

# 高速増殖実証炉 第2巻

—プラント系統別の検討—

第7分冊 安全設備の検討

1985年3月

動力炉・核燃料開発事業団

実証炉設計技術検討Working Group

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)

## 高速増殖実証炉 第 2 卷

プラント系統別の検討

第 7 分冊 安全設備の検討

実証炉設計技術検討 Working Group

### 要 旨

実証炉設計技術検討ワーキンググループにおいて、世界各国の大型高速増殖炉について第 1 巻に引続き、プラント系統別に調査検討した。

第 2 巻は

- 第 1 章 (第 1 分冊) 炉心の検討
- 第 2 章 (第 2 分冊) 原子炉構造の検討
- 第 3 章 (第 3 分冊) 冷却系設備の検討
- 第 4 章 (第 4 分冊) 補助設備の検討
- 第 5 章 (第 5 分冊) 燃料取扱設備の検討
- 第 6 章 (第 6 分冊) 計測制御設備の検討
- 第 7 章 (第 7 分冊) 安全設備の検討

に分類して検討を行なった。

本報告は、第 7 章 (第 7 分冊) 安全設備の検討について、まとめたものである。

## 目 次

まえがき .....	1
7.1 格納容器 .....	5
7.1.1 はじめに .....	5
7.1.2 各種格納施設の概念 .....	6
7.1.3 我国における軽水炉、ガス炉及び高速炉の格納施設 .....	7
7.1.4 海外高速炉の格納施設の概要 .....	9
7.1.5 実証炉の格納施設の検討 .....	11
参考文献 .....	39
7.2 原子炉容器及びガードベッセル .....	43
7.2.1 はじめに .....	43
7.2.2 ループ型高速増殖炉 .....	43
7.2.3 タンク型高速増殖炉 .....	81
7.2.4 まとめ .....	94
参考文献 .....	97
7.3 ナトリウムリーク対策 .....	101
7.3.1 はじめに .....	101
7.3.2 アメリカにおけるR & D状況と設備対応 .....	101
7.3.3 西ドイツのR & D状況とプラント対応 .....	105
7.3.4 フランスのR & D状況と設計対応 .....	110
7.3.5 イギリスのR & D状況と設計対応 .....	117
7.3.6 日本のR & D状況と設備対応 .....	122
7.3.7 次期大型炉用の事故定義 .....	122
参考文献 .....	131
7.4 崩壊熱除去システム .....	135
7.4.1 はじめに .....	135
7.4.2 タンク型高速炉の崩壊熱除去システム .....	135
7.4.3 ループ型高速炉の崩壊熱除去システム .....	136
7.4.4 まとめ .....	137
参考文献 .....	154

7.5 供用期間中検査 .....	157
7.5.1 西独の I S I .....	157
7.5.2 英国の I S I .....	166
7.5.3 フランスの I S I .....	170
7.5.4 米国の I S I .....	179
7.5.5 米国の I S I .....	185
7.5.6 保守, 補修 .....	189
あとながき .....	193
(付) 実証炉設計技術検討ワーキンググループメンバー一覧 .....	194

## まえがき

世界の高速増殖炉の開発は、実験炉、原型炉の研究開発が進み、実証炉の研究開発の段階に進みつつある。

動燃においても、数年前から実証炉の設計研究が進められており、昭和57年9月からは、“実証炉設計技術検討ワーキンググループ”が発足し、高速増殖炉開発本部並びに大洗工学センターの関連部（高速炉機器開発部、高速実験炉部、燃料材料試験部、高速炉安全工学部）から、各々の立場の専門家による実証炉開発のための検討が進められることになった。

実証炉設計技術ワーキンググループ内で第1巻として世界各国の高速増殖炉の技術調査を進めることになり、以下のような項目を調査した。

- 第1章 ループ型炉の開発状況
- 第2章 タンク型炉の開発状況
- 第3章 我国の開発状況
- 第4章 炉型式の比較
- 第5章 今後の研究開発項目

第1巻に引き続き、第2巻として、プラント系統別の調査検討を以下のような項目で実施した。

- 第1章 炉心の検討
- 第2章 原子炉構造の検討
- 第3章 冷却系設備の検討
- 第4章 補助設備の検討
- 第5章 燃料取扱設備の検討
- 第6章 計測制御設備の検討
- 第7章 安全設備の検討

本報告書は、第7章安全設備の検討についてまとめたものである。

報告書のまとめ方は、担当（目次の氏名）を決め、担当者が調査し、調査内容を当ワーキンググループの検討会で発表し、各分野の専門家と討論し充足してまとめられた。調査内容は、できるだけ最新の情報を入手するよう努力した。

しかし常に、新しい情報が入っているので、さらに追加すべきことも多いと思われるが、一応の成果と考え、報告することにした。

高速増殖炉の開発は、国際協力を必要とする時代であり、我国も各国から色々な形で呼びか

けられつつある。また、実証炉の設計研究も経済性や安全性の観点から、タンク型炉とループ型炉の比較すべき時代に、本報告書が少しでも役に立てば幸いである。

本報告書のコメントや修正等、各方面から頂けることを期待している。

実証炉設計技術検討ワーキンググループ 事務局

## 7.1 格納容器

7.1.1	はじめに .....	5
7.1.2	各種格納施設の概念 .....	6
7.1.3	我国における軽水炉，ガス炉及び高速炉の格納施設 .....	7
7.1.4	海外高速炉の格納施設の概要 .....	9
(1)	フランス .....	9
(2)	イギリス .....	9
(3)	アメリカ .....	10
(4)	ドイツ .....	11
7.1.5	実証炉の格納施設の検討 .....	11
(1)	ループ型実証炉の格納施設 .....	11
(2)	タンク型実証炉の格納施設 .....	12
	参考文献 .....	39



## 7.1 格納容器

### 7.1.1 はじめに

原子炉格納施設は万一の事故時にも原子炉からの放射性物質の環境への放散を防止することを目的に設置されている。

我国の高速炉の格納施設は実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」ともPWRと同様な鋼製耐圧型格納容器を持つ格納施設である。

現在ループ型炉の格納施設概念として他に鋼製ハイブリット型、鉄筋コンクリート型等が考えられており、大型炉への適用に当って種々の検討が実施されている。

また、タンク型炉に適合した格納施設の検討も「電力」の実証炉概念設計等において比較評価が実施されている。

動燃における格納施設の検討としては、第1次概念設計の結果、100万kweのクラスで格納容器直径が64m（鋼製ハイブリット型を採用）と大型であった。なお、「電力」の概念設計の結果も1次系が4ループであるが、格納容器直径は68mであった。耐震上、コスト削減のための物量等を考えると格納容器は出来る限りコンパクトにする必要があり、第2次概念設計では格納容器の物量を軽水炉の2倍以下とすることを目標に設計研究を実施した。この結果、1次系配管にベローズを用いること等の概念の導入により格納容易径を50mとすることが可能であることを確認した。

実証炉の格納容器形式としては鋼製ハイブリット円筒型を第1次概念設計で採用していたが、第2次概念設計では耐震上、座屈上有利である接合型の検討を進めた。

鉄筋コンクリート製格納施設は効果的な配置、物量の削減が可能と考えられ、大型炉の格納施設として非常に魅力があり、海外及び軽水炉の動向を見ながら検討を進めておく必要があると考える。

タンク型炉の格納施設としてはSuper Phenixタイプの鋼製ドーム安全容器型とCDFRタイプの鉄筋コンクリート円筒型が代表的な型式である。

更にSuper Phenix-IIでは鋼製ドームも削除した鉄筋コンクリート製矩型格納施設概念が採用されている。

今後、我国のFBR実証炉の炉型式がタンク型でもループ型でも格納施設としては密封耐圧型の大型鋼製格納容器を削除することを目標に検討を進めることが重要であると考えられる。

以下に各種格納施設の概念、我国に於ける軽水炉、ガス炉及び高速炉の格納施設、海外高速炉の格納施設の概要及び実証炉の格納施設の検討状況を示す。

### 7.1.2 各種格納施設の概念

格納容器（Containment Vessel）は原子炉を含む1次冷却系統を格納し、万一の事故時に放出される放射性物質の放散を防止するために設けられている、したがって事故時の内圧に耐え、また格納容器内に放散される放射性物質を大気中に出さない様に漏れ率が十分小さいことが要求される。

軽水炉を対象にした格納施設の格納方式としては一般に次の8方式に分類される。

- (1) 一重格納施設
- (2) 圧力逃し形格納施設
- (3) 低圧格納施設
- (4) 制御形格納施設
- (5) セル型格納施設
- (6) 圧力抑制形格納施設
- (7) 二重格納施設（多重格納施設）
- (8) 負圧格納施設

以下に各種格納方式の概要を示す。

#### (1) 一重格納施設（Single Containment）

主に球型または円筒型の鋼製耐圧容器である。構造が単純で、溶接による圧力容器の技術が適用出来、信頼性が高かったため早くから格納容器として用いられた。本方式は高圧形とも呼ばれる様に事故の内圧が高くなることを考慮して設計・製作されている。許容漏洩率は通例0.2～0.5%/dayである。図7.1.1に一重格納施設の概念図を示す。

#### (2) 圧力逃し形格納施設（Pressure Relief Containment）

事故時の初期内圧上昇をおさえるため、建物に圧力逃しダクトを設け、建物内の空気及び冷却材蒸気を大気中に逃がし、その後ダクトを閉鎖する方式である。このため建物は特に耐圧の必要性が無くコストも安い、しかし、圧力逃がしダクトは最初の一時的圧力上昇の直後に閉められるため、冷却材中にすでに放射性物質が存在する場合は、完全に格納出来ない場合がある。図7.1.2に概念図を示す。

#### (3) 低圧格納施設（Low Pressure Containment）

高圧形（一重格納容器）と対比される方式であり、事故時の内圧上昇が低い場合には有効でエアロックなどの構造が楽となる。図7.1.3に概念を示す。

#### (4) 制御形格納施設（Controlled Containment）

通常の格納施設は設けず、非常用換気により事故に対処する方法である。事故時に放出されるF、P等は高性能フィルタで除去された後、スタックから放出される。本方式は事故換気機器が正常に働くことが要求される。図7.1.4に概念図を示す。

(5) セル形格納施設 (Cell Type Containment)

生体遮蔽のコンクリート構造物を格納の目的にも利用した方式である、低圧形とは対照的に耐圧部分を出来るだけコンパクトにし、必要部分のみを高圧とする。図 7.1.5 に概念図を示す。

(6) 圧力抑制形格納施設 (Pressure Suppression Containment)

一次冷却系破断時に放出される水・蒸気混合物を多量のプール水又はスプレイ水を利用し凝縮させ、格納施設内の圧力上昇を抑制する方式である。本方式は圧力容器形格納施設のコスト低減をねらって開発されたものである。プール水を用いるアメリカ形とスプレイ水を用いるカナダ形がある。図 7.1.6～7 に概念図を示す。

(7) 二重格納施設 (Double Containment)

格納施設をコンクリート、鋼板などの組合せにより、二重又は、それ以上の層で形成された格納施設である。図 7.1.8 に概念図を示す。

本方式では中間層より空気を引いて施設内にもどしている、またスプレイなどの冷却方式とフィルタ方式も組合せて使用される。

(8) 負圧格納施設 (Negative Pressure Containment)

ガスホールダ方式とも呼ばれ、真空建屋を別置き、隔離弁を有するダクトで原子炉建屋と接続する方式である、真空建屋は常時真空に近い状態に保たれ、事故時には真空建屋を用いて圧力上昇を防止する。真空建屋では内圧上昇に応じて上部タンクから冷却水スプレイを行う。図 7.1.9 に負圧格納方式の概念図を示す。

### 7.1.3 我国における軽水炉、ガス炉及び高速炉の格納施設

(1) BWR 原子炉格納施設

BWR の原子炉格納容器は初期においては J-PDR の様な一重鋼製圧力容器が用いられていたが、原子炉の大型化とともに建設費の低減をねらい圧力抑制形格納容器が G. E. において開発された。図 7.1.10 に敦賀発電所の原子炉建物断面図を示す、また最近の大型 BWR の格納施設は、建物、付帯構造、ドライウエルの上端の高さまでの外壁は現場打ちの鉄筋コンクリートであり、密閉した建屋の内側に自立型で漏洩のない格納容器を設けている。図 7.1.11 に概念図を示す。

(2) PWR 原子炉格納施設

PWR の格納施設の例を図 7.1.12 に示す。

具体例として図 7.1.13 に示す鋼製セミダブル形格納施設は外側の 2 次遮蔽コンクリートの下半分と格納容器の間隙にアニュラス部を設けておりこのアニュラス部は常時負圧に保たれている。

