

深海無人基地用高速炉システムの概念検討

1993年2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)

1993年2月

深海無人基地用高速炉システムの概念検討

大坪 章*、羽賀 一男*

要 旨

〔目的〕

来世紀前半に実現が期待されている深海底の探査や海底の地震研究のために設置される無人基地では、10 kW_e以上の電力源を必要とすることが予想されている。そこで、このクラスの電力を長期にわたって安定して供給するための、高速炉を利用した発電システムの概念を構築する。

〔方法〕

現在までの研究結果を基に、1次系がNaK冷却型高速炉で、2次系がHe-Xe混合ガスを用いた発電系であるコンパクトなシステムを検討してその概念を構築した。

構築した概念については、そのシステムに係る安全上の設計対応について検討を行い、また、運転方法、ケーブルや塗料の放射線照射損傷等についても検討した。

〔結果〕

内径2mの2連球の耐圧殻中に、原子炉、一次系及び二次系を設置した発電システムを構築した。安全と設計対応等については、満足し得る結果を得た。

*大洗工学センター技術開発部フロンティア技術開発室

PNC TN9410 93-064
Feb, 1993

Conceptual Design Study of Fast Reactor System for Deep Sea Unmanned Bases

Akira Otsubo * , Kazuo Haga*

ABSTRACT

[Objective] The objective of this report was concept construction of a fast reactor system for an unmanned deep sea base using a power source larger than 10 kWe, which is expected in the former half of a next century.

[Method] Based on the studies performed until now, a compact system design was completed. The design used a NaK cooled fast reactor system as a primary circuit and He-Xe mixture gas loops as secondary loops.

Some studies were performed on the safety design, the operation method of the system, and the radiation damage of cables and paints.

[Result] The system concept of the reactor and primary/secondary loops set in a pressure hull using two spheres of 2m ^{1D} was constructed. The safety design study was also satisfactory at the present stage of the study of the fast reactor system.

* Frontier Technology Development Section, Technology Development Division,
O-arai Engineering Center

目 次

1. まえがき	1
2. 基本仕様	2
2.1 システム概要	2
2.2 密閉ブレイトンサイクル	3
2.3 耐圧殻	3
2.4 制御棒本数の設定	3
2.5 原子炉容器概念	4
3. システム検討	14
3.1 密閉ブレイトンサイクル及びラジエータ除熱解析	14
3.2 主要機器	14
4. 安全の評価	31
4.1 安全の評価	31
4.2 運転、信頼性	35
5. 使用材の放射線照射の影響	38
5.1 線源条件	38
5.2 ケーブルの放射線照射損傷	38
5.3 塗料の放射線照射損傷	40
5.4 B, C 中の発熱	40
6. あとがき	52
参考文献	53
付録 1. 密閉ブレイトンサイクル	54
付録 2. ラジエータ除熱	57

表 リ ス ト

表2.1	タービン廻り寸法条件	5
表3.1(1/2)	無人基地用高速炉システムプラント主要目	20
表3.1(2/2)	無人基地用高速炉システムプラント主要目	21
表4.1	深海底基地用の高速炉システムの安全の考え方	37
表5.1(1/3)	塗料の耐放射線試験	42
表5.1(2/3)	塗料の耐放射線試験	43
表5.1(3/3)	塗料の耐放射線試験	44

図 リ ス ト

図2.1	原子炉容器寸法条件	6
図2.2	制御棒配置条件	7
図2.3	制御棒駆動機構の概念例 [SP-100]	8
図2.4 (1/3)	制御要素平面配置概念 [ケースA]	9
図2.4 (2/3)	制御要素平面配置概念 [ケースB]	10
図2.4 (3/3)	制御要素平面配置概念 [ケースC]	11
図2.5	原子炉構造寸法概念図	12
図2.6	原子炉廻り構造 G E 設計	13
図3.1	システム構成	22
図3.2	原子炉構造概念図	23
図3.3	N a K - ガス熱交換器概念図	24
図3.4	冷却材膨脹吸収用アキュームレータ概念図	25
図3.5	反射体開閉型制御棒駆動概念の例	26
図3.6	反射体開閉駆動概念 [ばね式]	27
図3.7	無人基地用高速炉システム系統図	28
図3.8	無人基地用高速炉システム概念図 (B ₄ C回転ドラム型)	29
図3.9	無人基地用高速炉システム概念図 (反射体開閉型)	30
図5.1	炉心中心軸方向中性子束分布	45
図5.2	炉心中心面径方向中性子束分布	46
図5.3	体系3炉心中性子束分布	47
図5.4	代表的な材料の照射損傷の閾値	48
図5.5	無機材料の耐放射線性の比較	49
図5.6	樹脂及びゴムの耐放射線性の比較	50
図5.7	R/V まわりの中性子束・ガンマ線線量率 (最大値)	51

1. まえがき

近年「しんかい2000」及び「しんかい6500」が就航し、数々の新しい事実が明らかにされつつあり、これによって深海調査の重要性が認識されて来るとともに、長時間にわたる利用が可能な動力源を要望する声が高くなっている。

報告者は以前に高速炉を利用した無人基地用動力源システムについて、概念研究を行った^[1]。しかし、その後の研究によりこの以前の報告は少しもの足りないものとなってきたので、この度再度無人基地用動力源システムについて検討を行うこととした。以前の報告と比較して、今回の報告の新しい点は次の通りである。

- ①以前の研究では高速炉として、海外文献^[2]に公表されているものを用いたが、今回の研究ではこれにその後動燃で研究してきた高速炉を使用して、動燃独自の研究という立場をより明確なものとした。
- ②2次系の密閉ブレイトンサイクルのコンプレッサー入口でのガス温度については、以前の報告では宇宙炉の場合の温度に近い53°Cを採用していたが、その後の研究により深海用動力源の場合は、より低温の方が良いという知識を得ていたので、本報告では従来のものより、より低い30°C側に設定した。
- ③深海用の動力源システムとしての安全評価の点についても簡単な検討を行った。
- ④無人基地用動力源システムとしての成立上、筆者が必要と考えた塗料及びケーブルの放射線損傷及び吸収材B,C中の発熱についての検討をおこなった。このうちB,C中の発熱については、筆者がかって原子力学会で深海炉について発表した際に、原研の研究者よりの質問で重要性が指摘されたものである。

2. 基本仕様

2.1 システム概要

システム構成は前報と同じで、熱源にループ型原子炉を有した液体金属冷却高速炉を、発電系に密閉ブレイトンサイクルを用い、排熱はこのようなシステムが深海中でも使用できるよう収納した耐圧殻を介して、海水中に放熱するようになっている。

高速炉システムとしては、今回は次を行った。

- ① 炉容器周辺に設置したB+C回転ドラムによる出力制御方式
- ② 炉容器周辺に設置した反射体開閉による出力制御方式

上記①の方式は従来から研究しているもので、②の方式は今回初めて取り上げたものである。ここでは主に①について詳しい検討を、②については該当する制御要素に関してのみ検討を行った。

尚、対象としたシステムの主な仕様を以下に記す。

- | | |
|--------------|--|
| ① 設置場所 | : 水深 500 m (太平洋海底の平均的な深度) |
| ② 電気出力 | : 10 kW e |
| ③ 高速炉冷却材 | : NaK |
| ④ 高速炉燃料 | : UN |
| ⑤ 中性子フルーエンス | : 軽水炉の原子炉圧力容器の 1/10 以下 |
| ⑥ 原子炉容器型式 | : 無液面型、アキュムレータ設置 |
| ⑦ 原子炉容器寸法条件 | : 図 2.1 に示す |
| ⑧ アキュムレータ容積 | : 耐圧殻内に海水が漏洩することを想定した時にも原子炉容器の健全性を保ちうるのに必要な容積とする |
| ⑨ 制御棒／安全棒本数 | : 6 本又は 4 本 |
| ⑩ 制御棒配置条件 | : 図 2.2 に示す |
| ⑪ 制御棒駆動機構概念 | : SP-100 ^[2] に準じる、図 2.3 参照 |
| ⑫ 原子炉容器出口温度 | : 550 °C |
| ⑬ 発電系形式 | : 2 次系密閉ブレイトンサイクル |
| ⑭ タービン廻り寸法条件 | : 表 2.1 に準じる |
| ⑮ 発電容量 | : 5 kW e × 2 ループ (× 2) |
| ⑯ 寿命 | : 10 年 |
| ⑰ 運転期間 | : 4 年…… [2 ループ × 2 年] × 2 |
| ⑱ 放熱 | : 耐圧殻壁中熱伝導により海水放熱 |

- ⑯ 海水 : 2 °C、自然対流状態
 ⑰ 海水熱伝達率 : 100kcal/m²h°C^[3]
 ㉑ システム収納用の耐圧殻 : Ti合金製、Φ約2m×2連球相当

2.2 密閉ブレイトンサイクル

密閉ブレイトンサイクルを発電系として用いるが、仏国において宇宙用に計画されているERATOプログラム^{[4], [5]}で研究されている発電システムが本システムと類似していることから、同プログラムに関する公開文献から以下に示した各種データを用いる。尚、ERATOプログラムで研究中のシステムは高速炉部分が20kWeクラスのナトリウム又はリチウム冷却型の高速炉システムで、2次系は密閉ブレイトンサイクルである。

- ① コンプレッサ入口圧力 : 5 kg/cm² a
 ② 圧力比 ρ : 2.06
 ③ 断熱効率 η_T : 0.886 (タービン)
 η_C : 0.838 (コンプレッサ)
 η_R : 0.842 (レキュパレータ)
 ④ 発電機効率 η_G : 0.890
 ⑤ システム圧力損失 : 5.7%

2.3 耐圧殻

(a) 設計圧壊荷重

設計深度は、運輸省船舶潜水船特殊基準によって、次のように設定する。

設計深度 : 5000m × 1.5 + 300m = 7800m相当 \Rightarrow 780kg/cm²

(b) 耐圧殻肉厚

しんかい6500 (Φ2m, 肉厚75mm) より内挿 \Rightarrow 58mm と設定した。

2.4 制御棒本数の設定

代表的に回転ドラム方式制御棒平面配置概念について検討する。

図2.2の条件及び図2.3の制御棒駆動機構概念を用いてB+C回転ドラム型制御棒(反射体+吸収材)と安全棒の平面配置を試みる。図2.4(1/3~3/3)に示すような配置が可能である。

図2.4は以下の各ケースを示している。

- ・ケースA : 制御棒 6 体 + 安全棒 6 本

- ・ケースB：制御棒4体+安全棒6本

- ・ケースC：制御棒4体+安全棒4本

これらの各ケースとも原子炉容器上部に制御棒駆動機構を設置したとして、駆動機構同士の干渉はないので、いずれも配置可能と考えられる。ここでは、ケースAを本システムの制御棒配置概念とする。

2.5 原子炉容器概念

図2.1に上記ケースAの制御棒駆動機構を設置した原子炉容器寸法概念を図2.5に示す。図2.1及び図2.5の寸法は、現在実施中の炉心解析結果をもとに、他の宇宙炉に関する文献^[18]を参考にしつつ設定したものである。この原子炉は図2.6^[19]に示す原子炉と同じ考え方で、二重容器の原子炉容器を使用するものである。

表2.1 タービン廻り寸法条件

Dimensions of a Turbine

TABLE 1
SELECTED CLOSED BRAYTON CYCLE PARAMETERS

	BRU	MINI-BRU
TAC DIAMETER	20 in 50.8 cm	5.9 in 15.0 cm
TAC LENGTH	36 in 91.4 cm	11.9 in 30.2 cm
DUCT SIZE	3.5, 4.5, 6 in 8.8, 11.4, 14.4 cm	2.5 in 6.4 cm
RECUPERATOR SIZE	20 x 20 x 8.5 in 50.8x50.8x21.6 cm	22.6x10.9x5.8 in 57.4x27.7x14.7 cm
TURBINE INLET TEMP	2060 R 1145 K	2060 R 1145 K
COMPRESSOR INLET TEMP	539 R 299 K	534 R 297 K
COMPRESSOR INLET PRESSURE	23.7 psia 163 kPa	70.6 psia 487 kPa
COMPRESSOR PRESSURE RATIO	1.90	1.50
MASS FLOW RATE	0.835 lbm/sec 0.379 kg/sec	0.357 lbm/sec 0.162 kg/sec
WORKING FLUID	He/Xe Mixture Mol. Weight-83.8	He/Xe Mixture Mol. Weight-83.8
OPERATING SPEED	36000 rpm	52000 rpm
OPERATING TIME	2 units total 52000 hours	1 unit total 1008 hours

* ROTATING UNIT IS A TURBO-COMPRESSOR PROVIDING SHAFT POWER,
RECUPERATOR/HEAT SINK HEAT EXCHANGERS ARE INCLUDED IN DIMENSION

** 4 RECUPERATORS PER UNIT

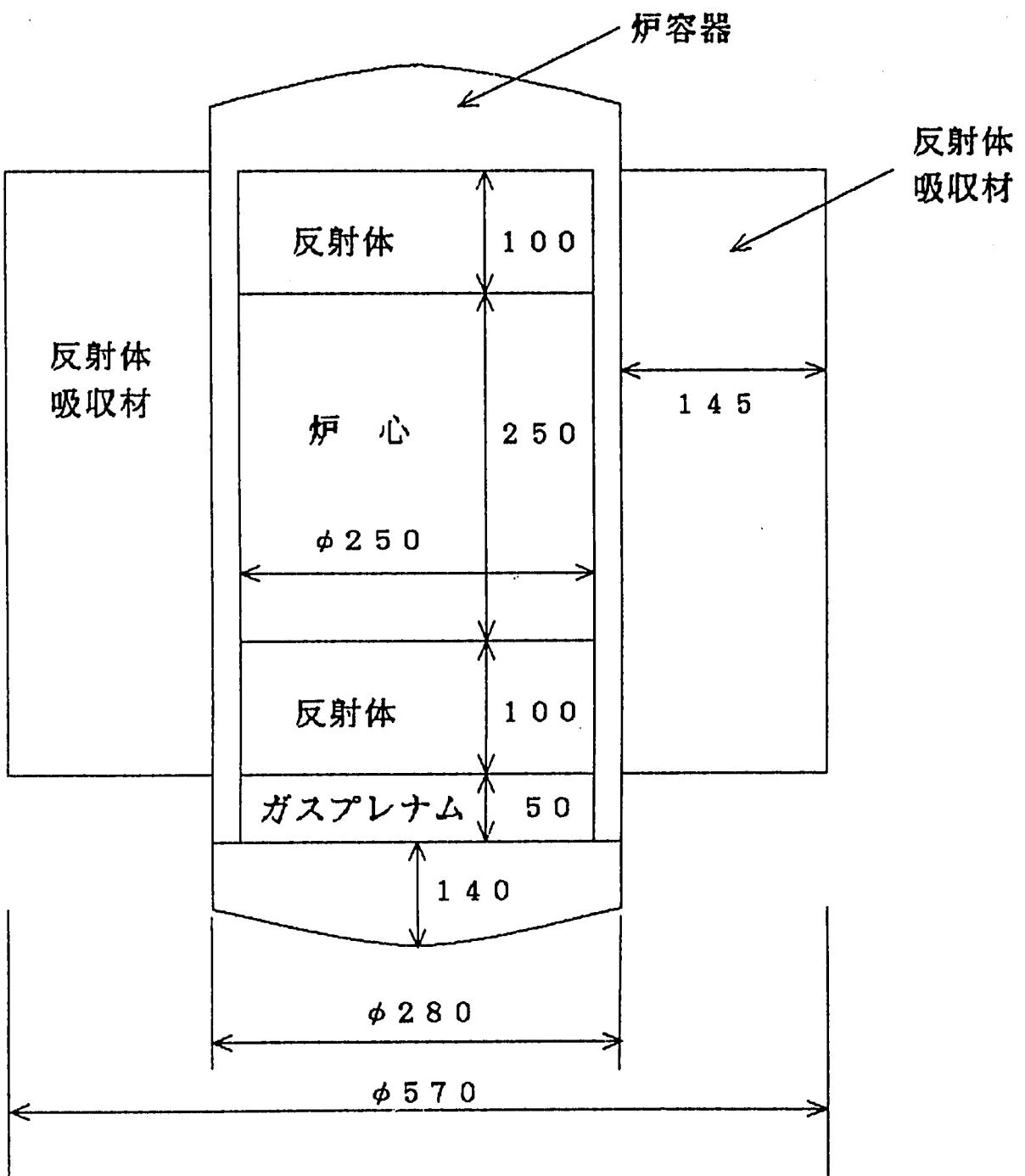
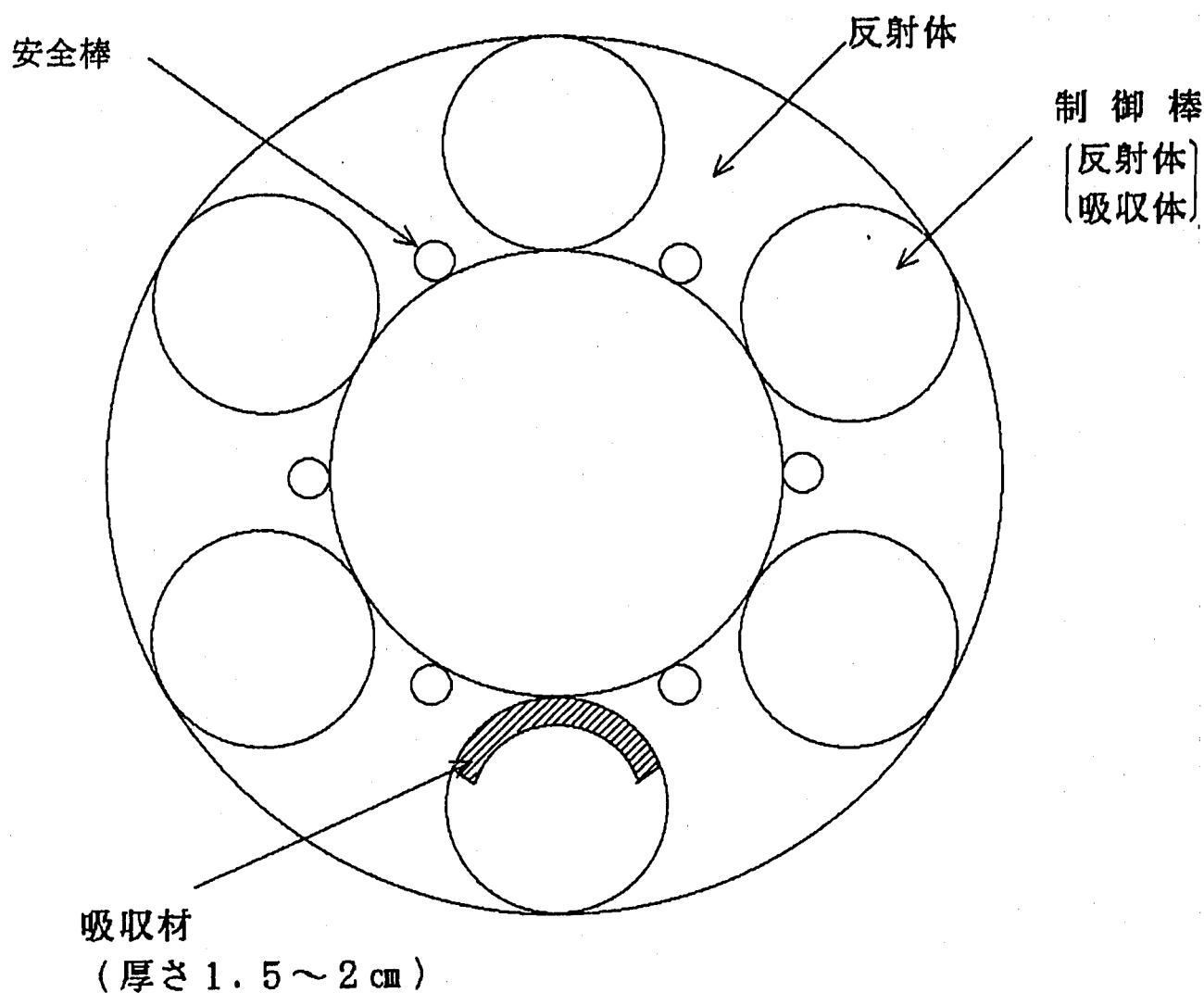


図2.1 原子炉容器寸法条件

Dimensions of Reactor Vessel



炉心直径	25 cm	
炉容器等	3 cm (1.5 cm × 2)] 57 cm
反射体	29 cm (14.5 cm × 2)	

