

深海炉成立性に関する詳細技術検討

1995年4月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団社内における検討を目的とする社内資料です。つい
ては複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩が
ないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう
注意して下さい。

本資料についての問合せは下記に願います。

〒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



深海炉成立性に関する詳細技術検討

大坪 章*

要 旨

深海炉は、米国のS N A P 宇宙炉研究及び密閉ブレイトンサイクル開発という既存技術を利用し、且つ仏国E R A T O 宇宙炉設計研究を参考にしつつ、耐圧殻を冷却器の伝熱板として用いるという今までにない新概念を導入して、設計概念を構築したものである。

既にこの深海炉の技術的成立性について検討した数多くの動燃報告書を作成したが、これらの報告書で検討されなかった詳細な項目に関してこの度検討を行ったものである。具体的な検討項目は次の通りである。

N a 水反応時のN a O H、²³N a 放射化、耐圧殻熱応力、遮蔽材材料、耐圧殻漏水確率予想、損傷深海炉の回収。

既発行の報告書の検討に加えて本報告書の詳細検討によって、筆者は深海炉の技術的成立性は確証されたと考える。

* 大洗工学センター基盤技術開発部先進技術開発室

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉系	3
2. 1 概要	3
2. 2 Na水反応時のNaOH	4
2. 3 ²⁴ Na放射化	5
2. 4 報告済検討項目のレビュー	5
3 耐圧殻系	14
3. 1 耐圧殻熱応力	14
3. 2 遮蔽材材料	15
3. 3 漏水確率予想	16
3. 4 報告済検討項目のレビュー	17
4 損傷深海炉の回収	23
4. 1 損傷状態の分類	23
4. 2 回収方法	23
4. 3 回収時Na水反応の検討	25
5 おわりに	31
謝辞	33
参考文献	34
添付資料 密閉ブレイトンサイクル	35

表一覧表

表 1. 1 報告済の検討項目	2
表 2. 1 フランス宇宙炉比較表	8
表 3. 1 チタンおよびチタン合金の組成と性質	21
表 5. 1 深海炉関係動燃報告書一覧表	32

図一覧表

図 2. 1 深海炉例	9
図 2. 2 原子炉寸法条件	10
図 2. 3 制御棒配置条件	11
図 2. 4 アッキュムレータの例	12
図 2. 5 アッキュムレータ内NaK体積変化	13
図 3. 1 海底光中継器きょう体の基本構造	22
図 4. 1 損傷深海炉の回収・補修手順	28
図 4. 2 深海炉海底設置概念図	29
図 4. 3 損傷深海炉回収概念図	30

1. 概 要

フロンティア新原子動力研究グループでは1988年7月に結成されてから、宇宙炉、水素製造炉、地下立地炉、液体金属MHD発電システム、深海炉、コジェネレーション型高速炉について検討を行ってきた。その結果深海炉及び宇宙炉を開発目標にした可搬型高速炉の研究が、これから的研究にふさわしいという考えに落ち着いた。そして、1994年12月には可搬型高速炉研究についてフロンティア研究最終評価を受けた。この最終評価委員会の席上評価委員より、深海炉の技術検討の詳細について説明して欲しいという要望が出された。しかし筆者は、評価委員会での発表時間が40分と限られていることもあるって、十分な説明をすることは不可能であった。このような経緯があったので、この度本報告書を作成することとした。

本報告書の内容は筆者が深海炉の成立性に関する技術検討の詳細を検討したいわゆるサブノートに記したものであり、検討内容は成立性を確認するためのおおざっぱなものがほとんどである。この検討内容を細かいところまで行うには尚多大の労力・時間・予算を必要とするので、従って今すぐにこのような細かい検討をする予定は無い。

また本報告書で新たに記載する内容以外にも既に別の報告書に記載したものもある。このようなものについては、ここで表1. 1に纏める。この表にある項目については、本報告書では第2章及び第3章に「報告済検討項目のレビュー」という節を設けて簡単にレビューすることとする。

尚第2章原子炉系では原子炉1次系及び2次系について説明し、原子炉容器外側の中性子遮蔽材及び耐圧殻については、耐圧殻系として第3章で記述した。

表 1. 1 報告済検討項目

項 目	報告書番号
<u>原子炉系</u>	
B, C 中の発熱	PNC ZN9410 93-064
構造材の冷却材NaKによる腐食	ZN9410 93-103
アッキュムレータ作動解析	ZN9410 93-103
<u>耐圧殻系</u>	
海底への設置方法	PNC ZN9410 92-095
耐圧殻の放射線損傷	ZN9410 93-064
ケーブルの放射線照射損傷	ZN9410 93-064
塗料の放射線照射損傷	ZN9410 93-064

2. 原子炉系

2. 1 概要

深海炉は一例を図2. 1に示すが、一次系はNaK冷却高速炉であり、二次系には密閉ブレイトンサイクルを用いている。このうちNaK冷却炉については熱中性子炉型であるが、SNAP宇宙炉計画として約30年前に米国で既に製作され、地上で合計約2年間運転された実績がある⁽¹⁾。SNAP宇宙炉計画のうち、SNAP 8試験については動燃報告書 PNCZN9410 93-103 「深海炉熱流力計算・構造材腐食・アッキュムレータに関する検討」に於いて、SNAP 10試験については動燃報告書 PNCZN9410 93-103 「深海炉開発目標」で既に詳しく説明したので、ここでは省略する。

また近年フランスにおいて宇宙炉研究計画ERATOプログラムの中で数多くの設計研究がなされたが⁽²⁾、フランスの論文による技術難易度評価では、NaK冷却高速炉システムは他の炉型のシステムと比較して開発が最も簡単であるとされている⁽³⁾。この比較表を表2. 1とする。この表は各種の炉と密閉ブレイトンサイクルを組み合わせたシステムについて評価したものである。本表では、最左欄にNaK炉が記載されているが、この欄のREQUIRED SPECIFIC DEVELOPMENTS（研究課題）の項目には、構造材316SSを650°C以上で使用する際には研究が必要とされている。しかし、深海炉の最初の設計では、約550°Cを目標としているので、この場合には研究課題は存在しないということになる。

最初の深海炉では密閉ブレイトンサイクルとしては、電気出力10kWeのものを使用する予定であるが、これは米国で宇宙用に既に開発されており、現在市販されている。パンフレットの一部を添付資料⁽⁴⁾とする。10kWeシステムは、本資料の左下の写真に示されている。

以上の技術の現状から考えて、全体的には深海炉の原子炉系の技術的成立性には問題がないと判断される。従って本報告書では原子炉系に関しては以下の節で、主に安全性関係に関して検討をすることにする。

2. 2 Na水反応時のアルカリ性

仮想事故である海水の耐圧殻漏洩事故が発生し、この時更に原子炉一次系が破損した場合、Na水反応及びK水反応が発生し最終的には周囲の海水がNaOH及びKOHによってアルカリ性になる。このアルカリ性の程度を検討する。

図2. 1に示す深海炉のNaK重量は44.5 kgである⁽⁵⁾。Na原子の質量数は23、Kは39であるからNaKで平均的な質量数を考えると31となる。従って、NaあるいはKが、下記のように1.4 kmol存在すると想定される。

$$44.5 \text{ kg} \div 31 = 1.4 \text{ kmol}$$

次にこのNaOH及びKOHのアルカリ性を希釈するのにどの程度の海水が必要か検討してみる。中性のpHは7であるが、ここでは安全なpH値として8を目安に検討する。

pHは水素イオン濃度C_Hが0.1 mol/lのときC_H = 10⁻⁷であるから、pH = 1である。水素イオン濃度C_Hの水酸イオン濃度C_{OH}の積は10⁻¹⁴であるから、pH = 1のときは水酸イオン濃度C_{OH}は10⁻¹³である。

pHについて考えてみると、C_H = 10⁻⁸、C_{OH} = 10⁻⁶となる。即ち水酸イオン濃度が10⁻⁶mol/lを意味する。これが海水のどれだけの量に対応するかは、次の計算で分かる。

$$10^3 \text{ mol} \quad 10^3 \text{ mol} \quad 1.4 \times 10^3 \text{ mol}$$

$$10^{-6} \text{ mol/l} = \frac{10^3 \text{ mol}}{10^9 \text{ l}} = \frac{10^3 \text{ mol}}{10^6 \text{ m}^3} = \frac{1.4 \times 10^3 \text{ mol}}{1.4 \times 10^6 \text{ m}^3}$$

従って、100m立方の海水体積の1.4倍の海水量で、pH値は8に希釈される。このような事故の発生確率を例え数万年に1度と見積もっても、特に問題になる海水量ではない。

2. 3 ^{24}Na 放射化

「常陽」の運転実績では、熱出力 100 MWt で ^{24}Na 放射の放射化量は 30 mCi / g ということである。図 2. 1 に示す深海炉では熱出力 100 kWt 程度を想定しているので特に問題になることはないと判断する。

2. 4 報告済検討項目のレビュー

B, C 中の発熱

深海炉システムでは、図 2. 2 及び図 2. 3 に示すように、原子炉容器に近接して吸収体 B, C が配置されているため、中性子照射により吸収体 B, C 中で発熱する。通常の原子炉炉心では、この発熱は冷却材により除熱されるが、深海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必要がある。

この場合、既存データとしてもんじゅの制御棒中の B, C 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 B, C の発熱は約 122W/cc と見込まれており、 ^{10}B の濃縮度 (39% → 20%)、炉心の全中性子束 ($6.3 \times 10^{15} \rightarrow 1.6 \times 10^{13}$) 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。

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

B, C 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、B, C 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 L i H 等の遮蔽体に埋め込まれた金属メッシュを通しての熱伝導による自然冷却で十分除熱可能である。

構造材の冷却材 Na K による腐食

S N A P 宇宙炉計画では原子炉構造材として 316SS が、燃料被覆管として ハステロイ N

が選ばれ、約1年間にわたる原子炉連続運転の後NaKによる腐食に関しては何も問題なかったとされている。宇宙炉は設計寿命が約10年とされているので、深海炉については設計寿命を約10年とする限り問題無いと判断される。