PWRの格納施設は圧力抑制形ではなかったため、格納容器の寸法は大きくなり、この対応としてアイスコンデンサ方式（関電，大飯発電所）や鉄筋コンクリート形，プレストレストコンクリート形が考えられた。図7.1.14に敦賀2号炉の格納施設を示す。

### (3) ガス冷却炉の格納施設

ガス冷却炉の場合は軽水炉と異なり、耐圧性の格納容器は用いていない、これは事故時にも軽水炉の様な大きな冷却能力の変化が無い事、炉心の比出力が小さく温度変化が緩慢であることから炉心溶融が考えにくいためであろう。図7.1.15に原子炉建屋断面図を示す。

### (4) FBR格納施設

#### (i) 実験炉「常陽」の格納施設

「常陽」の格納施設はPWRの格納容器と同様な構造であり、原子炉施設の主要部分を耐圧構造の密閉鋼製の格納容器中に収容し、その外側は鉄筋コンクリート製の外周コンクリート壁から構成されている。格納容器は半球型ドームを有する円筒形であり、底部は半楕円形となっている。

格納容器の設計圧力は内圧が $1.35 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、外圧が $0.05 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ である。設計温度は最高 $150^\circ\text{C}$ 、最低 $-15^\circ\text{C}$ となっている、これは「常陽」では仮想事故として再臨界事故を考慮しており再臨界事故時の圧力（ $100 \text{ MWt}$ で $1.17 \text{ kg/cm}^2$ ）、真空破壊弁の作動圧力（ $-0.035 \text{ kg/cm}^2$ ）を考慮しており、温度については1次ナトリウム漏洩時の鋼壁温度（ $104^\circ\text{C}$ ）、敷地付近の最低温度（ $-12.7^\circ\text{C}$ ）に若干の余裕を設けて定められている、最低内圧が定められたのはナトリウム冷却部の特徴であり、ナトリウム火災事故時に格納容器内の酸素が消費され、事故後格納容器内の圧力が大気圧以下に低下することを考慮したものである。格納容器漏洩率は $5\%/\text{day}$ の値が用いられている。図7.1.16に「常陽」の建物断面図を示す。

#### (ii) 原型炉「もんじゅ」の格納施設

「もんじゅ」の格納容器も「常陽」と同様半球型ドームと円筒状の胴部及び半楕円状の底部から成っている耐圧構造の鋼製容器である。格納施設としては格納容器と外部遮蔽建物とから構成されており、この間の下部にはアニュラス部が設けられている、図7.1.17に「もんじゅ」の格納施設構造図を示す。

格納容器寸法は直径 $49.5 \text{ m}$ 全高約 $79 \text{ m}$ であり、設計圧力は内圧が $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、外圧が $0.05 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 設計温度 $150^\circ\text{C}$ となっている。「もんじゅ」では格納容器の設計上、想定される事故として1次冷却材漏洩事故を考慮し、又、目重、地震等の荷重に対し十分な強度を保つこととしている。許容漏洩率は $1\%/\text{day}$ 以下（常温・最高使用圧力において）である。

#### 7.1.4 海外高速炉の格納施設の概要

##### (1) フランス

###### (i) Rapsodie

Rapsodie の格納容器は上部が半円球状、下部が半楕円状の鋼製気密構造である。直径は約25 m、高さは約50 m、肉厚は上部が12~15 mm、側部は26~35 mm となっている。格納容器内部は上下に厚さ1.6 mのコンクリートで上下2つの領域に分けられている。上の部分は、温度10~30℃の一定の空気圧に保たれており、下の部分は温度60℃以下で窒素の多い雰囲気中で一定圧に保たれている。図7.1.18に原子炉建物断面図を示す。

###### (ii) Phenix

Phenix には鋼製耐圧性の格納容器は設置されていない。気密性を保つたためには周辺2 m、上部25 cm厚さのコンクリート建屋構造で、0.005 kg/cm<sup>2</sup>の負圧、0.04 g/cm<sup>2</sup>の正圧に耐える様に設計されている。建屋の大きさは45 m × 26 m × 35 m（地上高さ）であり、建屋の地下部分は底部が10 mm、側部が5 mmの鋼板がコンクリートに取りつけられている。図7.1.19に Phenix の建屋断面図を示す。

###### (iii) Super Phenix

Super Phenix の格納施設は、鉄筋コンクリート製の二次格納施設である原子炉建屋と、主容器の上部を覆っている25.7 mのドーム及び安全容器とから構成される。ドームの許容漏洩率は、最大壁温180℃で3 barの圧力において1%/day（空間容積約6000 m<sup>3</sup>）としている。なおドームは温度及び放射線測定を行っている。

二次的な格納施設である原子炉建屋は、内径64 m高さ80 m、コンクリート厚さは0.8~1.0 mである。原子炉建屋の設計条件は最高内圧40 mbav以下、壁温は80℃以下としている。図7.1.20に Super Phenix の原子炉建屋を示す。

###### (iv) Super Phenix II

Super Phenix と Super Phenix II の格納施設に関する主な相異点は、コスト削減のために Super Phenix で用いたドームを削除していること、及び鉄筋コンクリート製原子炉建屋を円筒形から矩形に変更している点である。図7.1.21に Super Phenix-II の建屋断面図を示す。

##### (2) イギリス

###### (i) DFR

DFRの格納容器は、直径135フィート（約40 m）の鋼製球形容器で、肉厚は1 in ~ 1.75 inである。許容漏洩率は20 psigで0.075%としている。図7.1.22にDFRの格納容器を示す。

(ii) PFR

PFRも Phenixと同様、鋼製の格納容器をもたず、原子炉建屋（30.5 m × 85.3 m × 30.5 m 高さ）は鋼製のフレームにコンクリートパネルを取りつけられたもので、接合部はプラスチックでシールされている、また、原子炉ホールは低漏洩率で 50.8 mbar の内圧に耐える構造となっている。図 7.1.23 に PFR の原子炉建屋と格納システムを示す。

(iii) CDFR

CDFRの格納施設は、鋼板を内張りした直径32 m 高さ50 m の鉄筋コンクリート構造であり、2 bar の内圧に耐えられる様に設計されている。図 7.1.24 に建屋断面図を示す。

(3) アメリカ

(i) EBR-II

EBR-II の格納施設は図 7.1.25 に示すように上部が半円球状、下部が半楕円状で直径80フィート、肉厚1インチ以上の鋼製気密構格の格納容器及び補強コンクリート（厚さ5インチ～12インチ）で作られている。

設計圧力は24 psig であり、許容漏洩率は20 psig の差圧で 1000 ft<sup>3</sup>/day となっている。

(ii) FFTF

FFTF の格納容器は「もんじゅ」と同様で、直径 56.9 m、高さ 41.5 m の鋼製円筒型（まゆ型）である。

設計内圧は 0.7 kg/cm<sup>2</sup>g、外圧は 0.0014 kg/cm<sup>2</sup>g、設計温度は 23℃～121℃となっている。

最大許容漏洩率は 0.7 kg/cm<sup>2</sup>g において 0.1%/bay としている。図 7.1.26 に FFTF の格納容器断面図、図 7.1.27 に鳥瞰図を示す。

(iii) CRBR

計画されていたCRBRの格納施設は図 7.1.28 に示す様に鋼製ハイブリット円筒型である肉厚1～1 1/2インチの鋼板による格納容器その外側の円筒部が4フィート、上部は3フィートのコンクリート建物、及びコンクリートマットによる2次格納施設とから構成されている格納容器の設計条件は最高温度 250 °F、漏洩率は10psigの圧力で0.1%/day以下となっている。

(iv) CDS

CDS の格納施設は図 7.1.29 に示す様に鋼製ハイブリット円筒型であるが、格納容器をコンクリートでサンドイッチ状にし、外部建物構造と一体化したいわゆる接合型格納施設となっている。

(4) ドイツ

(i) SNR-300

SNR-300には図7.1.30に示す様に鋼製の格納容器は設置されておらず、内側原子炉建物及び外側原子炉建物による、1次格納施設及び2次格納施設から構成されている。

1次格納施設は内側コンテイメントと呼ばれ窒素雰囲気中で事故時の過度的な圧力上昇を吸収するための圧力放出部屋があり、1次格納施設の最大差圧は0.3 kg/cm<sup>2</sup>gとなっている。また、自然循環除熱を行うために、もどり配管が設置されている。

2次格納施設は、コンクリート製の外側原子炉建物とスチールライナとから構成される。この両者の間隙はリベンディングシステムと呼ばれ負圧としてあり、外部への漏洩を防止している。2次格納施設の最大差圧は0.25 kg/cm<sup>2</sup>gとなっている。

### 7.1.5 実証炉の格納施設の検討

(1) ループ型実証炉の格納施設

大型ループ型炉格納施設の基本概念として、以下の型式が考えられる。

- 鋼製円筒形型
- 鋼製ハイブリット円筒形型
- 鉄筋コンクリート製円筒形型
- 鉄筋コンクリート製矩形型

鋼製ハイブリット円筒型は実績面について優れており、実現性が高く、配置上の利点もある。しかし、外周の補助建屋から独立した自立型の鋼製格納容器の概念は大型炉となると格納容器の規模が大きくなり、このため鋼板の座屈を防止するためにリブ材が必要となることと、また、格納容器と外部建物との地震時の相対変位を考慮する必要があることなどが課題となる。このため鋼製格納容器を鉄筋コンクリートでサンドイッチ状にし、外部建物構造と一体化した接合型格納容器概念がある。本概念により鋼板の座屈防止、地震時の外部建物との相対変位をへらすことが期待出来る。

第1次概念設計では鋼製ハイブリット円筒型格納容器を本案として検討したが、第2次概念設計では接合型格納容器が検討された。図7.1.31に鋼製ハイブリット接合型格納容器概念を示す。

鉄筋コンクリート製矩形型格納施設は効率的な配置が出来、かつ物量削減の可能性があるため大型高速炉へ適用するメリットは大きい。現状では実績に乏しく今後積極的に検討する必要がある。

表7.1.1に鋼製ハイブリット円筒形型と鉄筋コンクリート製矩形型の比較例を示す。

(2) タンク型実証炉の格納施設

タンク型炉格納施設の基本概念として以下の型式が考えられる。

- 鋼製ドーム+安全容器型
- 鉄筋コンクリート製円筒型
- 鉄筋コンクリート製矩形型

鋼製ドーム+安全容器型 Super Phenix で採用されている概念であるが、2次格納構造が大きくなる。タンク型炉の格納施設としても今後鉄筋コンクリート円筒型、又は矩形型について安全上の要求も含め十分検討する必要がある、表 7.1.2 に鋼製ドーム+安全容器型格納施設と鉄筋コンクリート円筒型格納施設の比較例を示す。