図2.2 制御棒配置条件

Arrangement Condition of Control Rods

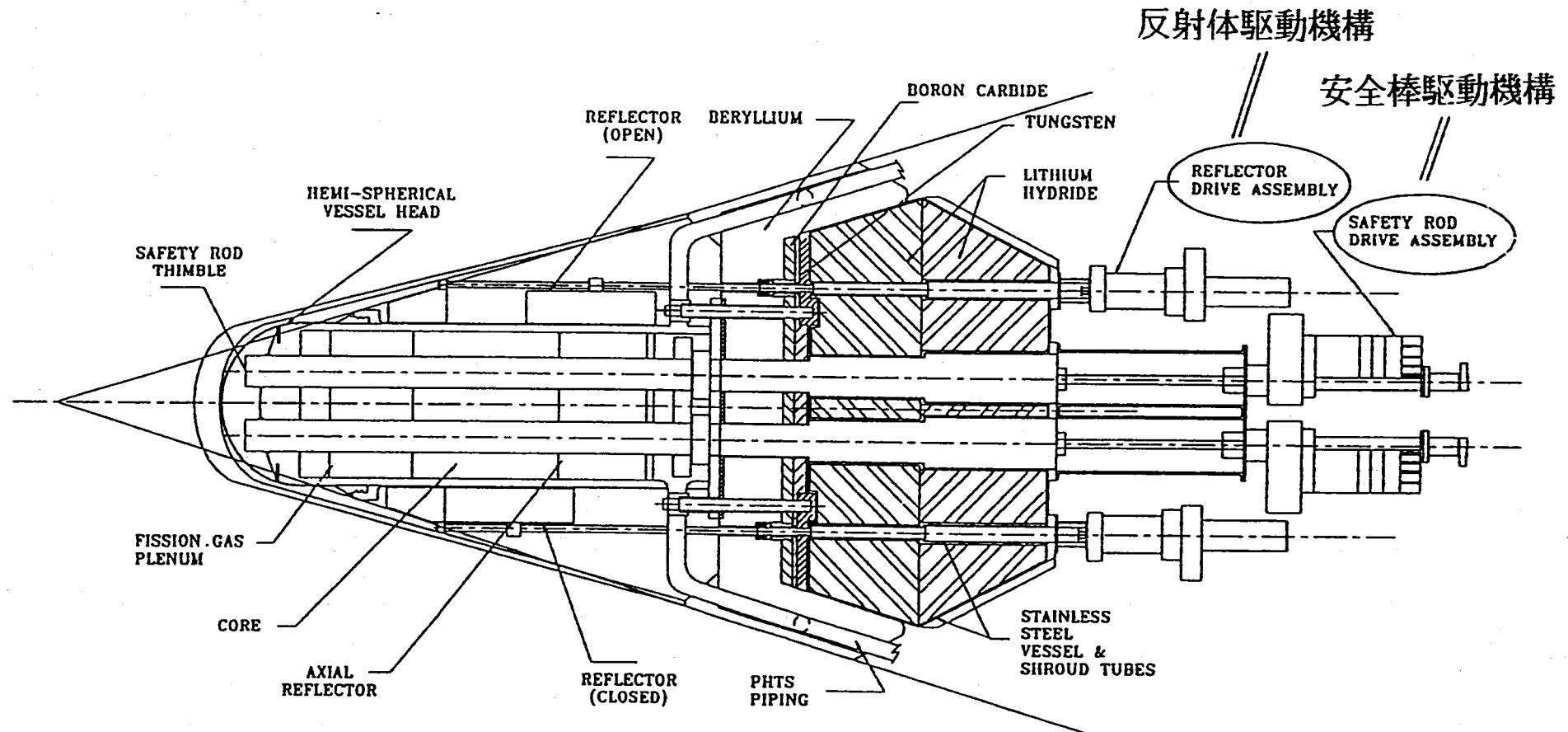


図2.3 制御棒駆動機構の概念例〔S P - 1 0 0〕

One Concept of Control Rod Driving Mechanism

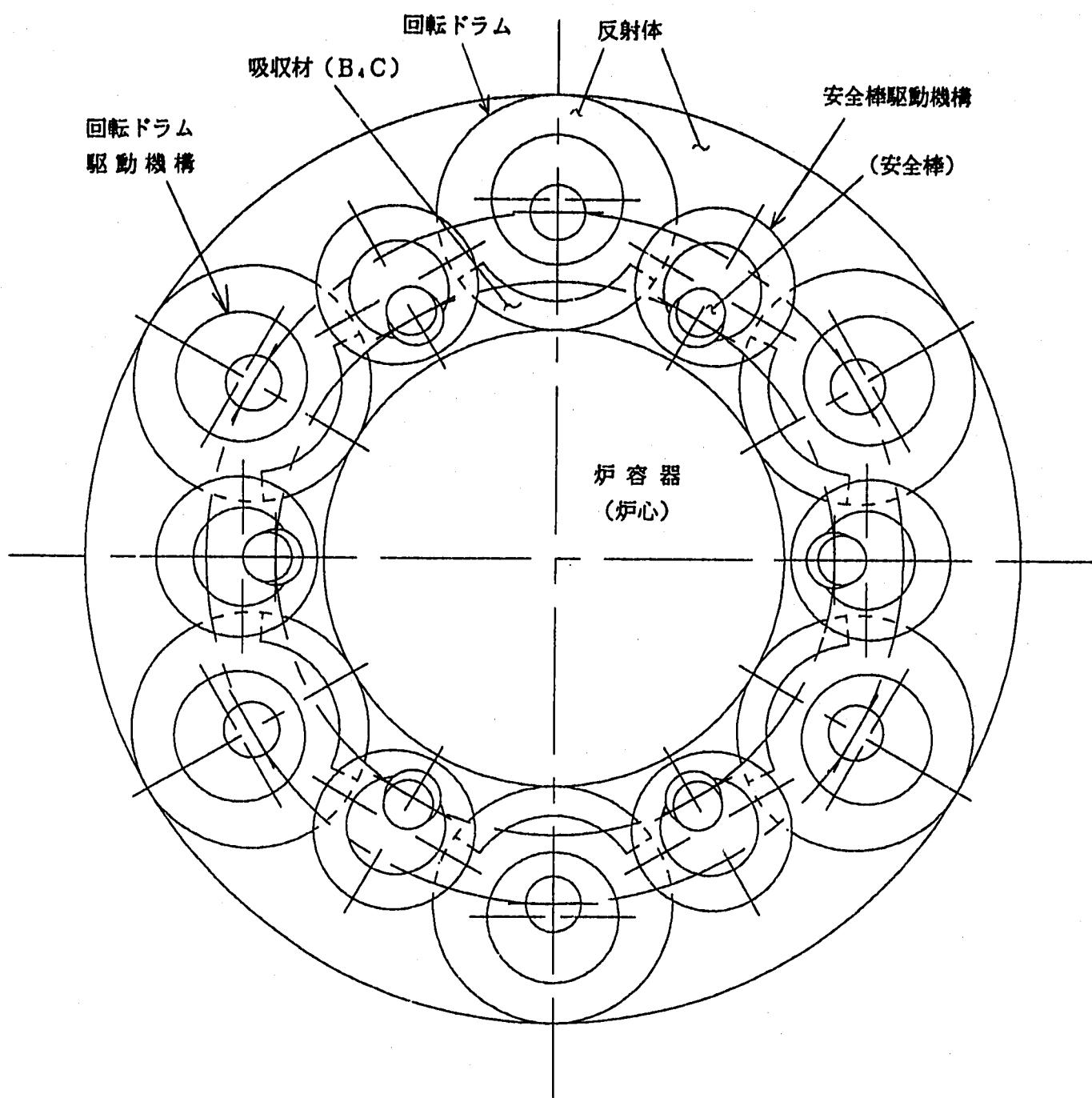


図2.4 (1/3) 制御要素平面配置概念 [ケースA]

Concept of Control Rods Arrangement (Case A)

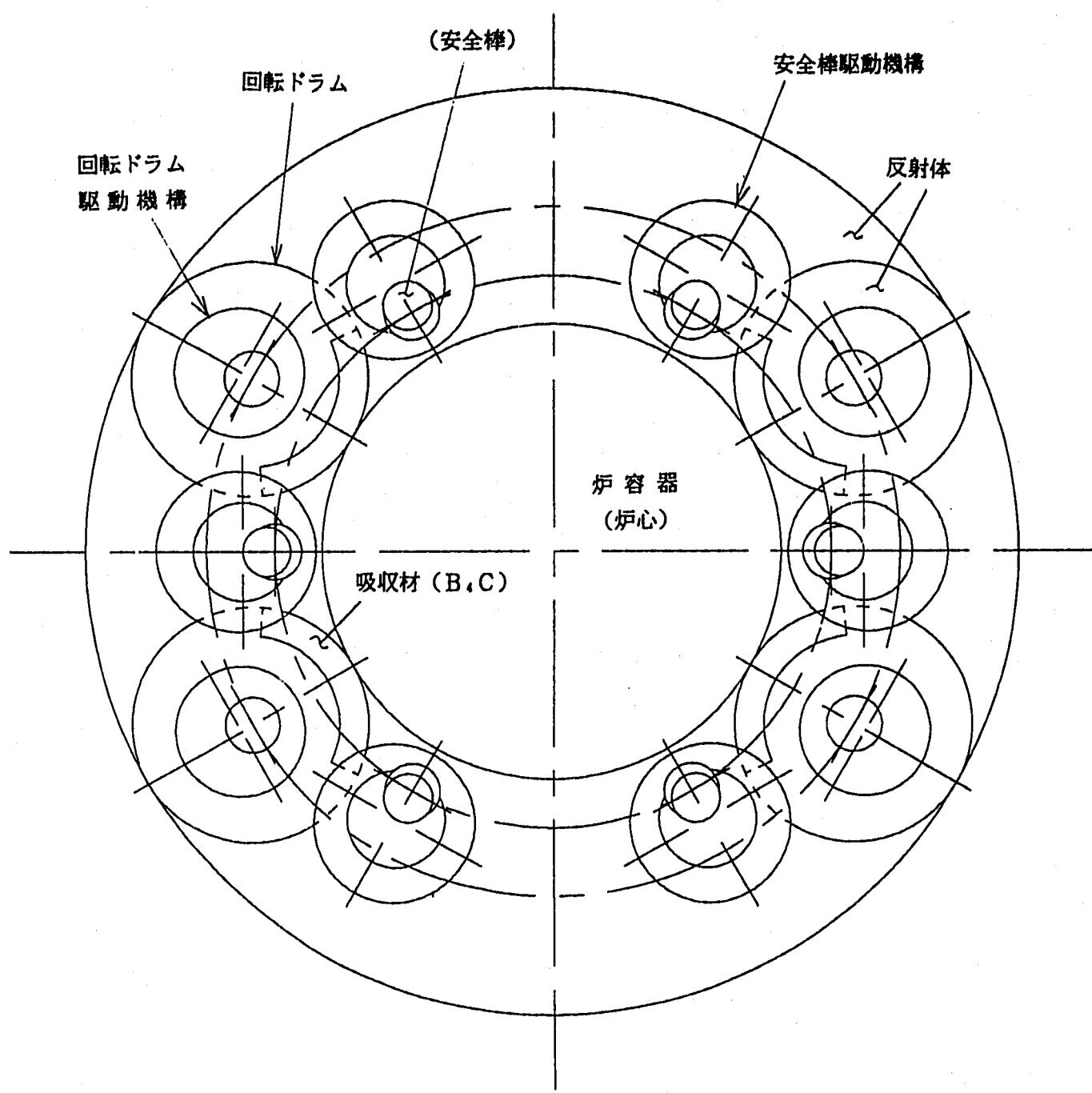


図2.4 (2/3) 制御要素平面配置概念 [ケースB]

Concept of Control Rods Arrangement (Case B)

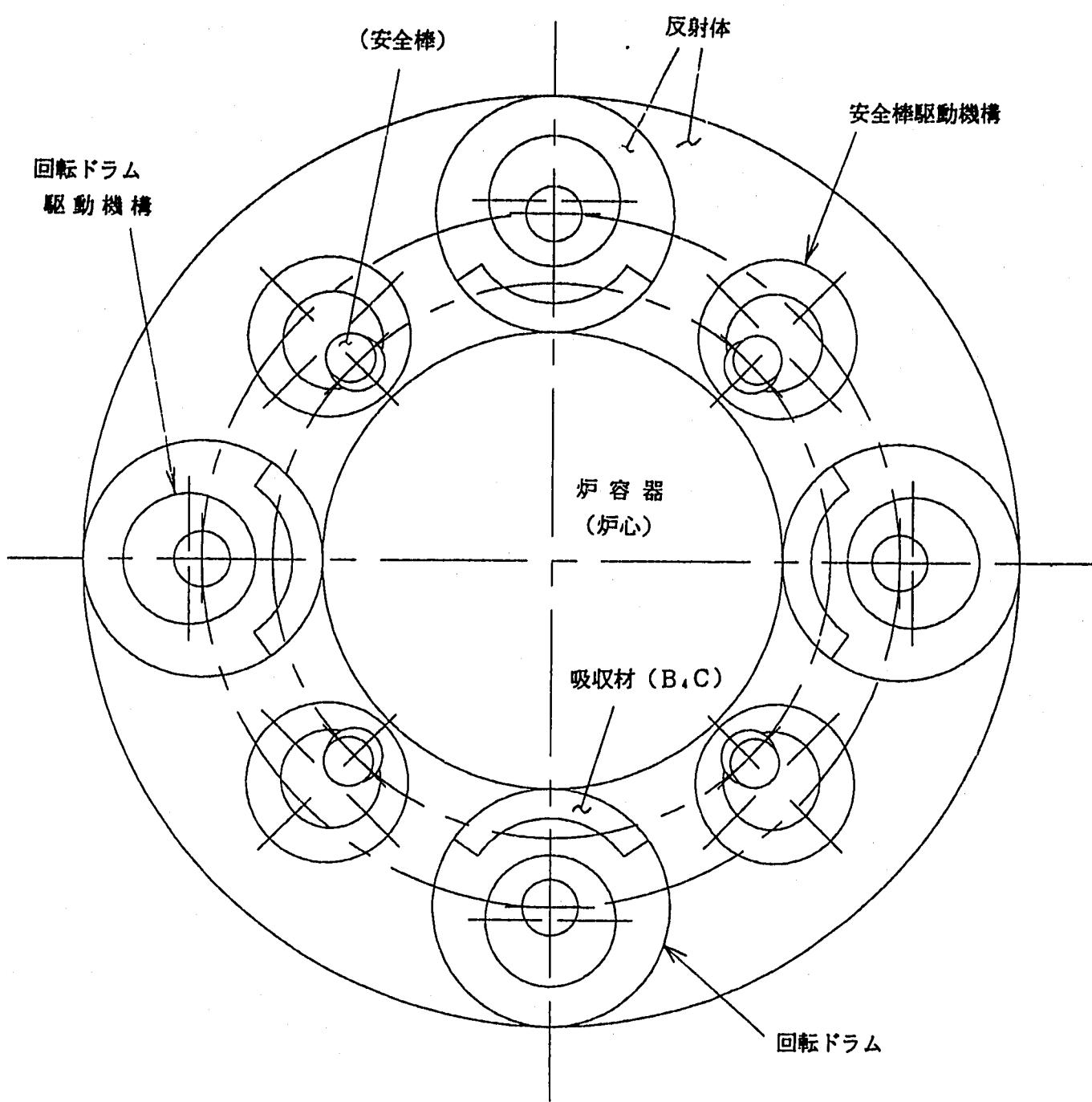


図2.4 (3/3) 制御要素平面配置概念 [ケースC]

Concept of Control Rods Arrangement (Case C)

安全棒駆動機構

回転ドラム駆動機構

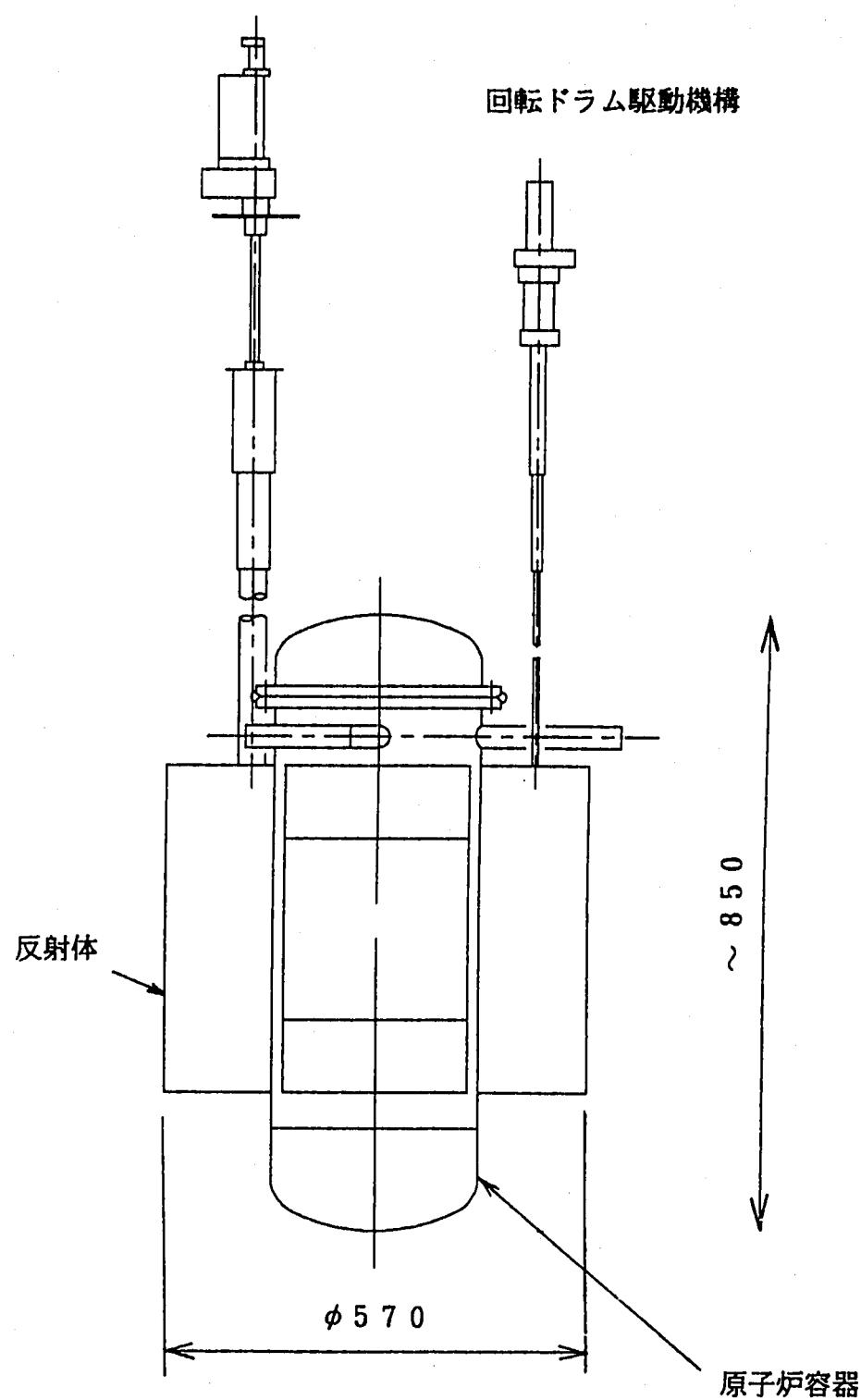


図2.5 原子炉構造寸法概念図

Concept of Reactor Structure Dimensions

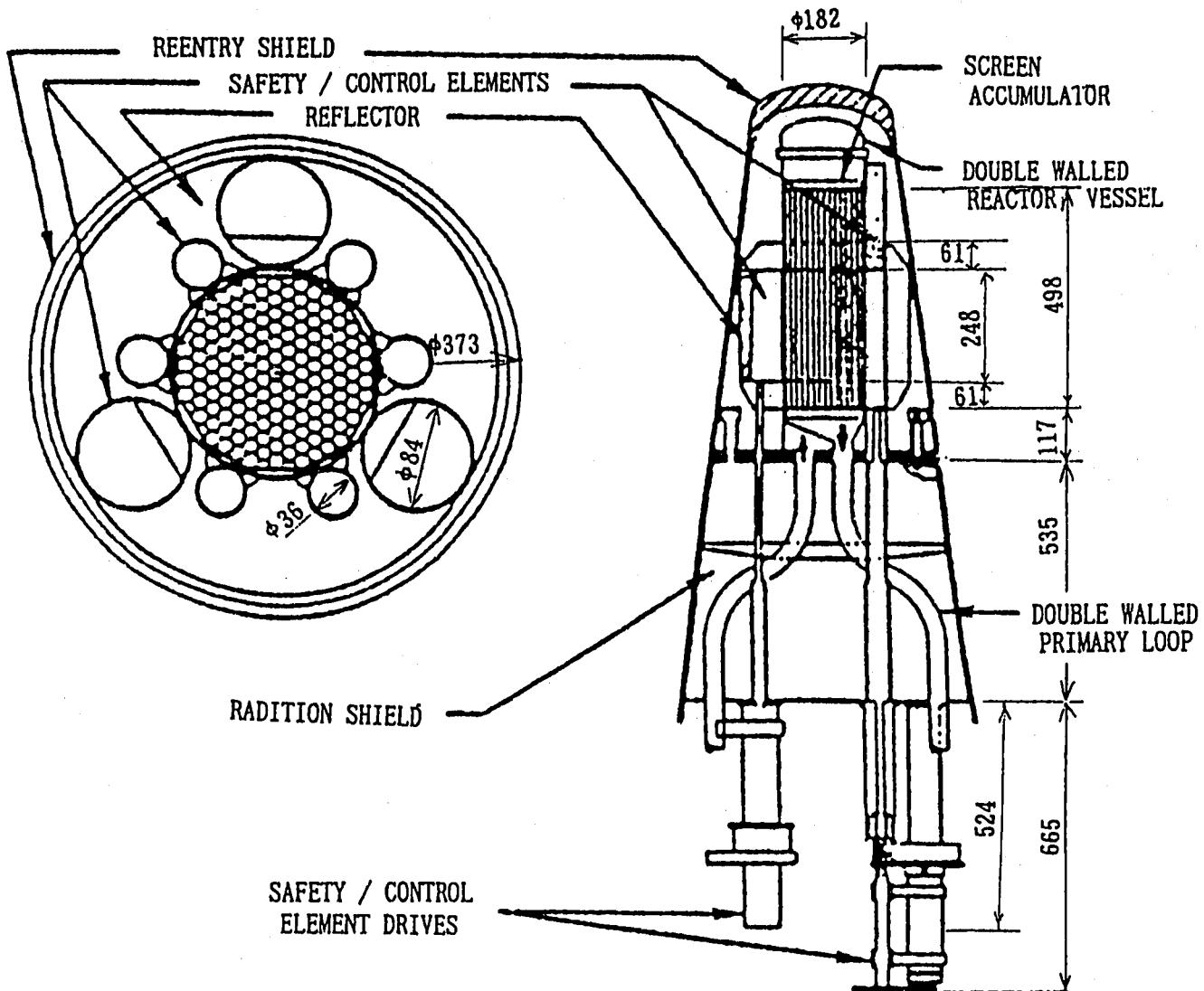


Figure 2. Reactor Power Assembly

図2.6 原子炉廻り構造G E設計

3. システム検討

3.1 密閉ブレイトンサイクル及びラジエータ除熱解析

システム構成は図3.1に示す。本システムで用いる原子炉は図2.1及び図2.5に示したものである。

密閉ブレイトンサイクルの解析は付録1.に示す。ここではその解析結果のみについて記す。この解析ではコンプレッサ入口温度について、以前の解析^[1]の50°Cという値よりも、ずっと小さい30°Cという値を用いる。