しかし深海炉の設計寿命を普通の地上炉と同じ30-40年とするには、動燃に於いて新たに炉外NaKループの試験装置を制作し、構造材の冷却材NaKによる腐食試験を行って確かな試験データを得る必要がある。動燃報告書PNCZN9410 93-103「深海炉の炉心熱流力・構造材腐食・アッキュムレータに関する検討」では、当時の英国及び米国に於ける炉外NaKループを使用した腐食試験結果を引用しておいたが、近年の動燃における「もんじゅ」を対象とした試験研究と比較すると、量的にも質的にも十分とは言えないと思われる。

アッキュムレータ作動解析

アッキュムレータは例えば図2. 4⁽¹⁾に示すようなもので、宇宙炉システムに於いて、ベローズを用いて冷却材膨張の吸収をするために設けられたものである。深海炉においては、アッキュムレータは単に冷却材膨張の吸収用に止まらず、耐圧殻からの仮想的な海水漏洩事故時に作動して、炉容器の内外の圧を数百気圧の均等状態にし、高速炉システムの一次系バウンダリーが破損するのを防ぐという、重要な役目を持たれている。動燃報告書 PNCZN9410 93-103 「深海炉熱流力計算・構造材腐食・アッキュムレータに関する検討」では上記海水漏洩事故時も含めて、アッキュムレータの作動状況の検討を行い、この作動に必要なアッキュムレータ体積の計算を行った。以下に簡単に検討内容をレビューする。

(1) 深海領域

深海領域での高速炉システムの状態としては、炉停止状態、正常運転状態、異常運転状態、耐圧殻海水漏洩状態がある。

① 耐圧殻海水漏洩状態

耐圧殻内は数百気圧の状態である。海水温度は2-3°Cで高速炉は停止状態にある。

高速炉内もアッキュムレータの作用で外圧と均等の数百気圧の状態になるので、燃料ピ

ン内のガス空間は押し潰された状態となり、従って冷却材NaKのレベルは一番低い位置になる。

②炉停止状態

正常な炉停止状態では、(1)耐圧殻海水漏洩状態と比較して、燃料ピン内のガス空間体積が正常なままで存在するので、その分だけ冷却材NaKのレベルはアッキュムレータ内で上昇することとなる。

③炉運転状態

正常な炉運転状態では、(2)炉停止状態と比較して、冷却材NaKの温度が高いのでこの体積が大きくなり、その分アッキュムレータ中のNaK体積が増加する。

④異常運転状態

正常運転状態の高温部の冷却材NaK温度550°Cより150°C高い温度に、総ての冷却材NaK温度がなっているとして検討した。

(2)海面領域

①耐圧殻海水漏洩状態

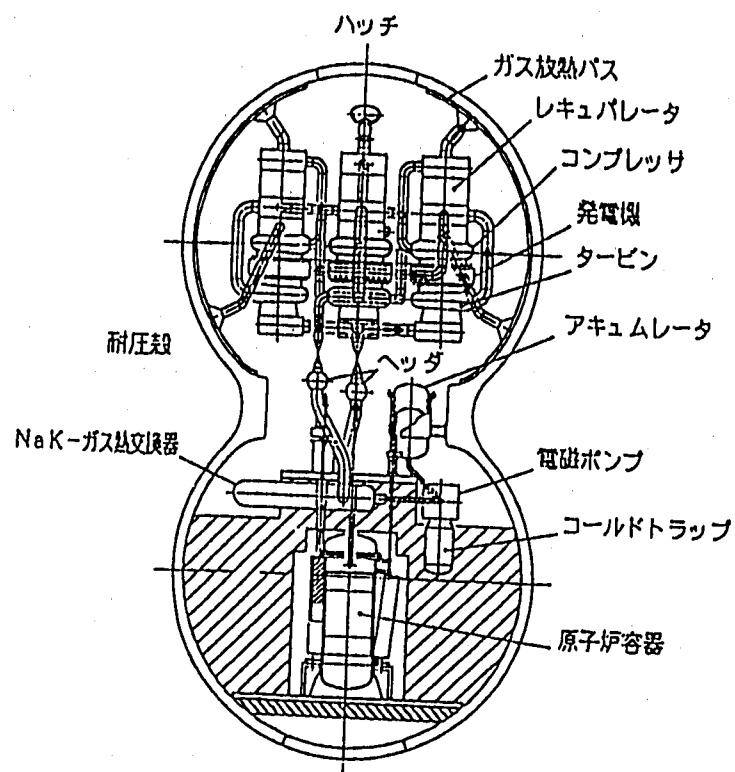
温度は気温20°Cとする。圧力は1気圧である。この場合深海の高圧下で燃料ピンが押し潰されたときに、燃料ピンから炉容器内に出たFPガスが、海面領域で膨張することを検討する必要がある。

以上の検討結果を図示して図2.5とする。この図に示したようにアッキュムレータの検討では可変体積を約15lとすれば、耐圧殻海水漏洩状態や異常運転状態に対しても、対応出来るという結果が得られた。この程度の大きさであれば、耐圧殻中に設置場所を確保するのに、大きな問題は起こらない。

表2. 1 フランス宇宙炉比較表

ASSESSMENT OF REACTOR TECHNOLOGY FOR 20 kW _e NUCLEAR BRAYTON POWER SYSTEMS						
CRITERIA	LIQUID METAL FAST BREEDER REACTOR			GAS COOLED REACTOR		
	UO ₂ /NaK/316SS T ≤ 850°C	UO ₂ /Na/316SS T ≤ 850°C	UN/U/Mo-Re T ≤ 1150°C	HTGR T ≤ 850°C	PBR T ≤ 850°C	ZrH-PBR T ≤ 850°C
LAUNCH SAFETY	Liquid	Frozen coolant at launch		<ul style="list-style-type: none"> UO₂ soluble in cold water → UO₂ TRISO or BISO fuel particle 		
	<ul style="list-style-type: none"> Chemical reactivity of the liquid metal with water Subsequent risk of criticality in case of reactor immersion ? Adequacy of safety rods or rare earth poisoning ? 			Low core porosity	<ul style="list-style-type: none"> Risk of criticality in case of reactor immersion ? high core porosity risk of particle spill 	
TOTAL SYSTEM MASS FOR 20 kW _e	2200 kg	2200 kg	2000 kg	2250 → 3500 kg	2100 kg	2050 kg
FISSILE FUEL DENSITY FISSILE FUEL INVENTORY (93% U235)	4.8 g/cm ³ 75 kg	4.8 g/cm ³ 75 kg	6.25 g/cm ³ 110 kg	0.5 → 2.2 g/cm ³ 177 → 133 kg ³	3.8 g/cm ³ 137 kg	12 kg
STARTUP RESTART	<ul style="list-style-type: none"> Liquid coolant No freezing of the coolant if appropriately insulated 	<ul style="list-style-type: none"> Thaw of frozen coolant Questionable restart with frozen coolant if voids are not appropriately distributed to accommodate the thermal expansion 	<ul style="list-style-type: none"> No specific start or restart problems Comparable time needed for startup as for the LMFBR's, if controlled by the temperature gradients within the core 			
IN ORBIT OPERATION RELIABILITY	<ul style="list-style-type: none"> Possible active redundancy of conversion loops 				Integrity of loose particle bed ?	Integrity of ZrH moderator ?
	<ul style="list-style-type: none"> 8 ½ in heliosynchronous orbit 		Marginal	<ul style="list-style-type: none"> Possible passive redundancy of conversion loops 		
DRIFT WITH SUNLIGHT	<ul style="list-style-type: none"> 8 ½ in heliosynchronous orbit 			<ul style="list-style-type: none"> 3 ½ in heliosynchronous orbit 		
COOLING ACCIDENTS	<ul style="list-style-type: none"> Satisfactory response to failures of turbogenerator or electromagnetic pump passive removal of afterheat in case of Loss of Flow Accident Analysis of the Loss of Coolant Accident in progress 			<ul style="list-style-type: none"> Satisfactory response to failure of turbogenerator Passive removal of afterheat in case of Loss of flow and Loss of Coolant Accidents 		
CONFINEMENT OF RADIOACTIVITY AT SHUTDOWN				HTGR derivative reactor concept	<ul style="list-style-type: none"> Innovative reactor concepts Qualification required for : <ul style="list-style-type: none"> thermohydraulics behaviour of loose particle bed Plugging of porous barriers or cooling drains 	
ENGINEERING COMPLEXITY	<ul style="list-style-type: none"> LMFBR derivative reactor concept Experience of fuel rod assemblies Technology data base existing on Sodium and NaK 			Experience in fuel particle technology in France	<ul style="list-style-type: none"> Complex cooling scheme for an efficient control of ZrH temperature Need for efficient permeation barrier 	
REQUIRED SPECIFIC DEVELOPMENTS	<ul style="list-style-type: none"> Additional qualification of 316 SS required for temperatures above 650°C 		Mo-Re alloys Lithium technology UN Fuel	<ul style="list-style-type: none"> Specific large kernel and thin coating fuel particle Qualification of candidate superalloys 		
	<ul style="list-style-type: none"> Nuclear thaw procedure 核熱による固化冷却材溶融 		<ul style="list-style-type: none"> Innovative reactor core concept 		ZrH Permeation barrier	
RISK IN COST AND SCHEDULE	Low	Medium	High	Medium	High	High
CONFINEMENT OF RADIOACTIVE FUEL IN CASE OF RENTRY	<ul style="list-style-type: none"> Compatibility with the use of 316 SS as structural material, to be demonstrated 		Probable	<ul style="list-style-type: none"> Compatibility with the use of heat resisting superalloys, to be demonstrated 		
POTENTIAL OF EXTRAPOLATION (S _{rad} 150 m ²)	45 kW _e	50 kW _e	130 kW _e	80 kW _e	80 kW _e	50 kW _e

Table 3 - Comparative Evaluation of 20-kW_e Nuclear Brayton Systems.