また、表7.1.3 にループ型炉とタンク型炉の格納施設の主要仕様を示す。



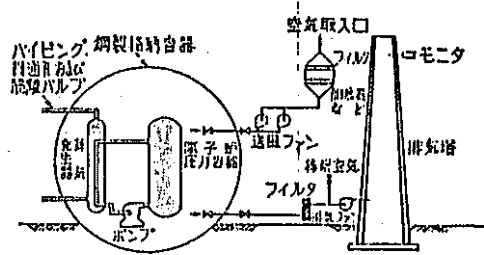


図 7.1.1 一重格納容器説明図

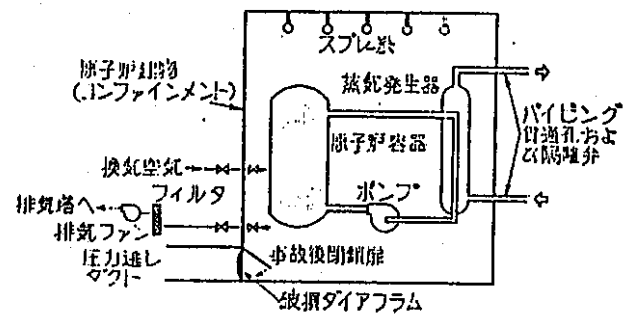


図 7.1.2 圧力逃し形格納施設

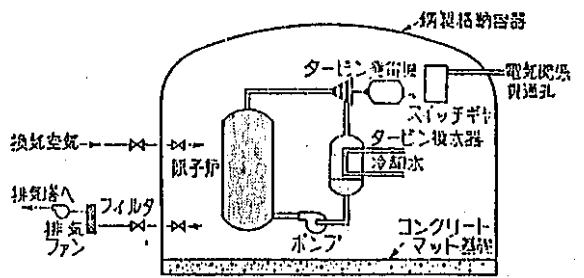


図 7.1.3 低圧 (全格納形) 格納施設

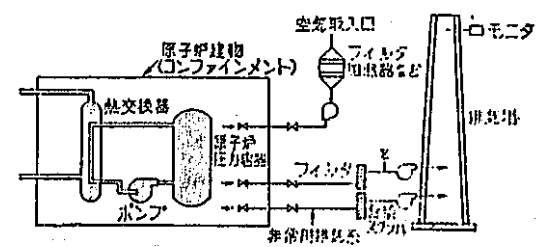


図 7.1.4 制御形格納施設

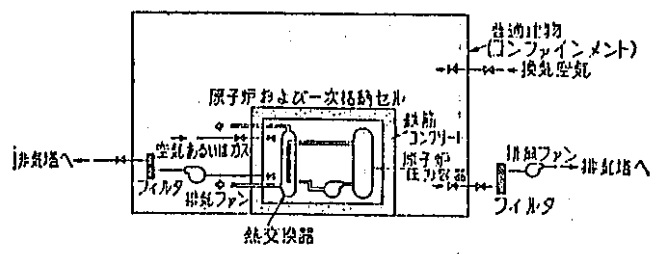


図 7.1.5 セル格納施設

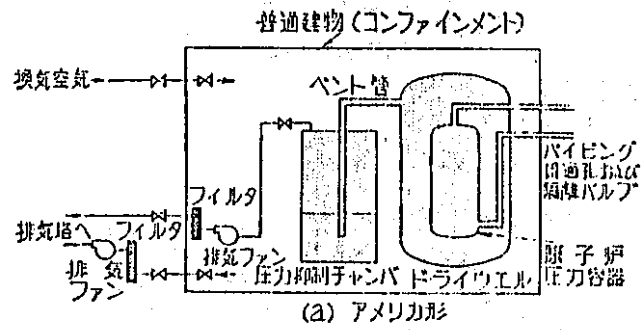


図 7.1.6 圧力抑制形格納施設

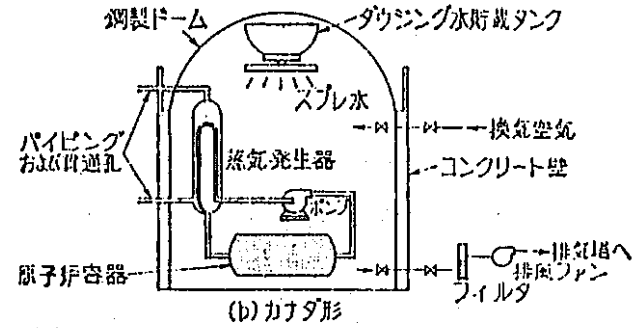


図 7.1.7 圧力抑制形格納施設

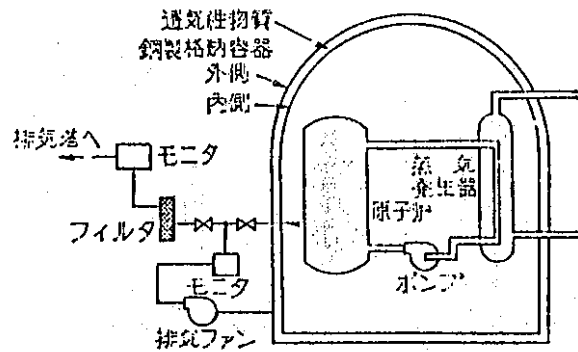


図 7.1.8 二重格納施設

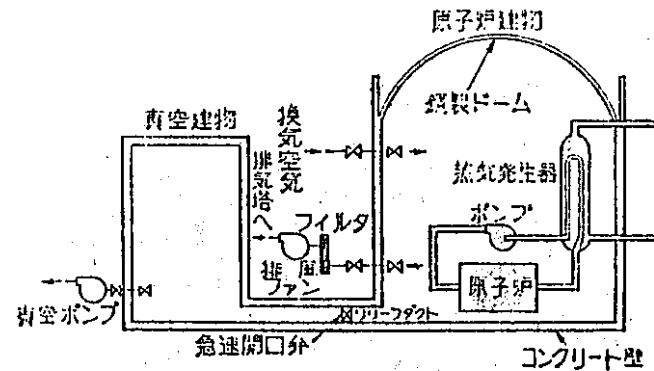


図 7.1.9 負圧格納施設

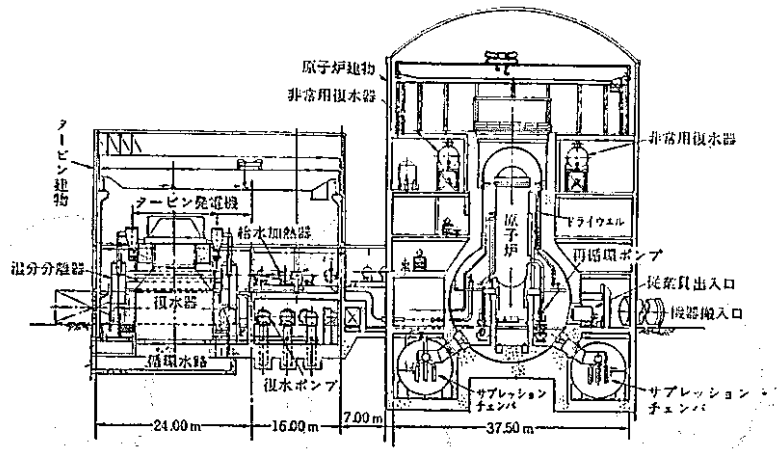


図 7.1.10 敦賀発電所原子炉建物、タービン建物断面図 (BWR)

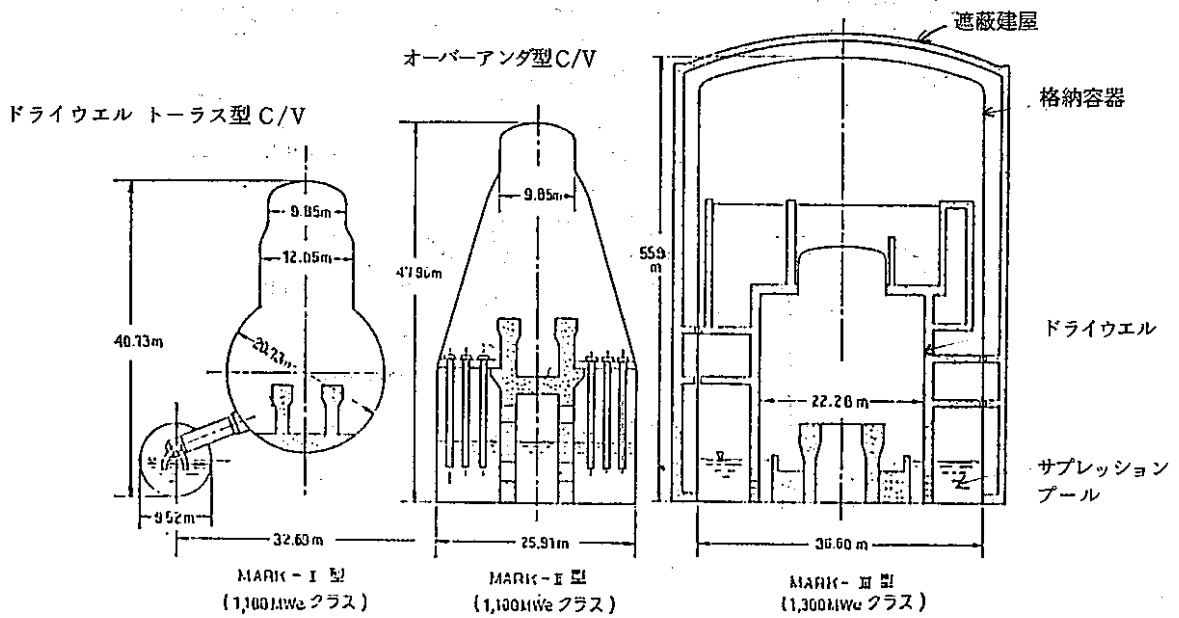


図 7.1.11 BWR 原子炉格納容器

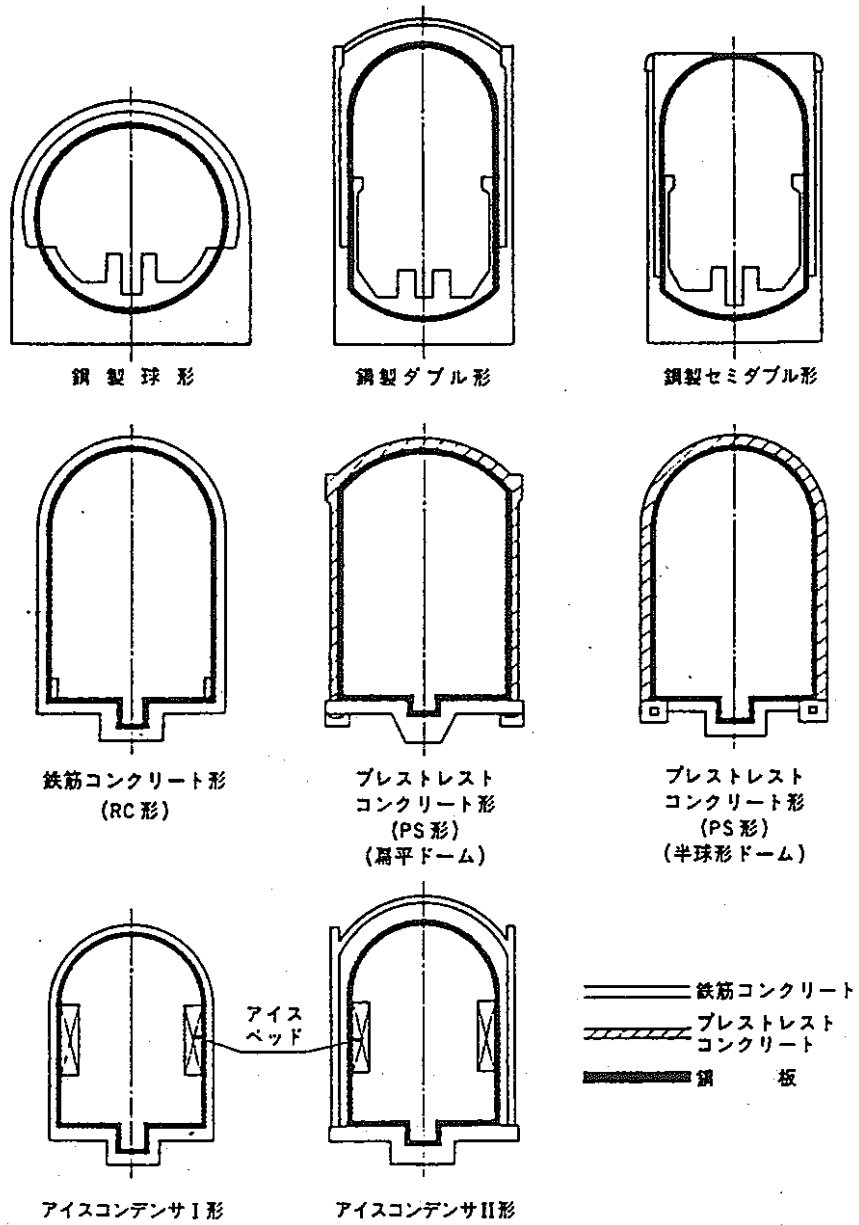


図 7.1.12 原子炉格納容器の形式

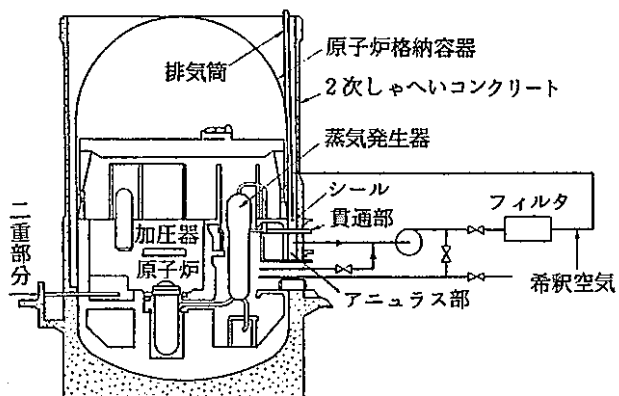


図 7.1.13 半二重原子炉格納施設(PWR)