密閉ブレイトンサイクル各部の温度は次の通りである。

コンプレッサ入口／出口温度 30／150°C

タービン入口／出口温度 535／369°C

レキュパレータ高温／低温側出口温度 185／334°C

熱効率は20.4%で、原子炉の熱出力は49kWtである。熱効率が20.4%と以前の解析の約15%よりもずっと大きな値になったのは、上記のようにコンプレッサ入口温度を下げたからである。

又、ラジエータ除熱については解析を付録2.に示す。ここではその解析結果のみについて以下に記す。

耐圧殻内面に設置するラジエータについては、次のような仕様となる。

耐圧殻材質／肉厚／形状 : Ti合金／5.8mm／内径2mの2連球

伝熱面積 : 2連球内面の約80%で約60m²

ラジエータガス流路 : 幅 0.2m、高さ 0.015m

(等価直径 0.0297m)

ガス温度 : ラジエータ入口／出口 185／30°C

海水への放熱 : 海水の自然循環

除熱量 : 39kWt

今回の解析では上記のように、コンプレッサ入口温度を下げるにより、熱効率が以前の解析の値より上昇し、且つ除熱量もラジエータで除熱可能な値に収まったが、コンプレッサ入口温度の最適値を求めるには、密閉ブレイトンサイクル解析用の定常解析コードを作成し、パラメータサーバイ計算を行う必要がある。

3.2 主要機器

3.1節の解析及び4章で後述する安全の評価などを踏まえ、本無人基地用高速炉システ

ムの主要機器の概略寸法の検討を行った。

(1) 原子炉構造

原子炉構造は2.2節に示す通りであるが、事故時等設計対応を考慮して原子炉容器廻りには2重容器型のガードベッセルを採用することとする。この2重容器型ガードベッセルを設けた原子炉構造概念を図3.2に示す。又、配管は高所引廻しが必要となる。

(2) 冷却ループ

冷却ループは上述したように高所引廻しを行い、系統を炉心より上位に設置するのでガードパイプは不要である。

NaK配管仕様は下記の通り。

$$\textcircled{1} \quad \text{熱出力} = 10\text{kWe} / \eta_{TH} = 49\text{kWt}$$

$$\textcircled{2} \quad \text{炉心流量 } W_c = \frac{Q}{C_p (T_{out} - T_{in})} = \frac{49 \times 859.8}{0.2084 \times (550-448)} \\ = 1982.8\text{kg/h} = 2.618\text{m}^3/\text{h} = 7.2723 \times 10^{-4}\text{m}^3/\text{s}$$

$$\textcircled{3} \quad \text{配管口径 } d \quad \text{流速} \leq 2 \sim 3\text{m/s} \text{とすると、}$$

$$\frac{\pi d^2}{4} \times 2 \geq 7.2723 \times 10^{-4} \rightarrow d \geq 0.0215$$

従って、配管口径：3/4B sch10s とする。（外径27.2×t2.1）

(3) 热交換器

① 形状

C形とするが、ガス側流速との関連で伝熱管ピッチを小として流路断面を減少させ、1次系：伝熱管内とした。

また、伝熱管径、ピッチを下記に設定。

$$\phi 15.9 \times t1.2 \quad \text{ピッチ} = 18$$

② 混合ガスの物性値（約700K, 10ata）

$$\rho = 9.4479\text{kg/m}^3$$

$$\eta = 4.159 \times 10^{-6}\text{kgf} \cdot \text{s/m}^3$$

$$\lambda = 0.067\text{kcal/mhK}$$

$$c_p = 0.0905\text{kcal/kg} \cdot \text{K}$$

$$a = 2.1766 \times 10^{-5}\text{m}^2/\text{s}$$

$$\nu = 4.314 \times 10^{-6}\text{m}^2/\text{s}$$

$$Pr = 0.1982$$

③ ガス側熱伝達率 α_1

伝熱管37本相当とするとシェル内径約 $\phi 128\text{mm}$ となり、流速 $= 12.7\text{m/s}$

$$Nu = 0.022Re^{0.8}Pr^{0.5} = 46.8 \Rightarrow \alpha_1 = 232$$

(フィン効果→) $\alpha_1 = 324 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ ④ NaK熱伝達率 α_2

伝熱管37本相当とするとNaK流速=0.137m/s

$$Nu = 5.0 + 0.025Pe^{0.8} = 5.54 \Rightarrow \alpha_2 = 9263 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$$

⑤ 熱通過率 K

$$\lambda = 17.425 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C} (\text{SUS304})$$

$$\frac{1}{K} = \frac{1}{\alpha_1} + \frac{\ell}{\lambda} + \frac{1}{\alpha_2} \Rightarrow K = 306 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$$

⑥ 熱交換器仕様

設計条件は次の通りとなる。

・対数平均温度差 : 48.8°C

・必要伝熱面積 : 2.82m²

この伝熱仕様より、熱交換器寸法を以下の通り設定する。

・熱交換器シェル外径 : 5B ($\phi 139.8\text{mm}$)

・熱交換器曲げ半径、長さ : R600×180°相当分

・伝熱管径／肉厚／本数 : $\phi 15.9 \times t1.2 \times 37$ 本

・有効伝熱面積(20%余裕) : 3.38m²

・熱交換器概念 : 図3.3に示す。

(4) アキュムレータ

アキュムレータは図3.4(a)に示す^[5]ようなものでベローズを用いて冷却材膨張の吸収用として設けるものである。

(a) 冷却材膨張の吸収に必要な容積

① 1次系インベントリ(概算)

原子炉容器 $\phi 280 \times 850 \times 80\% = 0.042 \text{ m}^3$ 配管、機器 $3/4B \times 4000 + \phi 150 \times 150 \times 2 = 0.007 \text{ m}^3$ 熱交換器 $\phi 128 \times 2000 \times 40\% = 0.010 \text{ m}^3$

計 0.06 m³

② 冷却材膨張量

高温部 0.03 m³ ($\rho_{550} = 715.79 \text{ kg/m}^3$)低温部 0.03 m³ ($\rho_{448} = 768.76 \text{ kg/m}^3$)

}として

総重量 $W_T = 44.5 \text{ kg}$

全体が 700°Cまで昇温したときの冷却材体積は

$$V_{700} = 0.0626 \text{ m}^3 \quad (\rho_{700} = 710.93 \text{ kg/m}^3)$$

即ち、 0.0026 m^3 の冷却材膨張分を吸収する必要がある。

(3) アキュムレータ寸法

$$0.0026 \text{ m}^3 = \phi 150 \times 150 \text{ 程度}$$

従って、アキュムレータ寸法は、ガス部容積も冷却材膨張分と同等として、 $\phi 150 \times L300$ とする。

(b) アキュムレータ概念

本システムのアキュムレータ概念は図3.4(b)に示すようなものとなる。

(5) タービン廻り機器概略寸法

(a) TAC寸法

下表に示すTAC寸法から本システムのTAC寸法を内挿する。

尚、内挿に当たっては、出力の $1/2$ に対する比例関係を考慮し、

$$[\text{寸法}] = \alpha + \beta \cdot (\text{出力})^{1/2} \quad \alpha, \beta : \text{係数}$$

として求めた。この結果、5kWeのTAC寸法は次の通りとなった。

	BRU	MINI-BRU	深海無人基地システム
出 力	10kWe	1.3kWe	5kWe
TAC径	508mm	150mm	$\sim 345\text{mm}$
TAC長さ	914mm	302mm	$\sim 635\text{mm}$

(b) レキュパレータ寸法

$$\textcircled{1} \text{ 対数平均温度差 } \Delta t_m = 184 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$\textcircled{2} \text{ ガス流量 } G = 2377.42 \text{ kg/h}$$

$$\textcircled{3} \text{ エンタルピ } \Delta i = 16.66 \text{ kcal/kg}$$

$$\textcircled{4} \text{ 交換熱量 } Q = G \Delta i = 39608 \text{ kcal/h}$$

$$\textcircled{5} \text{ 伝熱面積 } A = Q / (K \Delta t_m) / 2 = 0.40 \text{ m}^2$$

→ 余裕をみて 0.60 m^2 と設定 ($K=266 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^\circ\text{C}$)

⑥ 概略寸法：プレートフィン型超コンパクト熱交換器として

$\phi 200\text{mm}$ 程度の円形伝熱プレートとすると 1枚当たり 0.03 m^2

→ 5mmピッチで20枚程度 → 100mm

⇒ $\phi 200\text{mm} \times 200\text{mm}$ 程度の寸法とする。

(十分小型なのでTACに組み込む)

(6) ガス系配管

3.1 にて設定されたブレイトンサイクル各部温度条件よりガス系配管仕様を以下の通り設定した。

(a) 体積流量

- ① コンプレッサ出口配管 150°C (10ata) $\rightarrow G_1 = 0.0414 \text{ m}^3/\text{s}$
- ② レキュパレータ出口配管 334°C (10ata) $\rightarrow G_2 = 0.0604 \text{ m}^3/\text{s}$
- ③ 中間熱交換器出口配管 535°C (10ata) $\rightarrow G_3 = 0.0807 \text{ m}^3/\text{s}$
- ④ タービン出口配管 369°C (5ata) $\rightarrow G_4 = 0.1275 \text{ m}^3/\text{s}$
- ⑤ ラジエータ入口配管 185°C (5ata) $\rightarrow G_5 = 0.0909 \text{ m}^3/\text{s}$
- ⑥ コンプレッサ入口配管 30°C (5ata) $\rightarrow G_6 = 0.0591 \text{ m}^3/\text{s}$

(b) 配管口径 (2 ループ)

① コンプレッサ出口配管

$$G_1 = v \frac{\pi}{4} d_1^2 = 0.0414 \quad v = 20 \text{m/s} \text{として} \quad d_1 = 0.0363 \Rightarrow 1\frac{1}{2}B \text{管とする} \\ (\phi 48.6 \times t 3.0)$$

② レキュパレータ出口配管

$$G_2 = v \frac{\pi}{4} d_2^2 = 0.0604 \quad v = 20 \text{m/s} \text{として} \quad d_2 = 0.0438 \Rightarrow 1\frac{1}{2}B \text{管とする}$$

③ 中間熱交換器出口配管

$$G_3 = v \frac{\pi}{4} d_3^2 = 0.0807 \quad v = 20 \text{m/s} \text{として} \quad d_3 = 0.0507 \Rightarrow 2B \text{管とする} \\ (\phi 60.5 \times t 3.5)$$

④ タービン出口配管 (レキュパレータ入口)

$$G_4 = v \frac{\pi}{4} d_4^2 = 0.1275 \quad \left. \begin{array}{l} v = 20 \text{m/s} \\ v = 30 \text{m/s} \end{array} \right\} \text{として} \quad \left. \begin{array}{l} d_4 = 0.0637 \\ d_4' = 0.0520 \end{array} \right\} \Rightarrow 2B \text{管とする}$$

⑤ ラジエータ入口配管 (レキュパレータ出口)

$$G_5 = v \frac{\pi}{4} d_5^2 = 0.0909 \quad v = 20 \text{m/s} \text{として} \quad d_5 = 0.0538 \Rightarrow 2B \text{管とする}$$

⑥ コンプレッサ入口

$$G_6 = v \frac{\pi}{4} d_6^2 = 0.0591 \quad v = 20 \text{m/s} \text{として} \quad d_6 = 0.0434 \Rightarrow 1\frac{1}{2}B \text{管とする}$$

(7) 反射体開閉型制御棒駆動機構概念

前項までの検討では制御棒駆動機構をB,C回転ドラム型をベースとして検討した。これに対し、反射体開閉型制御棒駆動機構を用いた無人基地用高速炉システムとしては、基本的には反射体廻りの変更を行うのみである。

尚、反射体開閉型としては、宇宙炉等において図3.5に示すスライド型及び図3.6に示すばね式開閉型が提案^[4]されており、無人基地用高速炉システムとしてはこれらを適用した場合についても概念図を作成した。

(8) 概念図

(1)から(7)の検討に従って作成した系統図及び、B+C回転ドラム型高速炉システム並びに反射体開閉型高速炉システムについての概念図を、図3.7、図3.8、図3.9に示す。
又、プラント主要目を表3.1に示す。

表3.1 (1/2) システムプラント主要目
System Plant Specifications

項 目	プラント主要目
[プラント全般]	
設置深度	500 m
原子炉熱出力	49 kWt
原子炉電気出力	10 kW e
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
発電方式	密閉ブレイトンサイクル
原子炉出入口温度	550°C / 448°C
海水 温度／状態	2°C / 自然対流状態
[原子炉]	
原子炉基數	1
炉心高さ／直径	250 mm / ϕ 250 mm
炉停止系 反応度制御	制御ドラム 6体
後備系	安全棒 6体
吸收材	B4C (15 mm ~ 20 mm厚)
反射体 外径	ϕ 145 mm
材質	ベリリウム
原子炉容器 高さ／直径	850 mm / ϕ 280 mm

表3.1 (2/2) システムプラント主要目
System Plant Specifications

項 目	プ ラ ン ト 主 要 目
[熱輸送系]	
1次系 ループ数	1
冷却材	N a K
配管口径	3 / 4 B
熱交換器 型式	C形N a K - ガス熱交換器
交換熱量×基數	4 9 k W t × 1 基
有効伝熱面積	3. 3 8 m ²
伝熱管外径／本数	φ 1 5. 9 mm / 3 7 本
ポンプ 型式	電磁ポンプ
冷却材体積膨張吸収	ベローズ型アキュムレータ
2次系 ループ数	2 × 2 (常時運転ループ数 : 2)
冷却材	ヘリウム - キセノン
タービン出入口温度	3 6 9 °C / 5 3 5 °C
コンプレッサ出入口温度	1 5 0 °C / 3 0 °C
冷却器 型式	耐圧殻壁面冷却パス形成式
[その他]	
耐圧殻 設計圧壊荷重	7 8 0 kg / cm ²
材質	チタン合金
外径／肉厚	球 2 m / 5 8 mm
放射線遮蔽	L i H 耐圧殻内設置
厚さ	max. 約 5 0 0 mm

