


図3 UT-3法による水素製造システム概念







- | | | | |
|---|-------|--------|-------------|
|  | 燃料集合体 | : 63体 | } 合計 : 313体 |
|  | 制御棒 | : 10体 | |
|  | SUS遮蔽 | : 78体 | |
|  | B/C遮蔽 | : 162体 | |

図4 炉心集合体配置

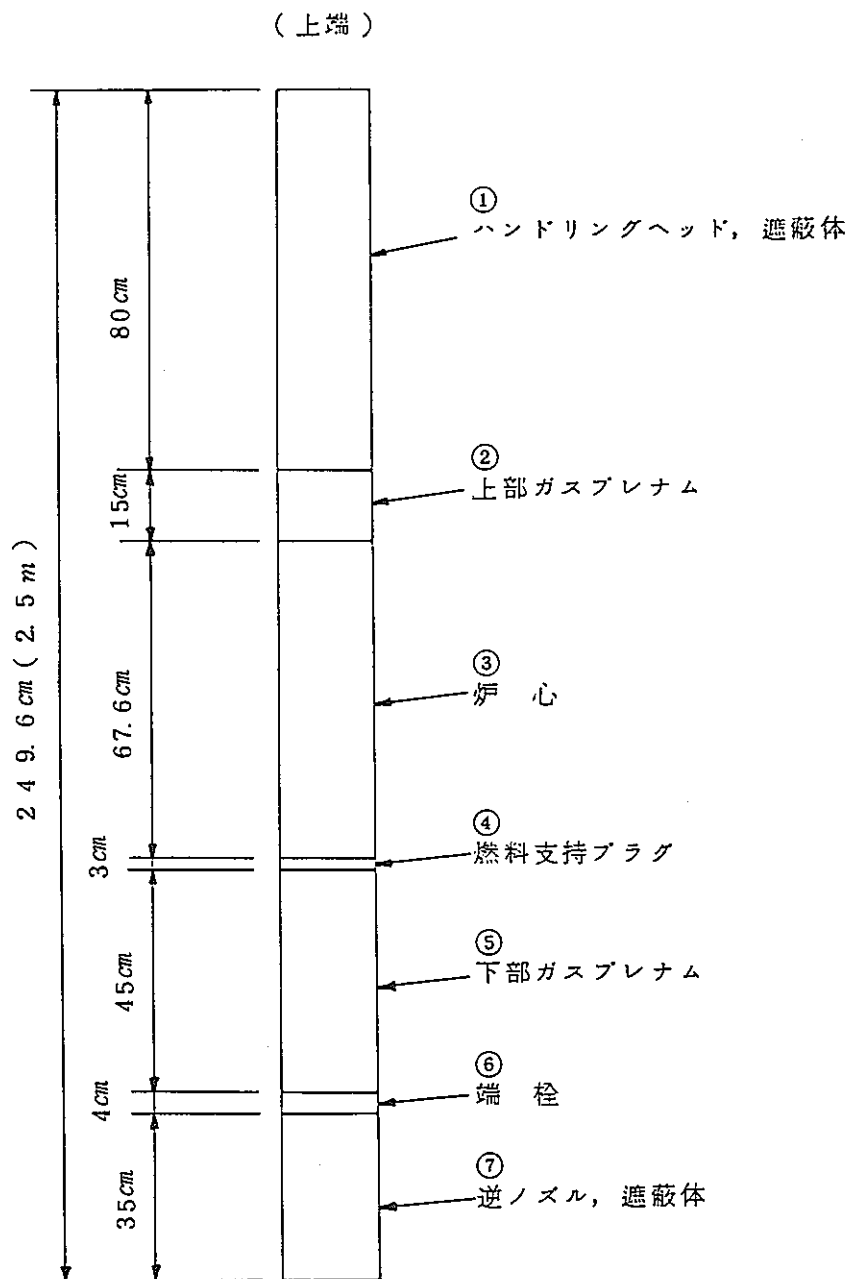
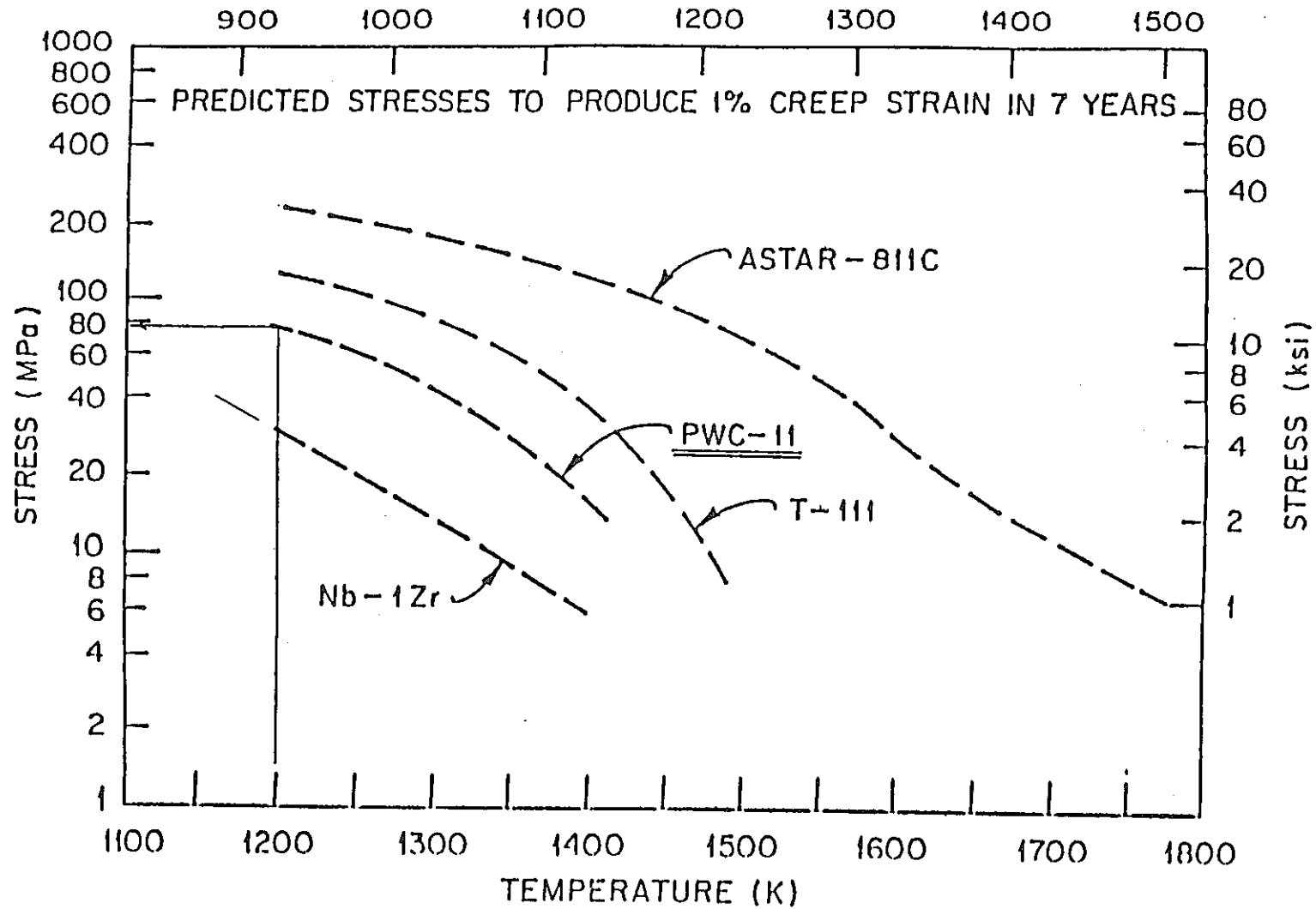


図5 燃料集合体軸方向構成と寸法



PLOT OF APPLIED STRESS REQUIRED TO PRODUCE 1% CREEP STRAIN IN SEVEN YEARS AS A FUNCTION OF TEMPERATURE FOR Nb-1% Zr, PWC-11, T-111, AND ASTAR-811C. TEMPERATURE AND STRESS VALUES SHOWN ARE PREDICTIONS FROM SHORTER TERM TESTS USING THE LARSON-MILLER PARAMETER.