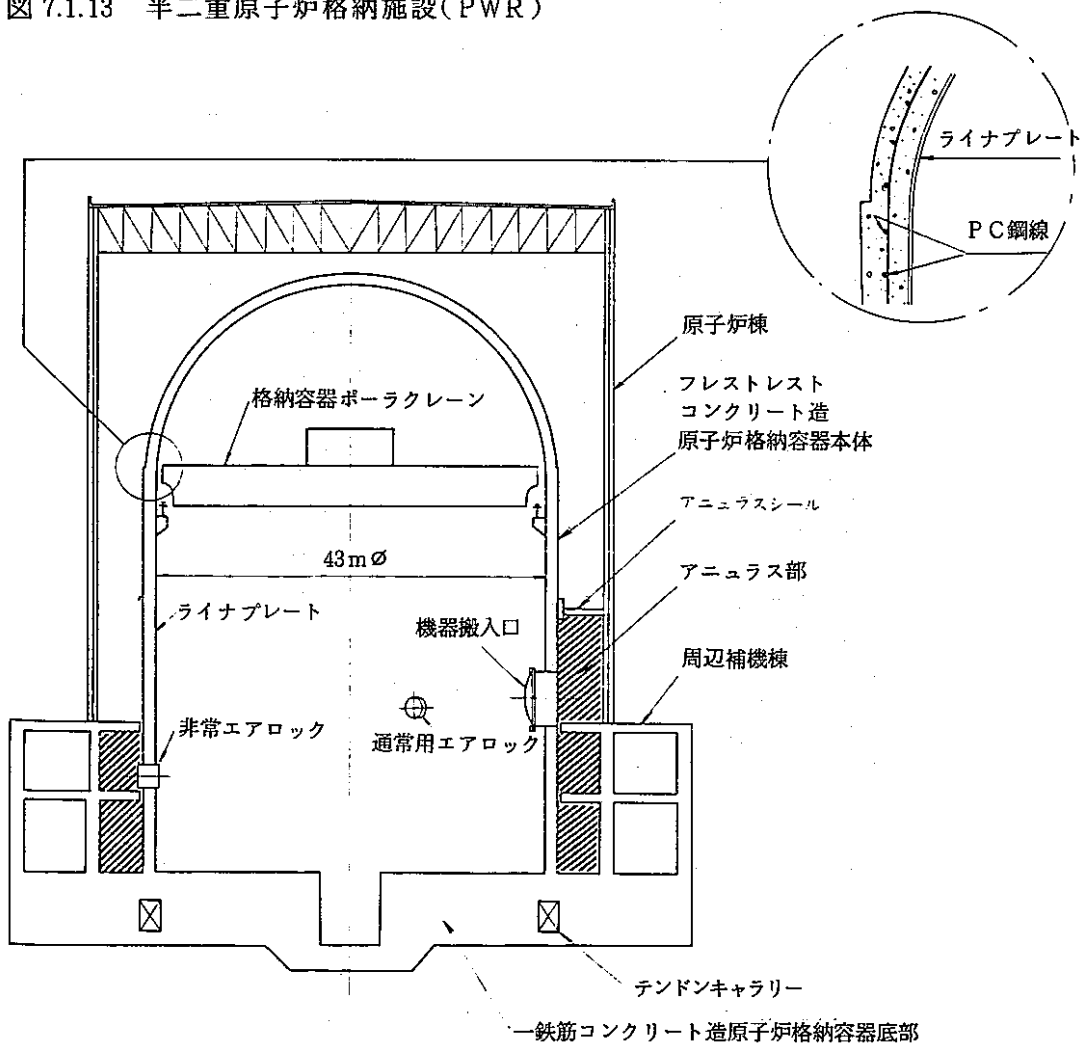


図 7.1.14 原子炉格納施設説明図

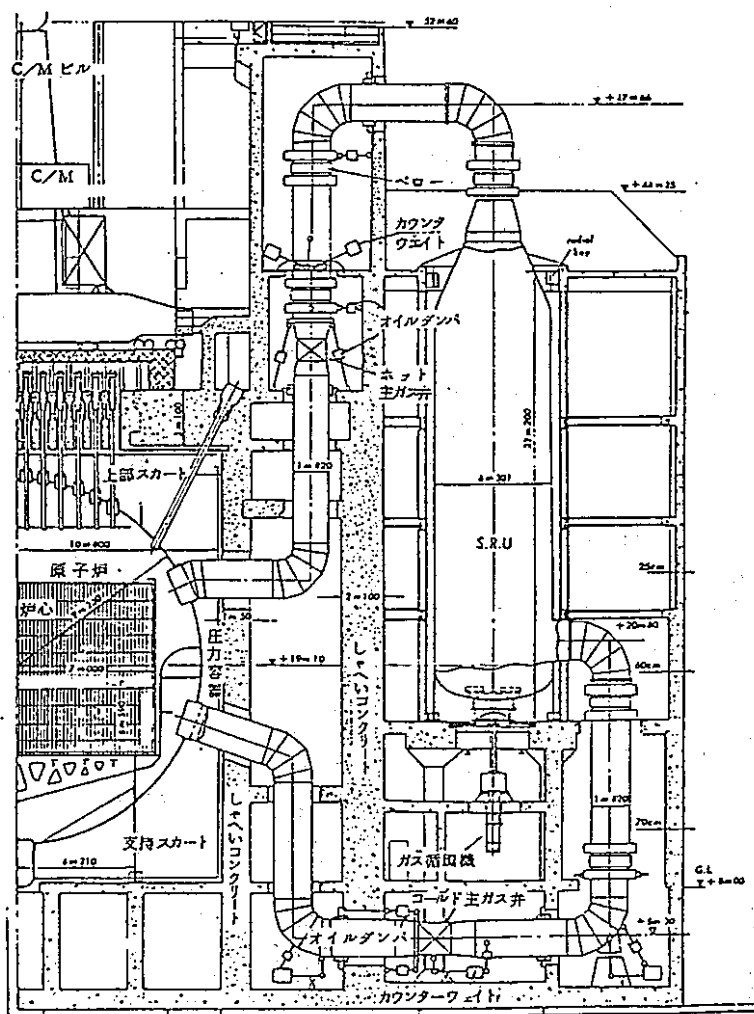


図 7.1.15 ガス炉の原子炉建屋

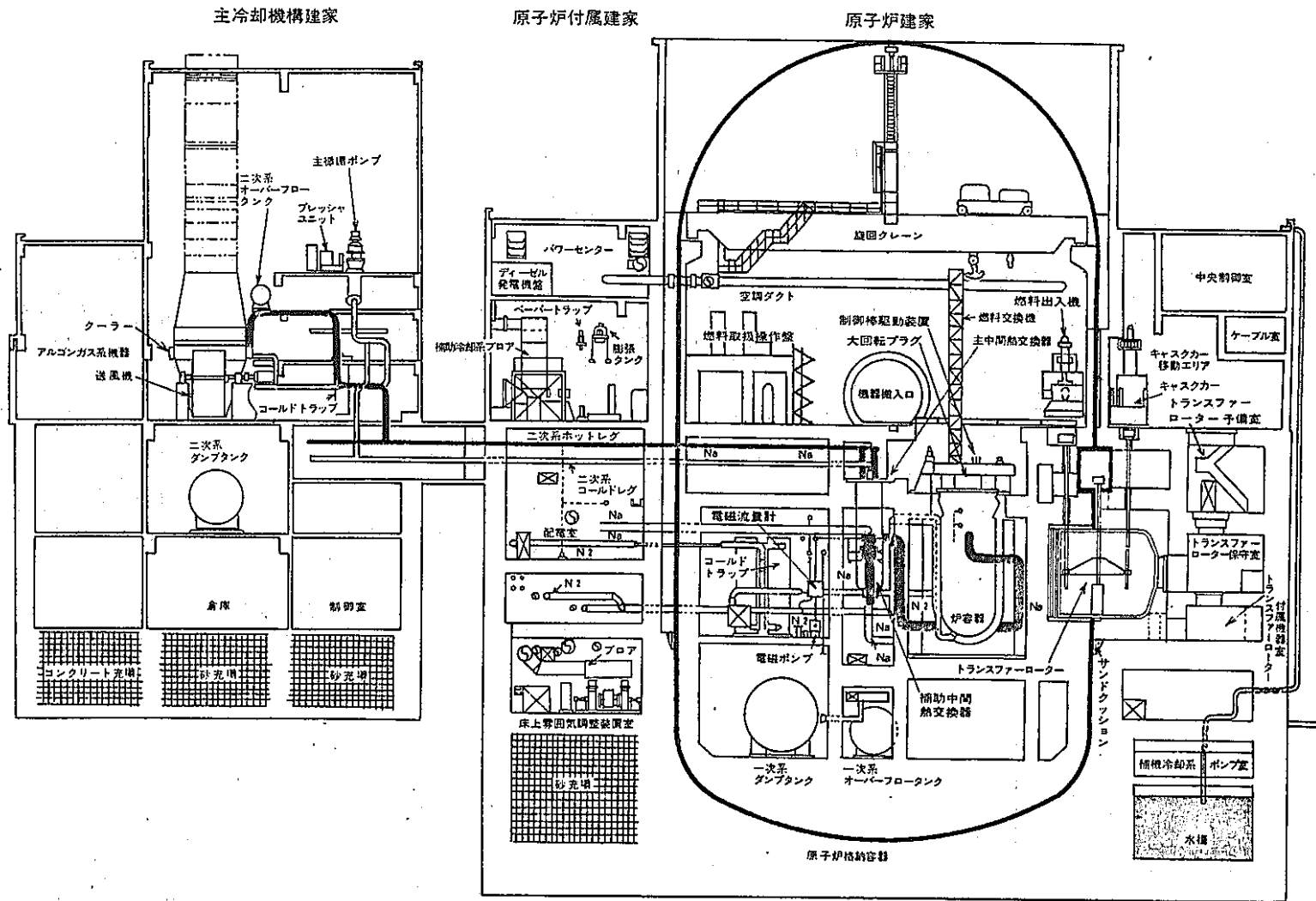


図 7.1.16 「常陽」建物断面図





運転圧力	50 g/cm <sup>2</sup>
試験圧力	2.4 kg/cm <sup>2</sup>
漏洩率	0.1 %/day
フック下	14m 80 tクレーン