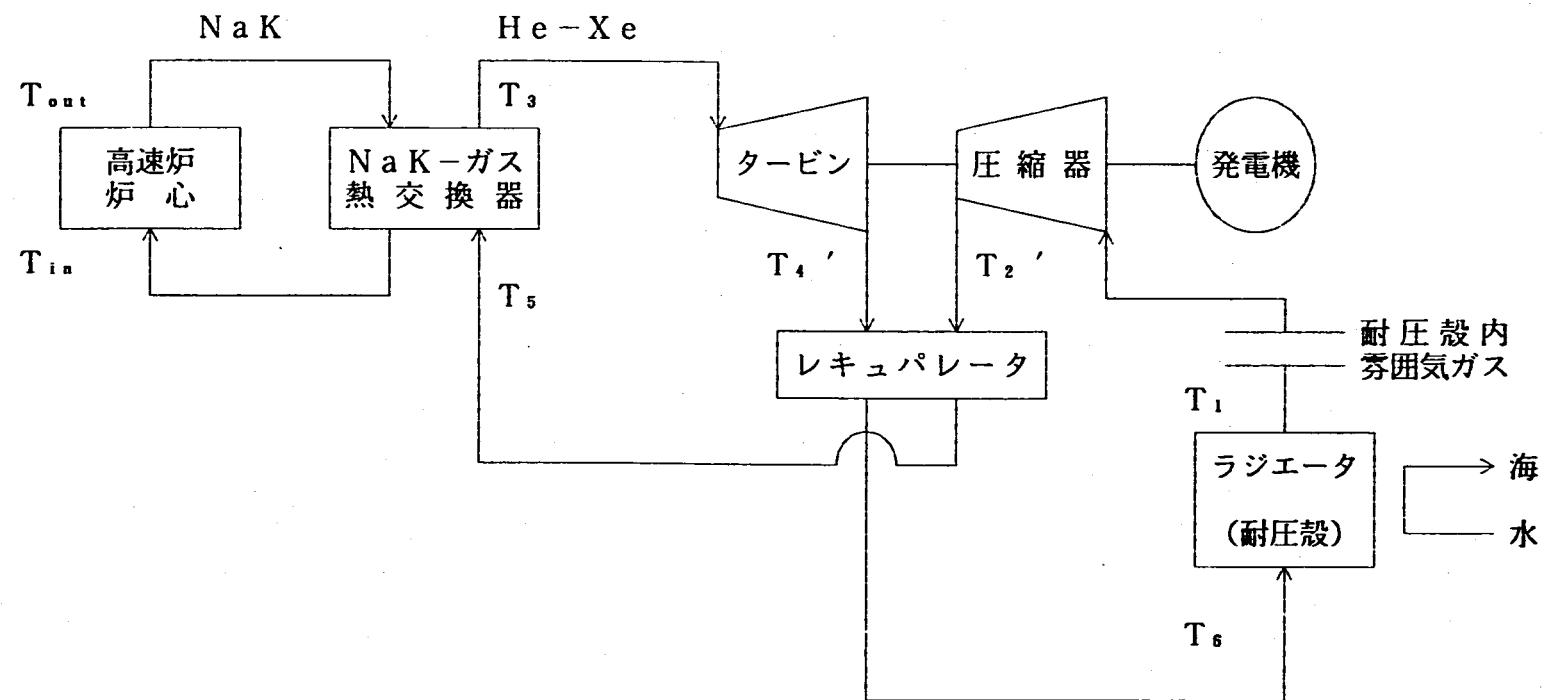


図3.1 システム構成

System Structure

安全棒駆動機構

回転ドラム駆動機構

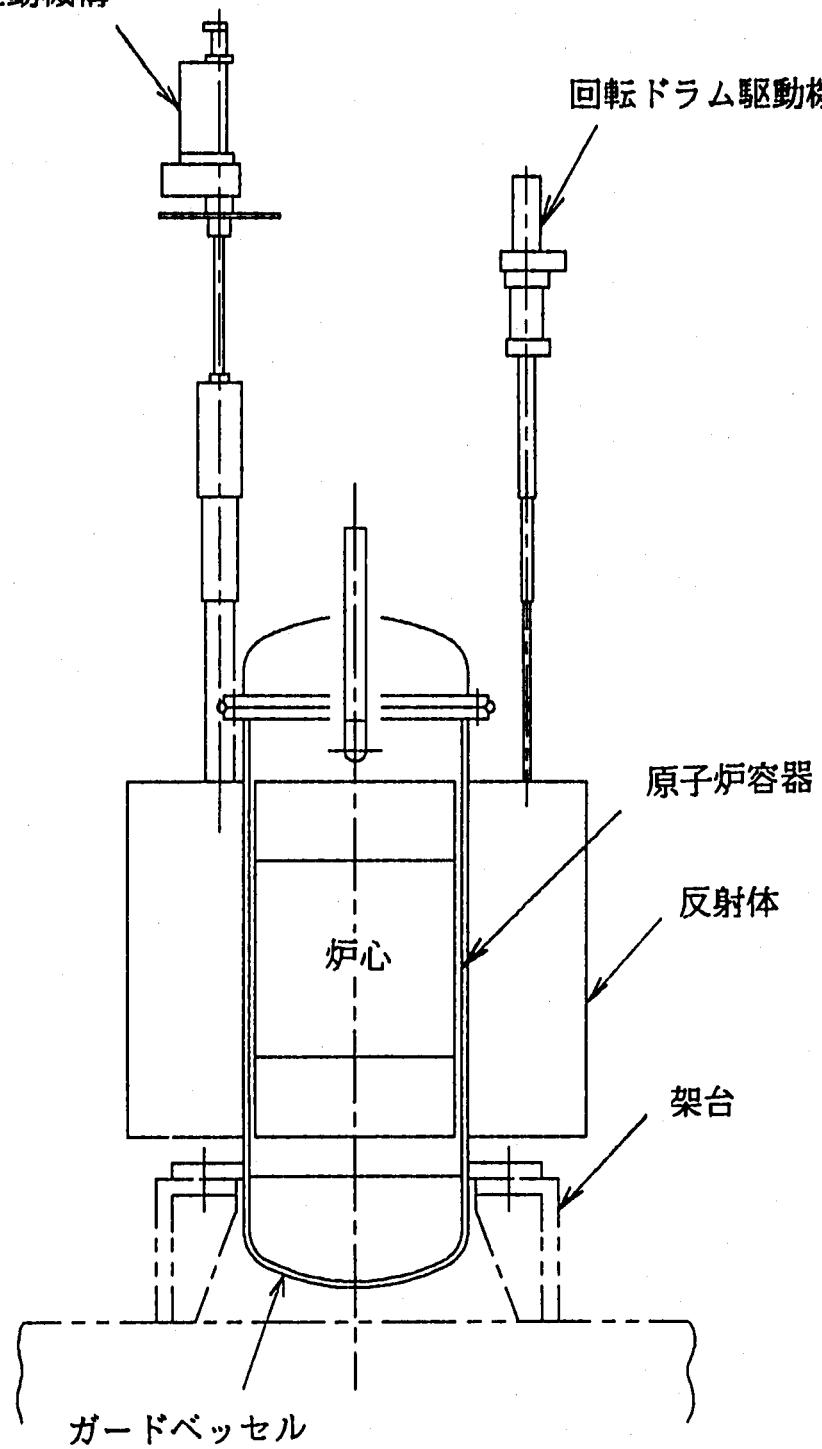


図3.2 原子炉構造概念図

Concept of Reactor Structure

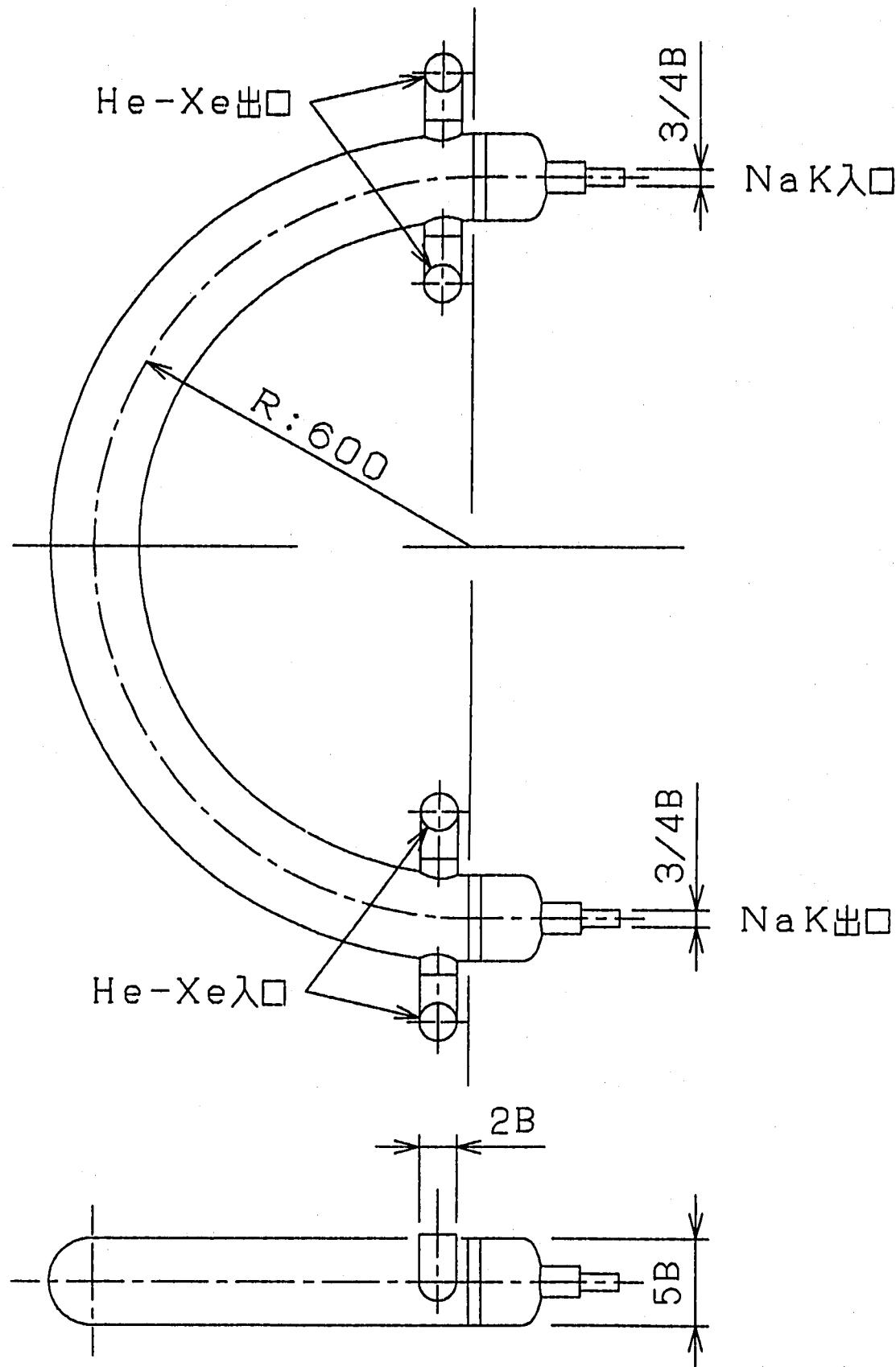
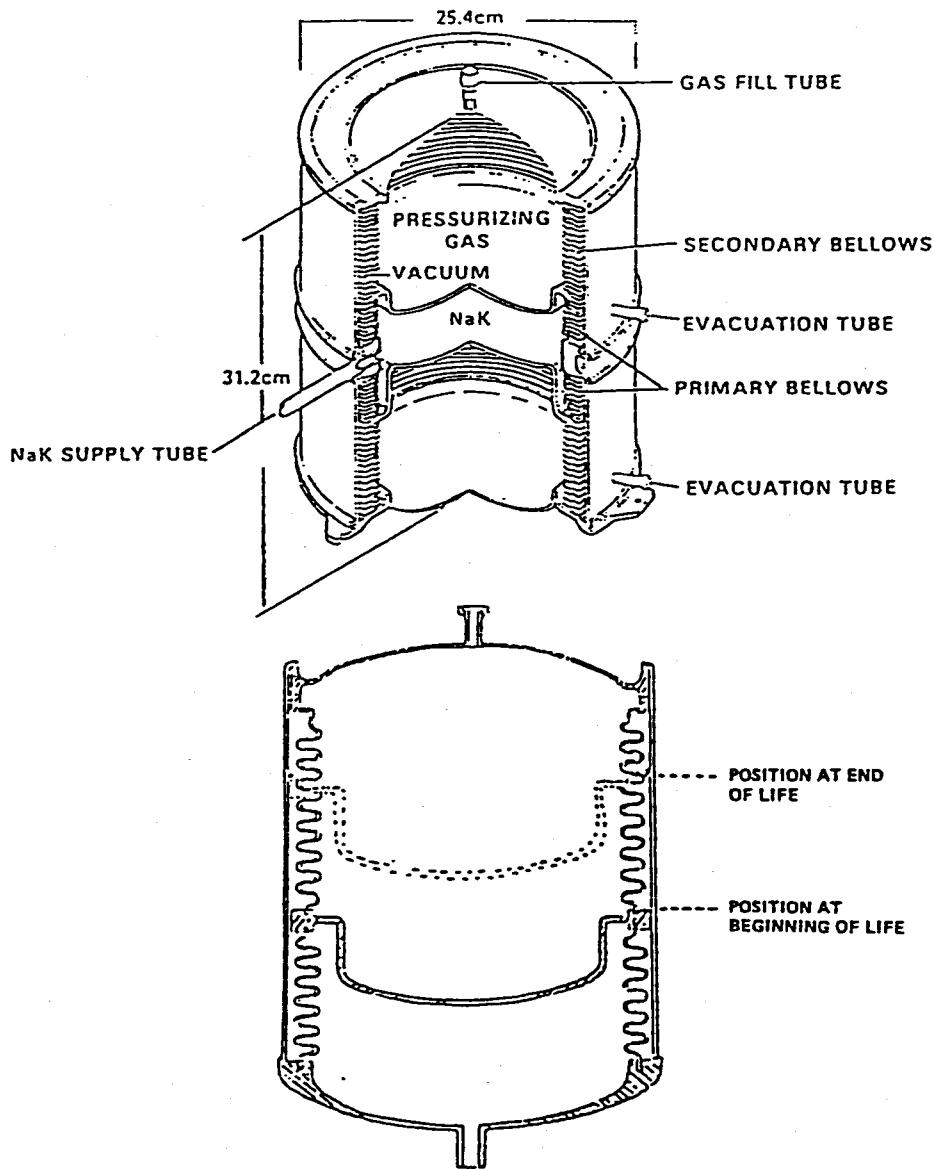
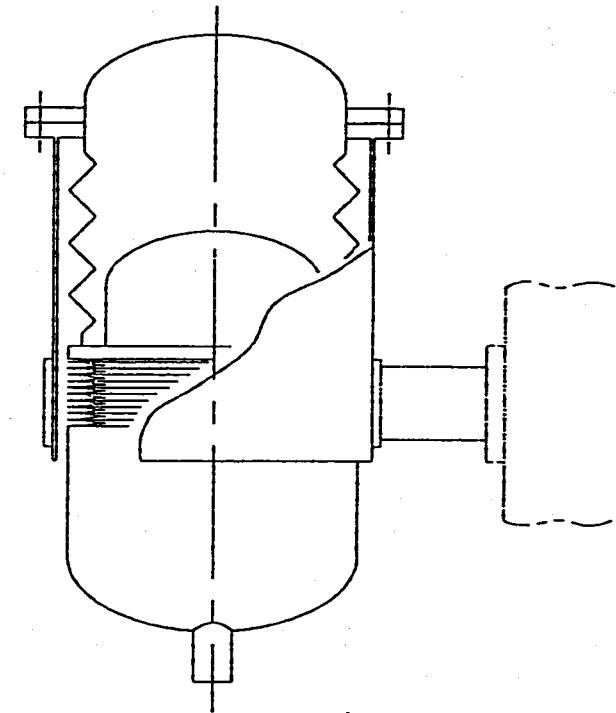


図3.3 NaK-ガス熱交換器概念図

Concept of NaK-Gas Heat Exchanger



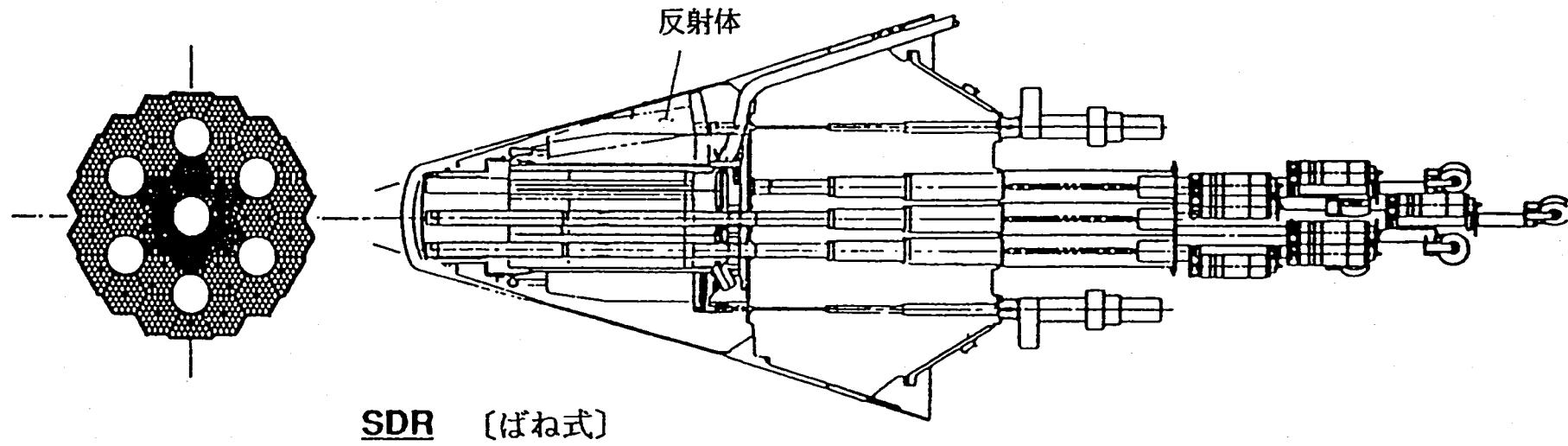
(a) 冷却材膨張吸収用アキュムレータの例



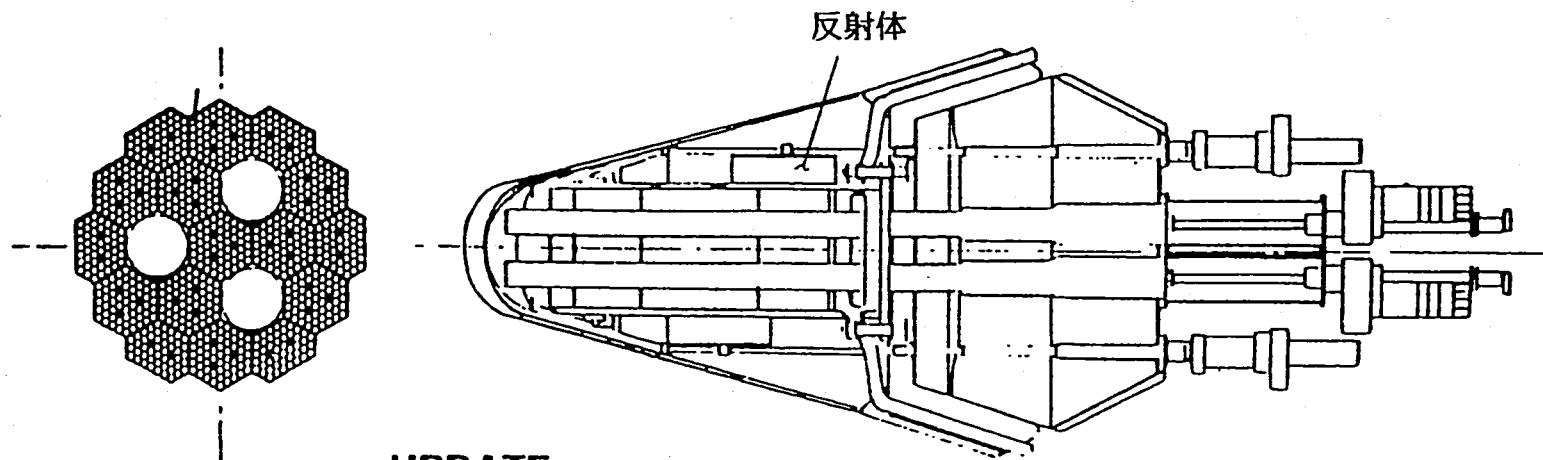
(b) アキュムレータ概念図

図3.4 冷却材膨張吸収用アキュムレータ概念図

Concept of an Accumulator for Absorbing Coolant Expansion



SDR [ばね式]



UPDATE
[反射体スライド式]

図3.5 反射体開閉型制御棒駆動概念の例

Control Rods Driving Concept of Reflectors Opening and Shutting Type

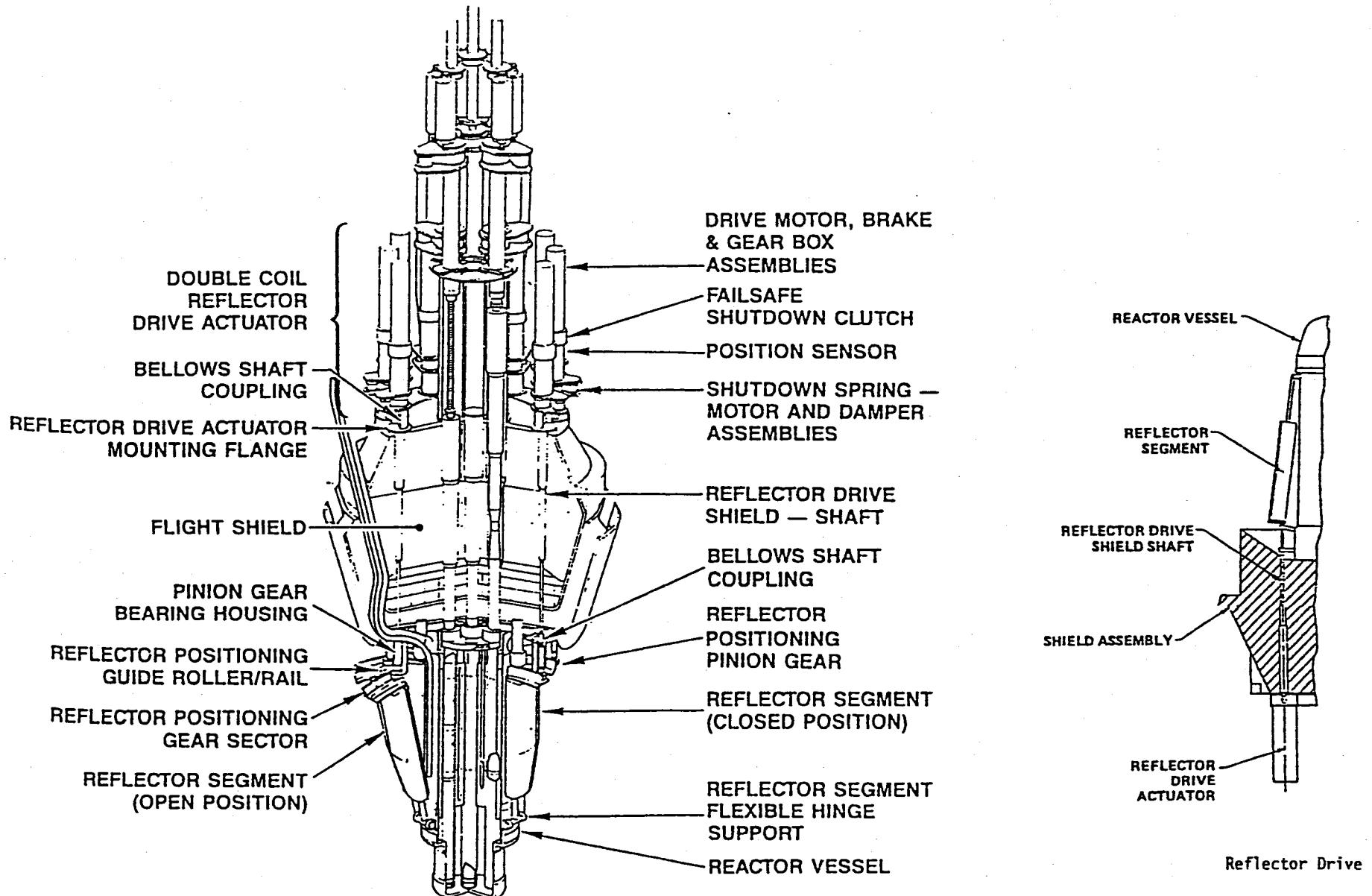


図3.6 反射体開閉駆動概念〔ばね式〕

Driving Concept of Opening and Shutting Reflectors (Spring Type)