図6 7年で1%のクリープひずみを生じる応力

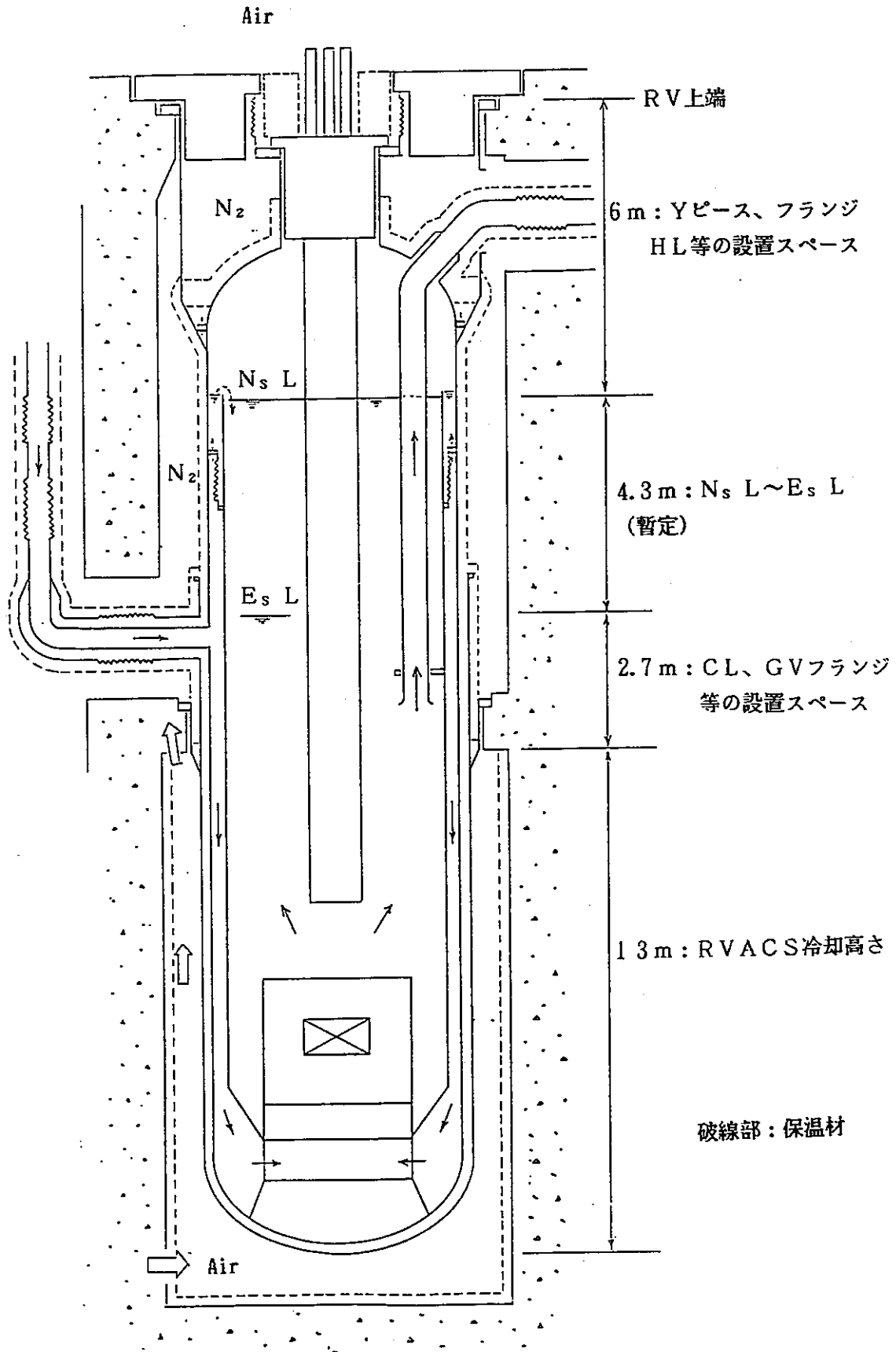


図7 側部流入方式の場合の原子炉構造概念案

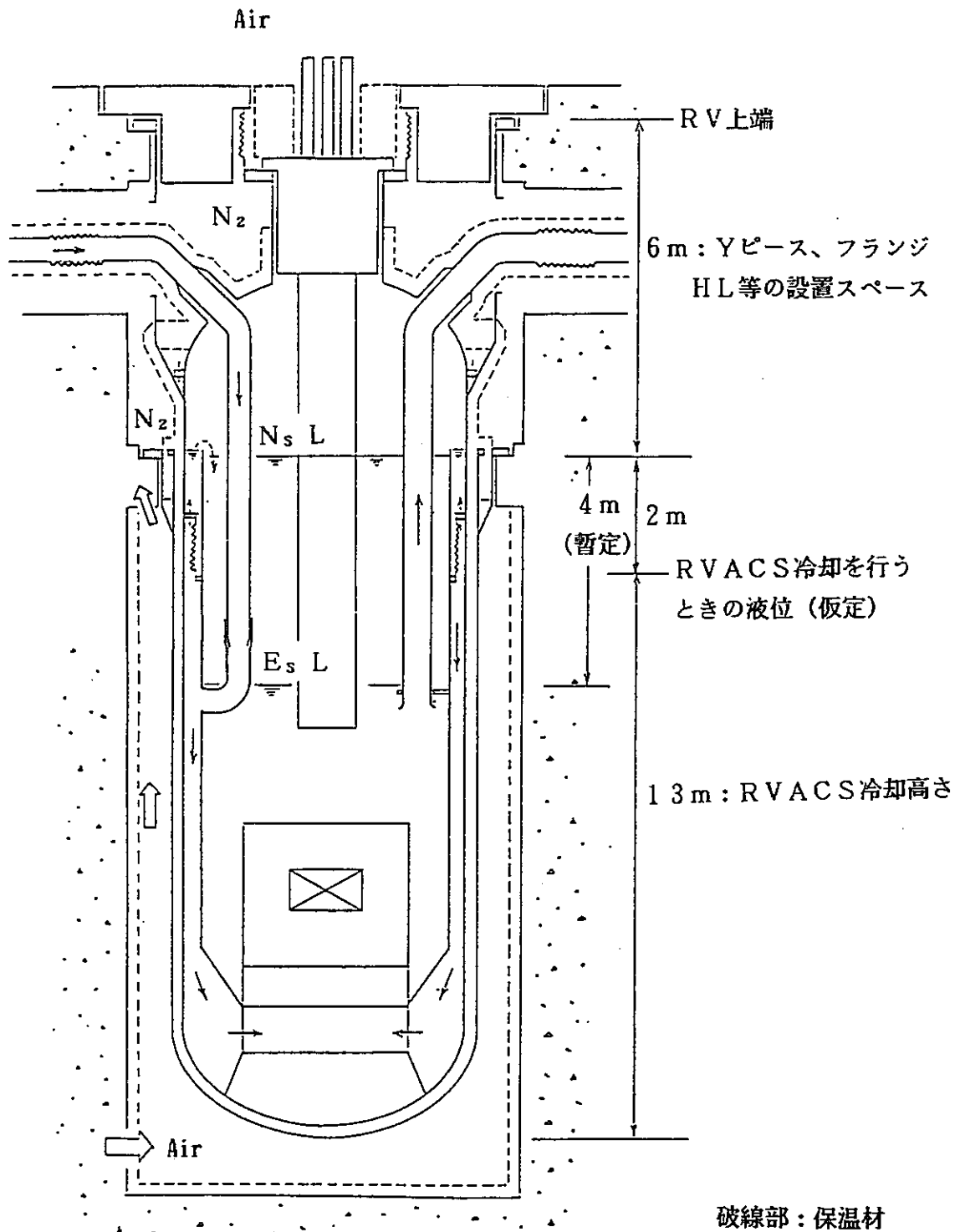
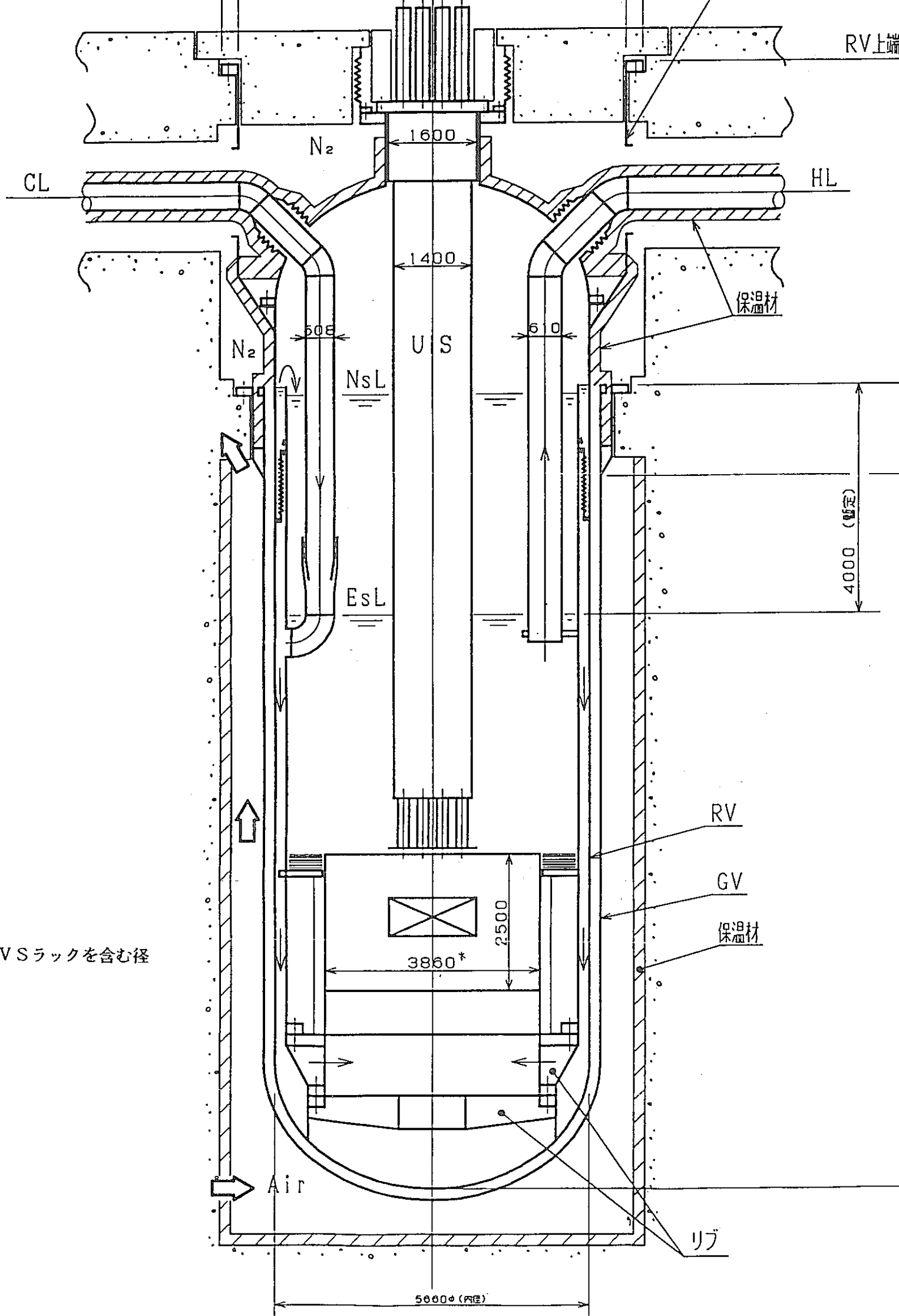
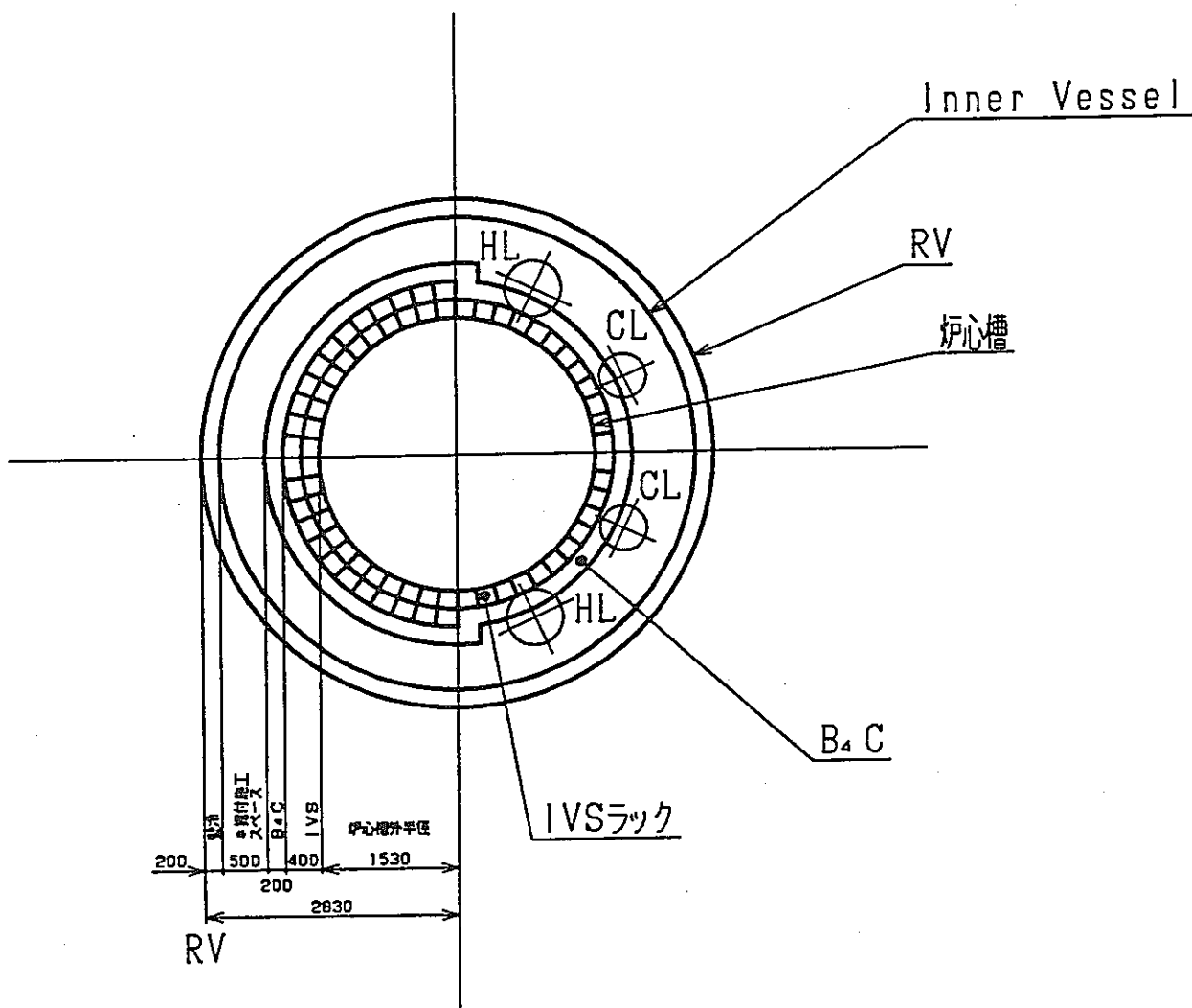