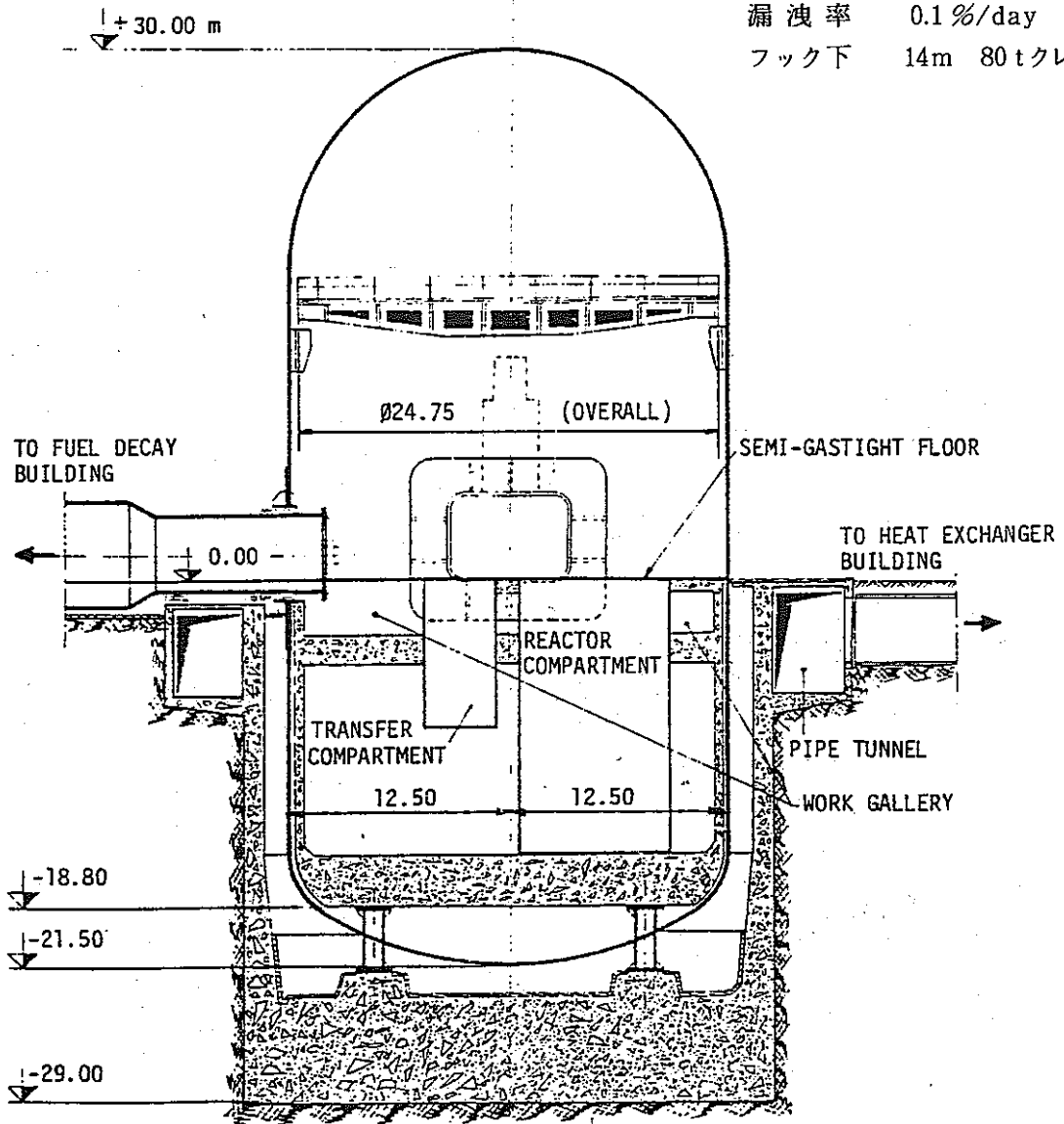


図 7.1.18 Rapsodie Reactor Building

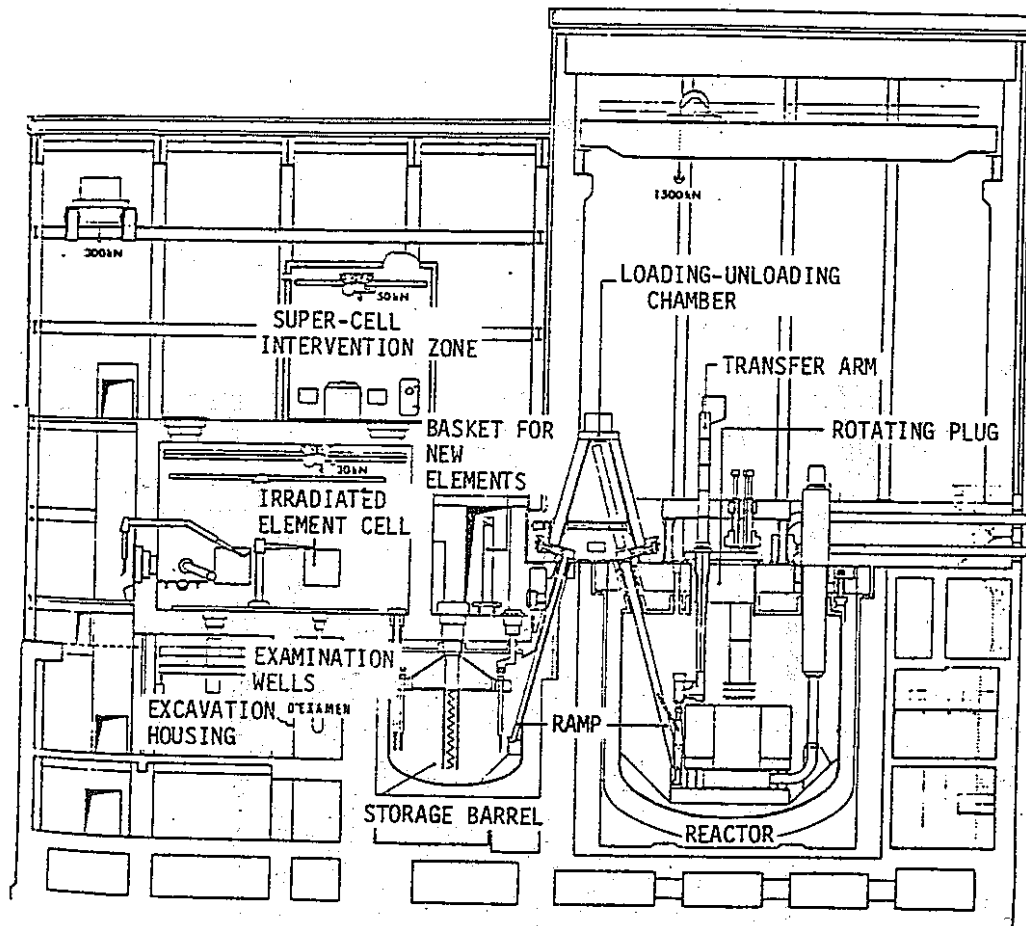


图 7.1.19 Phenix 建屋 (部分)

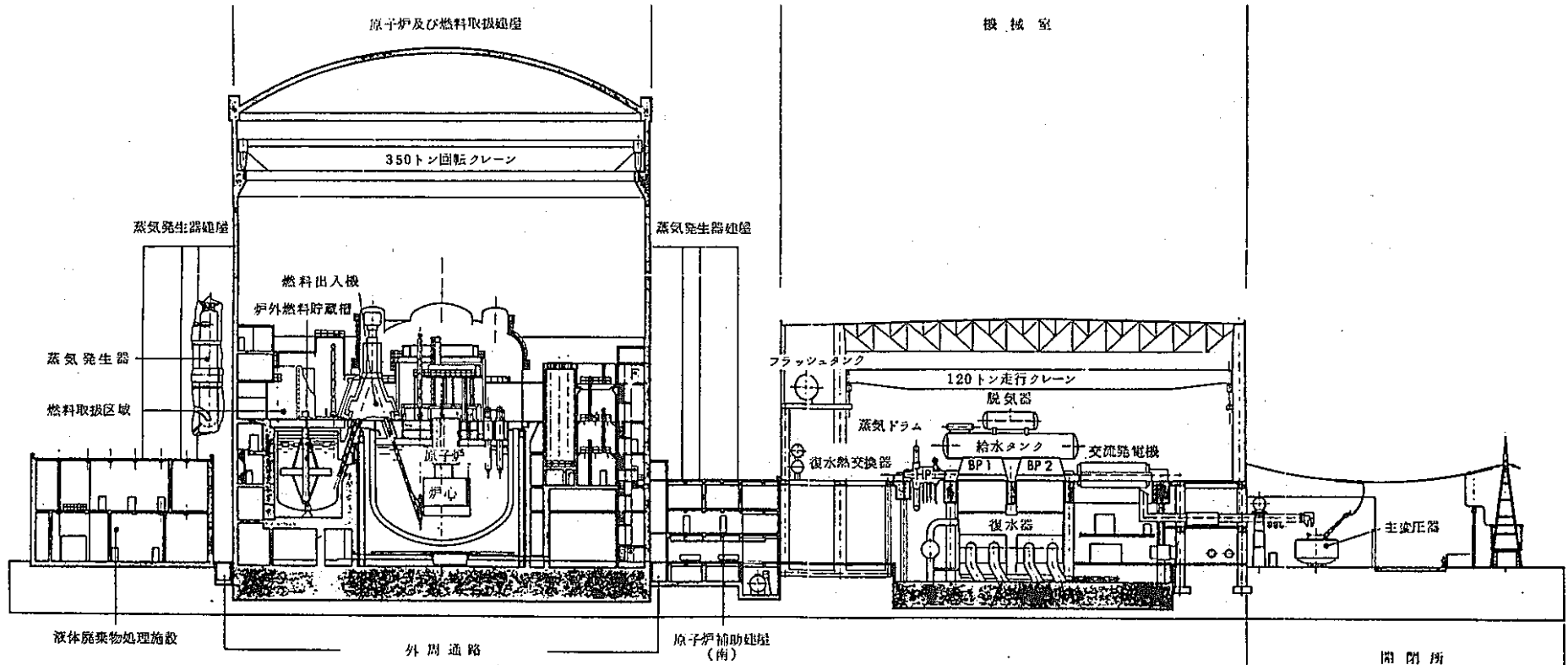
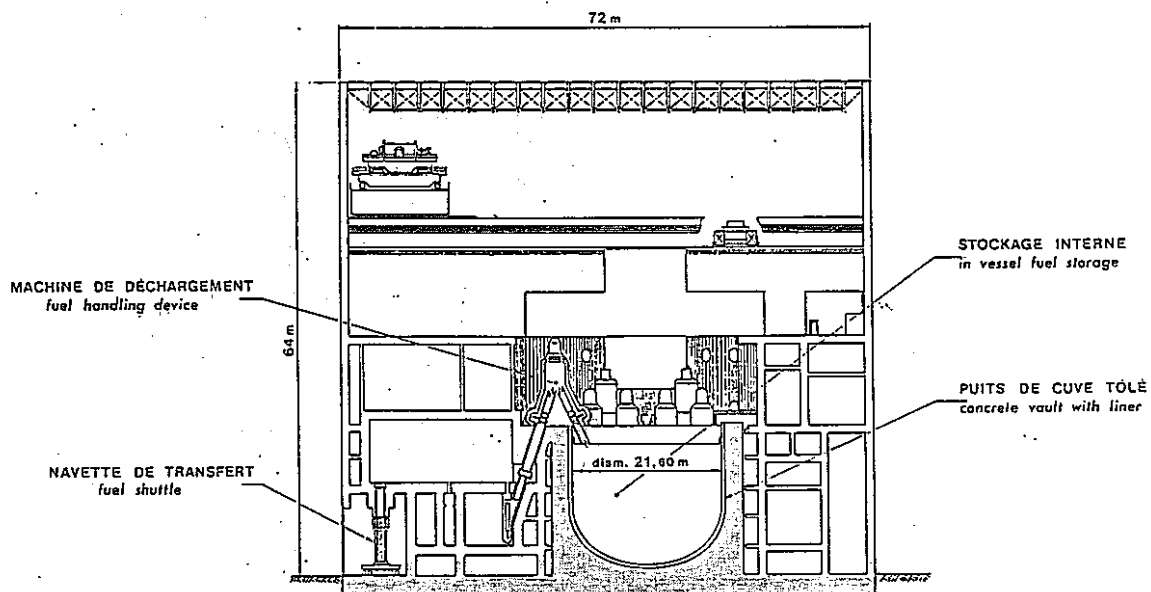
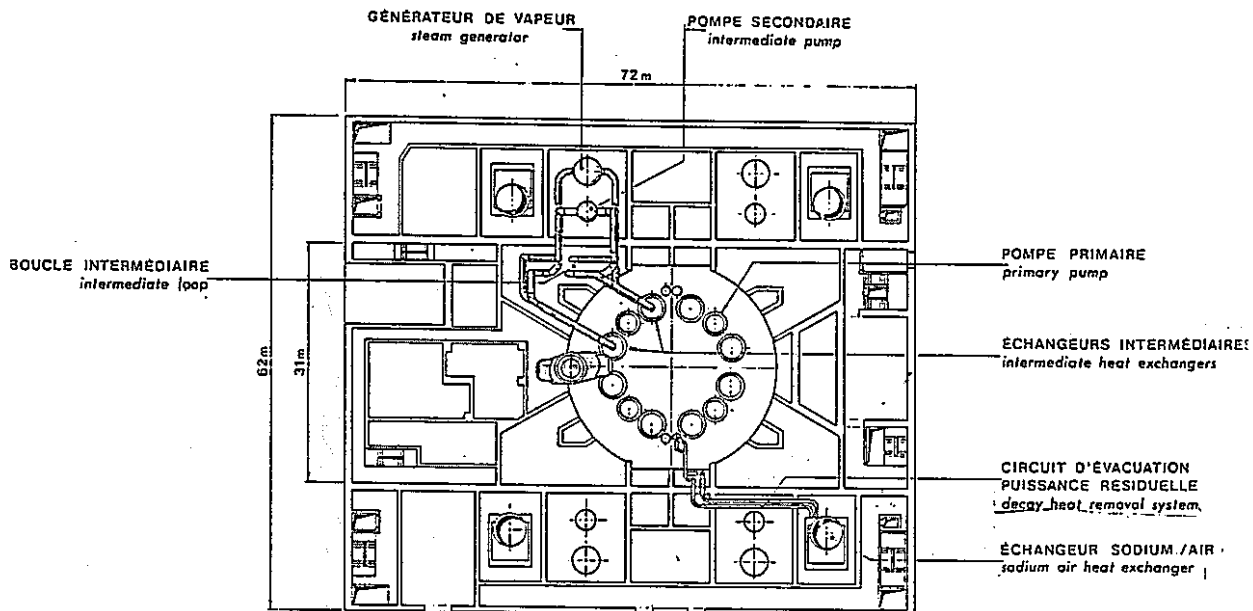
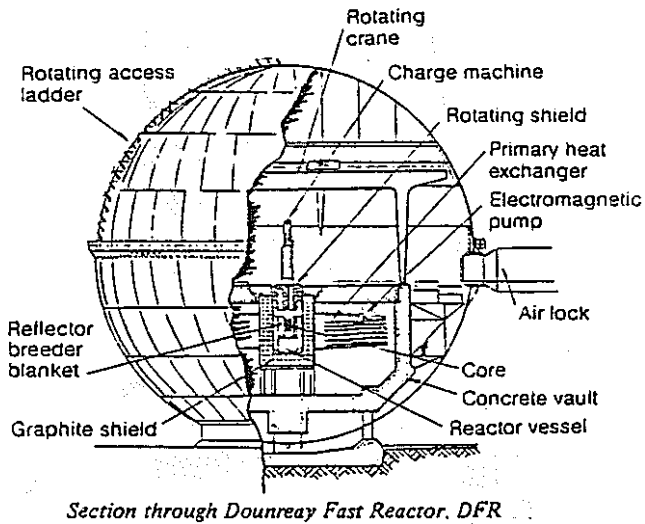