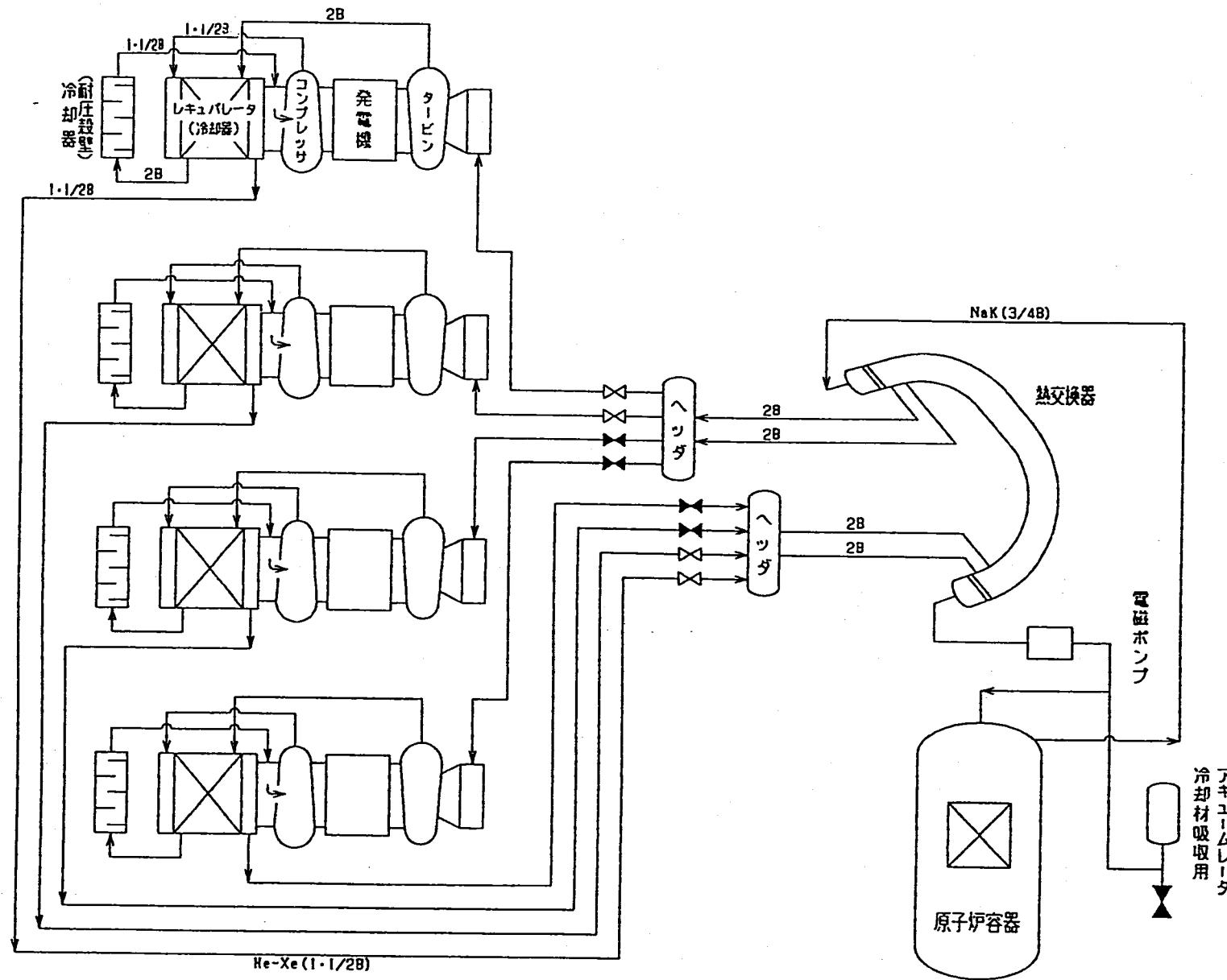
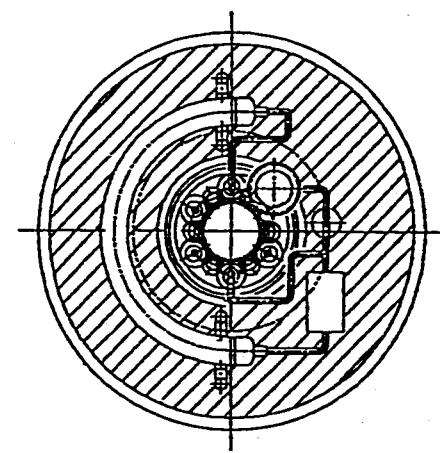
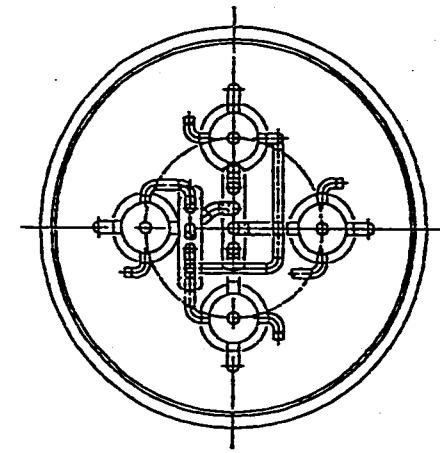
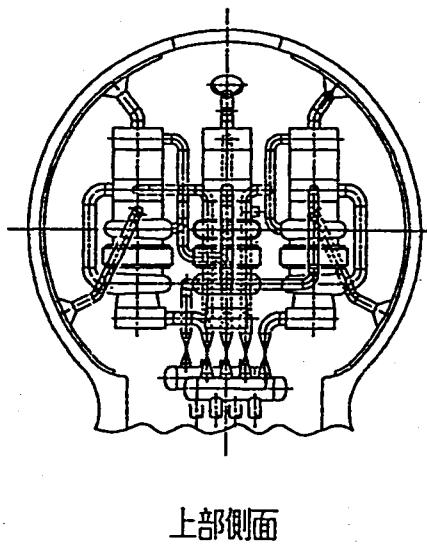
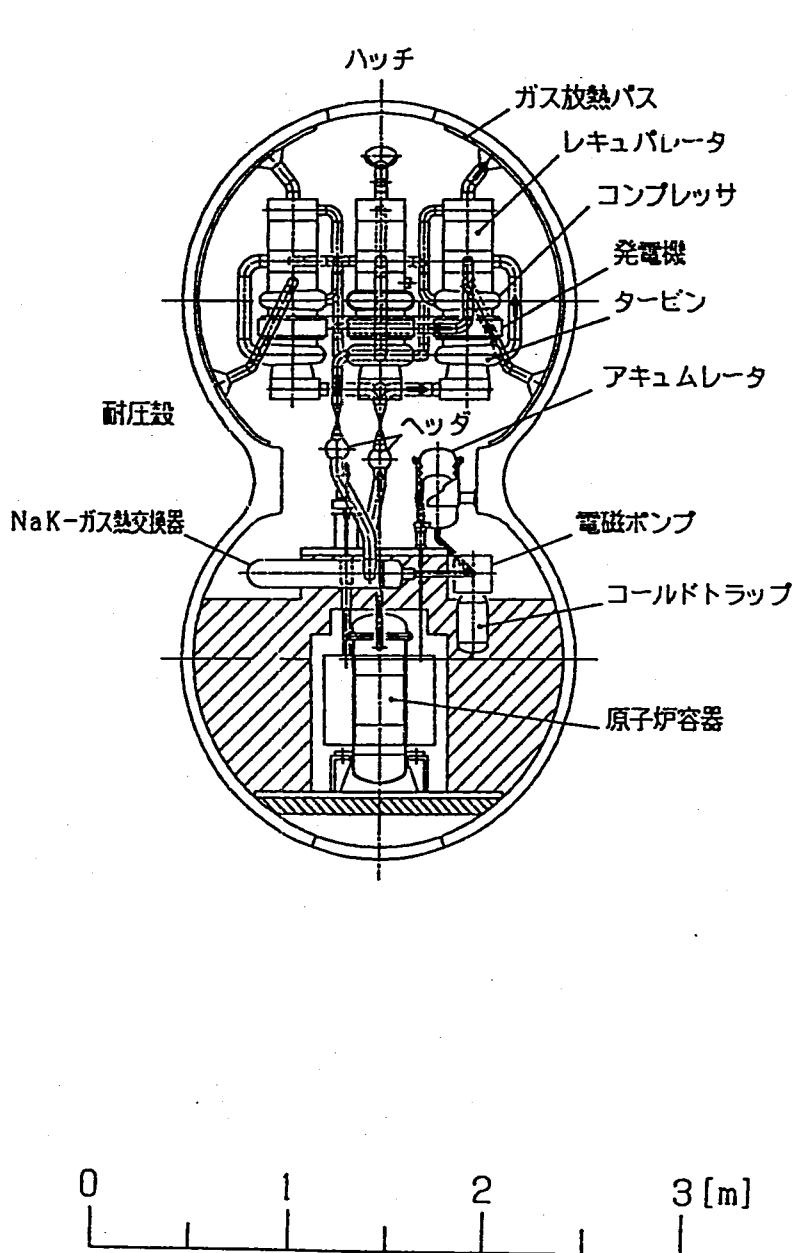
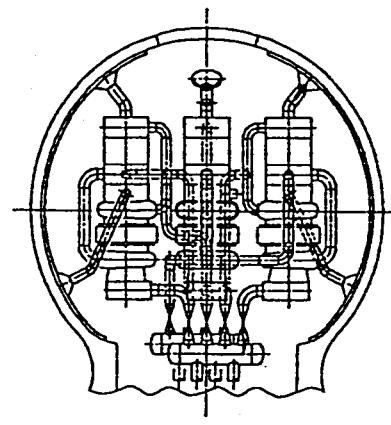
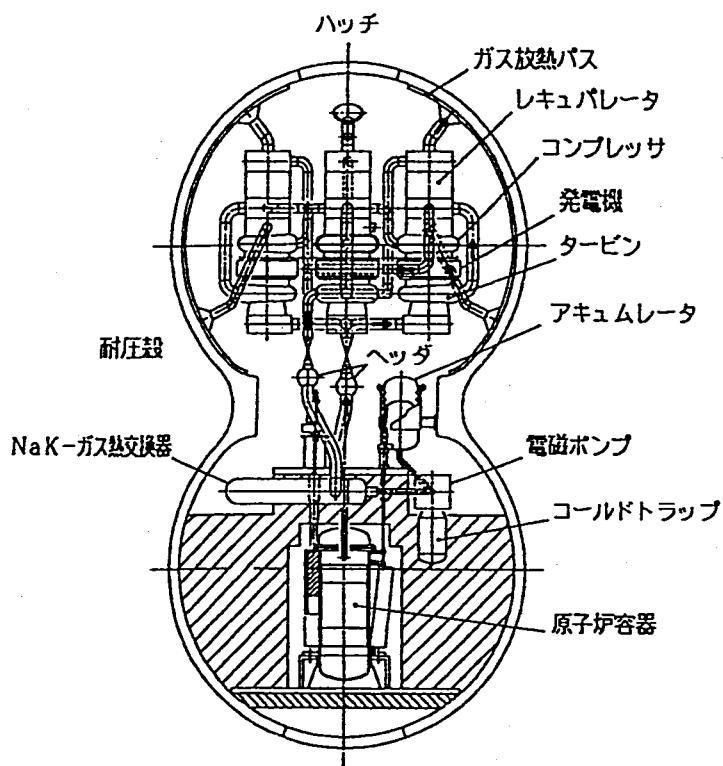


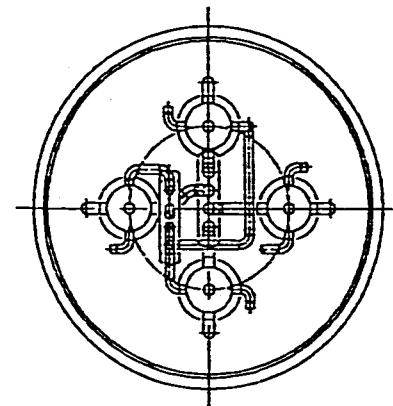
図3.7 システム系統図

System Diagram

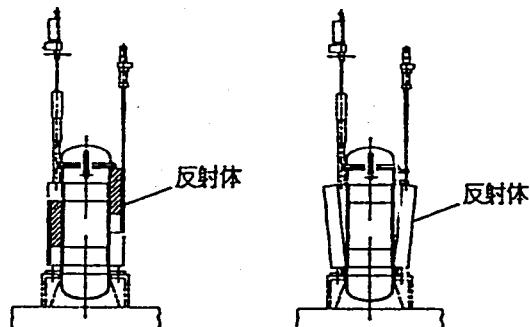
図3.8 システム概念図 (B₄C回転ドラム型)System Diagram (B₄C Rotating Drum Type)



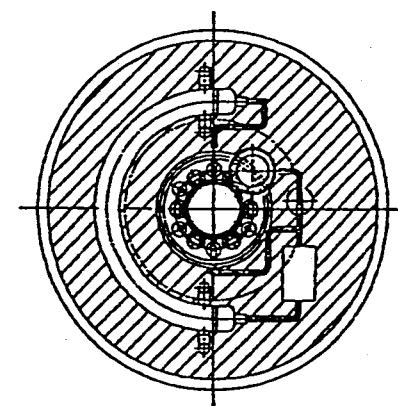
上部側面



上部断面



スライド式
開閉式



下部断面

0 1 2 3 [m]

図3.9 システム概念図（反射体開閉型）

System Diagram (B₄C Reflectors Opening and Shutting Type)

4. 安全の評価

4.1 安全の評価

(1) システムの安全上の特徴

システムの特に安全に関わる特徴は以下がある。

(a) 小出力

10kWe (約50kWt) ともんじゅの1万分の1以下の出力である。

(b) 低出力密度

熱伝導度の大きい窒化物燃料の利用と合わせ、燃料溶融までの余裕が大きい。

(c) 冷却材にNaK を使用

Naと異なり温度の低下により固化する問題がない

(d) アキュムレータによる1次主冷却系の可変圧設計

1次系冷却材が大きなカバーガス空間を有さない。

(e) 周囲雰囲気との開サイクル2次主冷却系

耐圧殻内は2次冷却系と同じヘリウムガス雰囲気となる。

(f) 回転ドラムによる反応度制御

故障により反応度添加型の事象を発生する可能性があることを含め、安全上の特徴に関し制御棒を用いた従来型の反応度制御方式と特に変わらない。

(g) 耐圧殻

格納設備としての機能を有するとともに、崩壊熱を最終ヒートシンクである海水中に放散する機能を有する。

(2) 検討対象とした事象

炉心の安全性にかかわる代表的事象として、以下の事象を検討対象とした。

(a) 1次系流量喪失事故

(b) 2次系停止事故

(c) 炉心溶融事故

(3) 事故時対応の検討

いずれの事故事象においても、「止めて」「冷やして」「閉じ込める」のが安全確保の基本的考え方である。以下、それぞれの事象に対し、この3つの基本的考え方がいかに実現しているかを検討する。

(a) 1次系流量喪失事故時設計対応

i. 止める

従来炉と同じく、原子炉停止系により原子炉を停止する。回転式制御棒による負の反応度印加に加え、スクラム機能のみを有する安全棒を設け、独立な2系統の原子炉停止系を構成し、多重性、多様性、独立性、試験可能性等を満足させるよう設計する。

流量減少の検出方策として1次系冷却材流量信号、ポンプ電流、冷却材漏洩の検出信号として、1次系圧力信号、耐圧殻内放射能等を検出信号とする。

ii. 冷やす

1次系流量喪失時にも自然循環により炉心の冷却が維持される。また、系統からの自然放熱と、最終ヒートシンクとしては耐圧殻から海水中への放熱により崩壊熱が除去される。

1次系流量の喪失に1次系冷却材の漏洩が原因している場合には、上に加えて冷却材液位の保持が必要条件となるため、原子炉の2重容器型ガードベッセルにより漏洩冷却材(NaK)を保持する。従来高速炉プラントにおいては、これに加えて、ポンプあるいはカバーガス圧による冷却材の汲出し量を制限するための対策が必要であるが、本プラントでは、原子炉トリップにより電源が失われてポンプが停止することを利用してポンプによる汲出しを防止でき、また、1次系の圧力調整用ベローズの採用と関連してカバーガス体積が少量に制限されていることにより、カバーガス圧による冷却材の押出しは無い。

このように、冷却材の汲出しをいずれも受動的な手段で実現することができるため、従来炉で必要とされていたポンプトリップ、カバーガス締切といった動的防護手段は不要である。

また、サイフォン現象により冷却材が過度に汲出されるのを防止するために、高所配管引き回し等の設計対応が、従来炉同様に必要で、このために図3.8及び図3.9のような機器の配置をとっている。

iii. 閉じ込める

耐圧殻の健全性を維持することで格納の条件は自動的に満足される。

(b) 2次系停止事故設計対応

i. 止める

1次系流量喪失事故時と同じく原子炉停止系により原子炉を停止する。このための信号として、炉容器入口温度信号、2次系冷却材流量信号等を検出信号とする。

ii. 冷やす

前述のごとく、発電が止まることにより主冷却系ポンプは停止するが、1次および2次冷却系の自然循環で炉心の冷却が維持される。また、系統からの自然放熱が耐圧殻を介して外部の海水中に放散されることにより崩壊熱が除去される。

iii. 閉じ込める

1次系流量喪失事故時と同じく耐圧殻の健全性を維持することで格納の条件は自動的に満足される。

(c) 炉心溶融事故設計対応

前述の1次系流量喪失事故、2次系停止事故あるいは異常な反応度の添加による出力上昇型の事故に対して、「止める」、「冷やす」に関わる重要な安全機能の喪失が重なった場合に初めて炉心溶融が生じる可能性が生じる。このような炉心溶融事故に対しては、発生を防止するための十分な安全対策をとるのが原則であり、表立った設計対応は行う必要がないのが原則である。

一方で、原子炉の基本的な安全確保の考え方である「深層防護」の観点より、このような炉心溶融に至りうる事象に対しても緩和対策を考えておくことは重要で、このための方法として以下を採用する。

i. ATWS型事象

①事象拡大の防止

設計基準を超える事象により炉心溶融が生じても、安全性に対する一般的な考え方従えば、小規模な炉心損傷で終息することが望ましい。小出力規模、低出力密度といった本プラントの炉心の特徴により、1次系流量喪失事故、2次系停止事故あるいは異常な反応度の添加とスクラム失敗が重なったATWS時にも炉心の大規模溶融には余裕がある。即ち、1次系流量喪失事故、或いは2次系停止事故の場合には冷却材沸騰が発生すれば負の反応度が入るので、大規模溶融が最終的に発生するとしても、大型炉の場合より時間的に余裕がある。又、異常な反応度の添加の場合には、運転中の燃料の線出力が小さいので、燃料中心溶融時の線出力の、運転中の燃料の線出力に対する比は、大型炉の場合と比較して大きい値になる。

②機械的影響の格納

高速炉におけるATWSの影響の代表として炉心が即発臨界に近づくことによる機械エネルギーの発生がある。

原型炉規模以上の炉心では、ATWS時に炉心が即発臨界に近づく重要なメカニズムとして以下の 2 つが指摘される。

○燃料の大規模破損に続く溶融燃料の冷却材中への放出が冷却材の急激なボイド化を引き起こし、正のボイド反応度の投入が生じる場合。

○炉心内に溶融燃料が大量に発生し、その移動により正の反応度の投入が生じる場合。

本プラントにおいては、炉心が非常に小さいのでボイド反応度が負であるため、上記のうち前者は問題とならない。しかし、後者の可能性を完全に否定するのは難しく、安全性に対する一般的な考え方従えば、「深層防護」の観点より、対策を考えておくことが重要である。

③熱的影響の格納

炉心溶融が生じた後の燃料デブリの崩壊熱を除去しつつ格納することが必要である。この目的より、1 次系流量喪失事故、2 次系停止事故等に対して設計されている「冷やす」の機能に加えて、デブリが発生するような事態に至ったとしても、現段階では必ず必要と断定出来ないが、安定に保持冷却できる構造を炉容器内に設けることが望ましい。

ii. PLOHS 型事象

①事象拡大の防止

耐圧殻からの放熱がヒートシンクとして期待できるため、崩壊熱除去失敗により炉心溶融が生じるPLOHS 型事象としては、1 次冷却材の流路が保持できなくなる事象しか考えられない。

このような状態となる場合としては、静的機器の 2 重破損である、炉容器とガードベッセルの同時漏洩による液位喪失か、あるいは炉内構造物の大破損による冷却材流路の機能喪失が挙げられる。

前者については、発生頻度が極小であることが言える見通しがあり、後者については、小出力、低出力密度であることから、炉心燃料の崩壊が発生しても自然循環による冷却により、炉心燃料の大規模溶融への進展が防止される可能性がある。

②格納容器の健全性確保

ATWS時の熱的影響の格納に準じ、影響を炉容器内で格納する。前項で炉容器とガードベッセルの同時漏洩による液位喪失については発生頻度の観点から対応が不要と考えたが、もし仮にこの事象を炉心溶融事故として取り上げる場合には、炉容器外での燃料デブリの保持、格納の設計対応策を、その必要性の有無を含めて検討する必要がある。

(4) まとめ

以上の安全確保の考え方を、従来高速炉の考え方と比較して表4.1にまとめて示す。

4.2 運転、信頼性

以下では無人基地用高速炉システムの運転、信頼性に係わる事項について検討した結果をまとめるとする。

(1) 深海底無人基地用高速炉システムの起動

(a) 原子炉の起動

原子炉の起動に当たって、中性子源を用いるか否かにより起動方法が変わることが予想されるが、深海底への運搬時に中性子源を併せて移送することなどの核的課題などを考慮し、中性子源を用いないとすると以下のようない起動となる。