図8 上部流入方式の場合の原子炉構造概念案



: IVSラックを含む径

RV内径: 5660mmφ



* Inner Vessel (壁冷ライナ) の板厚を含む

図10 原子炉容器内平面配置

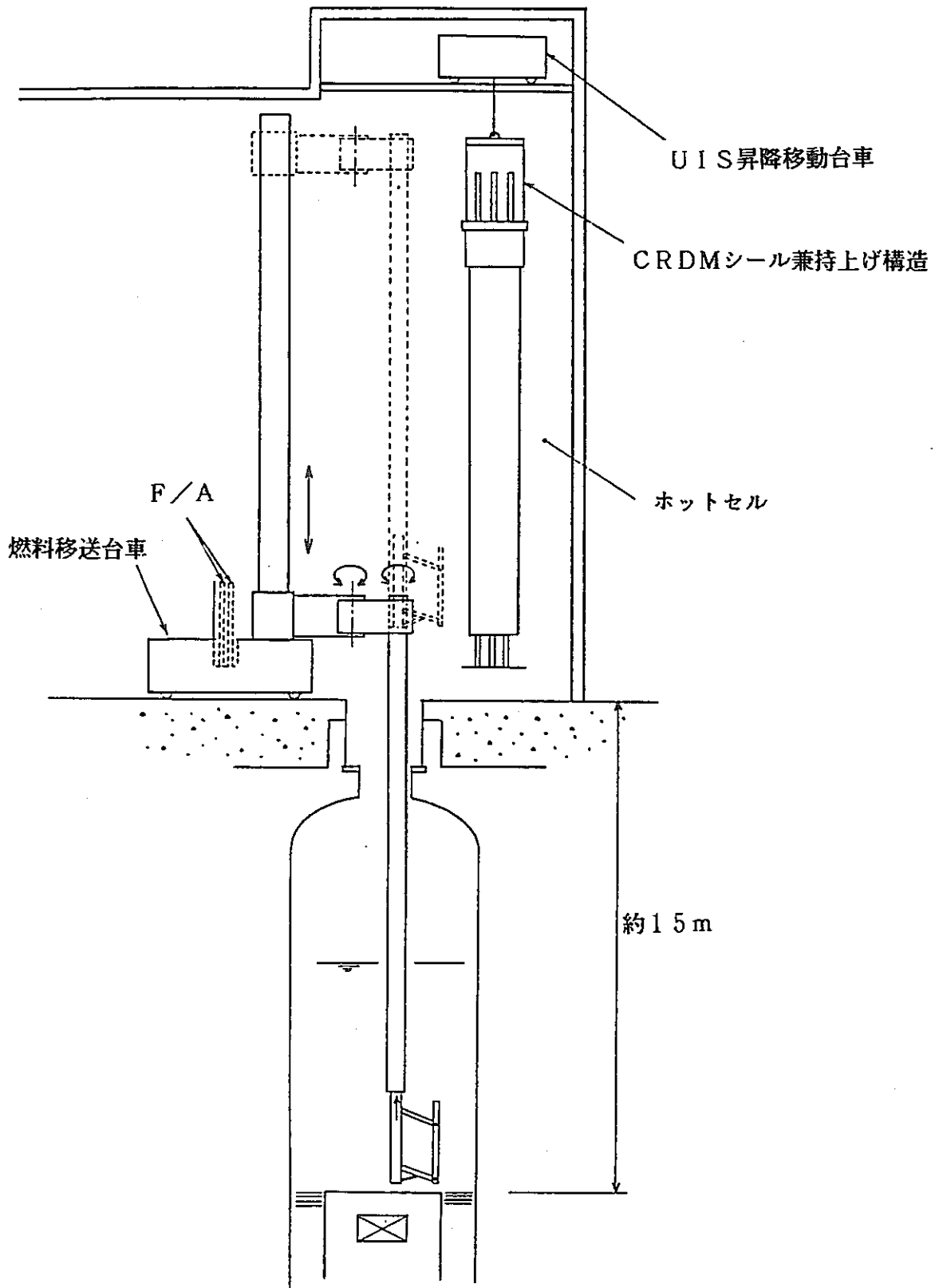


図11 ホットセル式燃料交換方式概念

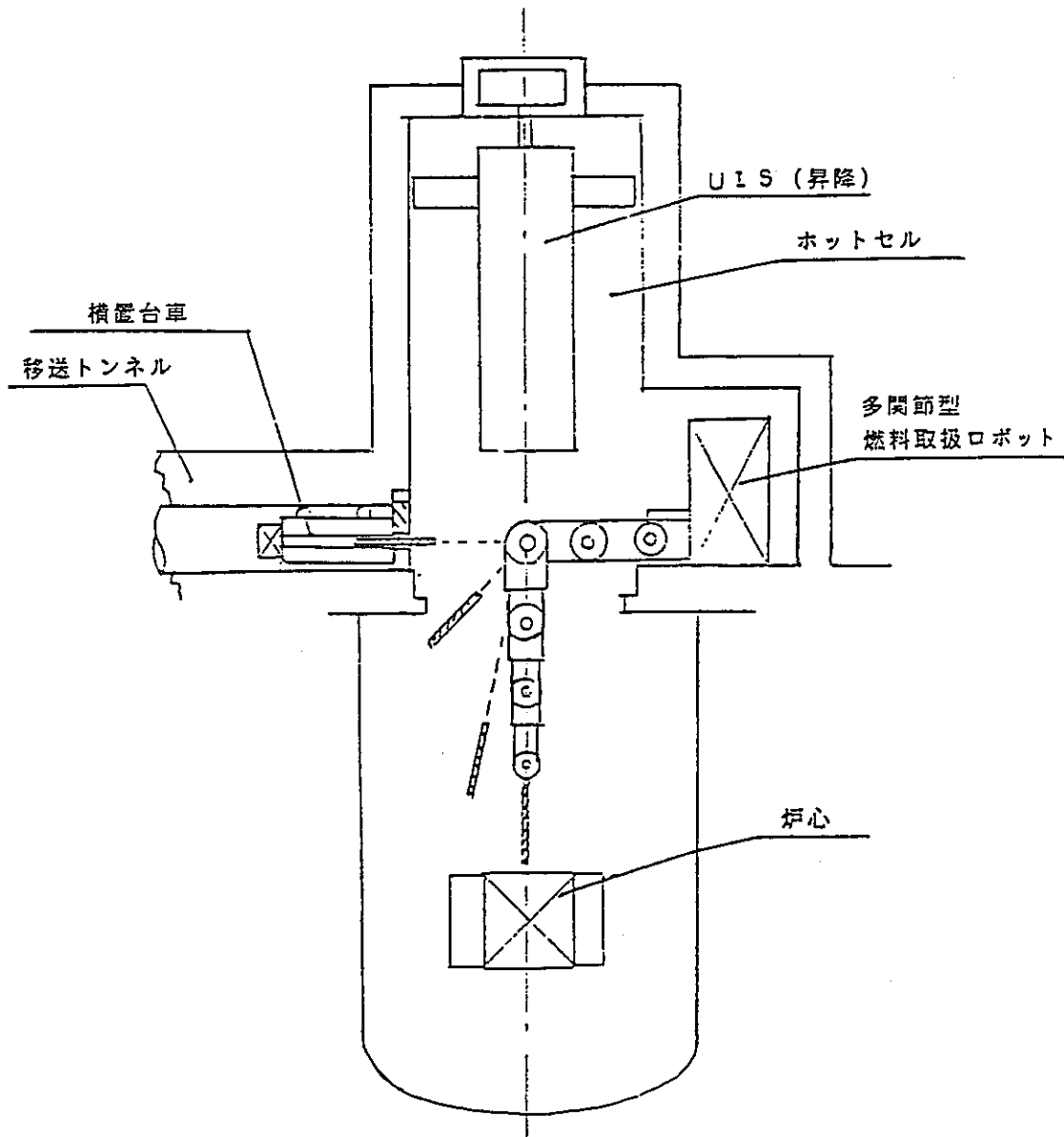


図12 ホットセル式燃料交換方式概念 (代案)