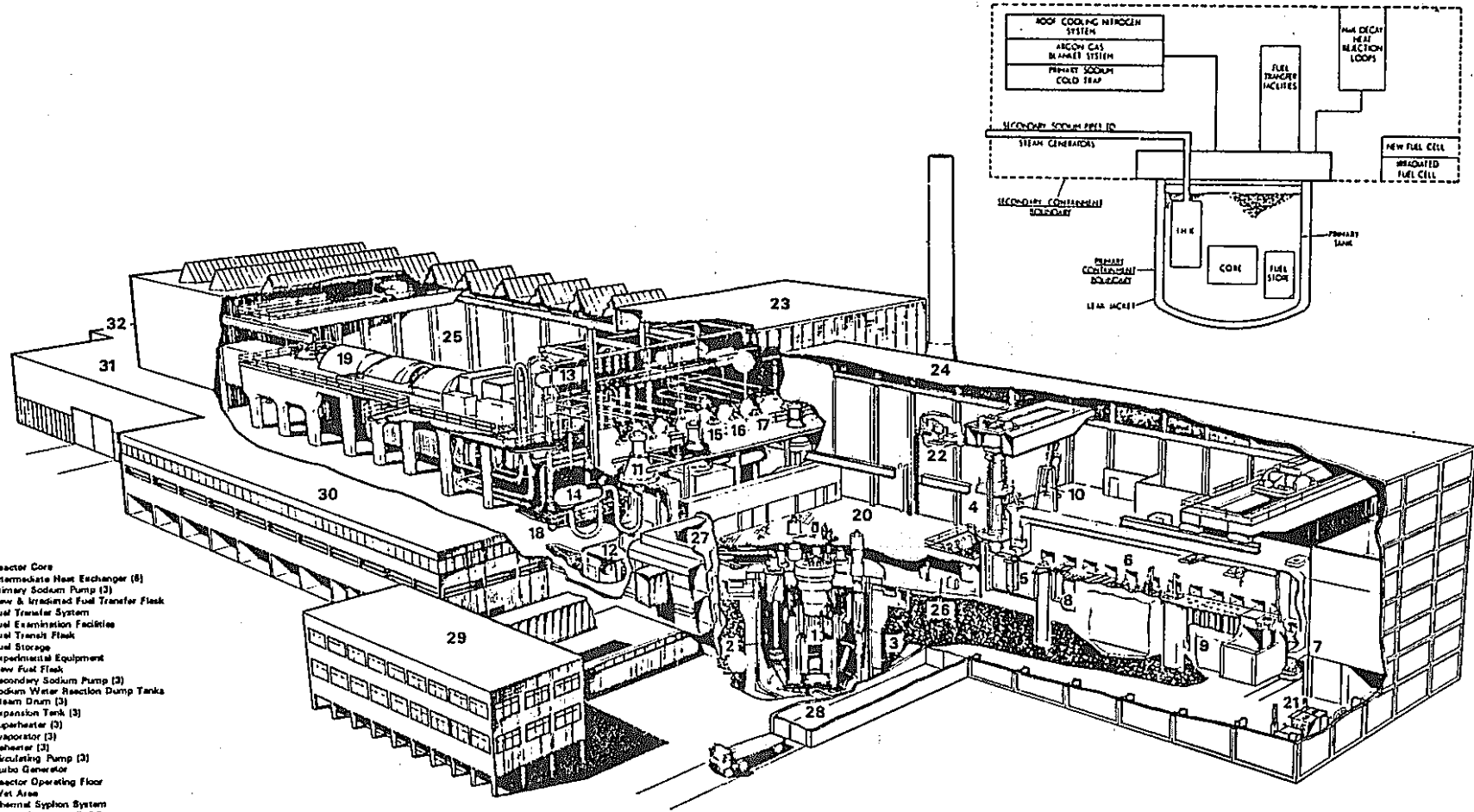
図 7.1.20 スーパーフェニックス建屋断面図



☒ 7.1.21 Super Phenix II Reactor Building



☒ 7.1.22 Section through Dounreay Fast Reactor DFR

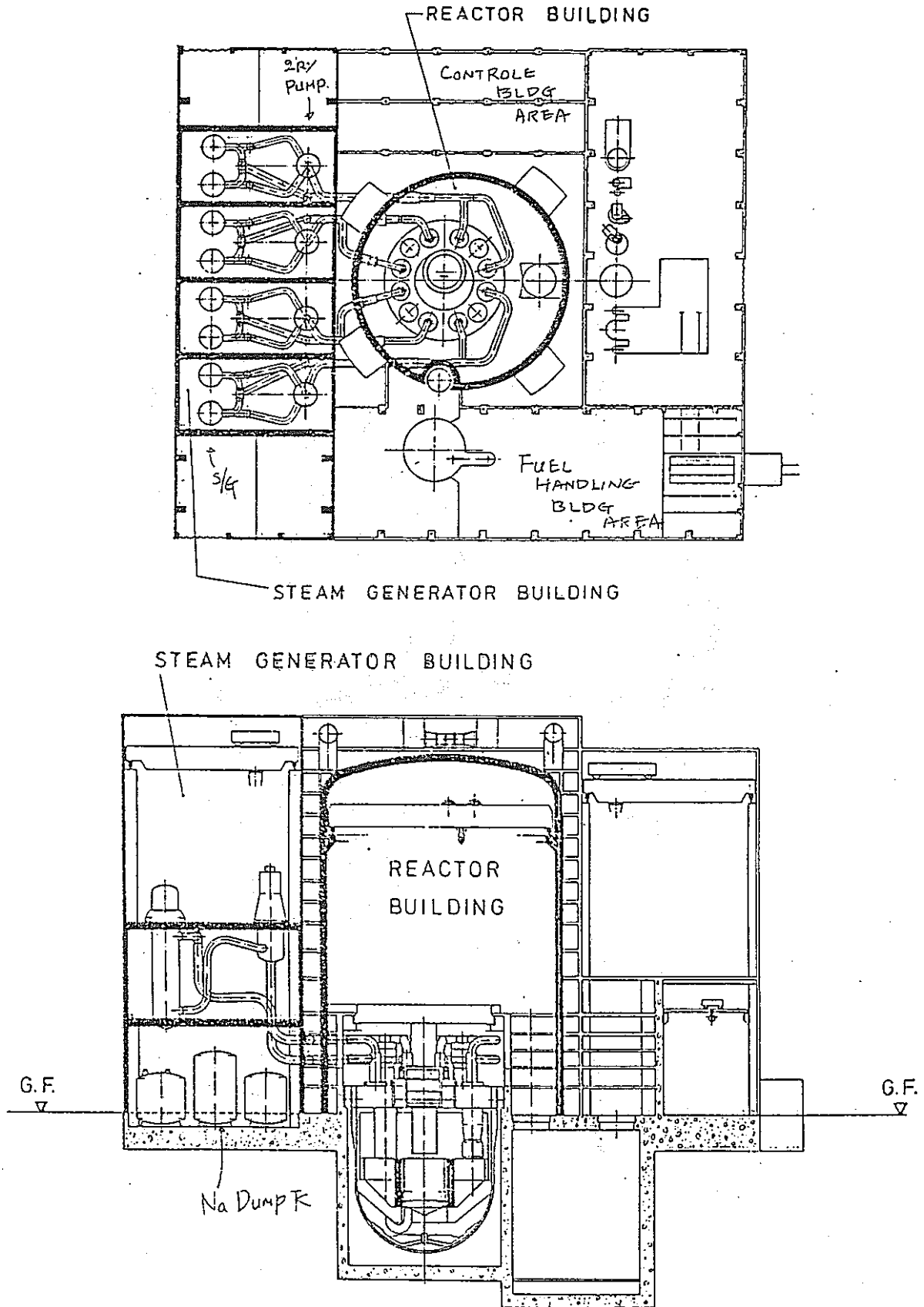


1. Reactor Core
2. Intermediate Heat Exchanger (8)
3. Primary Sodium Pump (3)
4. New & Irradiated Fuel Transfer Fleak
5. Fuel Transfer System
6. Fuel Examination Facilities
7. Fuel Transfer Fleak
8. Fuel Storage
9. Experimental Equipment
10. New Fuel Fleak
11. Secondary Sodium Pump (3)
12. Sodium Water Reaction Dump Tanks
13. Steam Drum (3)
14. Expansion Tank (3)
15. Superheater (3)
16. Evaporator (3)
17. Reheater (3)
18. Circulating Pump (3)
19. Turbo Generator
20. Reactor Operating Floor
21. Wet Area
22. Thermal Syphon System
23. Steam Generator Building
24. Reactor Building
25. Turbo Generator Building
26. Primary Cold Trap Loop
27. Station Control Room
28. Vehicle Air Lock
29. Administration Building
30. Electrical Annex
31. Diesel Generators
32. Transformer to Grid