① 原子炉の起動に先立ち、無人基地のコントロールセンターからの信号により電磁ポンプを起動させ、NaKを循環させる。

この時、ブレイトンサイクルも併せて起動（後述）させ、高速炉システムを待機状態にする。

② 原子炉の起動に当たり、無人基地のコントロールセンターからの信号により制御ドラムを微小量回転させて反射体を炉心方向に徐々に向け炉心の核反応を誘起させ、自発分裂により起動を行う。

③ ①において、炉停止状態から低温未臨界状態に立ち上げる。

④ 臨界状態に至るまで制御ドラムを回転させる。

⑤ この時、NaK循環による1次系と、ブレイトンサイクルとのマッチングを行い、ブレイトンサイクルの起動に引き継ぐ。

(b) ブレイトンサイクルの起動

ブレイトンサイクルの起動では、発電機（オルタネータ）を、作動流体であるHe-Xeガスを循環させるモータとして用いる。発電機をモータとして利用し、He-Xeガスを循環しながら上記の通り原子炉を起動し、徐々に炉心温度を上昇させる。発電機（モータ）がある程度の回転速度（通常運転状態の約50%など）に至ると、この時点でモータとして利用していた発電機を本来機能である発電機に切り換え、定格出力まで徐々に出力を上昇させる。

(c) 起動に当たっての課題

上述のように、ブレイトンサイクルでは、起動因子として何を用いるかに加えてこの起動時の電源が必要となる。このため、必要容量のバッテリを予め深海底無人基地に設置し

て起動を行うか、無人基地コントロール用母船からバッテリを搭載したROVを運搬して高速炉システムに接続させ、起動することとなる。

(2) 停止

炉の通常停止は上記と逆の手順にて、制御ドラムを回転させ、吸収材(B,C)面を炉心に向けて未臨界に至らしめる。

炉の緊急停止は安全棒挿入にて行う。

(3) 燃料交換

燃料交換の要否については今後の課題であるが、燃料交換を行うとした場合は、無人基地用高速炉システムの運転年数(4年)を経た後、同システムを無人基地から解役し、母船に搬送した後母船を基地へ移送し、陸上(含、母船繫留基地)にて行う。

陸上等において燃料交換を行う場合、通常の高速炉の燃料交換に準じて耐圧殻廻りを不活性雰囲気として、所定の治具を用いて行う。

(4) 信頼性

無人基地用高速炉システムの運転の基本はブレイトンサイクルの運転であり、これは各種の宇宙用ブレイトンサイクルの運転などで実証済みである。今後、深海底用基地のモックアップ試験装置を製作し、本システムの実証を行えば、本システムを十分な信頼性を有したシステムとすることができます。

表4.1 システムの安全の考え方

Safety Philosophy

事故の種類	事象想定／安全機能		従来高速炉の考え方	本プラントの考え方(案)
1次系流量喪失事故設計対応	原子炉停止機能		原子炉停止系	同左(独立2系統)
	崩壊熱除去機能	冷却材バウンダリが健全な場合	ボニーモータあるいは自然循環による1次系流量確保 ヒートシンクの確保	自然循環による炉心冷却 耐圧殻からの放熱によるヒートシンク
2次系停止事故設計対応		冷却材漏洩時	上記に加え ガードベッセル ポンプトリップ カバーガス締切	上記に加え ガードベッセル アキュムレータによる押しだし量制限 ポンプ停止による汲み出し防止 高所配管引き回し
原子炉停止機能		原子炉停止系	同左(独立2系統)	
炉心溶融事故設計対応 原則として 設計対応は していない 緩和機能と して右記の ようなもの がある	崩壊熱除去機能		ボニーモータあるいは自然循環による1次系流量確保 ヒートシンクの確保	自然循環による炉心冷却 耐圧殻からの放熱によるヒートシンク
	ATWS型事象	事象拡大の防止	受動的炉停止機能	低出力密度等の特徴を生かした受動的炉停止機能
		機械的影響の格納	炉容器の耐衝撃設計 Na噴出の抑制 格納容器の耐圧設計	NaK噴出抑制、格納容器の耐圧設計の抑制の要求は軽減される
		熱的影響の格納	デブリの保持 1次系流路パスの確保 ヒートシンクの確保	自然循環による炉心冷却 耐圧殻からの放熱によるヒートシンク デブリの炉容器内保持
PLOHS型事象	事象拡大の防止	メンテナンス冷却系 その他のアクシデントマネージメント方策	系統からの自然放熱による除熱 液位喪失事象の防止	
		格納容器の健全性確保	メルトダウン時の格納容器健全性	十分な対策により考慮対象とは考えない

5. 使用材の放射線照射の影響

5.1 線源条件

線源条件を図5.1、図5.2、図5.3に示す。これによると原子炉構造及び耐圧殻廻り中性子束／フルエンス（但し、10年運転継続とした場合、 $E > 0.1\text{MeV}$ ）は次の通りとなる。

① 原子炉容器側部……………中性子束 : $9.2 \times 10^{12} \text{n/cm}^2\text{s}$

中性子フルーエンス : $2.9 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$

② 反射体外面部……………中性子束 : $3.0 \times 10^{11} \text{n/cm}^2\text{s}$

中性子フルーエンス : $9.5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$

〔吸収体のない部位もあるので図4.3から原子炉容器上部の値を用いた。〕

ここでは、耐圧殻廻りの中性子束を評価するので、上記の内、②の値をベースとする。無人基地用高速炉システムの場合、原子炉構造廻りに約50cmのLiHを遮蔽体として設置する（LiHの減弱距離：15.4cm/order^[7]）ので、耐圧殻部では以下の中性子束／フルエンスとなる。

③ 耐圧殻部……………中性子束 : $1.7 \times 10^8 \text{n/cm}^2\text{s}$

中性子フルーエンス : $5.4 \times 10^{16} \text{n/cm}^2$

耐圧殻の中性子照射損傷は次のようにある。

耐圧殻は使用温度が比較的低温であることから、軽水炉の原子炉圧力容器における中性子照射効果を考慮すべき中性子フルーエンスで評価する。これは、材料特性上中性子照射効果を特には考慮しない閾値（中性子フルエンス： 10^{19}n/cm^2 ）で判断でき、無人基地用高速炉システムの耐圧殻の場合、この閾値より十分小さく、中性子照射損傷は問題ないといえる。

5.2 ケーブルの放射線損傷評価

(a) 各種材料の放射線照射データ

宇宙環境などで各種材料に対する放射線照射に係るデータが集められている。この例としては次のようなものがある。

- ・図5.4^[7] : 代表的な材料の照射損傷閾値

- ・図5.5^[8] : 無機材料の耐放射線性の比較

- ・図5.6^[9, 10] : 樹脂及びゴムの耐放射線性の比較

これらのデータを見ると、すべて γ 線による線量評価である。即ち、中性子は機能的には考慮対象外としてよいと考えられる。

(b) 耐放射線性ケーブルについて

従来の材料を用いると、許容線量は比較的低く見積もらざるを得ない。十分低い線量まで遮蔽を施す手段も考えられるが、それが無理な場合も多い。そこで、高速炉1次冷却系近傍で使用するケーブルとして、従来使用されてきたM I ケーブルに代わり、可撓性を有して、放射線耐性の高いケーブルの開発が行われてきた。

この一例として、動力炉・核燃料開発事業団、日本原子力研究所と藤倉電線(株)の共同研究があり、この結果は例えば次のような資料にまとめられている。

- JAERI-memo^[11] : 高速炉計装用絶縁線等の開発(1)
- PNC 報告書^[12] : 複合絶縁ケーブル及び端末部特性試験
- 藤倉電線技報^[13] : 原子力発電所用ケーブルー第4報－
高速増殖炉用ケーブルの開発 (その1)

(c) ケーブルの許容線量

上記のような開発の結果、耐放射線性ケーブルとして $1 \times 10^{10} R$ 以上の照射後も機能を有していることを確認している。

従って、 γ 線に対して $1 R = 1 \text{ rad}$ として、許容線量は $1 \times 10^{10} \text{ rad}$ とする。

(d) ケーブルの放射線損傷評価

耐圧殻部の中性子線量率から γ 線の線量率を推定するために、既存のデータとしてもんじゅのデータを用いることとする。もんじゅにおける炉廻り中性子束・ γ 線線量データを図5.7^[14]に示す。この図に示される各部の値に対して、無人基地用高速炉システムの体系（炉心→反射体→遮蔽体→耐圧殻）に近い部位は、炉心／ブランケット→反射体／遮蔽体の部位であり、かつ、 Na^{24} 等の寄与の少ない部位が考えられる。このような部位として同図では、ブランケット／遮蔽体位置又は炉心槽内面が考えられるが、中性子束から2次 γ 線線量率を推定する場合、後者の方が安全側となることから、ここでは炉心槽内面の値を用いる。

$$1.7 \times 10^8 \times 3.0 \times 10^9 / 1.2 \times 10^{12} = 4.3 \times 10^6 \text{ mrem/h}$$

従って、無人基地用高速炉システムの耐用期間10年に対して、

$$4.3 \times 10^6 \times 8760 \times 10 = 3.8 \times 10^{10} \text{ mrem} = 3.8 \times 10^7 \text{ rem} \approx 4 \times 10^7 \text{ rad}$$

これは上記許容線量より2桁以上小さい値であり、これから判断すれば、中性子束、 γ 線線量率等の詳細な評価が必要であるもののケーブルの放射線損傷は問題ないと考えられる。

尚、耐圧殻貫通部では有機材等の使用も考えられるが、外圧が高く、これを金属で保護しており、仮に貫通部の有機材が照射損傷によって劣化した（上記レベルでは問題ないと

考えられるが) としても貫通部の破損に至るようなことはないと考えられる。

5.3 塗料の放射線損傷評価

耐圧殻を高張力鋼等に置き換えた場合を想定すると、銷止めとして塗料を塗布することが考えられる。この場合、放射線照射によって塗料の機能が喪失することがないかを確認しておく。

原子力発電所に用いられる塗料の耐放射線性試験結果を調査した。

(a) 塗料仕様

基本的には有機材でエポキシ樹脂系、ポリウレタン樹脂系などが用いられている。ここでは塗料メーカーのデータの例^[15]を転載する。

(b) 試験条件及び試験結果

表5.1に示す。

(c) 考察

塗料については、前述の図5.6で高々 10^9 rad程度が許容線量とされているのに対し、上記試験結果では $10^9 R \approx 10^9$ radで合格しているものがある（タフガードNC300 シリーズ）ので、 10^9 radを許容線量と考える。

尚、中性子照射については、照射量も十分低く機能的にも問題となっていないことから、ここでは上記線量を評価しておく。

(d) 塗料の放射線損傷評価

塗料は耐圧殻外面に塗布することになるので、この部位のγ線線量率は(3)(d)に示した通り 4×10^7 rad程度であり、許容線量以下に収まっている。今後、耐圧殻まで含めた体系での詳細評価が必要であるが、塗料の場合、下記のような方法も併せて適用されることにより、放射線損傷耐性の信頼性が一層向上し、問題とならないと考えられる。

- ・塗料データを更に高い放射線レベルまで採取し、有効性を確認する。
- ・耐用年数（ここでは4年と設定）で塗り替える。（基本的には膜厚さに依存するところが大きいので、予め厚めに塗装しておき、耐用年数で塗り替えを行う方法が可能と考えられる。）

5.4 B+C中の発熱

原子炉容器に近接した吸収体は照射により発熱する。通常の炉心では、この発熱は冷却

材により除熱されるが、無人基地用高速炉システムでは、冷却材による吸収体の冷却は行わない予定であり、この除熱について検討する。

この場合、既存データとしてもんじゅの制御棒中のB₄Cの発熱から推定することとする（原子炉容器外に設置していることから、十分保守的である）。

もんじゅの制御棒中のB₄Cの発熱は約 122W/ccと見込まれており、¹⁰Bの濃縮度(39%→20%)、炉心の全中性子束(6.3×10^{15} → 1.6×10^{13}) の比などから、無人基地用高速炉システムのデータを推定し、発熱量を求める。

$$122\text{W/cc} \times (20/39) \times (1.6 \times 10^{13}/6.3 \times 10^{15}) = 0.16\text{W/cc}$$

B₄C体積は、幅約2cm、長さ約13cm、高さ約19cm、6体として約3000cm³である。従って、B₄C中の発熱量は約480Wと求まる。

この程度の発熱量であれば、崩壊熱（通常の高速炉で炉心出力の約1～2%であり、本システムに適用すると0.5～1kWとなる）と同程度以下である。従って、この発熱はLiH遮蔽体に埋め込まれたメッシュを通しての自然冷却で十分除熱可能である。

表5.1 (1/3) 塗料の耐放射線試験

Radiation Experiment of Paints

日本ペイント株式会社
重防食塗料部


ニッペ原子力発電所塗装

タフガードNC300プライマー

RIR-023-89

■ 系統 厚膜柔軟型のエポキシ樹脂中塗塗料

■ 特長 (1) 塗膜は柔軟性に富み、クラック追従性にすぐれています。

(2) 腐食物の遮断性にすぐれています。

(3) 厚膜に塗装できます。

■ 塗料性状

項目	内 容	項目	内 容
荷 姿	20kg セット(塗料液16kg、硬化剤4kg)	引 火 点	塗料液14°C、硬化剤21°C
色 相	ホワイト、グレー	発 火 点	塗料液458°C、硬化剤380°C
光 沢	半艶	危険物表示	塗料液 第3石油類合成樹脂エナメル塗料
比 重	1.2 (混合塗料)	硬化剤	第2石油類合成樹脂クリヤー塗料
溶 剂 比 重	—	有機溶剤区分	第2種有機溶剤等
加 烈 残 分	65% (混合塗料)	有害物質表示	塗料液: エポキシ樹脂エレシ 30~40% メチルイソブチルケトン 5~10% 硬化剤: 塩性樹脂エアリエイン、エレシ 20~30% セロソルブテヒート 5~10%

項目	内 容	項目	内 容
下地処理	表面を清潔にする	塗装方法	ハケ塗り ローラー付け付け ハケ塗り
固 化	塗料液: 硬化剤=4:1 (重量比)	稀釀率	0~5% 0~5% 0~5%
熟成時間	不要	標準塗布量	0.22kg/m ² 0.45kg/m ² 0.50kg/m ²
可 使 時 間	6時間(20°C)	標準膜厚	80μ 160μ 160μ
使 用 シンナー	ハイポンエポキシシンナー	ウエット膜厚	160μ 360μ 360μ
エアレス条件	一次圧4~5kg/cm ² 、二次圧120~150kg/cm ² 、チップNo163-617、619など		
乾燥時間		5°C	20°C 30°C
	指触乾燥	2時間	1時間 30分
	半硬化乾燥	20時間	10時間 8時間
	最短	48時間	24時間 16時間
	塗装間隔	10日	7日 7日

塗付量・膜厚は標準的数値です。被塗物の形状・素地の状態・気象条件・稀釀率及び測定機器・測定方法により幅を生じます。

■ 注意事項 (1) 塗装時ならびに塗料取り扱い時は、十分換気を行い火気厳禁です。

(2) 塗装場所の気温が5°C以下、湿度85%以上の場合は、塗膜の乾燥過程で種々の欠陥を生ずることがありますので、塗装を避けて下さい。

表5.1 (2/3) 塗料の耐放射線試験
Radiation Experiment of Paints

耐放射線試験

○試験条件

線源： ^{60}Co の γ 線 ($10^6\text{R}/\text{h}$) の線源を 10Hr 、 100Hr 、 1000Hr 照射)

照射線量： 1×10^7 レントゲン

1×10^8 レントゲン

1×10^9 レントゲン

試験板： プラスト板 $100 \times 50 \times 4\text{ mm}$

○塗装システム

タフガード NC100 システム

タフガード NC200 システム

タフガード NC300 システム

ハイポン 30 システム

RIR #3 システム

○照射後の試験項目

外観

光沢 (60°反射率)

密着テスト (ゴバン目テープテスト) 2mm巾

衝撃テスト (デュポン衝撃試験器) C : $\frac{1}{2}'' \times 500\text{gr} \times 50\text{cm}$ 合格

△ : $\frac{1}{2}'' \times 500\text{gr} \times 30\text{cm}$ 合格

硬度 (鉛筆硬度測定器)

○結果

塗装系	放射線量	結果				
		外観	光沢	ゴバン目テスト	衝撃テスト	鉛筆硬度
タフガード NC100シリーズ	未照射	—	85	25/25	○	4 H
	10^7 R	異状なし	85	25/25	○	4 H
	10^8 R	黄変	80	25/25	○	4 H
	10^9 R	黄変	80	25/25	△	4 H
タフガード NC200シリーズ	未照射	—	75	25/25	○	2 H
	10^7 R	異状なし	70	25/25	○	2 H
	10^8 R	やや黄変	68	25/25	○	2 H
	10^9 R	黄変	65	25/25	△	2 H
タフガード NC300シリーズ	未照射	—	95	25/25	○	5 B
	10^7 R	異状なし	90	25/25	○	5 B
	10^8 R	やや黄変	90	25/25	○	4 B
	10^9 R	黄変	85	25/25	○	4 B
ハイポン 30シリーズ	未照射	—	60	25/25	○	3 H
	10^7 R	異状なし	60	25/25	○	3 H
	10^8 R	やや黄変	50	25/25	○	3 H
	10^9 R	黄変	40	25/25	△	3 H
RIR #3 シリーズ	未照射	—	85	25/25	△	HB
	10^7 R	異状なし	82	25/25	△	HB
	10^8 R	異状なし	81	25/25	×	HB

表5.1 (3/3) 塗料の耐放射線試験
Radiation Experiment of Paints

日本ペイント株式会社
重防腐塗料部

RIR SYSTEM
ニッペ原子力発電所塗装

タフガードNC300フィニッシュ

RIR-024-89

■系統 イソシアネート硬化型の弾性ポリウレタン樹脂系上塗塗料

■特長

- (1) 速乾性です。
- (2) 弹性に富み、コンクリートにひび割れが発生しても塗膜にワレが生じにくいです。
- (3) 劣化や変退色が少く、耐候性がすぐれています。
- (4) 耐放射線性及汚染除去性に優れます。

■塗料性状

項目	内 容	項目	内 容
荷 姿	16.5kgセット(塗料液15kg、硬化剤1.5kg)	引 火 点	塗料液21℃、硬化剤21℃
色 相	各色	発 火 点	塗料液482℃、硬化剤380℃
光 沢	艶有	危 険 物 表 示	塗料液 第3石油類合成樹脂エナメル塗料 硬化剤 第2石油類合成樹脂クリヤー塗料
比 重	1.2 (白混合塗料)	有機溶剤区分	第2種有機溶剤等
溶 剤 比 重	—	有 害 物 質 表 示	塗料液:キシレン 5~10% 硬化剤:イソシアネート キシレン20~30% エコシルアセトート 5~10%
加 烈 残 分	58% (白混合塗料)		

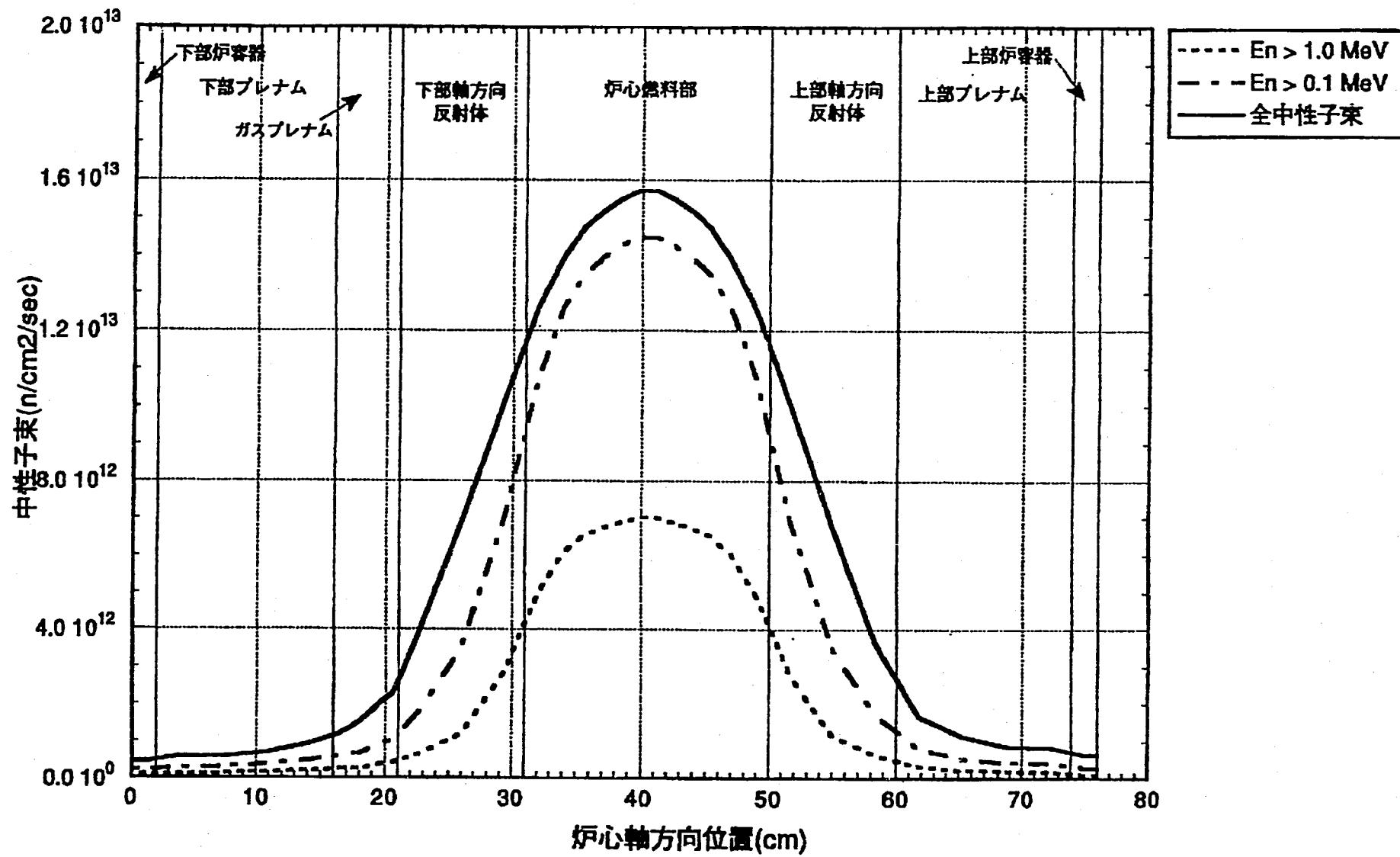
■塗装基準

項目	内 容	項目	内 容
下地処理	表面を清潔にする	塗装方法	ハケ塗り エアレススプレー塗り
調合	塗料液:硬化剤=10:1 (重量比)	稀釀率	10~20% 10~20%
熟成時間	不要	標準塗布量	0.12kg/m ² 0.15kg/m ²
可使時間	6時間(20℃)	標準膜厚	30μ 30μ
使用シンナー	ハイポンウレタンシンナー	ウエット膜厚	— —
エアレス条件	一次圧4~5kg/cm ² 、二次圧120~150kg/cm ² 、チップNo163-513、515など		
乾燥時間		5℃	20℃
	指触乾燥	30分	20分
	硬化乾燥	7時間	5時間
	塗装間隔 最短	24時間	16時間
	最長	10日	7日