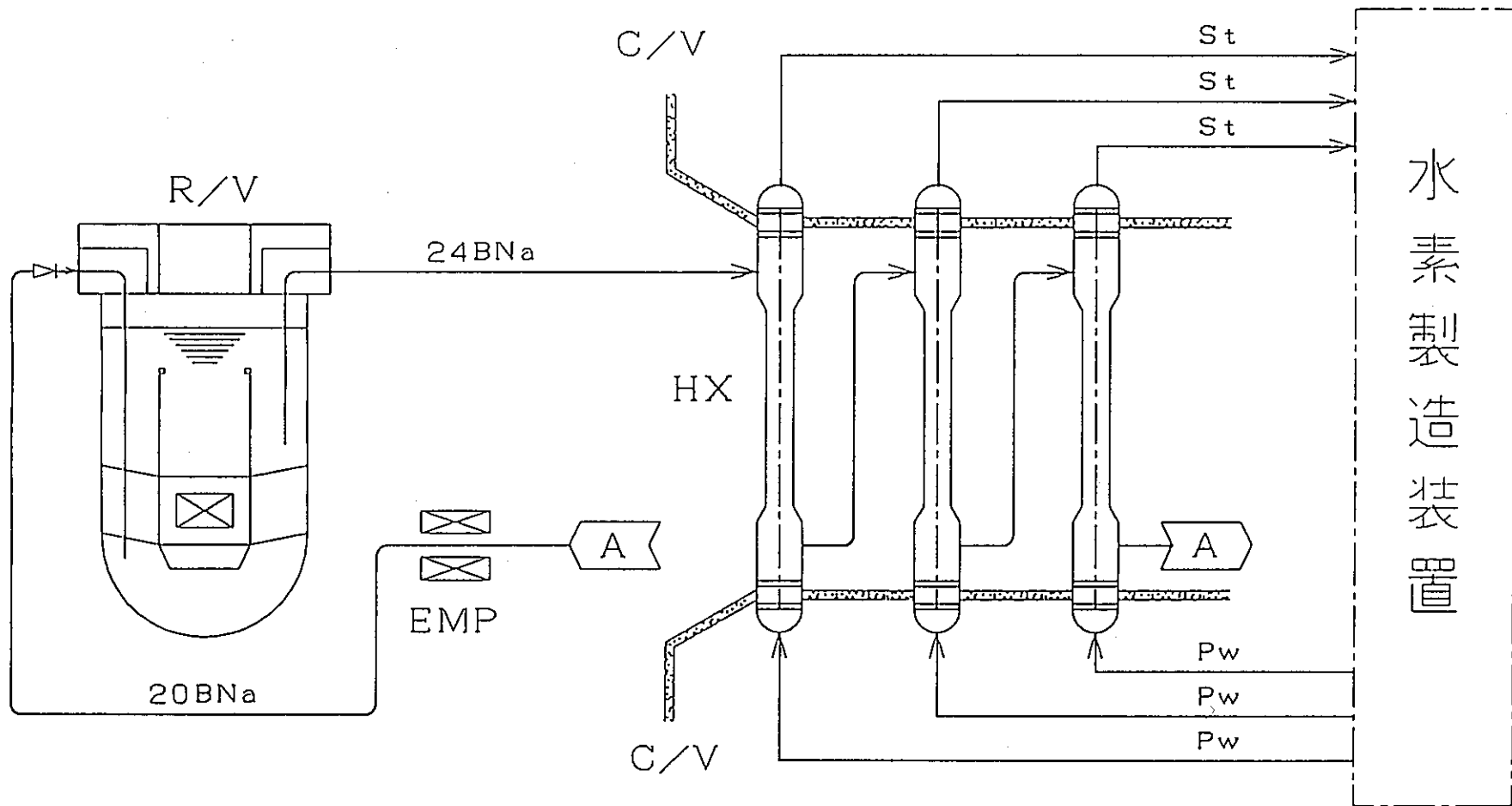


図13 モジュール型熱交換器回り構成案

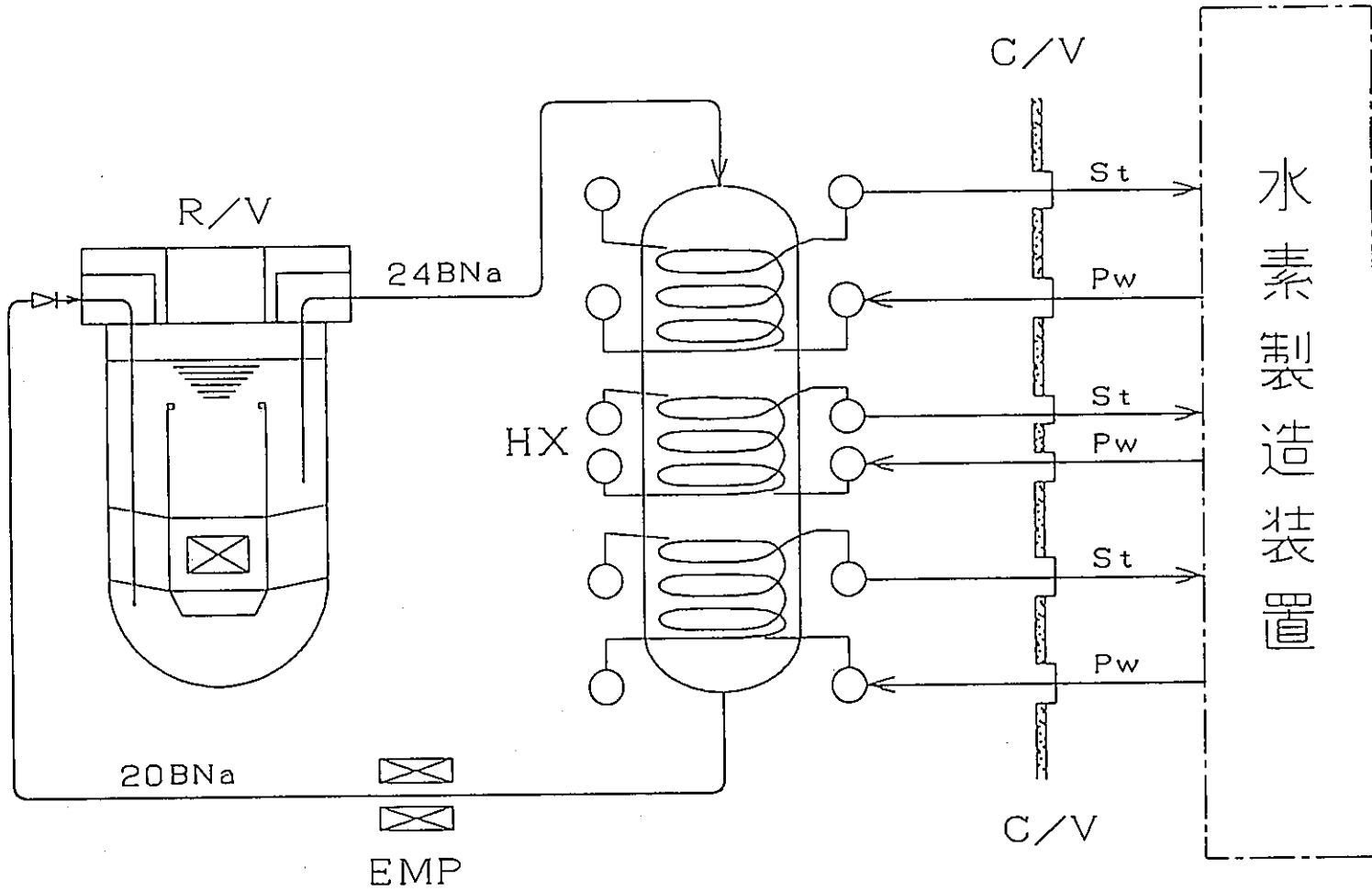


図14 インテグラル型熱交換器回り構成案

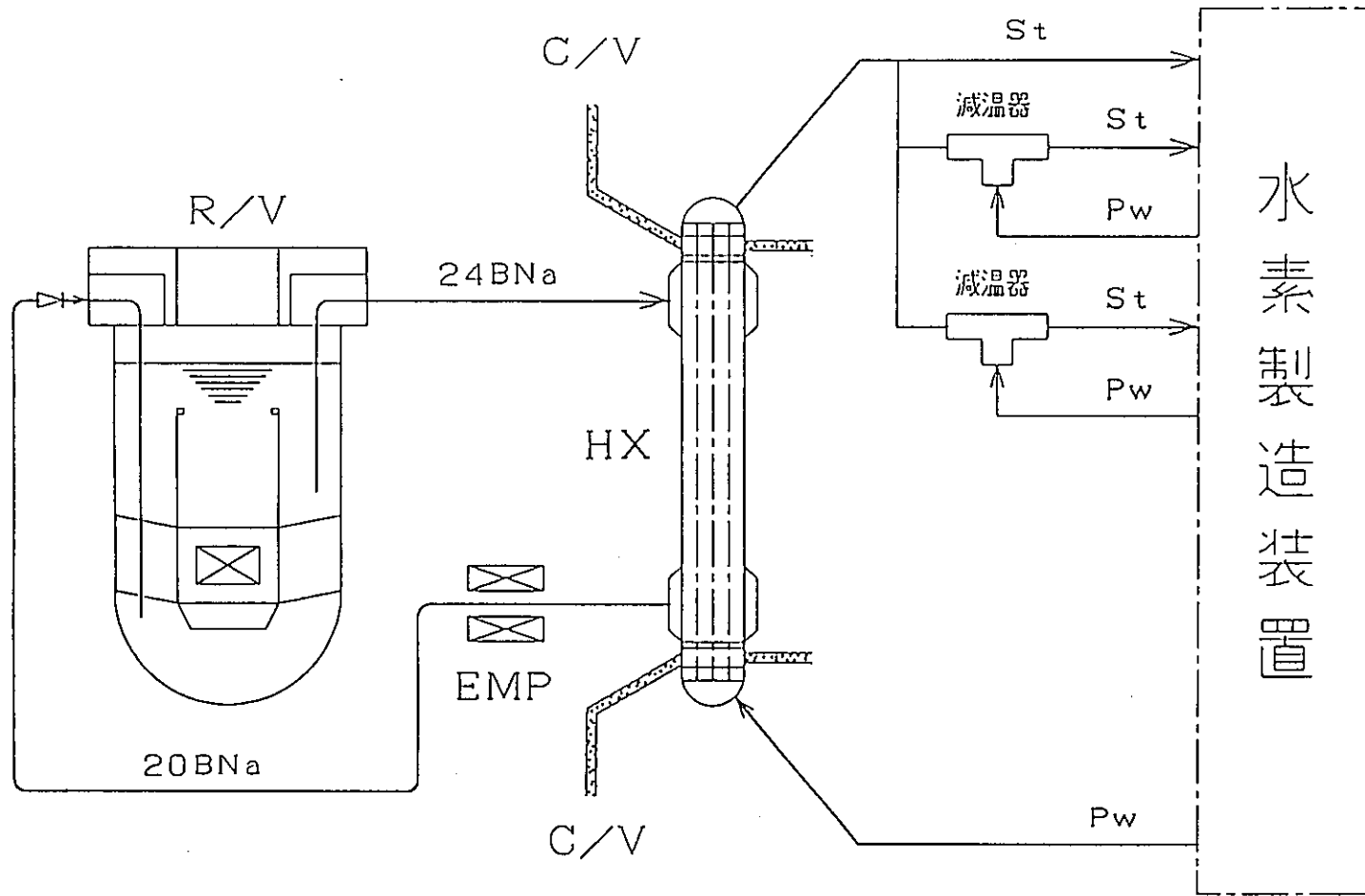


図15 ユニット型熱交換器回り構成案

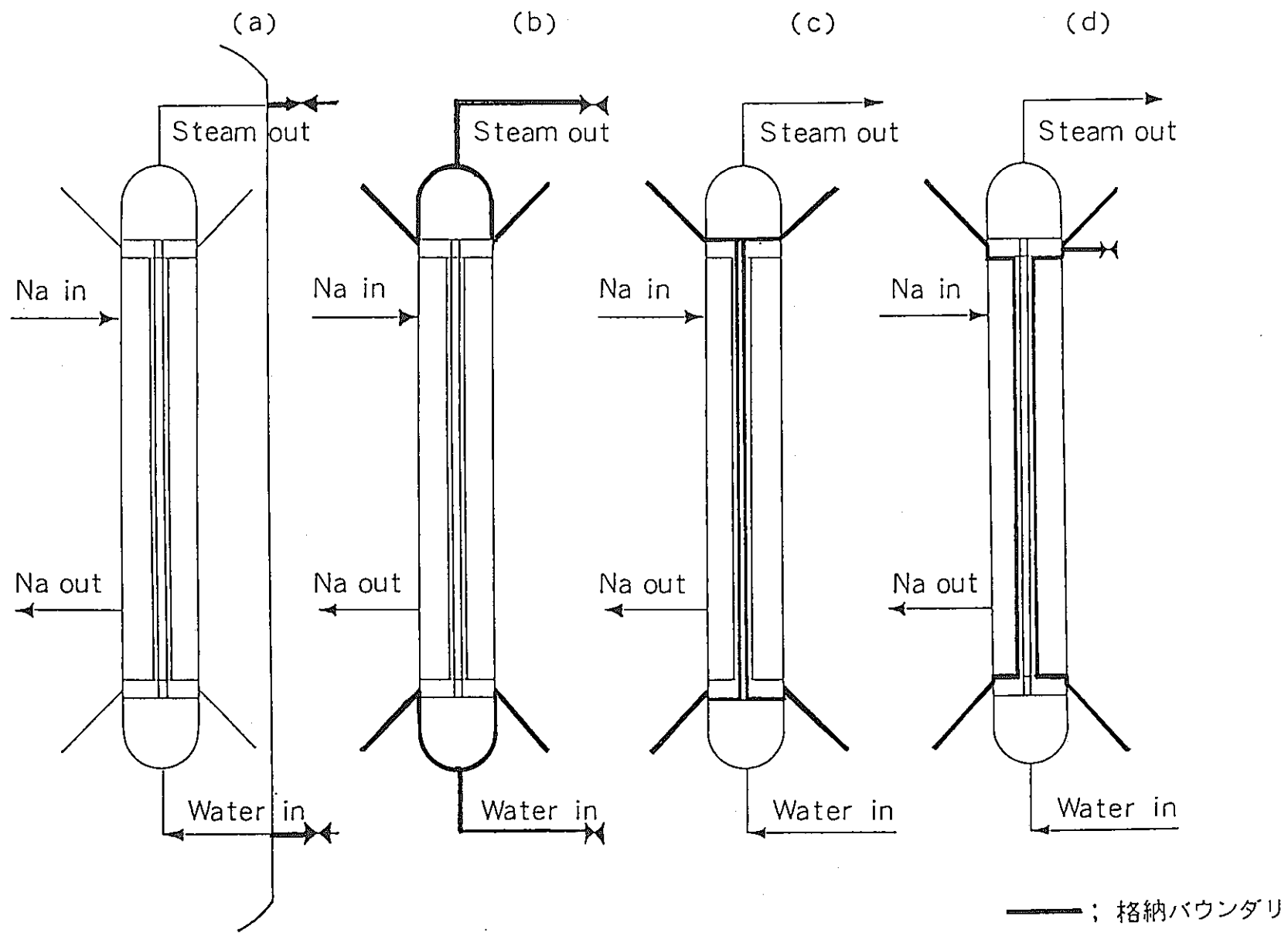


図16 格納バウンダリの構成概念例