0 1 2 3 [m]

図 2. 1 深海炉例⁽⁵⁾

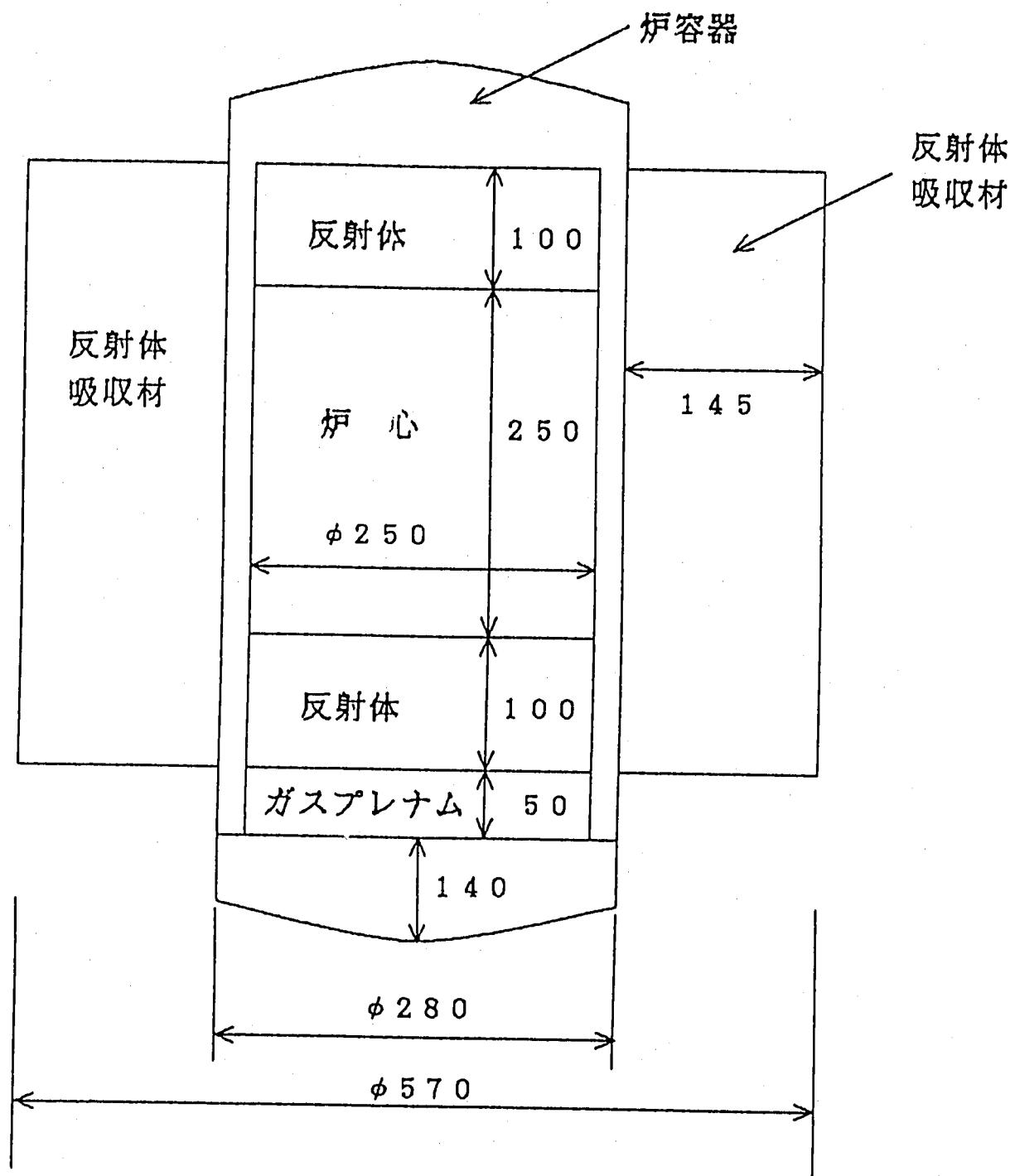
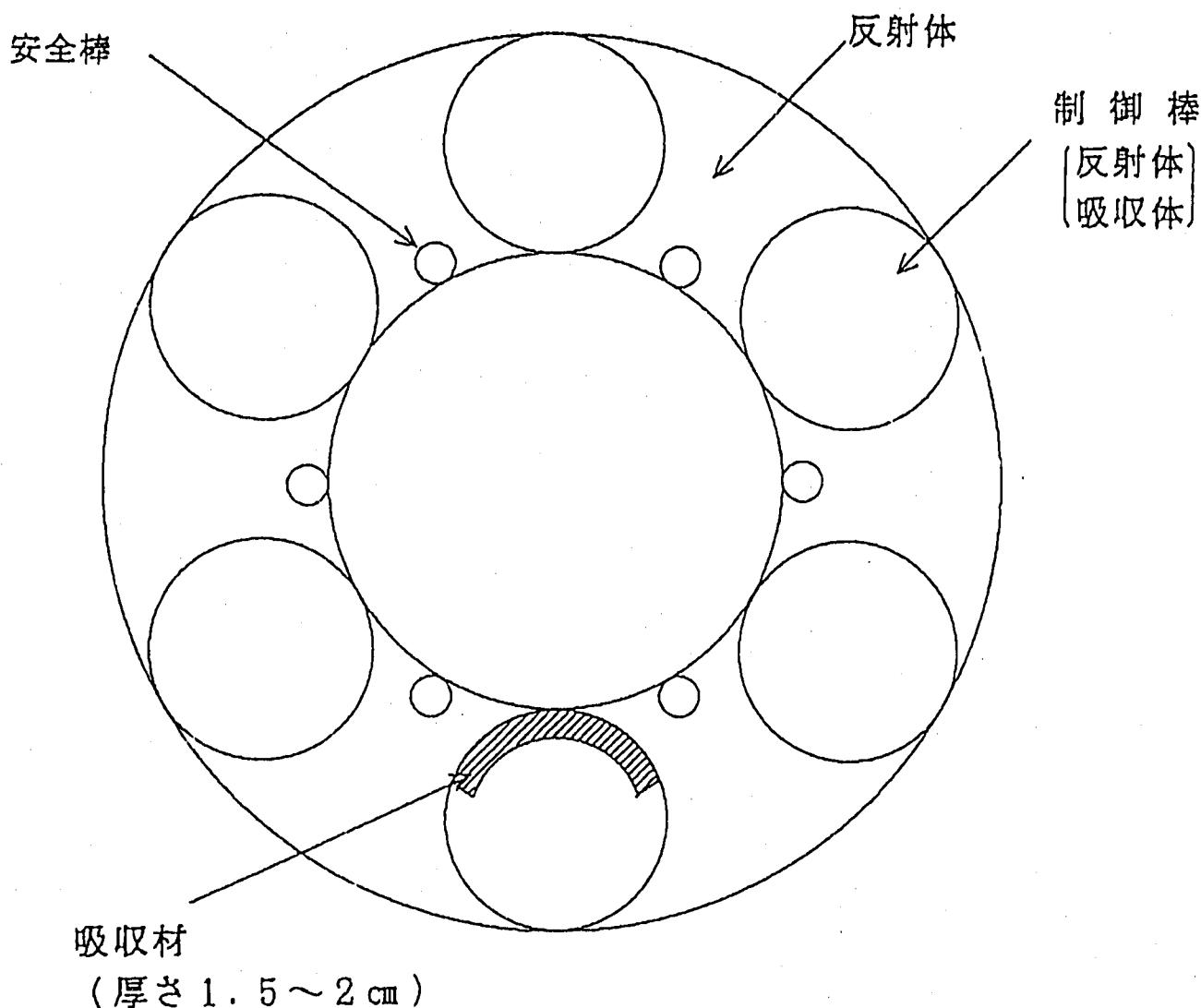


図 2. 2 原子炉容器寸法条件 (5)