塗付量・膜厚は標準的数値です。被塗物の形状・素地の状態・気象条件・稀釀率及び測定機器・測定方法により幅を生じます。

■注意事項 (1) 水・アルコール系溶剤の混入は絶対に避けて下さい。

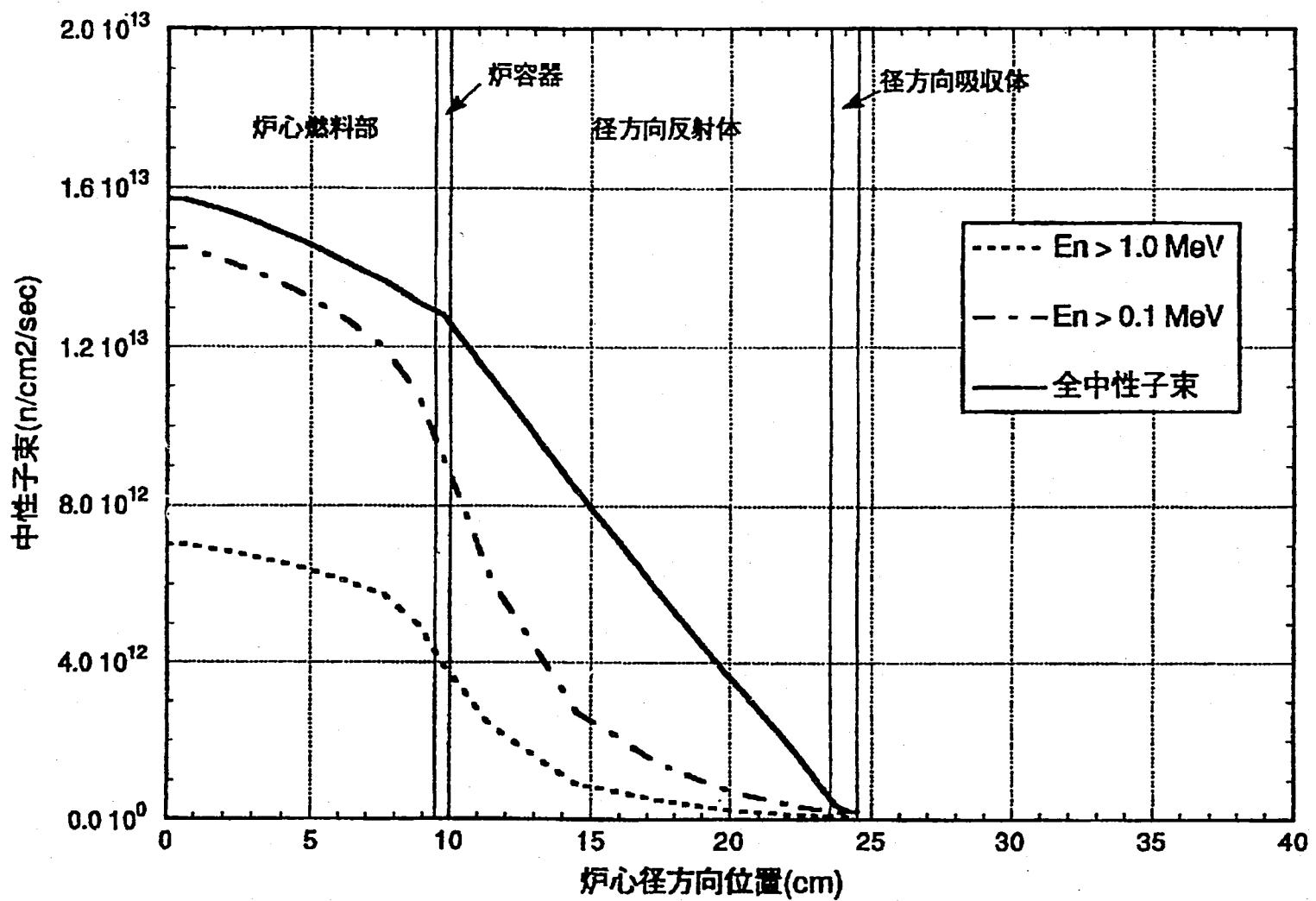
- (2) 硬化剤は湿気に感じやすいので密栓して貯蔵して下さい。
- (3) 硬化剤の皮膚付着などについては十分に注意して下さい。
- (4) 養生期間:最終塗装後7日以上(20℃)
- (5) 塗装時ならびに塗料取扱時は換気を十分行ない、火気厳禁です。



(U濃縮度97%、Pu富化度0%、炉心半径9.5cm、炉心高さ19cm)

図5.1 炉心中心軸方向中性子束分布

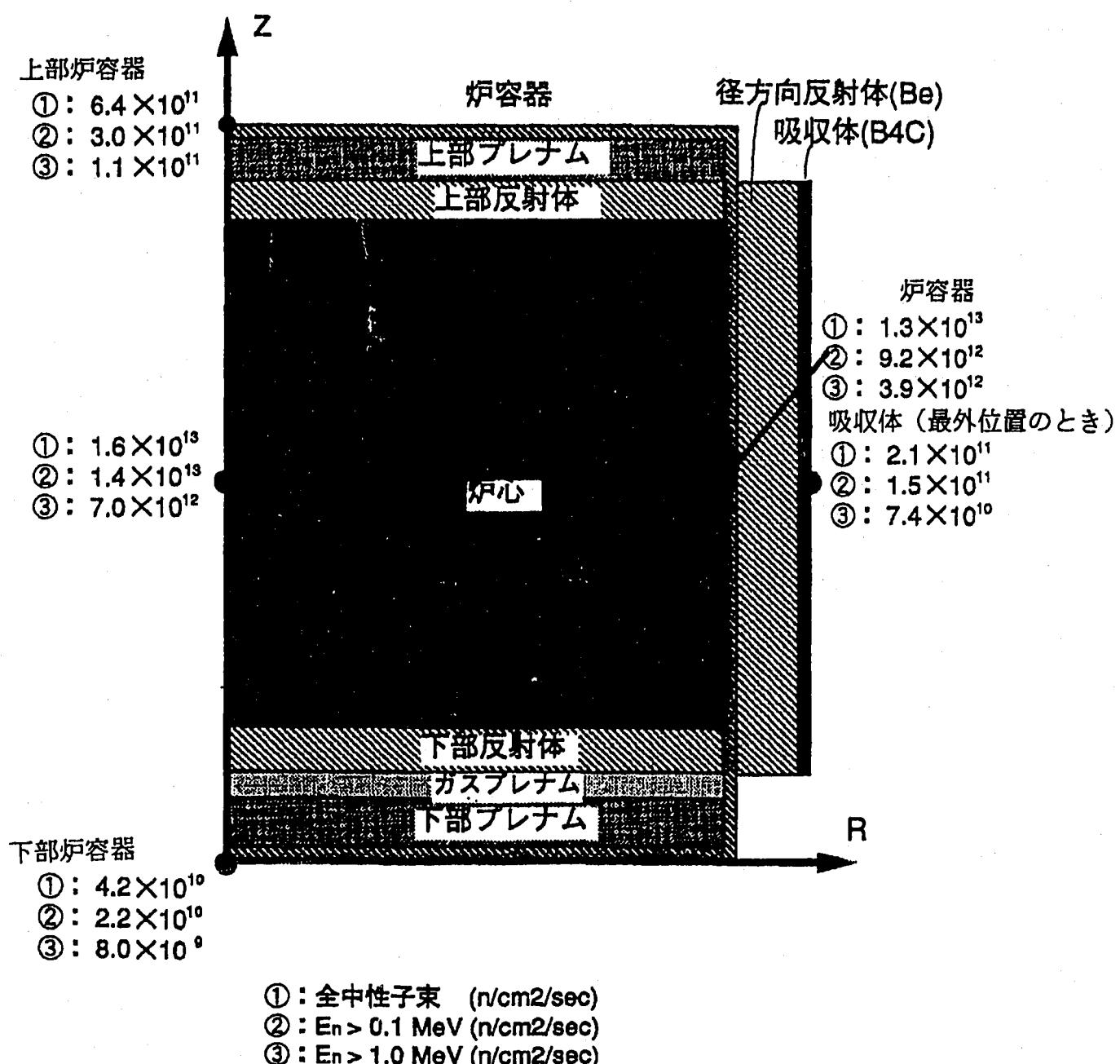
Neutrons Flux Distribution along Core Central Axis



(U濃縮度97%、Pu富化度0%、炉心半径9.5cm、炉心高さ19cm)

図5.2 炉心中心面径方向中性子束分布

Radial Neutrons Flux Distribution along Core Central Plane



最大稠密炉心(燃料体積率63%), U濃縮度97%, Pu富化度0%,
 炉心半径9.5cm, 炉心高さ19cm, 燃焼度70kW, $k_{\text{eff}}=1.0329$

図5.3 体系3炉心中性子束分布

Neutrons Flux Distribution in Core No. 3

TYPICAL RADIATION DAMAGE THRESHOLDS

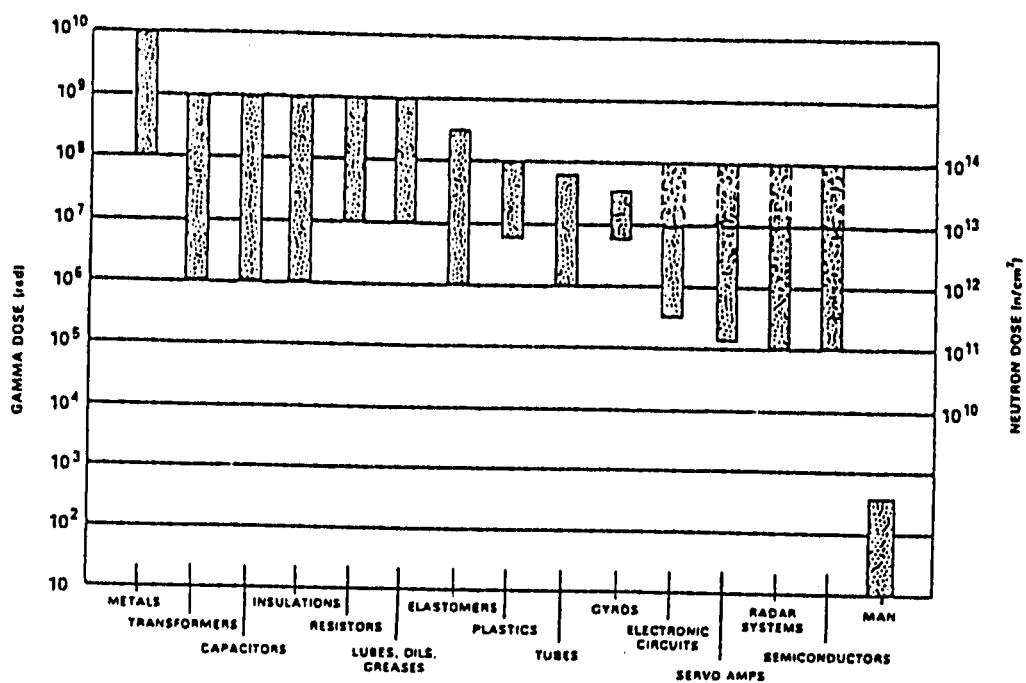
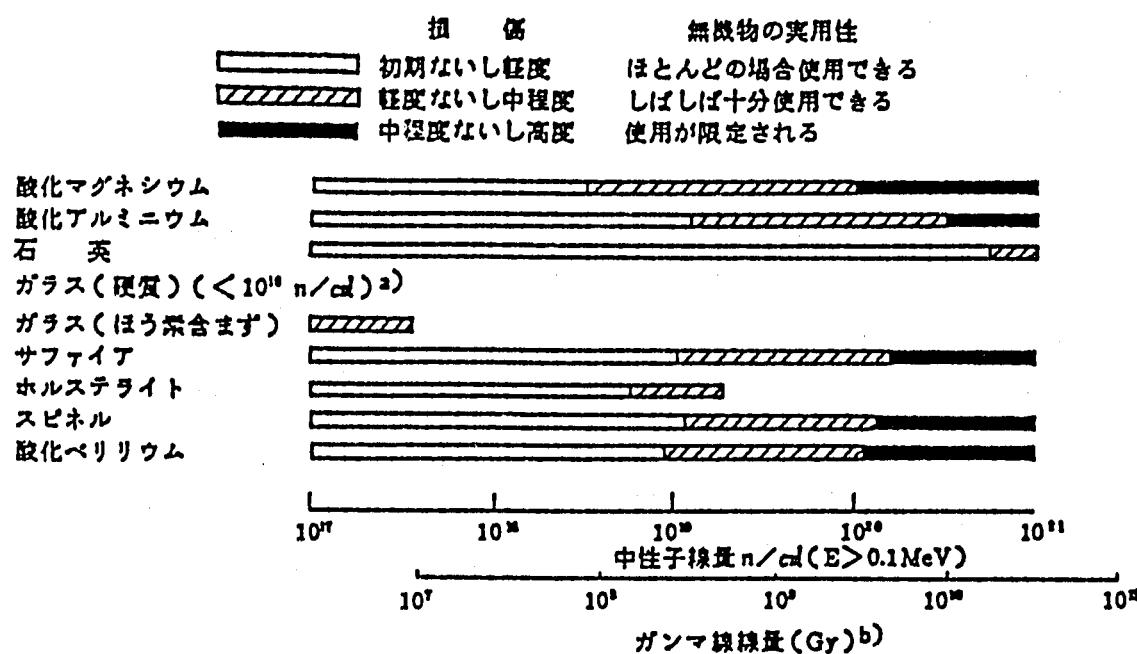


Fig. 7.3 Typical radiation damage thresholds. Courtesy of U.S. Department of Energy and Rockwell International.

R. V. Anderson et al., "Space Reactor Electric Systems"
ESG-DOE-13398, Rockwell International, 29 March 1983.

図5.4 代表的な材料の照射損傷の閾値

Threshold of Radiation Damage of Various Materials

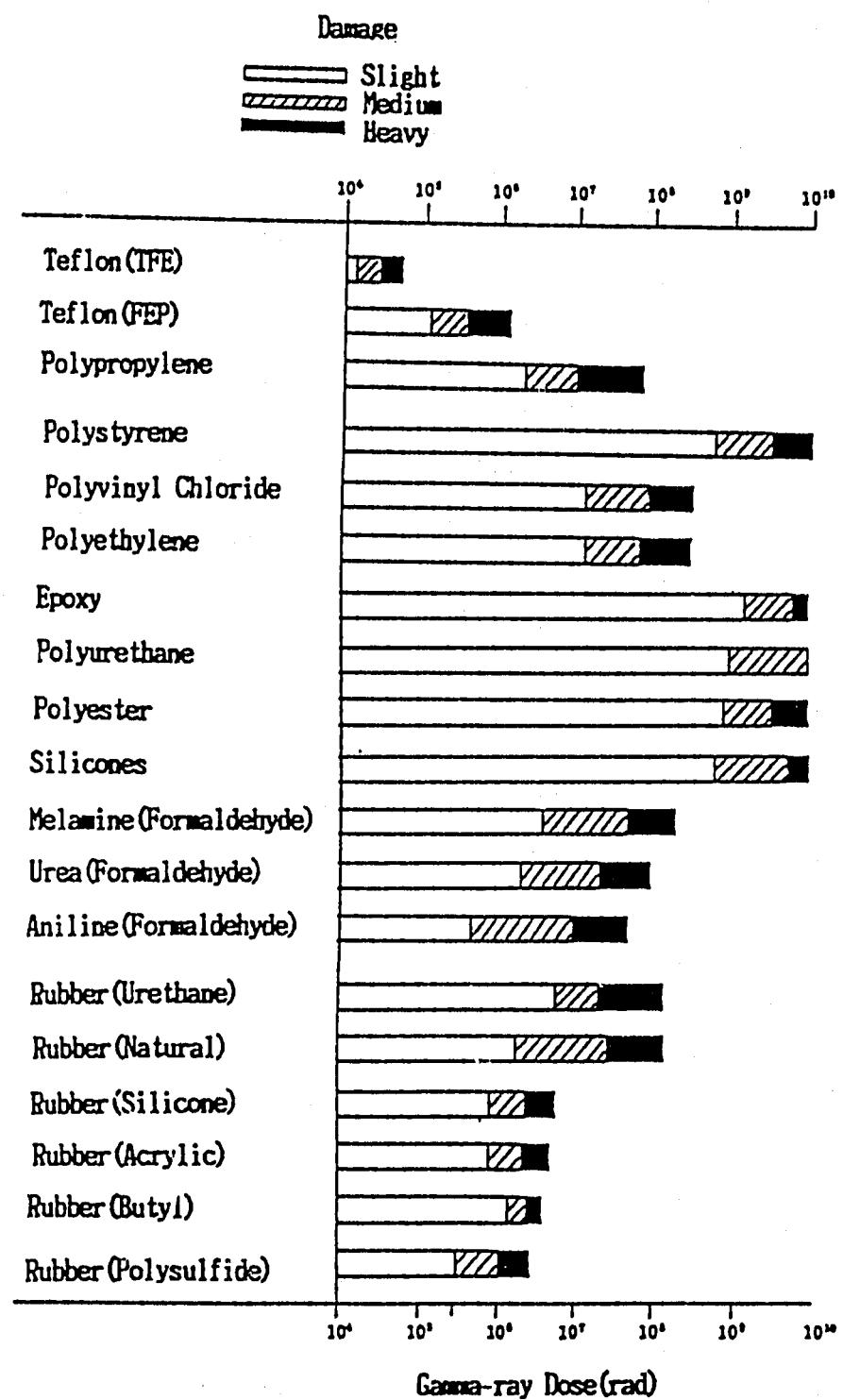


- 注:(a) $10^{10} n/cm^2$ では満足に使用できない
 (b) ガンマ線線量はほぼ $4 \times 10^{10} n/cm^2 = 1 \text{ Gy} (= 100 \text{ rad})$
 (c) 温度により非常に変る

(出典: 「絶縁材料の放射線劣化と耐放射線試験法の現状」
 電気学会技術報告 II 部第86号: 昭和54年12月)

図5.5 無機材料の耐放射線性の比較

Resistant Strength of Inorganic Materials against Radiation Exposure



(出典："Nuclear and Space Radiation Effects on Materials", NASA SP-8053)
 (出典："Space Materials Handbook", NASA SP-3051)