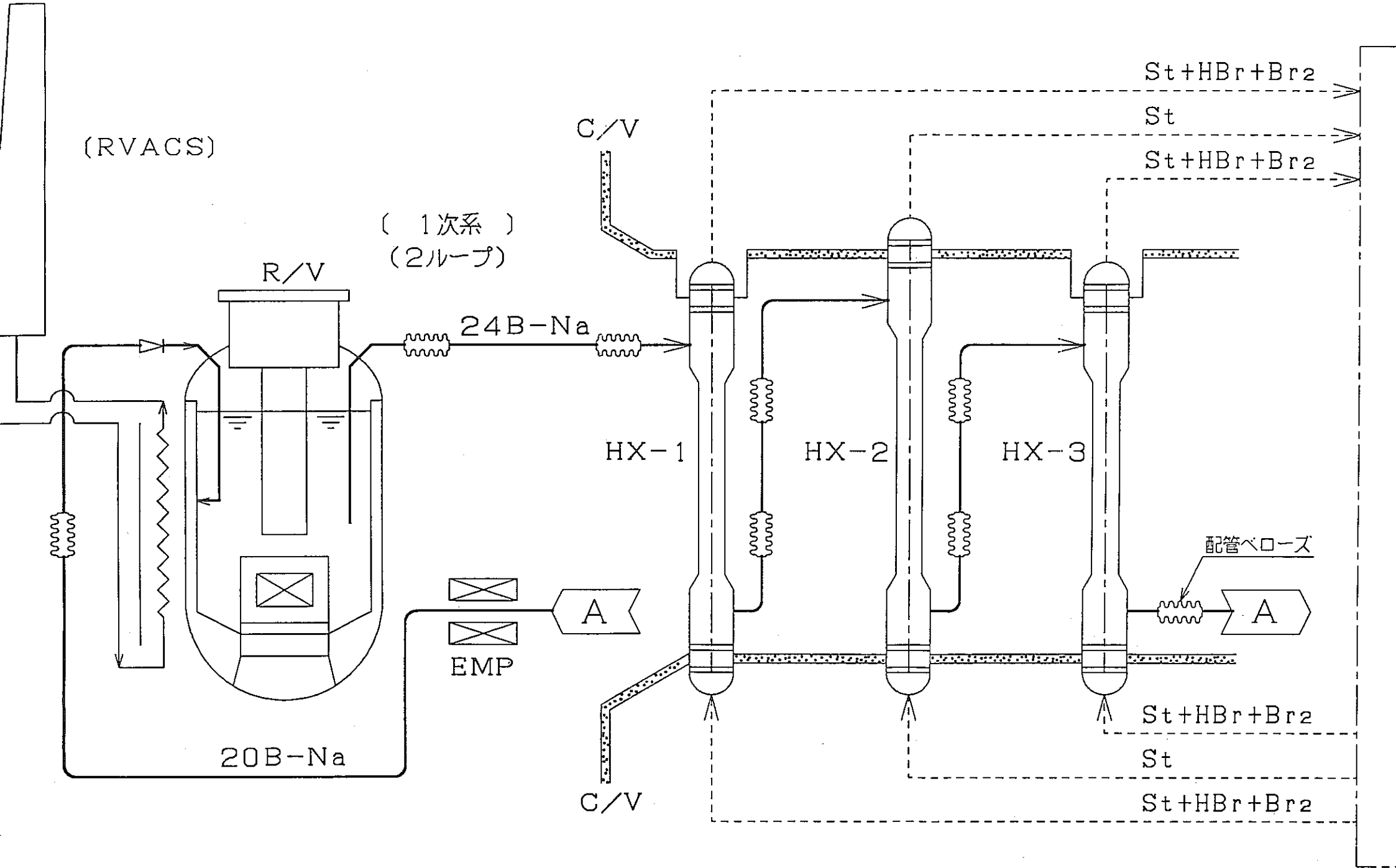


図17 高温高速炉系統概念図

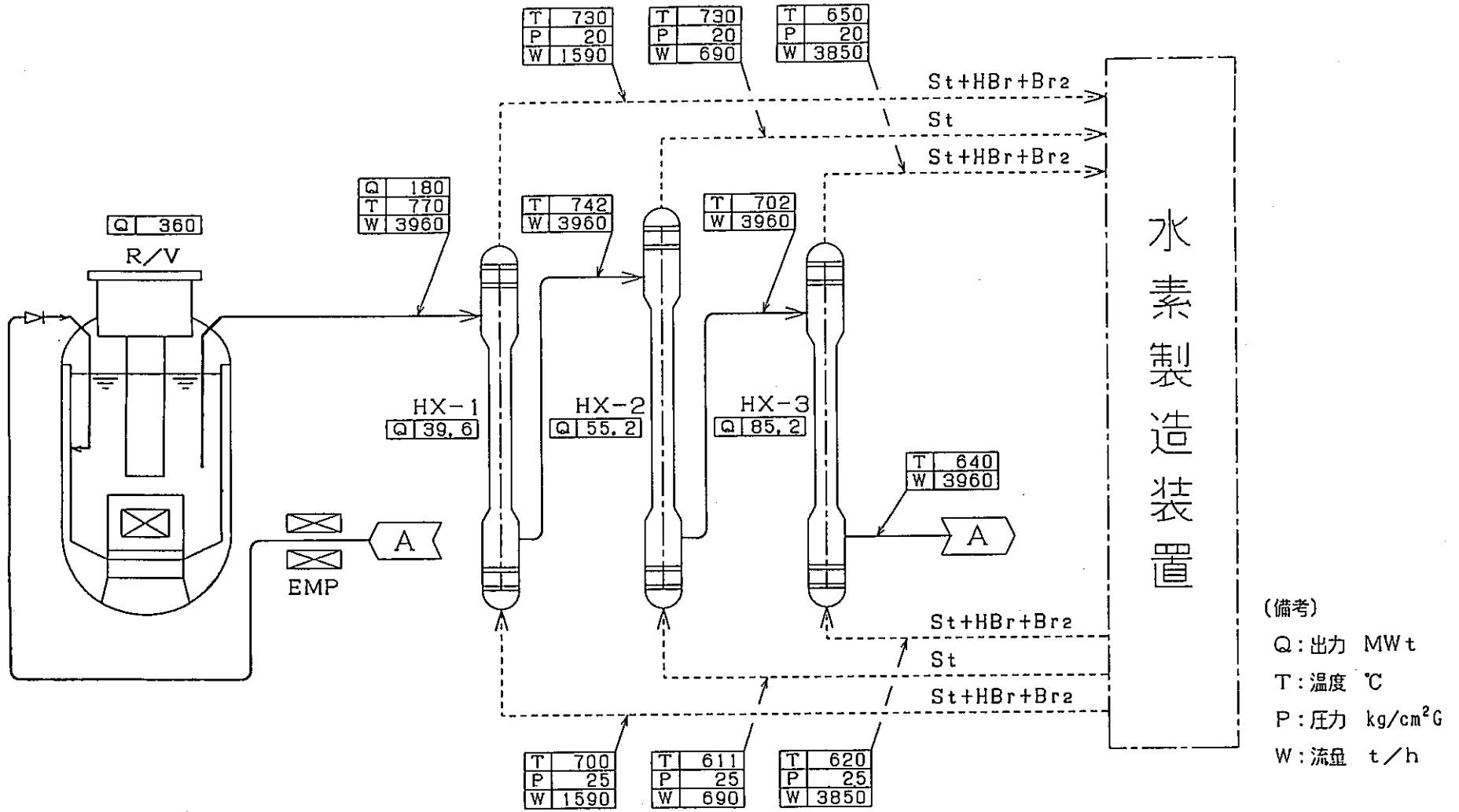


図18 高温高速炉ヒートバランス図

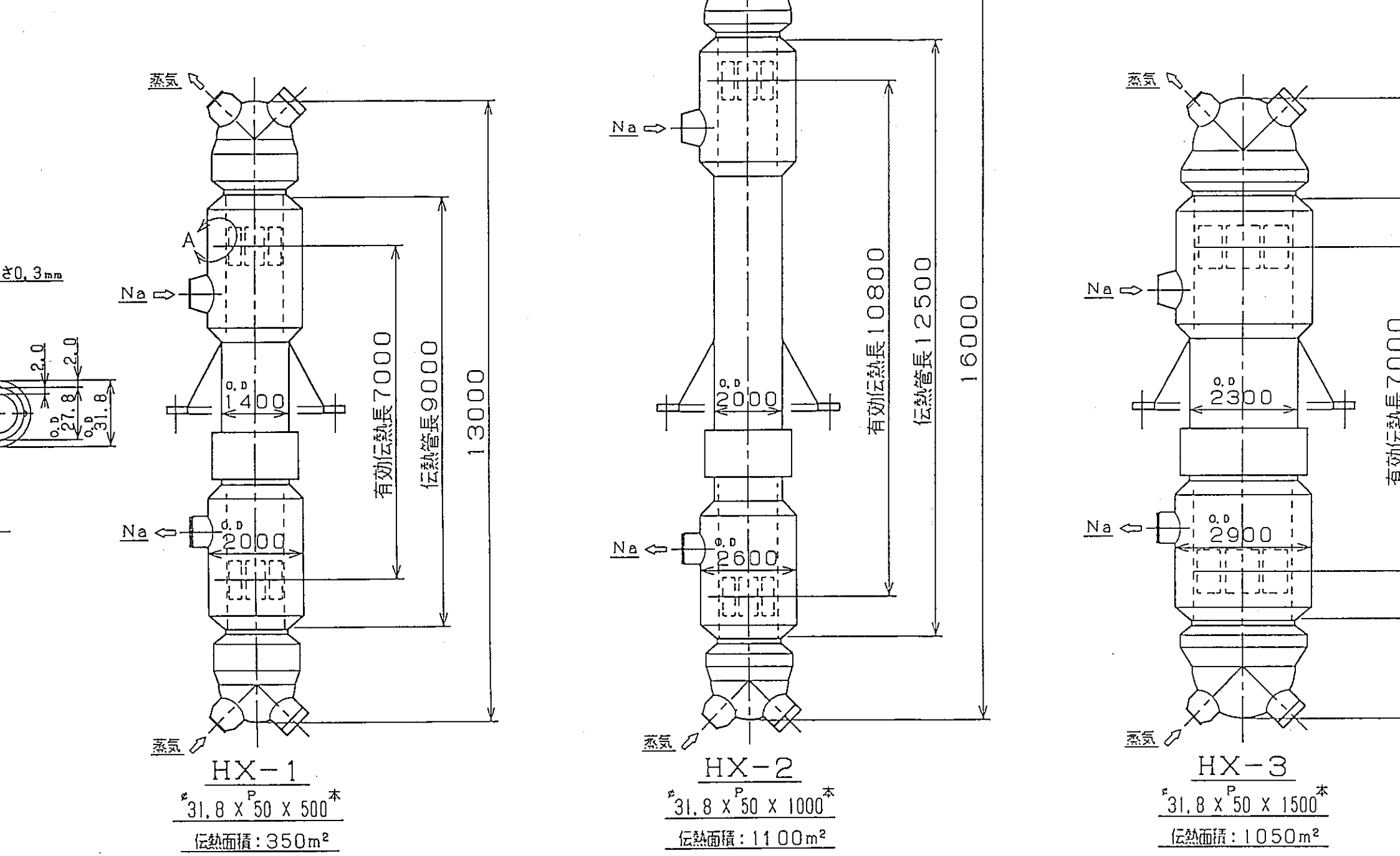


图19 高温高速炉概念検討2重管式熱交換器外形図

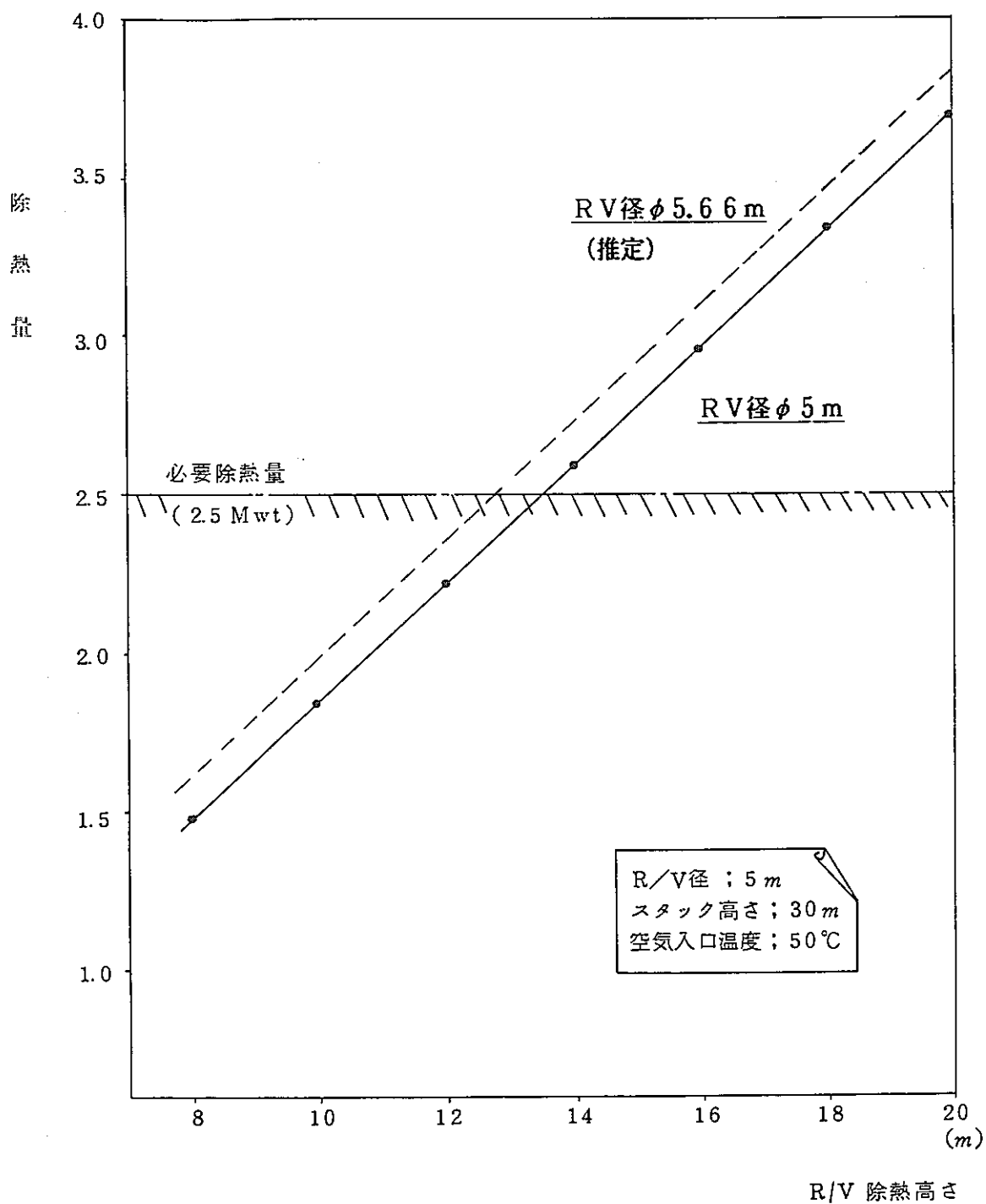
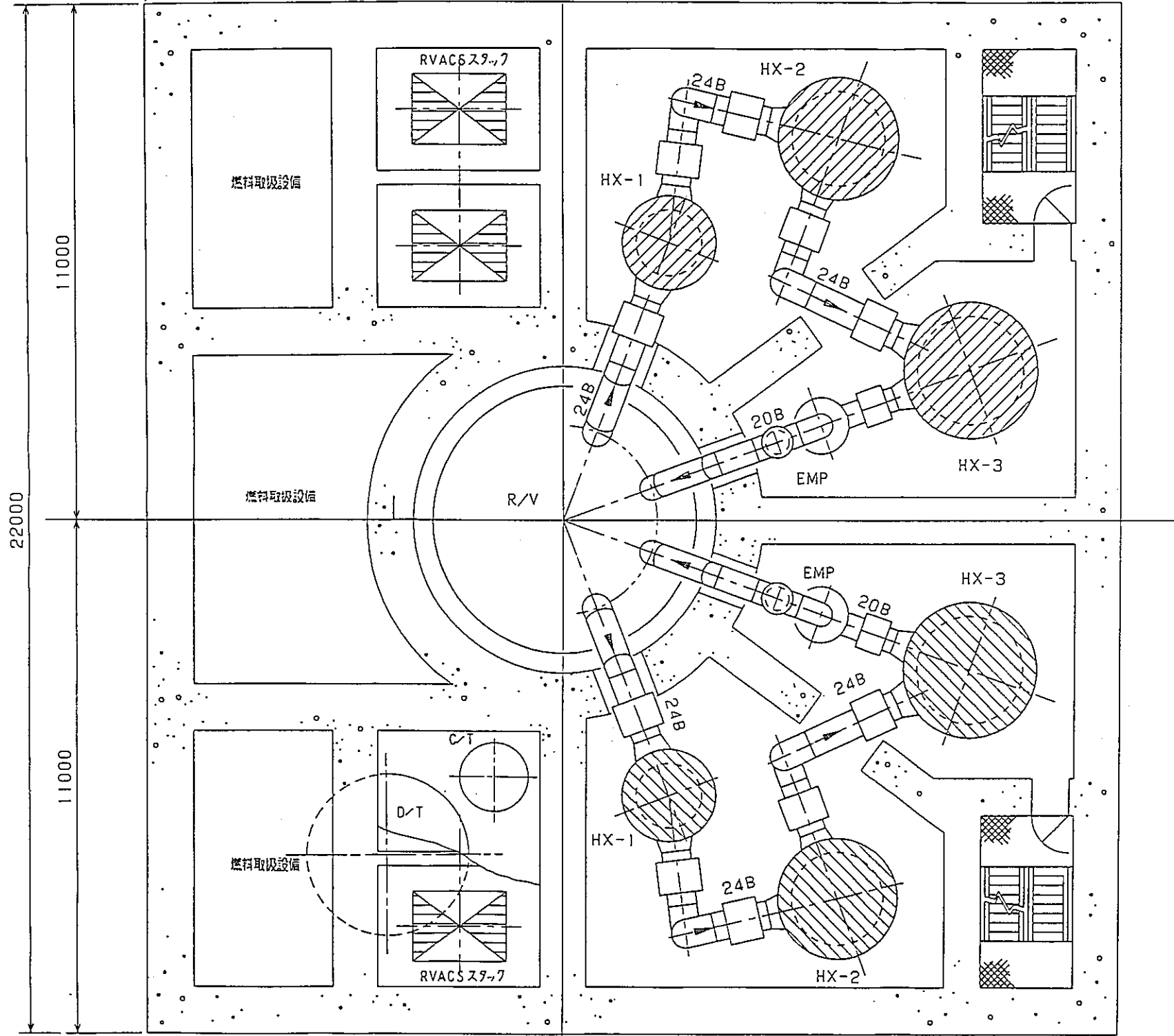