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. 3 制御棒配置条件⁽⁵⁾

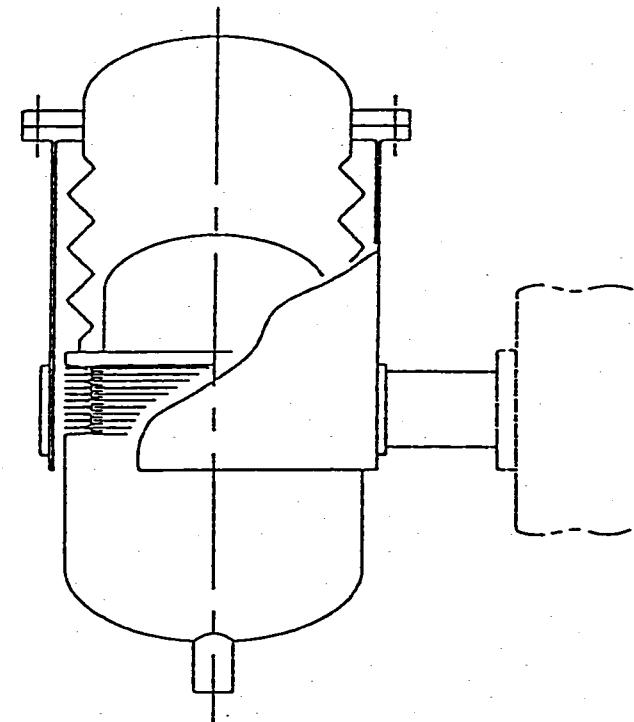
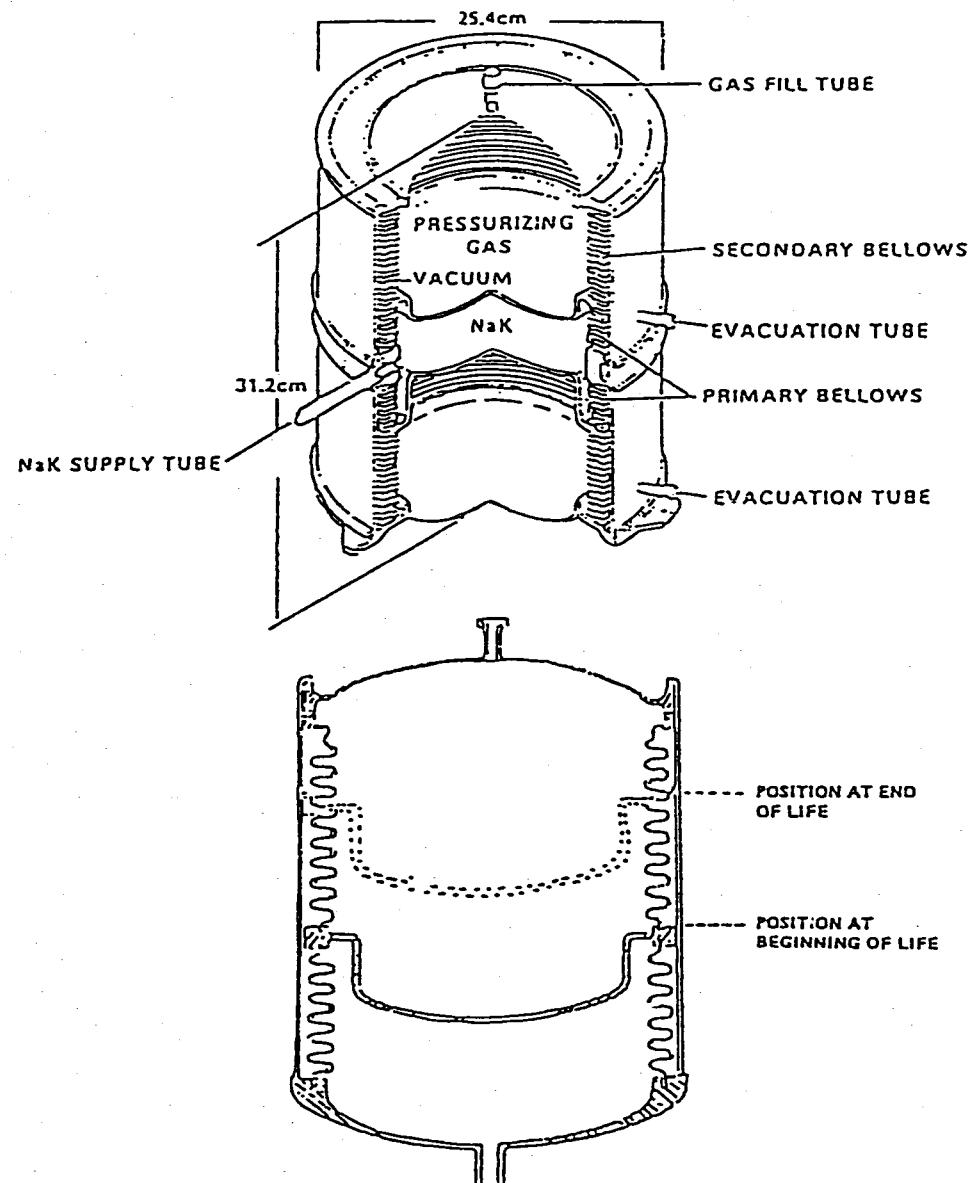


図2.4 アッキュムレータの例⁽⁶⁾

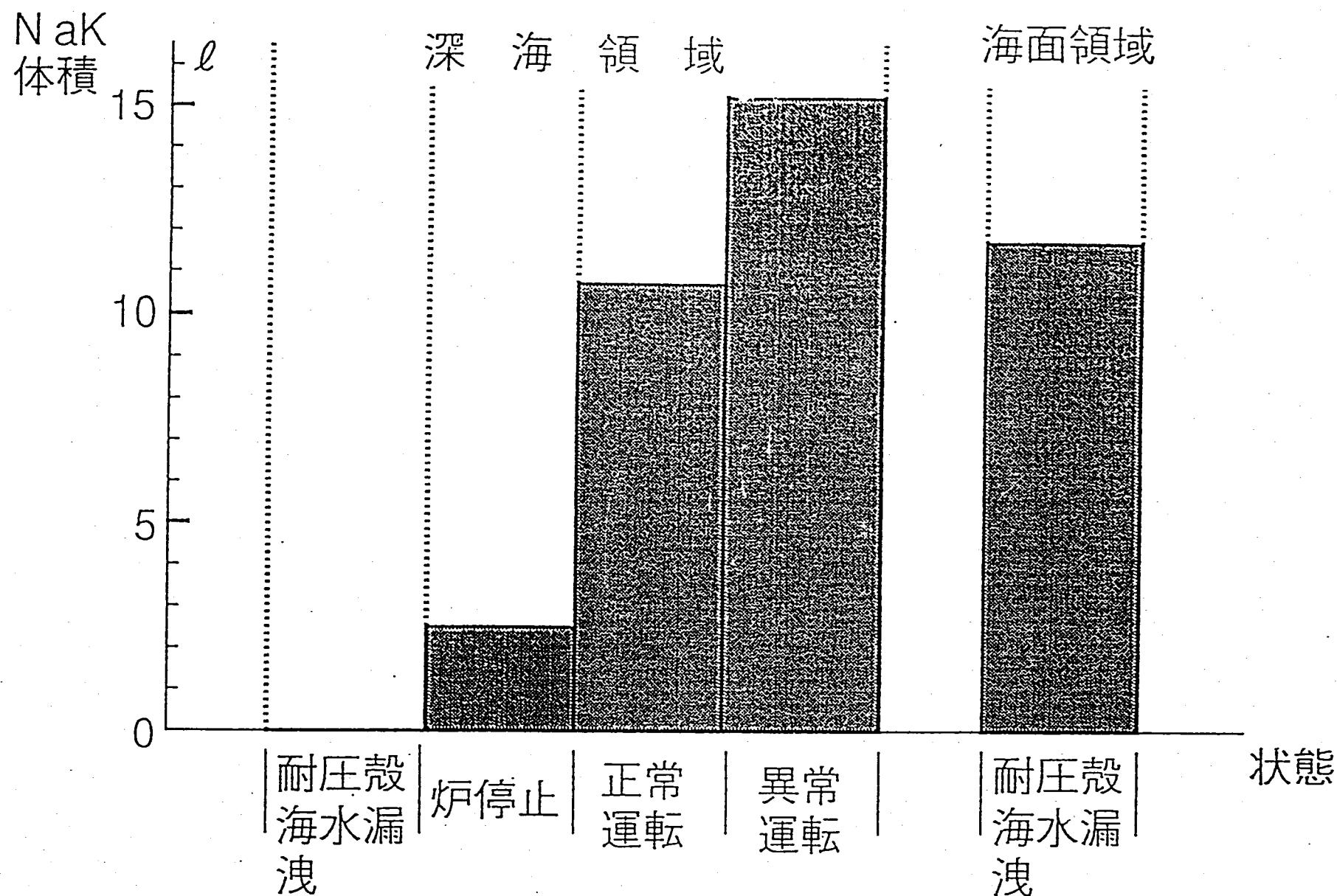


図2.5 アッキュムレータ内NaK体積変化⁽⁶⁾

3. 耐圧殻系

3. 1 耐圧殻熱応力

10%Ni鋼製耐圧殻

内面最高温度／外面温度 ······ 132.5°C / 5°C

線膨張率 : α ······ $10.1 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$

弾性係数 : E ······ $2.18 \times 10^4 \text{ kgf/mm}^2$

0.2%耐力 ······ 132 kgf/mm^2

円筒近似で熱応力を計算する。最大熱応力は次式で与えられる。

$$\sigma = \alpha E \cdot \Delta T / \{2(1-\nu)\}$$

ここで ΔT は耐圧殻内外面の温度差、 ν はポアソン比である。この式を用いて計算すると次のようになる。

$$\sigma = 10.1 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C} \times 2.18 \times 10^4 \text{ kgf/mm}^2 (132.5 - 5) / \{2(1 - 0.3)\} = 20.1 \text{ kgf/mm}^2$$

この値は上記 0.2%耐力と比較して十分小さい値である。

Ti合金製耐圧殻

チタン合金の性質を表 3. 1 に示す。この表の中で組成が 4A1-4V-Ti で、熱処理条件が「焼きなまし」のものを用いる。その他の性質は次のようである。

内面最高温度／外面温度 ······ 132.5°C / 5°C

線膨張率 : α ······ $10.3 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$

最大熱応力は次式のように計算される。

$$\sigma = 10.3 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C} \times 1.15 \times 10^4 \text{ kgf/mm}^2 (171.3 - 5) / (2(1 - 0.3)) = 14.1 \text{ kgf/mm}^2$$

この値は表3.1の0.2%耐力と比較して十分小さい値である。

3.2 遮蔽材材料

遮蔽材材料としては現在LiHを第一候補にあげている。LiHは水と激しく反応して水素を発生するので、海水の耐圧殻漏洩という仮想的な事故を想定した場合、LiHはそのまま用いるわけにはいかず、例えば小さなブロックに分けて、錫等の柔らかい金属で覆う必要がある。このようにすれば、海水漏洩時LiHブロックの周囲に数百気圧の海水が充満しても、海水とLiHが接触することは無く、何も問題が生じないとと思われる。

ここではそういう方法を取らず、LiHを他の材料即ち、Be或いはZrH₂に代えた場合の深海炉システムの重量増加について考える。

図2.1の深海炉の遮蔽材LiHの重量を500kgとして、まずBeに代えた場合の重量増加を検討する。

LiHの密度は0.82kg/cm³、Beの密度は1.8kg/cm³なので、Beの重量は次のようなになる。

$$500 \text{ kg} \times (1.8 \div 0.82) = 1,097.6 \text{ kg}$$

従って、この場合約600kgの重量増加になる。

次にZrH₂に代えた場合を検討する。LiH、ZrH₂の密度及び分子式量は、下記のようである。

LiH： 密度・・・0.82kg/cm³， 分子式量・・・7.95

ZrH₂： 密度・・・5.6kg/cm³， 分子式量・・・98.24

高速中性子の減速はH原子によるものと考え、上記数値で両者の差が非常に大きい分子式量を用いて以下計算を行う。

$Z \text{r H}_2$ はHが2つ、 LiH は1ヶだから、Hが1ヶ当たりの分子式量は $Z \text{r H}_2$ の方が LiH の5.86倍となる。

$$93.24 \div 2 \div 7.95 = 5.86$$

従って、 $Z \text{r H}_2$ に代えた場合の重量増加は次のようになる。

$$500 \text{ kg} \times 5.86 = 2,930 \text{ kg}$$

$$2,930 \text{ kg} - 500 \text{ kg} = 2,430 \text{ kg}$$

図2. 1の深海炉の総重量を15,000kgとすると、約16%の重量増加となる。

3. 3 漏水確率予想

深海で耐圧殻が損傷し、海水が耐圧から漏洩する確率である。耐圧殻は「しんかい6500」では研究者が入る操作及び観察室として用いられており、その信頼性は十分に高いものである。原子力技術者である筆者としては、自分の生命を賭けて深海の研究をしている研究者に、「耐圧殻の漏水確率はどれぐらいですか?」とは、なかなか質問しづらい心境である。