250 MW(E) PROTOTYPE FAST REACTOR, DOUNREAY

運転圧力 大気圧  
 設計圧力 50.8 cmH<sub>20</sub>  
 試験圧力 20.3 cmH<sub>20</sub>

図 7.1.23 PFR Containment Systems



☒ 7.1.24 CDJR Reactor Building

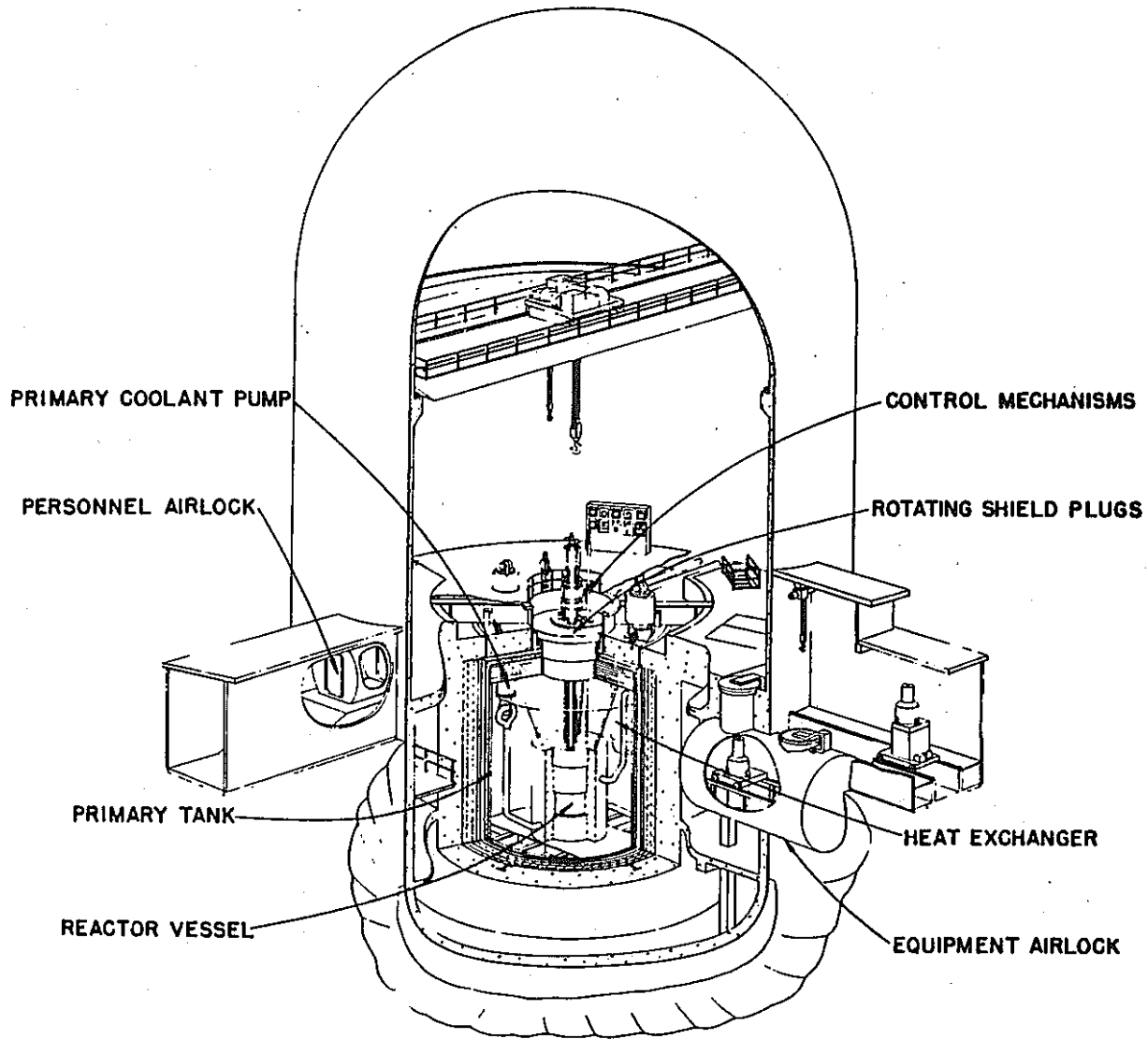
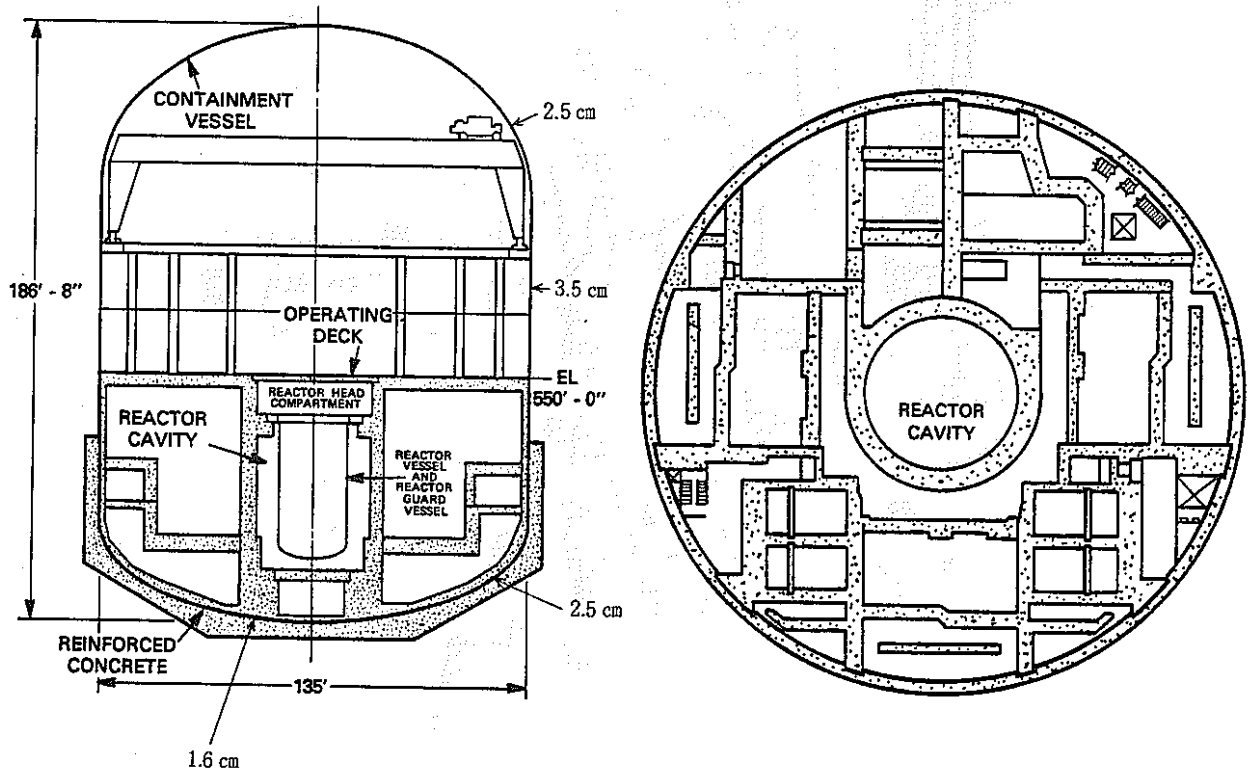