図20 RVACSの除熱量とR/V高さ

A →



↑ A

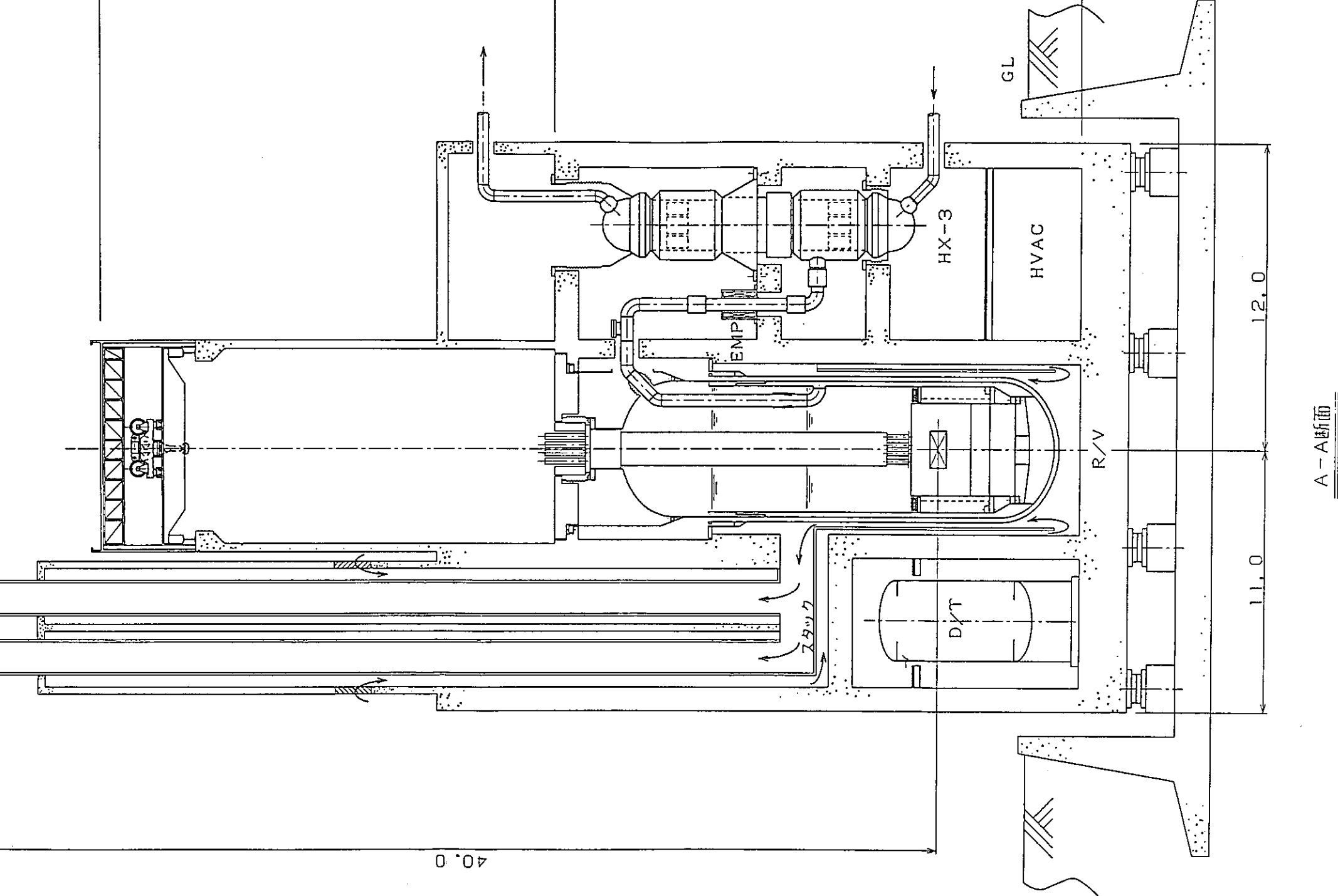


图22 高温高速炉原子炉建屋配置图

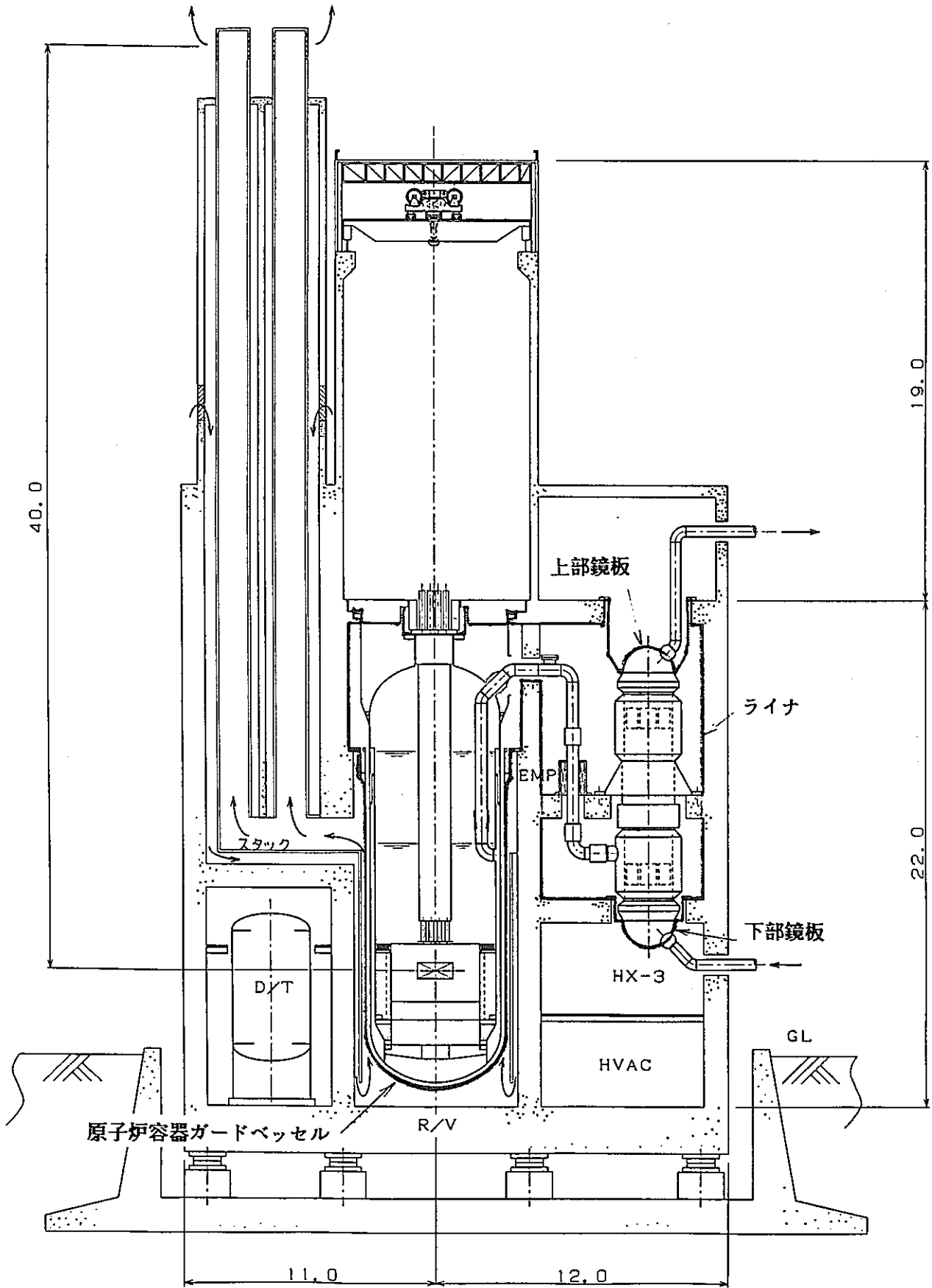
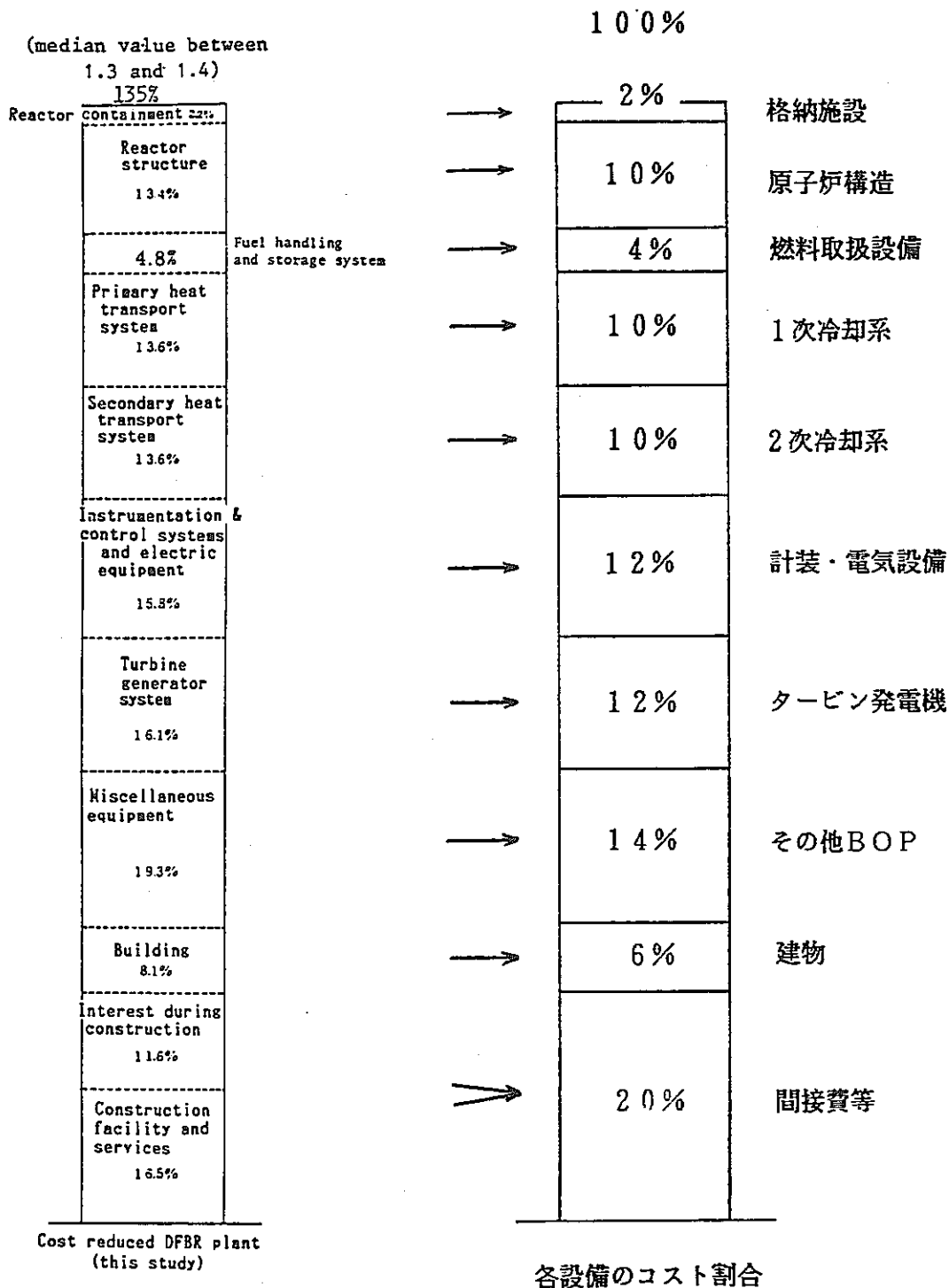


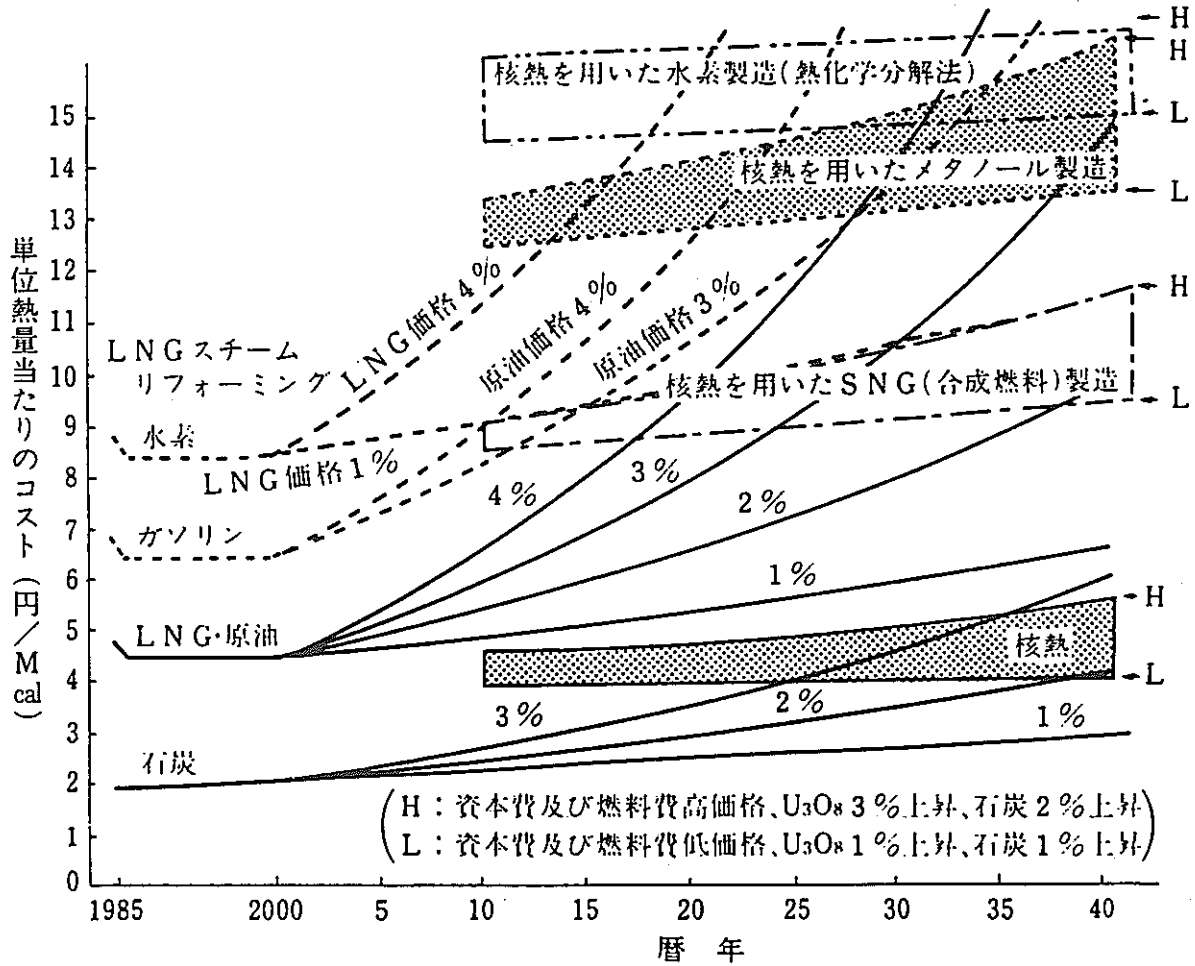
図23 格納施設バウンダリ範囲図



出典：“Cost Reduction Study of A 1000Mwe Loop-Type Demonstration Fast Breeder Reactor”
H.Nakagawa, T.Meshii et al.
Int. Conf. on Fast Breeder Systems Sept.1987

図24 FBRにおける各設備のコスト割合

[原子力ポケットブックより]



(注) ●核熱及びそれを用いた燃料のコストについては、高温ガス炉250MWt×8基の使用を前提に試算。

●現在価格換算均等化コスト法により原価試算(価格評価年1985年)。

(原子力局原子力開発機関監理官室調べ)

図25 単位熱量当たりのコスト比較

附 録

表 A-1 炉心ボイド反応度計算結果 (炉心高/心直径 = 1/2)

ウラン燃料 H/D = 1/2 炉心サイズ = 420W/cc 遮蔽体厚 = 30 cm

(1) 炉心中央部のみボイド

炉心出力 : 300MWt

燃料	構造材	炉心サイズ			燃料濃縮度		通常時			中心部ボイド時			ボイド反応度 (%Δρ)	H/D	
		内側炉心幅	外側炉心幅	炉心高さ	1/C %	0/C %	K-eff	Fr	Fz	K-eff	Fr	Fz			
1	UN	Nb-1%Zr-0.1%O	37.0 cm	24.0 cm	61.0 cm	20	26	1.01755	1.18	1.14	1.01793	1.18	1.15	0.037%	0.500
2	UN	ハステロイ	38.0 cm	23.0 cm	61.0 cm	18	24	1.03180	1.20	1.15	1.03180	1.18	1.15	0.000%	0.500
3	UO ₂	Nb-1%Zr-0.1%O	34.0 cm	27.0 cm	61.0 cm	24	30	1.03273	1.22	1.14	1.03316	1.21	1.15	0.041%	0.500
4	UO ₂	ハステロイ	29.0 cm	32.0 cm	61.0 cm	20	24	1.01867	1.29	1.15	1.01861	1.26	1.15	-0.005%	0.500

炉心出力 : 400MWt

燃料	構造材	炉心サイズ			燃料濃縮度		通常時			中心部ボイド時			ボイド反応度 (%Δρ)	H/D	
		内側炉心幅	外側炉心幅	炉心高さ	1/C %	0/C %	K-eff	Fr	Fz	K-eff	Fr	Fz			
1	UN	Nb-1%Zr-0.1%O	43.5 cm	23.7 cm	67.6 cm	18	24	1.00036	1.17	1.16	1.00090	1.17	1.16	0.054%	0.503
2	UN	ハステロイ	44.2 cm	23.0 cm	67.2 cm	16	22	1.01407	1.18	1.16	1.01425	1.18	1.17	0.017%	0.500
3	UO ₂	Nb-1%Zr-0.1%O	40.0 cm	27.2 cm	67.2 cm	22	28	1.02600	1.21	1.16	1.02672	1.20	1.16	0.068%	0.500
4	UO ₂	ハステロイ	41.2 cm	26.0 cm	67.2 cm	18	24	1.01923	1.21	1.16	1.01939	1.20	1.16	0.016%	0.500