ここでは米国で研究された軽水炉の確率論的安全評価に関する報告書、いわゆるラスムッセンレポート(WASH-1400)の数値から検討してみる。

耐圧殻はその大きさ及び形状からPWRの原子炉容器と同等と仮定する。原子炉容器の破損確率は、緊急冷却系による冷却が不可能な大きな穴が開く確率として次の値が与えられている。

RVR(Reactor Vessel Rupture) ECCS不能のサイズ $10^{-7}/\text{炉年}$

原子炉容器の破損確率に関しては、小さな破損の確率は与えられていない。

一方原子炉一次配管系に関しては、small LOCA及びlarge LOCAの確率が次のように与えられている。

small LOCA (1/2 " - 2 ") 10^{-3} / 炉年

large LOCA (2" 以上) 10^{-4} / 炉年

small LOCAの確率はlarge LOCAの確率の10倍である。この関係が原子炉容器に関しても成立するとすると、原子炉容器の小規模の破損確率は

$$10^{-7} / \text{炉年} \times 10 = 10^{-6} / \text{炉年}$$

となる。

現在通信用の海底光ケーブルには、例えば図3. 1に示すような海底光中継器きょう体が、ケーブルを伝送される信号波の增幅及び整形用に、40 - 50 km毎に設置されている。ケーブルの長さを12, 000 - 15, 000 kmとすると、約300体が設置されていることとなる。この海底光中継器きょう体の耐圧きょう体部は、深海炉の耐圧殻とはかなり形状が異なっているが、もしこのこの海底光中継器きょう体の海水漏洩確率がデータとして整理されていれば、このデータは深海炉の耐圧殻の海水漏洩確率の検討に参考になると考えられる。

3. 4 報告済検討項目のレビュー

海底への設置方法

深海底の模様については、フラットな砂地と考えてよく、各システムはコンクリート製などの台座に据付けられたものとして考え、この台座毎所定の場所に設置されるものとする。

システムを海上から降下させる時の荷重条件の目安は、深海炉を耐圧殻3連球の大型のものとした場合、次の通りである。

・原子炉系；空中重量	10 ton	水中重量	25 ton
・耐圧殻；空中重量	75 ton		
・台座；空中重量	50 ton	水中重量	25 ton
合計；空中重量	135 ton	水中重量	50 ton

設置作業に当たっては、下記各設備（深海用）が開発されているものとする。

- ① 自動船位保持式設置作業船
- ② 大型ワインチシステム
- ③ ワイヤ着脱装置
- ④ 水中位置決めシステム
- ⑤ 大型作業用 R O V (Remotely Operated Vehicle)

設置手順については、前述の重量程度であれば海上から吊り降ろしは充分可能であるので、以下の通り設置を行う。

まず、設置作業に先立ち、設置予定位置の深海底の状況確認他の準備作業を行う。準備が整うと、基地を所定位置まで曳航し、作業船によりバラストを調整しながら基地を徐々に水没させ、ワインチにて吊り降ろし海底に設置する。基地が海底に設置されたら、大型 R O V によりケーブルを連結する。

耐圧殻の放射線損傷

ここでは、動燃報告書 PNCZN9410 93-064 深海無人基地用高速炉システムの概念検討で記載した内容に、その後検討した内容を追加し説明を行う。

深海炉を 10 年継続運転した場合、中性子束／フルーエンスは耐圧殻部で、

	(E > 0.1 MeV)	(E > 1 MeV)
中性子束	: $1.7 \times 10^8 \text{ n/cm}^2\text{s}$	$0.62 \times 10^8 \text{ n/cm}^2\text{s}$
中性子フルーエンス	: $5.4 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2$	$2.0 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2$

となる。但しここでは、原子炉構造廻りに約50cmの L i H を遮蔽体として設置する (L i H の減弱距離 : 15.4cm/order) としている。

耐圧殻の中性子照射損傷は次のようである。

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る中性子フルーエンスで評価する。フェライト鋼の鋼材では材料特性上中性子照射効果を、特には考慮する必要のない閾値（中性子フルーエンス E > 1 MeV : 10^{18} n/cm^2 ）で判断できる。⁽⁸⁾ 無人基地用高速炉システムの耐圧殻に 10 % N i 鋼を用いる場合、この原子炉圧力容器用の閾値がそのまま使えると考えると、耐圧殻の中性子フルーエンスは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。更に上記遮蔽

体の厚さを増やすことにより、中性子束／フルーエンスを減少させることも可能である。遮蔽体としてBeを使用した場合もほぼ同じ値になる。尚軽水炉の原子炉圧力容器における中性子フルーエンス ($E > 1\text{MeV}$) は、 $10^{10} - 10^{20}\text{n/cm}^2$ である。

耐圧殻にチタン合金を用いる場合には、チタン合金の高速中性子照射データが余り無いことから、実験炉で照射してデータを得る必要がある。しかしこの場合も遮蔽体の厚さは可変なので、耐圧殻の設計は可能と判断している。

ケーブルの放射線損傷

深海炉の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て計算をした。その結果無人基地用高速炉システムの耐用期間10年に対して、 $4 \times 10^7\text{rad}$ と求まった。

一方耐放射線性ケーブルは、 $1 \times 10^{10}\text{R}$ 以上の照射後も機能を有していることが確認されている。 γ 線に対して $1\text{R} = 1\text{rad}$ とすると、許容線量は $1 \times 10^{10}\text{rad}$ となる。

従って $4 \times 10^7\text{rad}$ という値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。

塗料の放射線損傷評価

耐圧殻に10%Ni高張力鋼を使用した場合、鋸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のでは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結果次のような結論を得た。塗料仕様としては、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とする。これらの塗料では 10^9rad が許容線量と考えられる。

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。

深海炉では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 $4 \times 10^7\text{rad}$ 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することにより、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。）

(7)

表3.1 チタン及びチタン合金の組成と性質

表 8・15 チタンおよびチタン合金の組成と性質

組成または純度	熱処理条件	引 張 性 質				溶接性	備 考
		引張強さ /kgf·mm ⁻²	0.2%耐力 /kgf·mm ⁻²	伸び (%)	ヤング率 /10 ³ kgf·mm ⁻²		
99.5% Ti	焼なまし	27	19	30	10.5	優	
99.0% Ti	"	56	49	15	10.8	"	
0.15~0.2 Pd-Ti	"	43	32	27	10.4	有	耐食性優
5 Al-2.5 Sn-Ti	"	87	84	18	11.4		
8 Al-1 Mo-1 V-Ti	"(2度なまし)	91	84	10	12.6	有	
2.2 Al-11 Sn-5 Zr-1 Mo-0.2 Si-Ti	"	102	91	10	10.4		IMI 679 耐熱性、耐クリープ性良
6 Al-4 V-Ti	焼なまし	95	84	12	11.5	良	
"	時効	119	108	8	12.3	"	
" (ELI)	焼なまし	95	84	15	11.2	"	低温じん性大
5 Al-2 Sn-2 Zr-4 Mo-4 Cr-Ti	"	119	112	10	112		
6 Al-6 V-2 Sn-Ti	"	105	98	10	115		
6 Al-2 Sn-4 Zr-6 Mo-Ti	時効	130	119	10	115		疲れ強さ大
1 Al-8 V-5 Fe-Ti	時効	145	140	6	—		Transcage 129
3 Al-8 V-6 Cr-4 Mo-4 Zr-Ti	時効	126	119	8	103		ベータC焼入れ性良
4.5 Sn-6 Zr-11.5 Mo-Ti	焼なまし	91	84	20	84		ベータIII, 加工性良
"	時効	119	116	—	—		
13 V-11 Cr-3 Al-Ti	焼なまし	90	84	15	102	有	強力, 穩加工
	時効	130	122	8	—		
	時効+冷間加工	180	150	4	—		
15 Mo-5 Zr-3 Al-Ti	時効	150	—	13	—		強力, じん性大

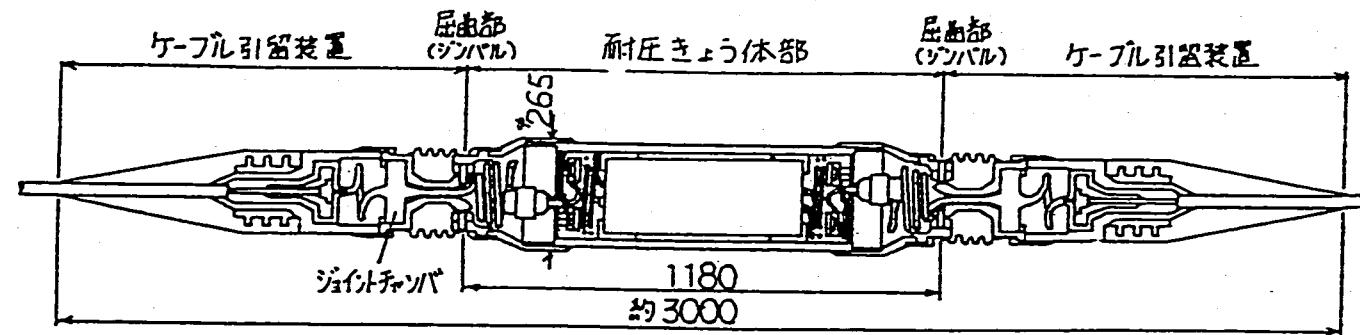


図 3. 1 海底光中継器きょう体の基本構造 (8)