図5.6 樹脂及びゴムの耐放射線性の比較

Resistant Strength of Rosin and Rubber

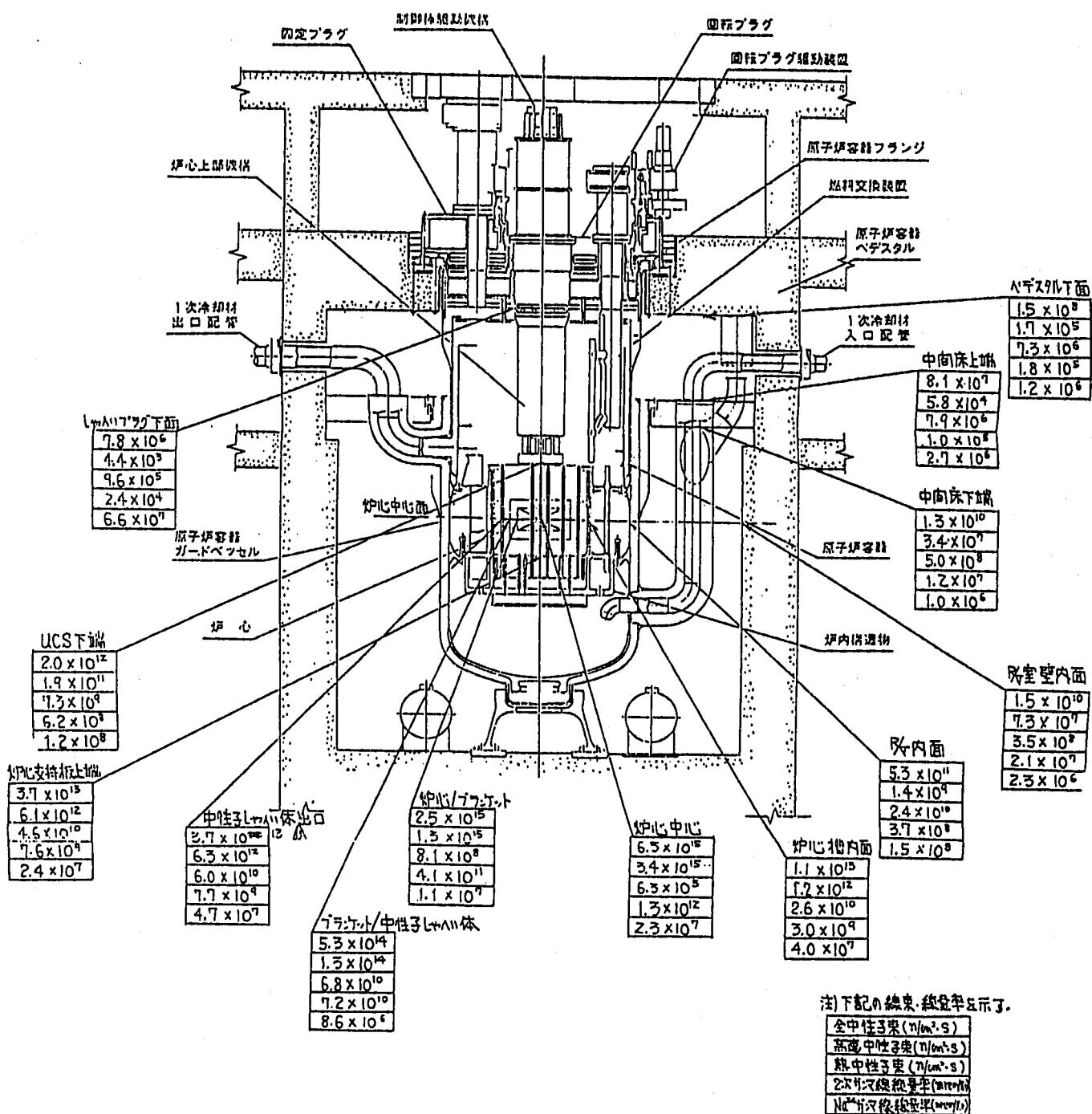


図5.7 R/Vまわりの中性子束・ガンマ線線量率（最大値）

Neutrons Flux and Gamma Dose Rate around a Reactor Vessel (Maximum Value)

6. あとがき

地球の一方のフロンティアである海洋については、資源の宝庫でもあり、また、発展的な研究の宝庫でもある。このため、将来的には深海底に無人基地を設置することが考えられているが、長期に亘り、比較的出力の大きな動力源を確保することが大きな課題となっている。

この課題を克服するため、以前の報告^[1]に続き深海底無人基地用動力源について、再度検討を行った。この検討結果は次のようである。

- ①原子炉として動燃で解析検討した炉心を使用したことにより、動燃として独自検討したシステムと言えるようになった。
- ②密閉ブレイトンサイクルのガス温度として、宇宙炉よりもずっと低温側まで発電に用了。この結果熱効率は以前の報告^[1]の14.1%から、20.4%に上昇した。
- ③システムの安全評価について検討を行い、安全設計への見通しを得た。
- ④塗料及びケーブルについても検討を行ったが、現在一般に使用されているものが、深海底無人基地用動力源のシステムに使用可能な事が分かった。またB、C中の発熱についても自然冷却で除熱可能な事が分かった。

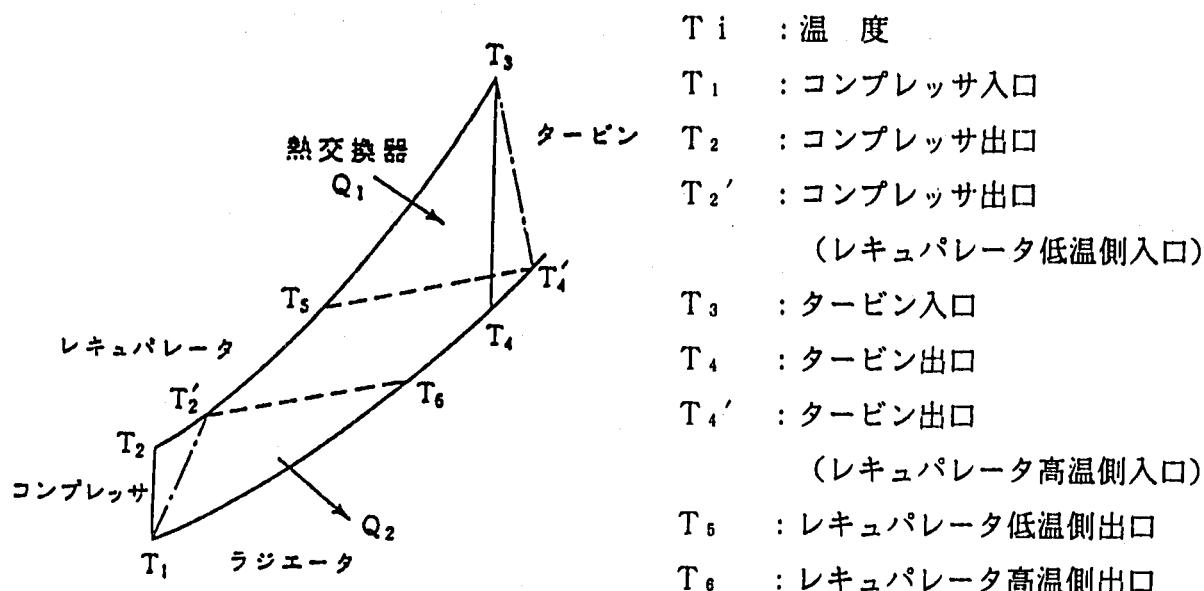
参考文献

1. 動燃報告書 PNC ZN9410 92-019、無人基地用高速炉システムの概念設計、大坪 章他、1991年11月
2. "SP-100 Reactor and Shield Design Update," CONF920104
3. "TRANSPORT PHENOMENA," p. 393, TABLE 13.1-1
4. "Space Nuclear Power Studies in France - Overview of the ERATO Program"
E. Proust, F. Carre et al.; 23rd Intersociety Energy Conversion Engineering
Conf. Jul. 31-Aug. 5, 1988 - Denver(Colorado)
5. "Space Nuclear Power," J. A. Angelo & D. Buden
6. "An Application Study of Transportable Reactor to Lunar Base Power System"
K. Haga, A. Otsubo et al., Acta Astronautica Vol. 26, No. 5, pp. 349-357, 1992
7. "Space Reactor Electric Systems," ESG-DOE-13398, Rockwell International,
29 March 1983
8. 「絶縁材料の放射線劣化と耐放射線試験法の現状」電気学会技術報告Ⅱ部第86号
昭和54年12月
9. "Nuclear and Space Radiation Effects on Materials," NASA SP-8053
10. "Space Materials Handbook," NASA SP-3051
11. 「高速炉計装用絶縁線等の開発(1)」 JAERI-memo 8544 (1979. 10)
12. 「複合絶縁ケーブル及び端末部特性試験」 PNC SJ299 79-15 (1979. 11)
13. 「原子力発電用ケーブルー第4報－高速増殖炉用ケーブルの開発（その1）」
藤倉電線技報第60号 (1979)
14. 「R/Vまわりの中性子束・ガンマ線線量率の提示」 MP-N0618R2, 昭和62. 11
15. 「ニッペ原子力発電所塗装」日本ペイント(株)重防食塗料部カタログ
16. 「伝熱工学資料（改訂第4版）」日本機械学会
17. 「流体の熱物性値集」日本機械学会
18. 「便覧 気体と液体の熱物理的性質」エヌ・ベ・ワルガフチック著、日ソ通信社
19. "Design and Performance Characteristics for Low Power Space Reactor Systems," N. F. Shepard et al., IECEC-90 Paper No. 900145, 1990

付録 1. 密閉ブレイトンサイクル

無人基地用高速炉システムの密閉ブレイトンサイクルを設定するのに先立ち、高効率のシステムとするため、ERATOデータ等を参考にパラメータサーベイを行い、システム効率として20%以上が得られるシステムを採用することとした。

(1) 密閉ブレイトンサイクルの温度パラメータ



ブレイトンサイクルでは次の関係が成り立つ。

$$\cdot T_2 = T_1 \times \rho \frac{\kappa - 1}{\kappa}, \quad [\kappa = 1.66]$$

$$\cdot T_{2'} = \frac{1}{\eta_c} (T_2 - T_1) + T_1$$

$$\cdot T_4 = \frac{T_3}{T_2} T_1 \quad \begin{array}{l} \text{但し、系統の圧力損失} \Delta \rho \text{を考慮する必要があるので、} \\ \text{この場合、} T_2 \rightarrow T_{2''} \text{と置き換える必要がある。} \end{array}$$

$$T_{2''} = T_1 \times \left(\frac{\rho}{1 + \Delta \rho} \right) \frac{\kappa - 1}{\kappa}$$

$$\cdot T_{4'} = T_3 - \eta_T (T_3 - T_4)$$

$$\cdot T_5 = T_{2'} + \eta_R (T_{4'} - T_{2'})$$

$$\cdot T_6 = T_{4'} - (T_5 - T_{2'})$$

このとき、システム効率 η_{TH} 、システム熱出力 Q_1 は下記となる。

$$\cdot \eta_{TH} = \frac{\eta_c \left[(T_3 - T_{4'}) - (T_{2'} - T_1) \right]}{T_3 - T_5}$$

$$\bullet Q_1 = \frac{10\text{kWe}}{\eta_{TH}}$$

(2) パラメータサーベイ

(a) システム構成

密閉ブレイトンサイクルのシステム構成を図3.1に示す。また、同図には密閉ブレイトンサイクルの温度プロファイルにおける各部温度（上記(1)参照）を併せて示した。

(b) ヒートバランス

本無人基地用高速炉システムのヒートバランスについては、有人基地の検討に準じて、以下のパラメータを設定した。

- 1次系出口温度：550°C……仕様として設定
- 1次系入口温度：448°C……有人基地の検討に準じて炉心 $\Delta T = 102^\circ\text{C}$ と設定
- 2次系出口温度：535°C……同上／ヒートバランスに準じて設定

(c) ラジエータ温度をパラメータとした各部温度のサーベイ

系統条件、諸パラメータ（圧力比、断熱効率）を有人基地（及びERATO）の検討に準じるものとし、ラジエータ出口温度（20°C、35°C、50°C）、系統圧力損失（6%、10%）をパラメータとして上記(1)に沿って各部温度を求めた。この結果を付表3.1に示す。

この結果から、システムの熱効率を20%以上とするためにはラジエータ温度を30°C程度以下とする必要があることがわかる。（タービン入口温度を若干上昇させる方法も考えられるが、ここでは前者とした。）

(d) レファレンスケースの設定

付表1. 1を参考にしてシステムの熱効率を20%以上とするケースであってラジエータ温度が高いケースをレファレンスケースとする。

尚、系統圧力損失はERATOに準じて6%としたケースを採用することとしており、このケースは次の温度プロファイルとなる。

• ラジエータ出口（コンプレッサ入口）	$T_1 = 30^\circ\text{C} (303\text{K})$
• コンプレッサ出口	$T_2' = 150^\circ\text{C} (423\text{K})$
• タービン入口	$T_3 = 535^\circ\text{C} (808\text{K})$
• タービン出口	$T_4' = 369^\circ\text{C} (642\text{K})$
• レキュパレータ低温側出口（熱交換器入口）	$T_5 = 334^\circ\text{C} (607\text{K})$
• レキュパレータ高温側出口	$T_6 = 185^\circ\text{C} (458\text{K})$
• システムの熱効率 (η_{TH})	$\eta_{TH} = 20.4\%$
• 炉心熱出力 (Q_1)	$Q_1 = 49\text{kWt}$

付表1.1 ブレイトンサイクルの各温度のサーベイ

Temperatures at Various Points through a Brayton Cycle Circuit

		ケース A	ケース B	ケース C	ケース D
システム圧力損失		6%* ¹	6%* ¹	10%* ²	10%* ²
ラジエータ出口温度	T ₁	293K (20°C)	308K (35°C)	323K (50°C)	293K (20°C)
	T ₂	391K(118°C)	411K(138°C)	431K(158°C)	391K(118°C)
コンプレッサ出口温度	T ₂ '	410K(137°C)	431K(158°C)	452K(179°C)	410K(137°C)
	T ₄	620K(347°C)	621K(348°C)	630K(357°C)	630K(357°C)
タービン入口温度	T ₃	808K(535°C)	808K(535°C)	808K(535°C)	808K(535°C)
タービン出口温度	T ₄ '	641K(368°C)	642K(369°C)	650K(377°C)	650K(377°C)
レキュパレータ出口温度	T ₅	605K(332°C)	609K(336°C)	619K(346°C)	612K(339°C)
ラジエータ入口温度	T ₆	446K(173°C)	464K(191°C)	483K(210°C)	448K(175°C)
タービン断熱効率	η_T	0.886* ³			
コンプレッサ断熱効率	η_c	0.838* ³			
発電機効率	η_g	0.890* ³			
レキュパレータ効率	η_R	0.842* ³			
システム熱効率	η_{TH}	0.219	0.192	0.137	0.186
熱出力	Q _t	45.7kWt	52.1kWt	73.0kWt	53.7kWt

* 1 : ERA TOに準じた。(5.7%)

* 2 : * 1を丸めた。

* 3 : ERA TOデータ^[4]による

付録 2. ラジエータ除熱

He(60) - Xe(40)を作動ガスとして使用。このため、この混合ガスの物性値を求める。
尚、混合ガスの物性値に関しては参考文献^[17, 18, 19]によった。

(a) 混合気体の流量

① 条件

温度 ガス：ラジエータ入口／出口………458K／303K

海水：275K

ガス圧力 5kg/cm²a (0.49MPa ≈ 0.5MPa)

混合割合 He : Xe = 60 : 40 (Vol%)

ガス平均温度：380K (とする)

② ガスエンタルピ

$$\text{He } \Delta i_{\text{He}} = 2379.7 - 1575.45 = 804.25 \text{ kJ/kg} = 192.09 \text{ kcal/kg}$$

$$\text{Xe } \Delta i_{\text{Xe}} = 192.796 - 167.58 = 25.216 \text{ kJ/kg} = 6.0216 \text{ kcal/kg}$$

③ 交換熱量

プラント発電効率 $\eta_{\text{TH}} = 20.4\%$ として

$$Q = 10(1/\eta_{\text{TH}} - 1) = 39 \text{ kWt} = 33549 \text{ kcal/h}$$

④ 混合ガスの重量割合

$$303K \quad \text{He} \quad 0.792965 \text{ kg/m}^3 \times 0.6 = 0.475779 \text{ kg/m}^3$$

$$\quad \text{Xe} \quad 26.728 \text{ kg/m}^3 \times 0.4 = 10.6912 \text{ kg/m}^3$$

重量比 He : Xe = 1 : 22.47

$$458K \quad \text{He} \quad 0.52489 \text{ kg/m}^3 \times 0.6 = 0.314934 \text{ kg/m}^3$$

$$\quad \text{Xe} \quad 17.382 \text{ kg/m}^3 \times 0.4 = 6.9528 \text{ kg/m}^3$$

重量比 He : Xe = 1 : 22.08

以上よりここでは重量比を 1 : 22 とする。

⑤ 混合ガス流量

- 混合ガス 1kg当たりのエンタルピ

$$\Delta i = \Delta i_{\text{He}} \times \frac{1}{23} + \Delta i_{\text{Xe}} \times \frac{22}{23} = 14.11153 \text{ kcal/kg}$$

- 流量 $G = Q / \Delta i = 2377.42 \text{ kg/h} = 0.6604 \text{ kg/s}$

- 平均温度380Kにおける体積流量 V

$$\rho_{He} = 0.63229 \text{ kg/m}^3, \quad \rho_{Xe} = 21.142 \text{ kg/m}^3$$

$$\therefore V = 0.6604 / (0.63229 \times 0.6 + 21.142 \times 0.4) = 0.074738 \text{ m}^3/\text{s}$$

(b) 混合気体の物性値

① 380KのHe物性値(at 5ata)

$$\rho = 0.63229 \text{ kg/m}^3$$

$$\eta = 2.39088 \times 10^{-6} \text{ kgf} \cdot \text{s/m}^2$$

$$\lambda = 0.15605 \text{ kcal/mhK}$$

$$c_p = 1.24 \text{ kcal/kg} \cdot \text{K}$$

$$a = 5.528 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$\nu = 3.707 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$Pr = 0.6707$$

② 380KのXe物性値(at 5ata)

$$\rho = 21.142 \text{ kg/m}^3$$

$$\eta = 2.9886 \times 10^{-6} \text{ kgf} \cdot \text{s/m}^2 \text{ (at 1ata)}$$

$$\lambda = 6.1734 \times 10^{-3} \text{ kcal/mhK} \text{ (at 1ata)}$$

$$c_p = 0.03882 \text{ kcal/kg} \cdot \text{K}$$

$$a = \frac{\lambda}{c_p \cdot \rho} = 2.0894 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$\nu = \frac{c_p \cdot \rho}{\eta \cdot g} = 1.3853 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$Pr = \frac{\nu}{a} = 0.663$$

③ 混合ガスの物性値

$$\rho = 8.83629 \text{ kg/m}^3$$

$$\eta = 3.2248 \times 10^{-6} \text{ kgf} \cdot \text{s/m}^2$$

$$\lambda = 0.0508 \text{ kcal/mhK} = 1.4111 \times 10^{-5} \text{ kcal/msK}$$

$$c_p = 0.091 \text{ kcal/kg} \cdot \text{K}$$

$$a = 1.7549 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$\nu = 3.5765 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$$

$$Pr = 0.2038$$

(c) 热伝達率の計算

① 耐圧殻内面に幅0.2m、高さ0.015m(等価直径: 0.0279m)の流路を考える。

[混合ガス流速が約25~30m/s程度になるように設定。]

$$u = \frac{V}{S} = \frac{0.074738}{S} \quad (\rightarrow 25 \sim 30 \text{m/s} \text{ として上記形状を設定})$$

$$= 24.9 \text{m/s}$$

$$Re = \frac{u \cdot d}{\nu} = \frac{24.9 \times 0.0279}{3.5765 \times 10^{-6}} = 194290$$

$$Nu = 0.019 Re^{0.8} Pr^{0.5} = 145.9$$

$$\text{ガス側熱伝達率 } \alpha_g = \frac{Nu \cdot \lambda}{d} = 266 \text{kcal/m}^2 \text{h}^\circ\text{C}$$

② 海水側熱伝達率 α_{sw}

検討条件より $\alpha_{sw} = 100 \text{kcal/m}^2 \text{h}^\circ\text{C}$

(d) 交換熱量の検討

① 热量流率 [Ti合金 (Ti-6Al-4V) の場合]

$$\frac{1}{K} = \frac{1}{\alpha_g} + \frac{t}{\lambda} + \frac{1}{\alpha_{sw}}$$

$$\lambda = 7.7382 \text{kcal/mh}^\circ\text{C} \text{ (at 380K)}$$

$$\frac{1}{K} = \frac{1}{266} + \frac{0.058}{7.7382} + \frac{1}{100} \Rightarrow K = 47.0 \text{kcal/m}^2 \text{h}^\circ\text{C}$$

② 平均温度差

$$\Delta t_m = \frac{(185-2)-(30-2)}{\ln \frac{185-2}{30-2}} = 82.6^\circ\text{C}$$

③ 交換熱量

$$Q_{Ti-2} = K \cdot \Delta t_m \cdot S_2 = 39 \text{kWt}$$

④ 耐圧殻の伝熱面積

$$\text{伝熱面積 } S_2 \geq \frac{39 \times 859.8}{47.0 \times 82.6} = 8.6 \text{m}^2$$

2連球の球1個分 12.6m^2 なので充分伝熱可能である。