(2) 炉心部全体がボイド

炉心出力 : 300MWt

燃料	構造材	炉心サイズ			燃料濃縮度		通常時			炉心部ボイド時			ボイド反応度 (%Δρ)	炉心平均 出力密度	
		内側炉心幅	外側炉心幅	炉心高さ	1/C %	0/C %	K-eff	Fr	Fz	K-eff	Fr	Fz			
1	UN	Nb-1%Zr-0.1%O	37.0 cm	24.0 cm	61.0 cm	20	26	1.01755	1.18	1.14	1.01103	1.17	1.13	-0.634%	420.7
2	UN	ハステロイ	38.0 cm	23.0 cm	61.0 cm	18	24	1.03180	1.20	1.15	1.01875	1.17	1.12	-1.241%	420.7
3	UO ₂	Nb-1%Zr-0.1%O	34.0 cm	27.0 cm	61.0 cm	24	30	1.03273	1.22	1.14	1.02657	1.20	1.13	-0.581%	420.7
4	UO ₂	ハステロイ	29.0 cm	32.0 cm	61.0 cm	20	24	1.01867	1.29	1.15	1.00268	1.25	1.12	-1.565%	420.7

炉心出力 : 400MWt

燃料	構造材	炉心サイズ			燃料濃縮度		通常時			炉心部ボイド時			ボイド反応度 (%Δρ)	炉心平均 出力密度	
		内側炉心幅	外側炉心幅	炉心高さ	1/C %	0/C %	K-eff	Fr	Fz	K-eff	Fr	Fz			
1	UN	Nb-1%Zr-0.1%O	43.5 cm	23.7 cm	67.6 cm	18	24	1.00036	1.17	1.16	0.99694	1.16	1.14	-0.343%	417.1
2	UN	ハステロイ	44.2 cm	23.0 cm	67.2 cm	16	22	1.01407	1.18	1.16	1.00368	1.16	1.14	-1.021%	419.6
3	UO ₂	Nb-1%Zr-0.1%O	40.0 cm	27.2 cm	67.2 cm	22	28	1.02600	1.21	1.16	1.02329	1.20	1.14	-0.258%	419.6
4	UO ₂	ハステロイ	41.2 cm	26.0 cm	67.2 cm	18	24	1.01923	1.21	1.16	1.00705	1.19	1.14	-1.186%	419.6

表A-2 アロイMA754の成分と主要特性

Nominal Chemical Composition, wt%,
of INCONEL alloy MA754

Nickel.....	78
Chromium.....	20
Carbon.....	0.05
Aluminum.....	0.3
Titanium.....	0.5
Yttrium Oxide (Y ₂ O ₃).....	0.6
Iron.....	1.0

Longitudinal Tensile Properties

Temperature		Yield Strength (0.2% Offset)		Tensile Strength		Elongaion %	Reduction of Area %
° F	℃	1000psi	MPa	1000psi	MPa		
70	21	85.0	586	140.0	965	21	33
800	427	78.0	538	126.0	869	16	25
1200	649	69.0	476	87.0	600	25	44
1400	760	40.0	276	50.0	345	34	55
1600	871	31.0	214	36.0	248	31	58
1800	982	24.5	169	27.5	190	18	34
2000	1093	19.5	134	21.5	148	12.5	24

Long Transverse Tensile Properties

Temperature		Yield Strength (0.2% Offset)		Tensile Strength		Elongaion %	Reduction of Area %
° F	℃	1000psi	MPa	1000psi	MPa		
70	21	82.0	565	122.0	841	27	29
800	427	70.0	483	110.0	758	24	35
1200	649	58.0	400	69.0	476	24	27
1400	760	38.0	262	45.0	310	22	27
1600	871	29.0	200	32.0	221	11	16
1800	982	24.0	165	26.0	179	3	1.5
2000	1093	17.5	121	19.0	131	3.5	1.5

Longitudinal Stress-Rupture Properties

Temperature		Stress to Produce Rupture in					
		100h		100h		10000h*	
° F	° C	1000psi	MPa	1000psi	MPa	1000psi	MPa
1200	649	41.2	284	37.2	256	33.6	232
1400	760	31.1	214	28.8	199	26.6	183
1600	871	24.7	170	22.9	158	21.3	147
1800	982	19.7	136	18.7	129	17.8	123
2000	1093	14.8	102	13.6	294	12.4	85
2100	1149	13.1	90	11.3	9.7	9.7	67

Long Transverse Stress-Rupture Properties

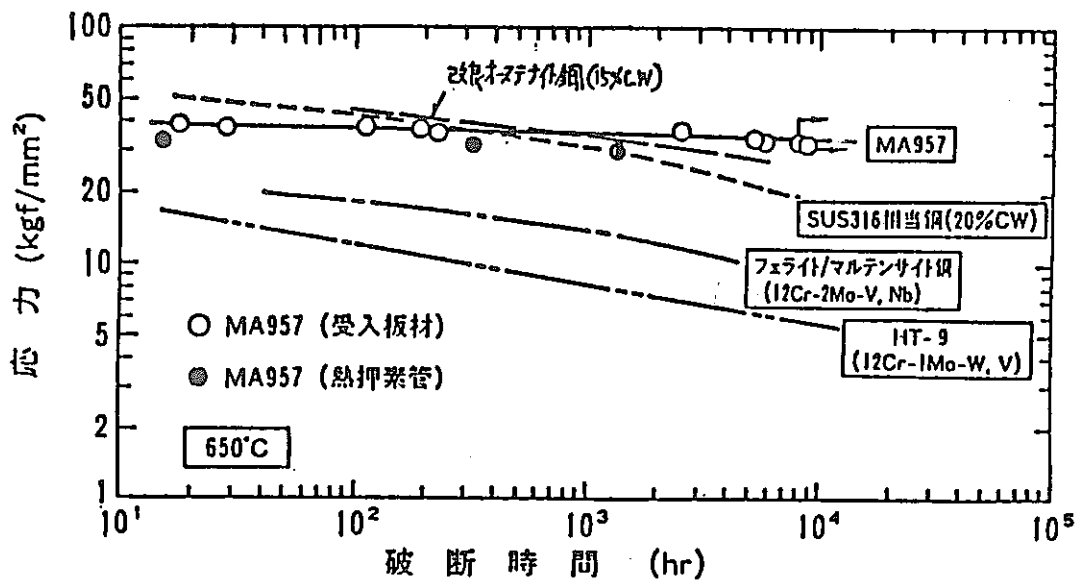
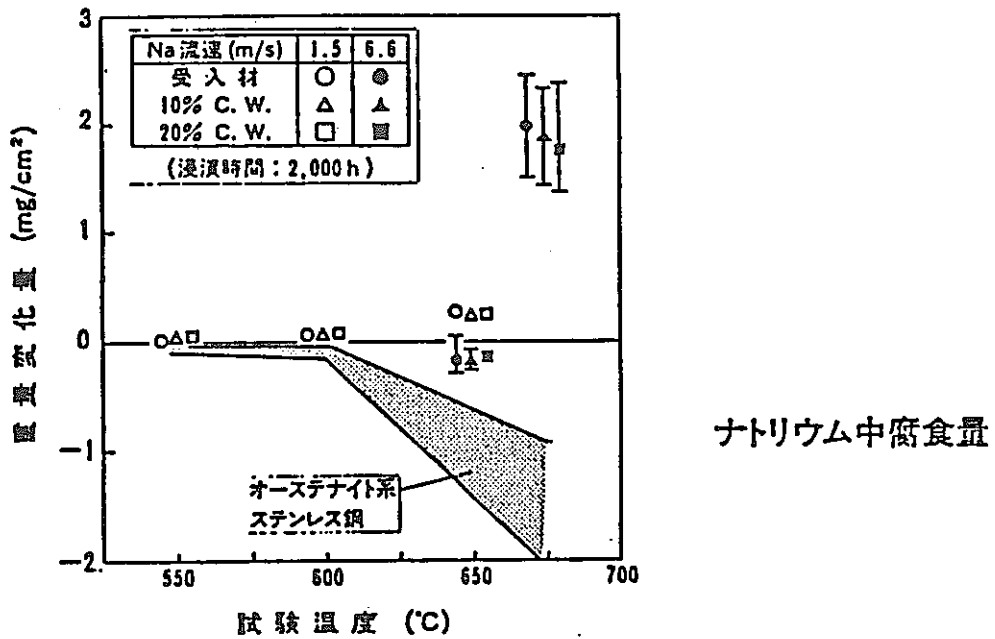
Temperature		Stress to Produce Rupture in					
		100h		100h		10000h*	
° F	° C	1000psi	MPa	1000psi	MPa	1000psi	MPa
1200	649	35.0	241	30.2	208	26.1	180
1400	760	25.0	172	21.6	149	18.6	128
1600	871	15.6	108	13.2	91	11.2	77
1800	982	9.1	63	6.6	46	4.8	33
2000	1093	5.5	38	3.5	24	2.3	16
2100	1149	3.4	23	2.4	17	1.6	11

表A-3 アロイMA957の成分と主要特性

【MA-957の化学成分】

(wt%)

C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Ti	Al	Y ₂ O ₃	N	Fe
0.02	0.04	0.04	13.9	0.13	0.32	1.00	0.05	0.27	0.05	残



MA957のクリープ破断強度

表A-4 PRISMに対するNRCの主要な指摘事項

Table 1-3

Major PRISM Design and Safety Issues

<u>SECTION</u>	<u>TOPIC</u>	<u>DESCRIPTION</u>
3.2 6.2.6 15.10.6	Containment	Acceptability of proposed containment design remains an open issue. Certain Bounding Events can potentially lead to core melt, energetic events, and reactor vessel/containment vessel penetration.
3.2 4.3.5 4.5.5 4.6.5 7.2.5	Shutdown Systems	The use of passive reactivity feedbacks as a second shutdown system require further R&D and verification, as well as development of suitable followup actions to achieve subcriticality.
3.3.4	60-Year Plant Life	NRC is currently limited to licensing plants for lifetimes of 40-years. Aging and degradation must be properly understood for 60-year life.
3.3.4	Seismic Isolators	Design and test data are needed to support acceptability of seismic isolator system.
4.3.5	Sodium Void	Positive sodium void coefficient results in potential for positive reactivity insertion events, under ATWS conditions. Design alternatives to reduce its magnitude should be explored in conjunction with eliminating events which could lead to sodium boiling.
4.4.5	EM Pumps	Absorber flotation should not occur with pump startup during refueling; there should be indication of scram prior to pump trip, there should be seismic isolation of synchronous machines and monitoring of their operation.
5.5.5	Sodium Water Reaction Pressure Relief System (SWRPRS)	Should be safety grade.

NUREG-1368

表 A - 5 PRISM に対する NRC の主要な指摘事項

Table 1-3 (Continued)

Major PRISM Design and Safety Issues

<u>SECTION</u>	<u>TOPIC</u>	<u>DESCRIPTION</u>
5.7.5	Reactor Vessel Air Cooling System (RVACS)	Frequency of high temperature challenges to reactor vessel should be reduced and reactor vessel temperature monitoring system added.
7.3.3	Control Room	Control room and display should be safety grade and the displays in the remote shutdown area should be safety related.
13.1.4	Emergency Preparedness	Acceptability of proposed ad hoc offsite emergency planning remains an open item.
13.2.3	Role of Operator	The operator must be protected and provided with appropriate communications.
13.2.4	Multi-Module Control	Operation with multi-module control needs to be adequately demonstrated.
13.3.3	Security	The SWRPRS and control room must be appropriately located for safety grade equipment.
14.3.2 14.4.5	Prototype Test	Commitment is necessary regarding the scope of the prototype facility for testing. Any reductions in a full scope plant may require acceptability of certain features to be demonstrated using separate effects facilities.
15.3.5 15.10.5	Safety Analyses	Use of PRA for accident selection is not acceptable. Potential for plant response to certain events to lead to sodium boiling and positive reactivity feedback accidents.
A.3.2	Station Blackout	Lack of Class 1E emergency diesel power may make the blackout frequency much greater than for LWRs.
A.7	Risk Assessment	The use of the PRA is limited due to uncertainty in system reliability, phenomenology and unmodeled contributors to risk.