4. 損傷深海炉の回収

4. 1 損傷状態の分類

深海炉の損傷は回収作業手順の類似性の観点から次の様に分類して考えられる。

- ① 耐圧殻及び一次系冷却材バウンダリの破損を伴わないもの。（制御設備、ポンプの故障等）
- ② 一次系冷却材バウンダリの破損を伴うもの。（耐圧殻は健全）
- ③ 耐圧殻の破損を伴うもの。（1次系冷却材バウンダリは健全）
- ④ 耐圧殻と1次冷却材バウンダリの破損が同時的に起こるもの。

これらのうち、耐圧殻損傷を伴わない①と②は回収作業の点からは通常時とほぼ同等の方法でよいと考えられるのでここでは特に問題にしない。

③及び④は仮想的事故であり、この仮想的事故の場合でも、深海炉クラスの炉内放射能インベントリは極く小さいことから、公衆被ばくの観点からは問題ないことが示されている。すなわち、190kWtの熱出力で10年間運転した深海炉の炉停止後90日後の炉内放射能インベントリは、かつて1970年代に北大西洋において海洋投棄された全放射能量の約1/5万に過ぎない¹⁰⁾。

以上の観点に基づいて、ここでは、上記③、④の状態の損傷深海炉の回収方法について検討し、深海炉は、従業員の安全性の観点からも妥当なものであることを示す。

4. 2 回収方法

上記4つの損傷状態に対応する回収及びその後の修理の作業手順概念を図4. 1 にまとめて示す。作業は概ね次の手順で実施する。

- A. 損傷状態の概略固定
- B. 深海炉からの動力・信号ケーブル等の切離し（ROV及びAUV使用）

ROV：有索遠隔操作航走体 AUV：無索無人自律水中航走体
- C. 母船への引上げ、専用コンテナへの収納、基地への移送
- D. 損傷状態確認
- E. 耐圧殻内ガスベント、燃料取出し、冷却材ドレン等
- F. 修理

G. 冷却材再充填、燃料再装填等

H. 試験

I. 移送、再設備、再起動

このうち、損傷深海炉の母船までの引き上げ作業について、その概念を図4. 2、図4. 3に示す。

図4. 2には先ず深海炉の海底への設置概念を示す。深海炉は原子炉起動用蓄電池、制御装置と共にラック構造体の中に設備する。これには海中重量軽減のための浮力材も組込んでいる。尚、海中流速、温度等測定のための測定機器も係留ブイと共に収納容器内に予め組込んでおく。これら測定器は、係留ブイにより、ラック構造体着底後、自動的に海中を上昇させ、予め計画した深度に配置できる様構想している。

図4. 3には、母船による深海炉回収の概念を示す。回収には、母船に設備された揚荷装置（大型ワインチとクレーン装置）を用いラック構造体全体を吊り上げる。回収されたラック構造体は母船上の専用の密閉コンテナに収納し、基地に輸送する。吊り上げ前にはラック構造体に接続されている動力ケーブル、信号ケーブル等とコネクタを切り離す必要があるが、これには現在開発中のROV（有索遠隔操作航走体）または、AU V（無索無人自律航走体）を用いることが考えられる。

尚、図4. 3では母船の後方から回収する方法を採用しているが、双胴船を用い、母船の中央から回収する場合、吊り上げ重量は、後方吊り上げの倍になるので、海中重量軽減のための浮力材使用量は、低減できる可能性がある。

殻内の海水ドレン操作は母船上の専用コンテナ内で行う。専用コンテナ内では、耐圧殻の底に直接ドリルで穴をあけてドレンする。このようにドレンしても尚1次系機器のガードベッセル等に残留する海水については、耐圧殻全体を加熱（～100 °Cまで）し、蒸発させ、蒸気をベントしてドレンする。加熱方法としては、専用コンテナ内に仮設ヒータを設置する方法または、加熱ガスを専用コンテナに導入する方法が考えられる。

いずれにしても、これらの方法により、耐圧殻内の海水を排除し、その後の保修作業の安全を画るものとする。

更に次節では、これら海水ドレンが終了していないときに、万一Na(K)-水反応が発生した場合の影響について検討する。

4. 3 回収時Na - 水反応の検討

損傷深海炉回収作業に関連し、時間的には短時間であるが、損傷深海炉を海面上に引き上げた後母船船上で処理作業中、何らかの原因で1次系の機器が破損し、1次系内のNa或いはNaKが、耐圧殻内に漏入した海水と反応したと仮に想定した場合でも、作業員の安全性が阻害されることがないことを確認するため、Na - 水反応で発生する圧力による耐圧殻の健全性について検討する。この場合耐圧殻には細い割れ目が少し入っているが、耐圧殻自体の強度は元通りと想定する。

(1) 耐圧殻内Na - 水反応による圧力上昇の検討条件

- ① 1次冷却材としてはNaK或いはNaが使用されるが、NaKと水との反応についてはほとんど研究されておらず、評価に必要なデータも見当たらないことから、ここではNaで代表して考える。また、実際には海水との反応になるが、同様な理由で水との反応として考える。

Kの原子量は39.1であり、Naのそれ(23)に比べて大きく、反応する冷却材重量が与えられた(一定)ならば、Naで考えた場合の方が反応モル数が大きくなり、保守的に評価できると予想される。

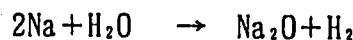
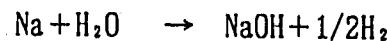
耐圧殻内圧力は損傷深海炉を引き上げる途中で、周囲圧力と均圧化すると考えられるため、母船上では大気圧(1 kg/cm²a)とする。

- ③ 反応に係わるNa量は10-20kWeの深海炉のNaK量が44.5kgであることを踏まえ、Na量を50kgとして想定する。

また、参考のため、Na量を100 kgとした保守的なケースについても検討する。尚、~100 kgのNaと水の反応については、既に動燃のSWAT-3試験装置において数多くの試験が行われており、その挙動については、十分把握されている。¹¹⁾

- ④ 図2. 1の深海炉の耐圧殻内に残る初期のガス(He-Xe混合ガス)体積は、冷却器(ラジエータ)内ガス容積とし、これを0.9 m³とする。

- ⑤ Naと水の反応としては主に次の2つの反応式で示される反応が考えられる。



いずれの場合も、Na 1モルに対し、H₂ガスは0.5 モル発生することから、Na 1モルに対する発生水素割合は0.5 モルとする。

(2) 検討

通常高速炉プラントのNa加熱蒸気発生器（SG）では伝熱管破損時Na－水反応に伴う発生圧力の挙動は初期スパイク圧と準定常圧に特徴づけられ、これらは分けて評価されている。ここでも、これら2つの挙動について検討する。

(a) スパイク圧

上記SGでの初期スパイク圧は高圧の、伝熱管内水／蒸気がNa側に噴出（水リーキ率は数ms間に数十kg/sに達する）し、それに伴い急激に発生するNa－水反応による圧力がNa中を圧力波となってSG内各部に伝播し、最終的にはSG内カバーガス液面での反射による減圧波が反応部に到達することにより形成される。ピーク圧はSG胴部で～20kg/cm²G、継続時間は反応点の液深にもよるが～10ms程度である。

深海炉の場合には、1次系内の圧力は高々数kg/cm²gであり、Na漏えい率も、高温・高圧の水／蒸気のリーク率に比べ格段に小さいことから、発生圧力は耐圧殻の許容内圧（500kg/cm²以上：添付資料1）に比べて十分小さいと予想される。

また、圧力波継続時間も殻の半径が1m、水中音速が1000m/s程度であることを考えると数msであり、結局、圧力は準定常的（初期スパイク圧変化がmsのオーダであるのに対し、準定常圧変化は数sのオーダ）に変化するものとして扱える。

(b) 準定常圧

上述した通り1次系Naと水は徐々に反応すると予想されるが、ここでの準定常圧評価上は保守的に1次系全Naが瞬時に水と反応すると考える。水素発生に伴う殻内の圧力は耐圧殻内の初期に存在するガスを圧縮、殻内全域でほぼ均一に上昇すると考えられる。この圧力の最大到達点は結局、発生水素量と初期ガス体積、水素ガス温度で決まる。

$$\text{発生水素ガス量 } M_H = \frac{50 \times 10^3 \text{ g}}{23 \text{ g/mol}} \times 0.5 \times 2 \text{ g/mol} = 8.7 \times 10^3 \text{ g} \\ \Rightarrow 8.7 \text{ kg}$$

水素ガスを理想気体として考えると発生圧力は次式で示される。

$$P = \frac{M_H R T}{V} \quad (1)$$

R : 水素のガス定数 420.55 (m · kg/kg K)

T : 水素ガス温度 (K)

V : 初期ガス体積 (m³)

動燃のSWAT-3試験装置等での実験解析では1モルの水／蒸気から0.65モルの水素が発生するものとした場合、ガス温度を727 °C (1000° K) とすることにより、準定常圧を安全側に評価できることが示されている。¹²⁾