NUREG-1368

表A-6 安全性検討

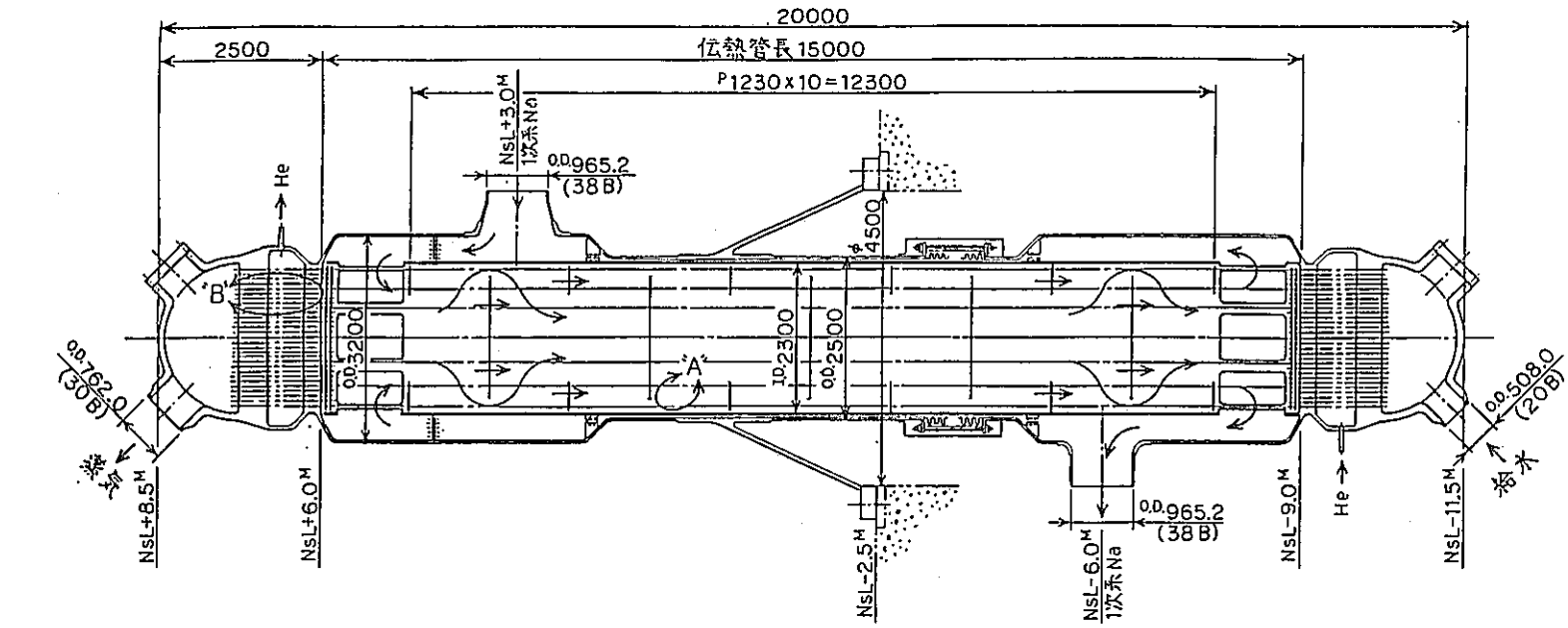
No.	項目	安全／設計上の課題	高温高速炉での対応	適合性
1	格納境界	・RVと格納境界の同時破損の可能性	・PRISMでは炉（サイロ）上部にドームを追加しており、高温高速炉でも同様の概念をとることは可能。	<input type="checkbox"/>
			・RVACSとの関連については検討要（PRISMは関連事象の評価により対応可能としており、高温高速炉でも適用可）。	<input type="checkbox"/>
2	炉停止系	・受動的炉停止系を第2の炉停止系とすることの妥当性	・本検討の高温高速炉では特に炉停止系の概念詳細化を検討対象とはしていない。（従来概念の多様性を有した炉停止系とすることは可能である。）	<input type="checkbox"/>
3	60年プラント寿命	・許認可（US）は40年以下	・高温高速炉のプラント寿命 ≤40年	○
4	免震装置	・データ検証	・R&D等によるデータ取得及び検証が必要。	☆
5	Naボイド係数	・正のボイド係数	・高温高速炉は負のボイド係数。	○
6	集合体閉塞	・集合体閉塞の検出	・ダクトレス集合体の採用により周囲からの冷却材流入が期待できる。	○
7	電磁ポンプ	・誤起動による吸収体浮き上がり防止（燃料交換時）	・制御棒浮き上がり防止機構の検討要（詳細検討対象外；今後の設計反映事項）。	<input type="checkbox"/>
		・ポンプトリップに先立つスクラム信号	・PRISMでは同期機による回路構成（高温高速炉でも同様の対応は可能）。	<input type="checkbox"/>

【適合性】 ○ …… 適合， □ …… 今後の設計等に反映すべき事項， ☆ …… R&D事項

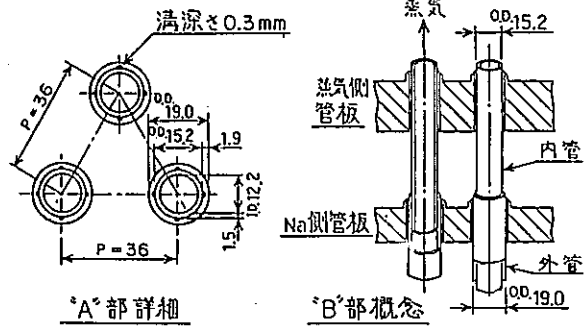
表A-7 安全性検討

No.	項目	安全／設計上の課題	高温高速炉での対応	適合性
7	電磁ポンプ (続き)	・ポンプ電源バックアップ用同期機の免震	・PRISMの対応に準じる(詳細不明)。	☆
8	Na-水反応対策設備 (SWRPRS)	・安全系化	・高温高速炉では熱交換器を2重管化しており、Na-水反応対策設備を別に設けることはしない。また、漏洩検出系の信頼性を高め、安全系としている。	○
9	RVACS	・RV高温化条件の低減	・高温高速炉として対応。	○
10	中央制御室	・関連設備も含め安全系とする	・検討対象外	-
11	緊急時対策	・Ad hocプランの受容性	・検討対象外	-
12	運転員の役割	・運転員防護、通信手段確保	・検討対象外	-
13	複数モジュール運転制御	・妥当性実証	・水素製造運転との関連において運転制御法を検討要。	□
14	セキュリティ	・中制室、SWRPRSの位置	・検討対象外	-
15	プロトタイプ試験	・実機と相違部分がある場合の妥当性実証(固有の安全性関連)	・水素製造装置との関連においても検討要。(R&D)	☆
16	安全解析	・Na沸騰、正の反応度フィードバック事故につながる事象の可能性考慮	・検討対象外(設計反映事項)	□
17	全電源喪失	・Class1Eディーゼルなしでは全電源喪失頻度大	・燃料電池による対応などが可能であり、裕度大。	□
18	リスク評価	・PRA適用対象の限定	・検討対象外	□

【適合性】 ○ …… 適合, □ …… 今後の設計等に反映すべき事項, ☆ …… R&D事項
 - …… システム基本概念策定上は評価外としてよいと考えられる事項



蒸気発生器 主要寸法



項目	仕様	単位
型式	一体貫流型直管式2重直管型	
断面形状	シグザグ状	-
基座	4	基
交換熱負荷	937.5	MW
定積蒸気圧力	132	kg/cm ²
定積蒸気温度	17.2/1.465	kg/cm ²
設計温度 水・蒸気側 入口/出口	570/520	°C
設計圧力 水・蒸気側 内管/外管	2.5	kg/cm ²
有効伝熱面積	135/30	m ²
伝熱管長	2800	m
伝熱管径	15.0	m
伝熱管寸法		
伝熱管外径/肉厚 外管	19.0/1.9	mm
伝熱管外径/肉厚 内管	15.2/1.5	mm
伝熱管本数	3530	本
伝熱管配列パターン	正三角配列	-
伝熱管配列ピッチ	36.0	mm
圧力損失		
水・蒸気側	0.59	kg/cm ²
水・蒸気側	3.0	kg/cm ²
材質		
内管	Std. 316L	-
外管	Std. 316L	-

図A-1 2次系削除型大型高速炉2重直管SG構造例

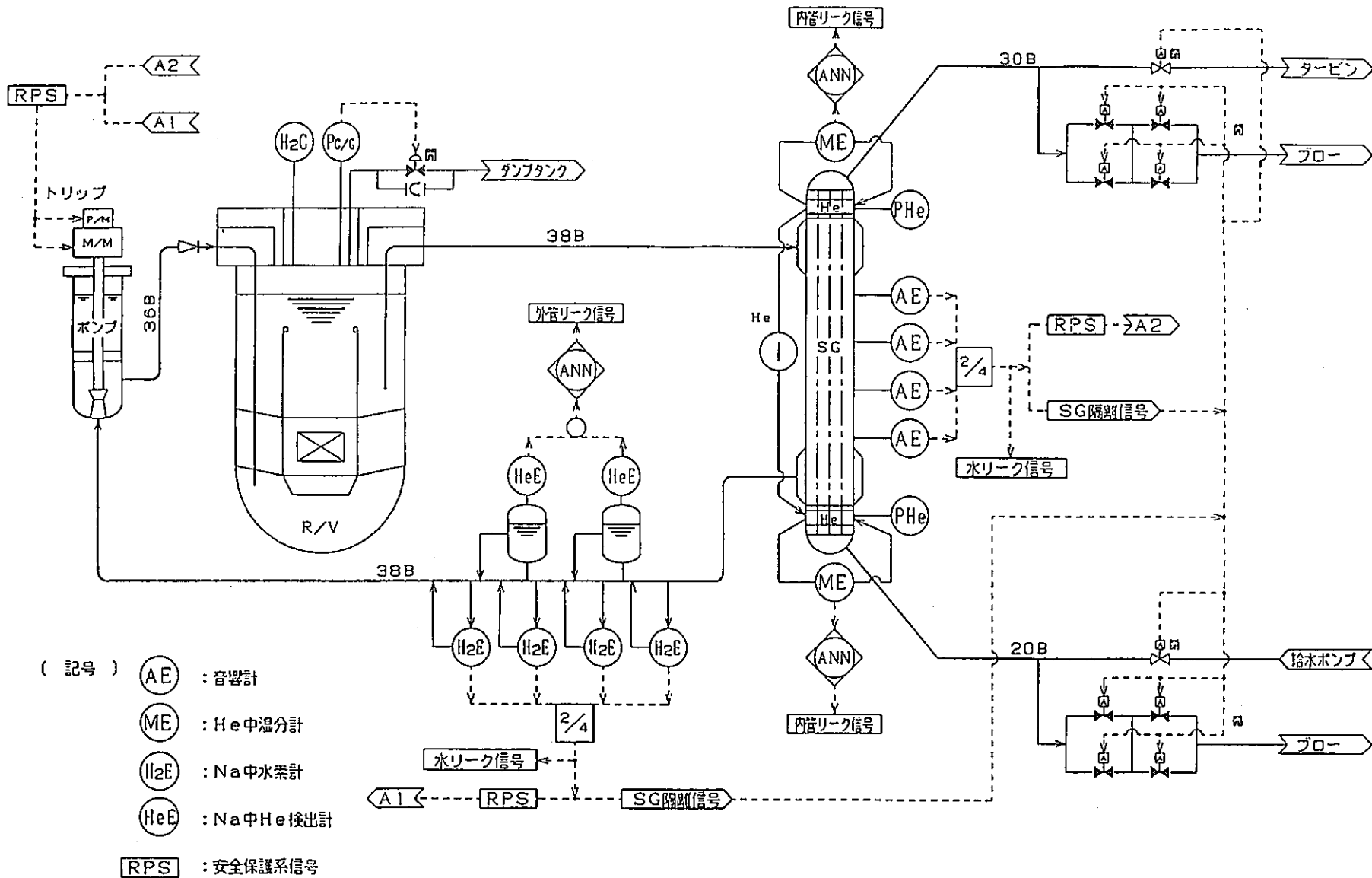
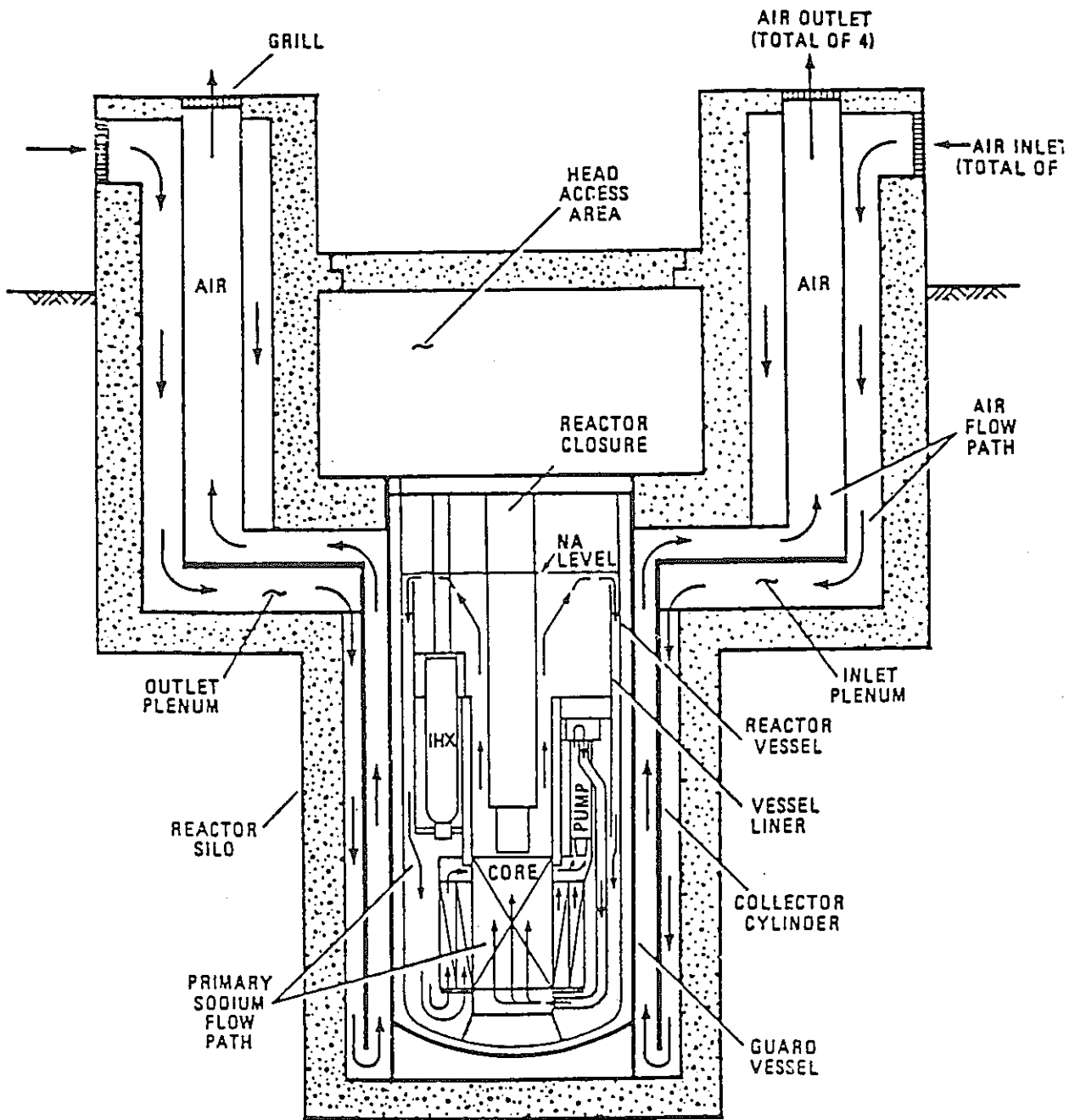


図 A - 2 SG伝熱管リーク検出系列 [2次系削除型大型高速炉]



PRISM Module Primary Sodium and RVACS Air Flow Circuits

図 A - 3 PRISMのRVACS構成