従って、ここでもガス温度として1000° Kを用いるものとする。(1)式に諸値を代入して

$$P = \frac{8.7 \times 420.55 \times 1000}{0.9} = 4.07 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$$

$$\Rightarrow 407 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$$

耐圧殻への漏えいNa量を100 kgと想定した場合には、内圧は、813 kg/cm²aとなる。

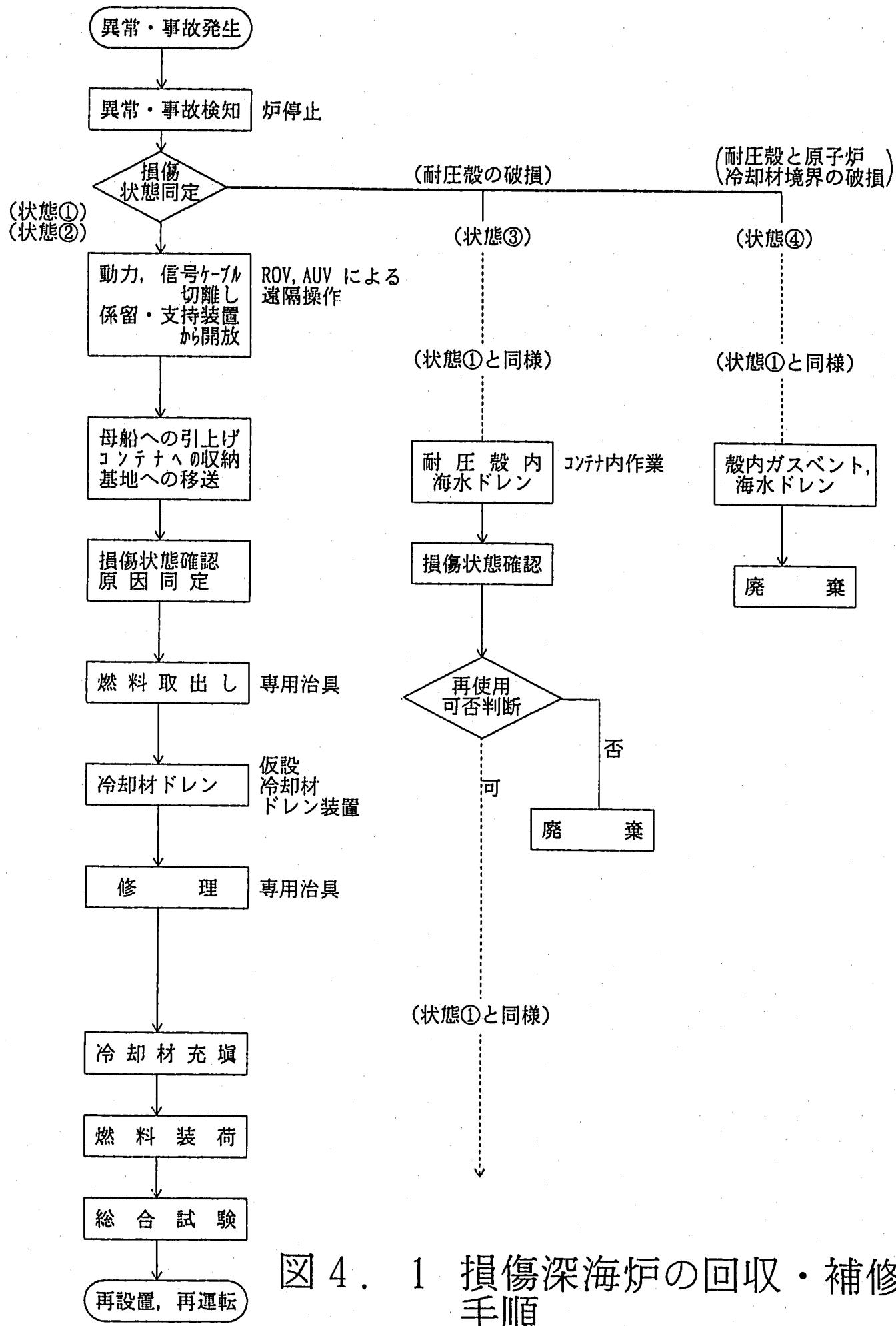
耐圧殻が半径2m、肉厚50mm（先行検討例⁵⁾では56mm）の場合、材料がTi合金とする（Ti合金の設計引張強さ 148kg/mm²と考える）と、その許容内圧は493kg/cm²であり、反応するNa量が50kgの現実ケースでは発生圧力を上廻っており、構造健全性上は問題とならない。

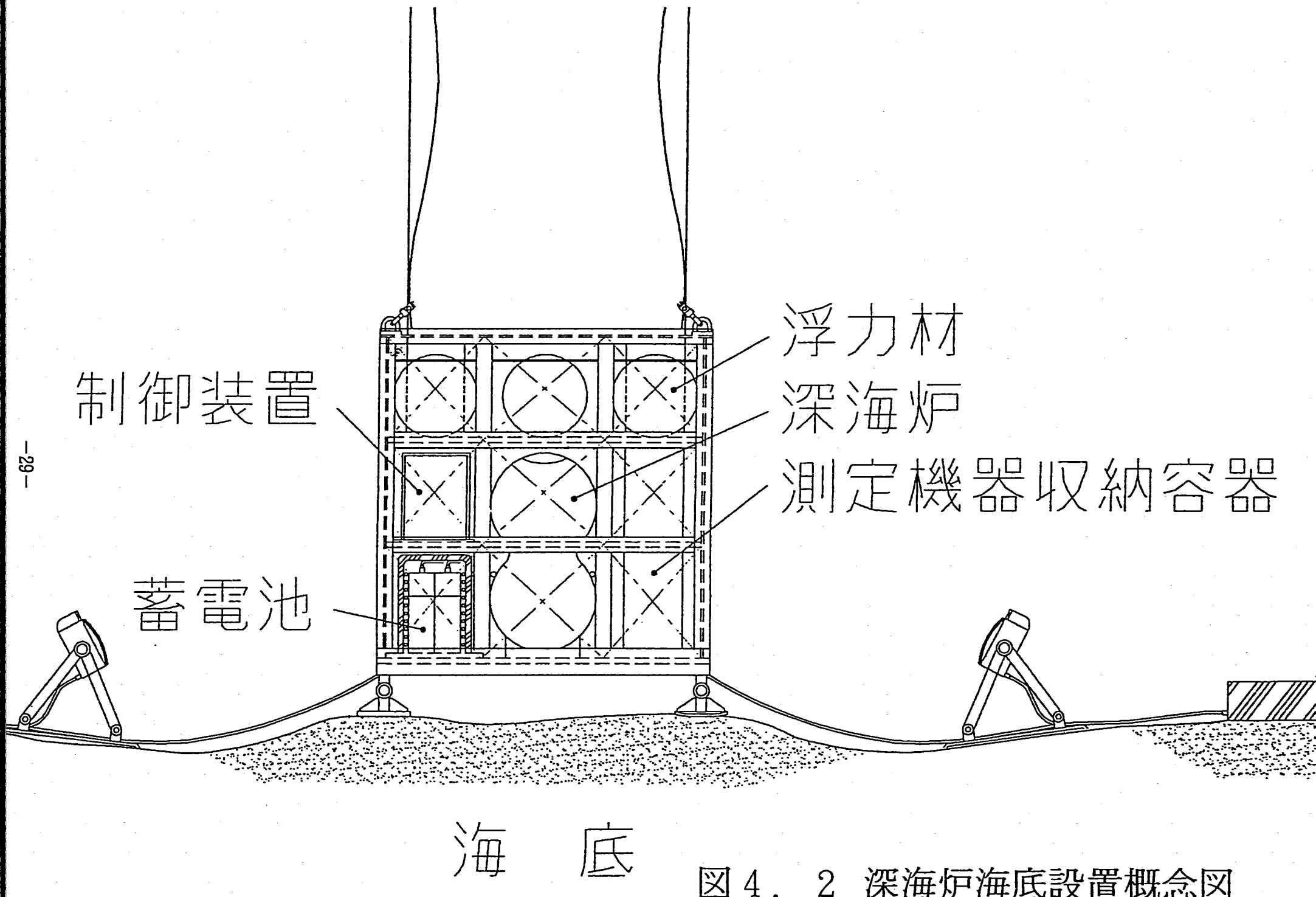
一方Na量を100 kgと保守的に想定した場合には、許容内圧を上廻ることになるが、上記発生圧力は、下記の点で非常に保守的なものとなっており、詳細に解析するならば、発生圧力は小さくなる可能性が大きい。

今回の場合Na側圧力は低く、水側へのNa漏洩速度は、SWAT-3試験の水漏洩速度に比べて非常に小さくなると考えられることから、単位時間当りのNa-水反応量も小さく、発生した熱が反応域周囲の水に逃げやすい。又SWAT-3試験での水温は約300 °C、Na温度は約400 °Cに対し、今回は水温、Na温度とも常温である。従って、発生水素ガス温度をSWAT-3と同じ727 °Cとした今回の評価は非常に保守的なものとなっている。また、もし、詳細評価をしても発生圧力が許容内圧を越える場合には、殻内空間容積を0.9 m³から増加する等の対策を施すことにより発生圧力を低減可能であり、配圧殻の健全性は確保できる。

(3) 検討結果

損傷深海炉の母船上でNa-水反応を想定した場合でも、発生する圧力に対して耐圧殻の健全性が十分保たれる見通しであり、これにより作業員の安全性が阻害されることはないと考えられる。





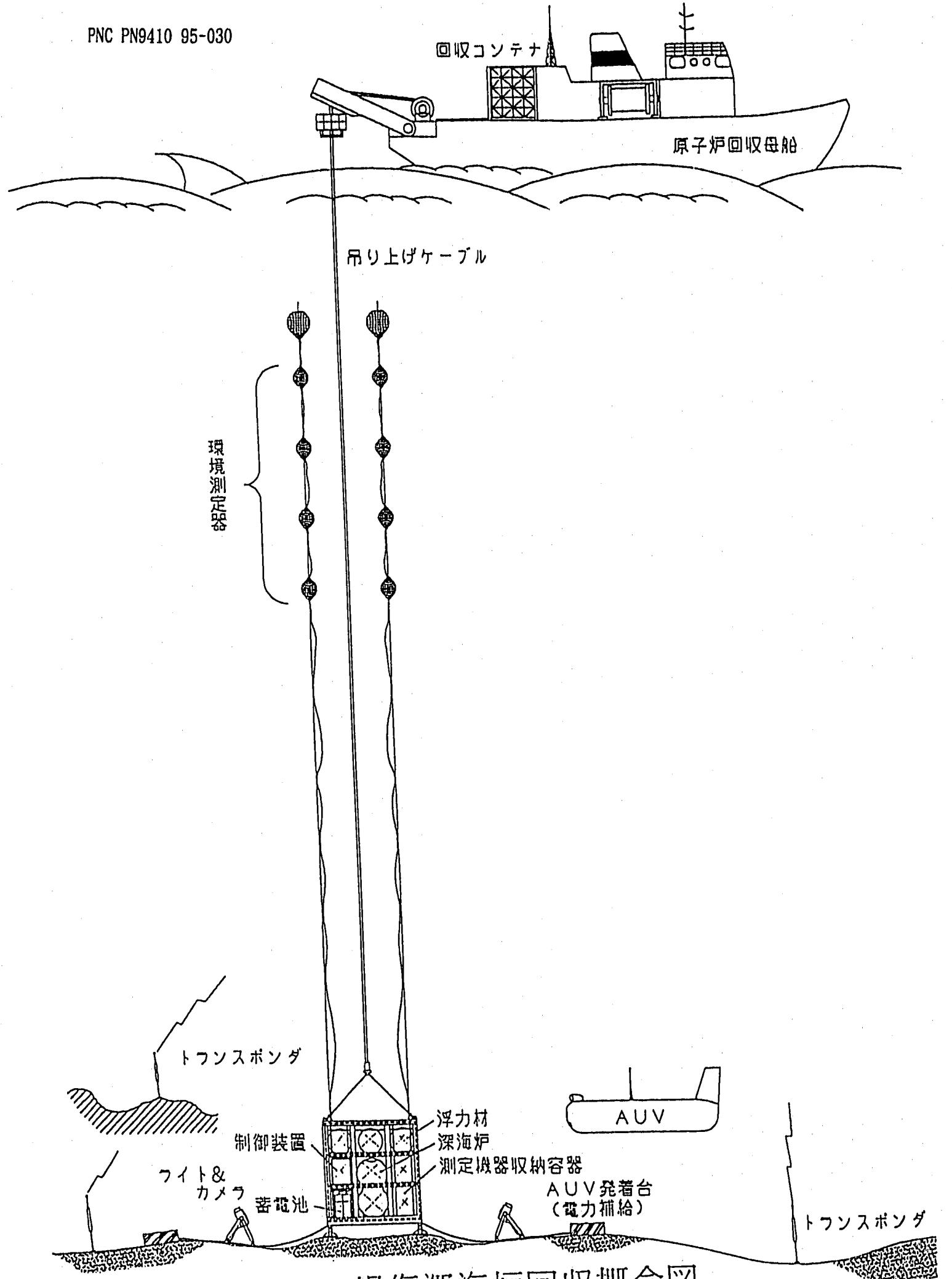


図 4.3 損傷深海炉回収概念図

5. おわりに

深海炉は、米国のS N A P 宇宙炉研究及び密閉ブレイトンサイクル開発の既存技術を利
用し、且つ仏国E R A T O 宇宙炉設計研究を参考にしつつ、耐圧殻を冷却器の伝熱板とし
て用いるという新概念を導入し、その設計概念を構築したものである。

筆者は、上記外国での研究成果及び表5. 1の今までに作成された動燃報告書の検討に
加えて、本報告書の詳細検討により、深海炉の技術的成立性は確証されたと考える。

表 5. 1 深海炉関係動燃報告書一覧表

- PNC N9410 90-167 高温高速炉一ブレイトンサイクルを使用した潜水調査船用動力源の除
熱に関する伝熱解析
- PNCZN9410 91-185 6.5 千m 級潜水調査船用動力源の概念設計
- PNCZN9410 91-205 可搬型炉無線運転装置予備検討
- PNCZN9410 91-176 深海調査用高速炉システムの重量検討
- PNCZN9410 91-305 深海調査用高速炉システムの重量検討 追加計算
- PNCZN9410 92-019 深海底無人基地用高速炉システムの概念設計
- PNCTN9410 92-050 深海潜水調査船用高速炉システムの概念検討
- PNCTN9410 92-095 深海有人基地用高速炉システムの概念検討
- PNCZN9410 93-115 可搬型高速炉炉心特性計算
- PNCZN9410 93-064 深海無人基地用高速炉システムの概念検討
- PNCZN9410 93-067 深海用動力源としての燃料電池と高速炉の比較検討
- PNCZN9410 93-103 深海炉熱流力計算・構造材腐食・アッキュムレータに関する検討
- PNCPN9000 93-007 可搬型高速炉開発計画の検討
- PNCZN9410 94-073 小型高速炉 T R U 燃料炉心特性解析
- PNCPN9410 94-093 高圧下ナトリウム-水反応予備解析
- PNCPN9000 94-006 深海炉開発目標
- PNCZN 95- 宇宙・地上・深海高速炉ガスタービン発電システム定常解析コード
“S T E D F A S T” 使用説明書（査読中）

謝　　辞

第2. 3節 ^{24}Na の放射化 については関口信忠氏、第3. 1節 耐圧殻熱応力 については岩田耕司氏、第4. 3節 回収時 Na 水反応の検討 については元動燃の佐藤稔氏にコメントを頂いたので感謝します。

第4章損傷深海炉の回収 については、新型炉技術開発株式会社の吉岡直樹氏に取りまとめ作業をして頂いたので、ここに謝意を表します。

参考文献

- 1) D. W. Staub et al., "SNAP Programs Summary Report," AI-AEC-13067, PP. 61-86, (1973).
- 2) F. Carre, B. Proust et al., "Update of the Brato Program and Conceptual Studies on LMFBR Derivative Space Power Systems," Trans. 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Conf. 900109, pp. 381-385, (1990).
- 3) F. Carre, J. Delaplace et al., "Utilisation de l'Energie Nucleaire pour la Production d'Energie Electrique dans l'Espace," Revue Generale Nucleaire, No. 2, pp. 113-118, (1989).
- 4) Allied-Signal Aerospace Company のパンフレット
- 5) 動燃報告書 PNC ZN9410 93-064、深海無人基地用高速炉システムの概念検討、大坪 章他、1993年 2月
- 6) 動燃報告書 PNC TN9410 92-095、深海有人基地用高速炉システムの概念検討、大坪 章他、1992年 3月
- 7) 金属便覧（改訂 4 版）、日本金属学会編、丸善株式会社
- 8) 西 成人他、海底光中継器きょう体構成法の検討、電子通信学会研究報告、CS83-113、1983年
- 9) 照射損傷、原子力工学シリーズ 8、石野 葉著、東京大学出版会
- 10) 動燃報告書 PNC PN9000 94-006、深海炉開発目標、大坪 章、1994年 7月
- 11) 動燃技報 No. 25、SWAT-3 試験装置による大リーグ・ナトリウム-水反応試験の概要、佐藤 稔他、1978年
- 12) 動燃報告書 PNC SN942 79-05、Sodium-Water Reactions in Steam Generators of Liquid Metal Fast Breeder Reactors、M. Hori、1979年 5月

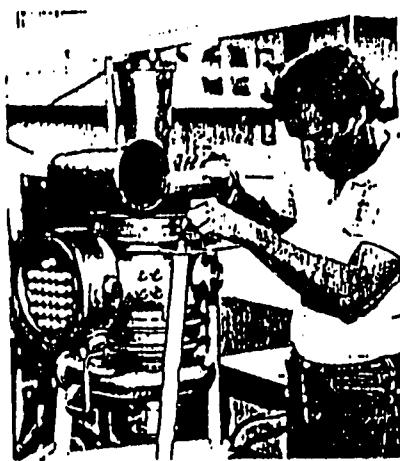
添付資料 密閉ブレイトンサイクル⁽⁴⁾

Proven Technology

The CBC technology has been demonstrated at NASA Lewis Research Center, operating over a range of 6 to 12 kilowatts of electrical power under conditions simulating space. Using conservative turbine inlet temperatures of 1600°F, the CBC system achieved overall heat engine operating efficiencies of 29% including all parasitic losses from controls and pumped cooling fluids. These tests were conducted with *non-developed* hardware; further evaluations concluded overall efficiencies in excess of 32% were achievable. The present CBC design for Space Station, with more stringent load demands, confirms that this prediction was valid.

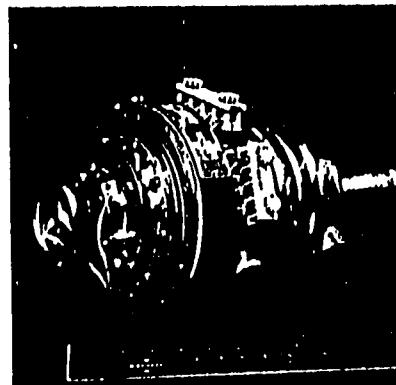
The CBC has tremendous growth potential through technology. Allied-Signal Aerospace Company is currently developing ceramic and carbon-carbon turbine materials which will allow a twofold increase in turbine inlet temperature with a commensurate increase in efficiency.

The inherent flexibility of the CBC to operate over a wide range of temperatures allows performance to be optimized for maximum specific power, minimum radiator area, maximum efficiency, or any desirable combination of parameters.

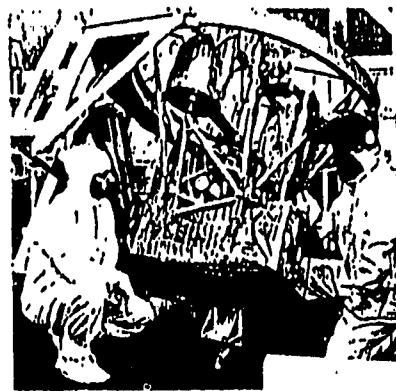


Assembling the 10.7 kW_e Brayton Rotating Unit

The Brayton Rotating Unit (BRU) accumulated more than 52,000 hours of successful operation at the NASA Lewis Research Center in Cleveland.

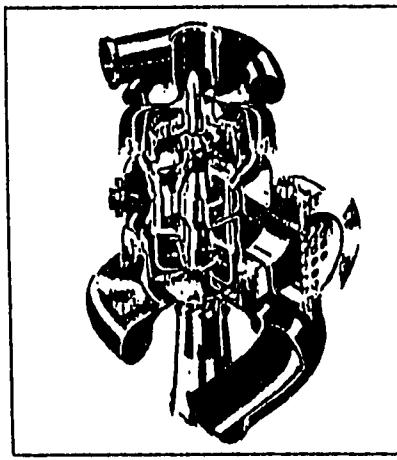


1.3 kW_e Mini-Brayton Rotating Unit (Mini-BRU)



Brayton Isotope Power System (BIPS)

The mini-BRU is at the heart of the Brayton Isotope Power System, an isotope-fueled dynamic power conversion system for space applications. BIPS was endurance-tested for more than 1,000 hours in a vacuum chamber simulating space environments. The BIPS program, completed in 1978, led to the current Dynamic Isotope Power Subsystem (DIPS) program, which will generate between six and ten kilowatts of electrical power.



Cutaway Brayton Rotating Unit