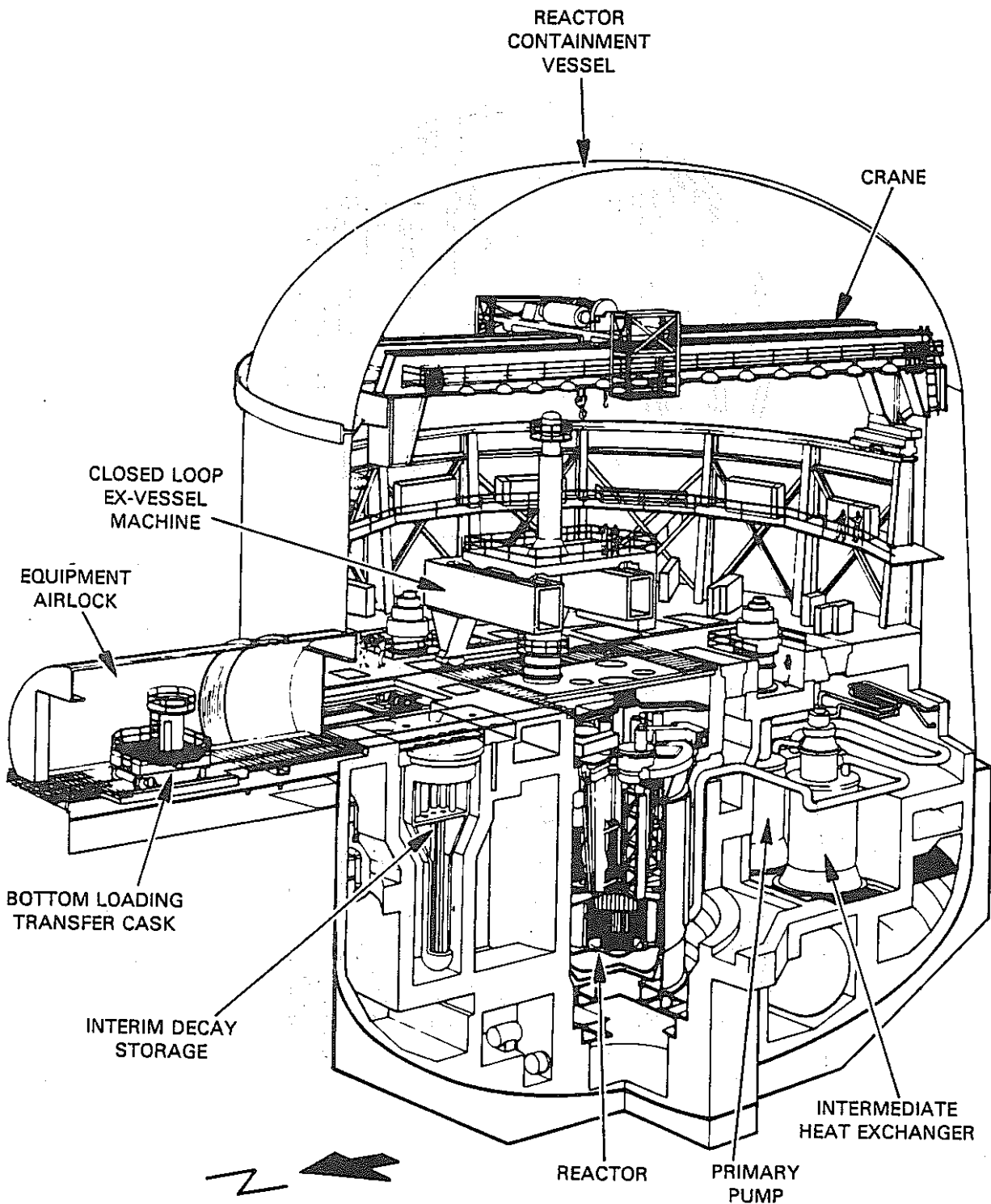
FIGURE 13

☒ 7.1.25 EBR-11 reactor containment building

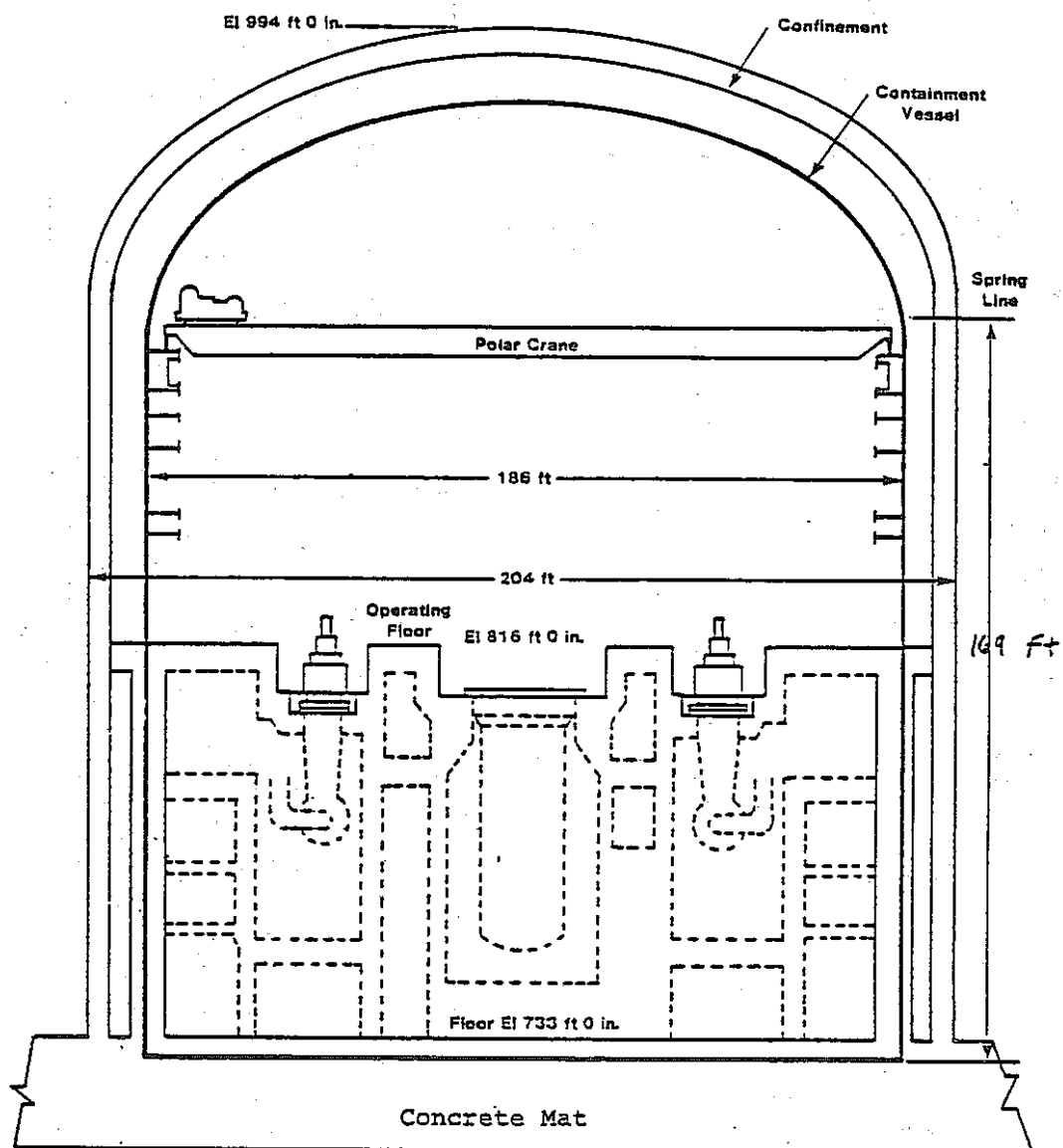




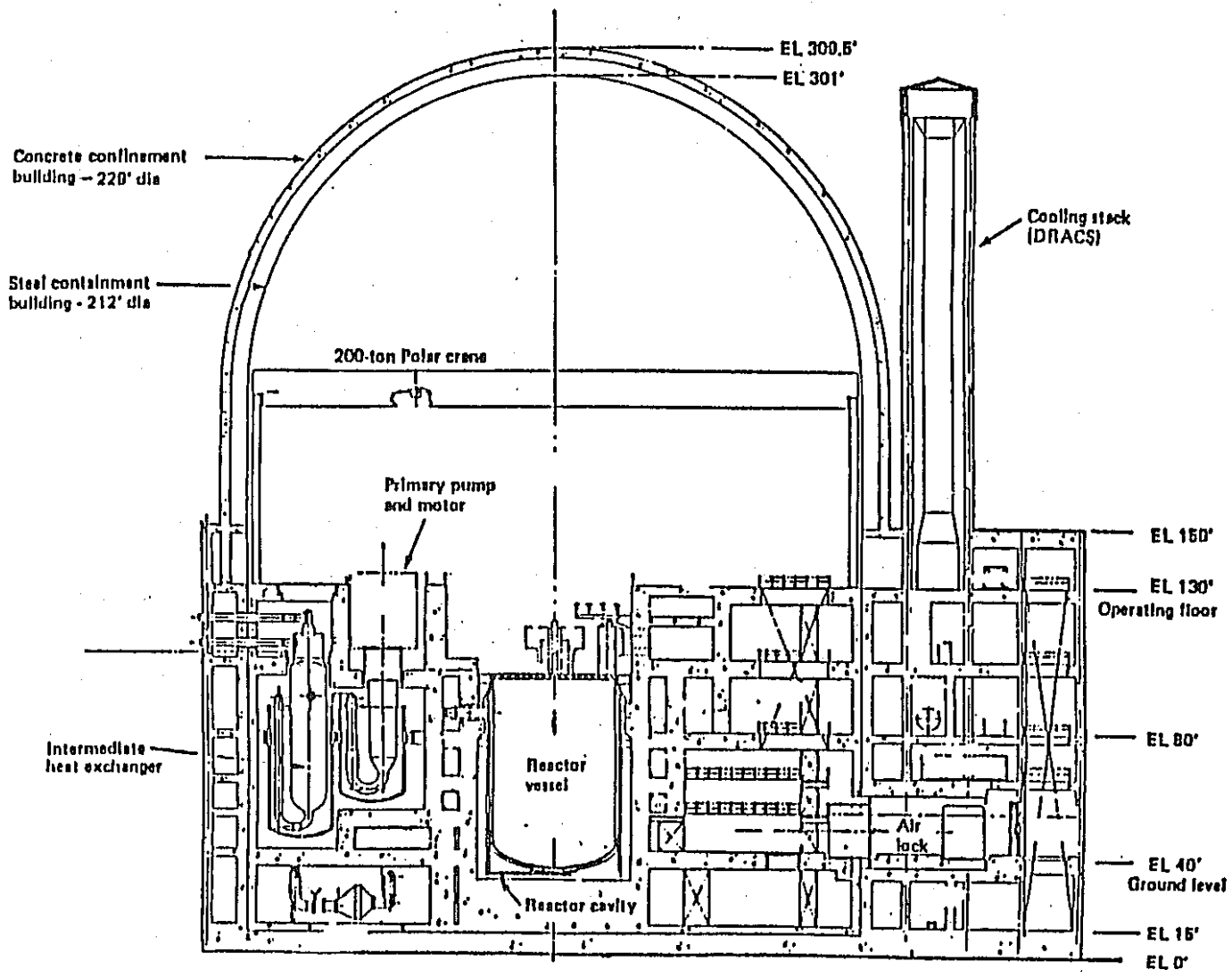
☒ 7.1.26 Reactor Location Within Containment



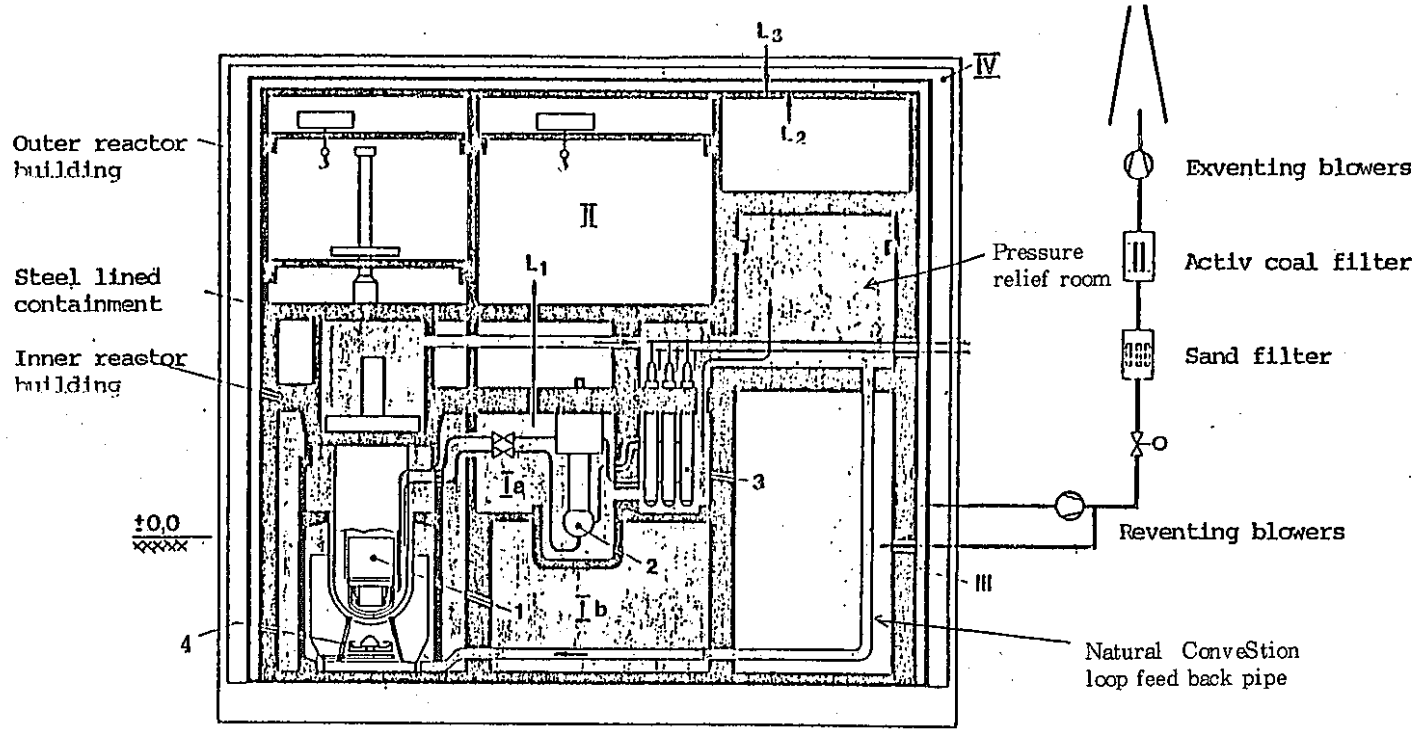
☒ 7.1.27 Reactor Containment Building Cutaway



☒ 7.1.28 containment/Confinement Design



⊠ 7.1.29 Containment and Confinement Arrangement



- |   |                             |          |                   |                |           |
|---|-----------------------------|----------|-------------------|----------------|-----------|
| 1 | Reaktor vessel              | Ia       | Inner containment | L              | Leakage   |
| 2 | Primary pump                | Ib u. II | Outer containment | L <sub>1</sub> | I to II   |
| 3 | Intermediate heat exchanger | III      | Reventing gap     | L <sub>2</sub> | II to III |
| 4 | Core retention system       | IV       | Air               | L <sub>3</sub> | IV to III |

7.1.30 Containment system

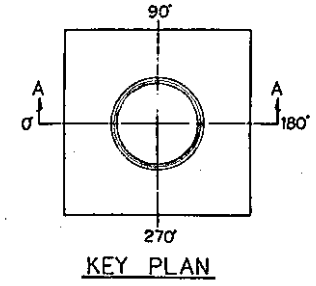
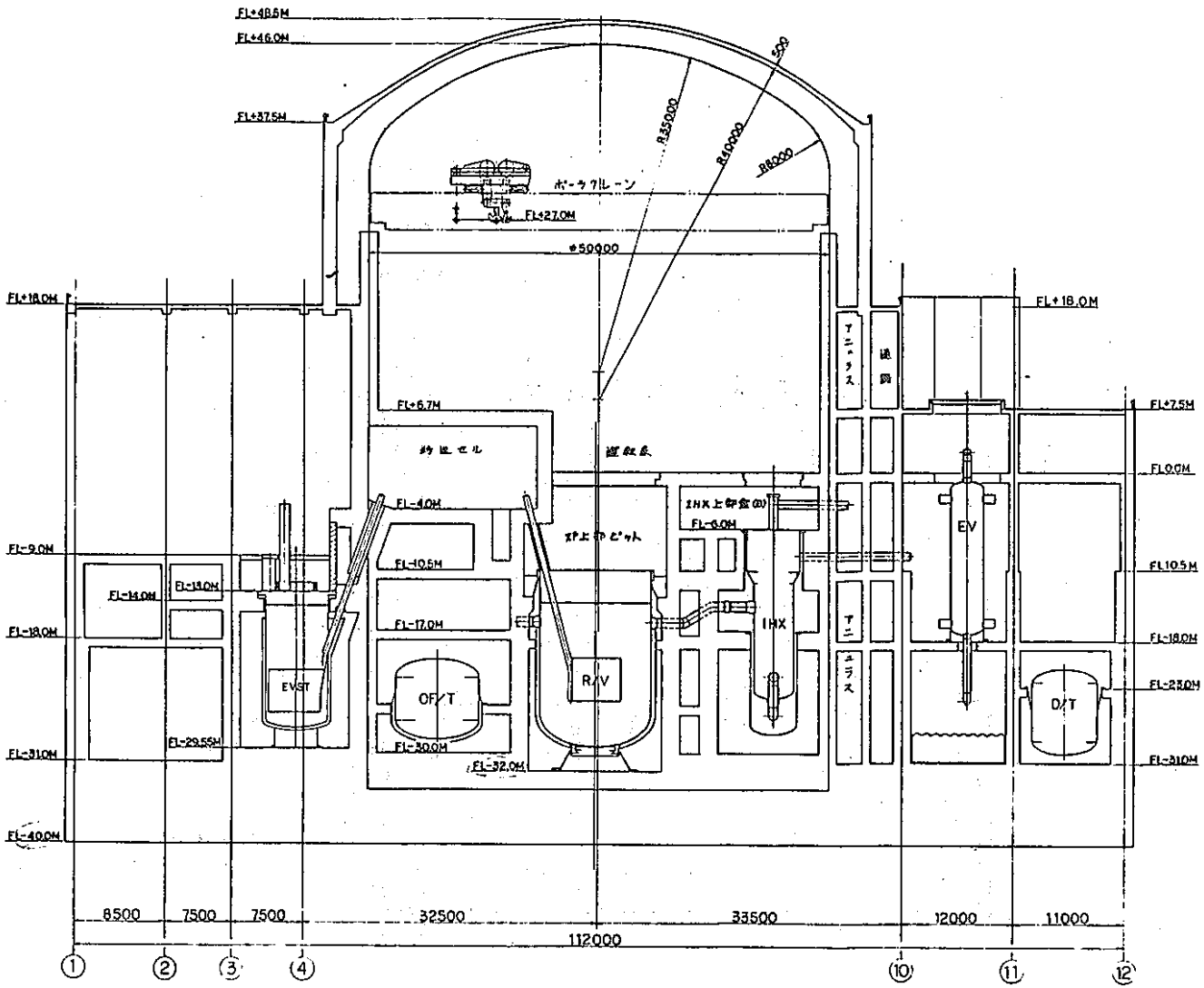


図 7.1.31 実証炉原子炉建屋断面図

表 7.1.2 鋼製ドーム型及び鉄筋コンクリート円筒型格納施設の比較

	比較項目	鋼製ドーム型格納施設	鉄筋コンクリート円筒型格納施設
格納容器	設計条件 (温度, 圧力)	180℃ (暫定) 3 kg/cm <sup>2</sup> g (暫定)	100℃ (暫定) 0.3 kg/cm <sup>2</sup> g (暫定)
	格納容器 バウンダリー	小さい	大きい
	負圧領域	原子炉建物内に設置されるための コンパクト	下方部の一部を除き原子炉建物外 設置となる
	機器搬出入部	大直径となる可能性があり製作上 不利 (直径 22 m)	コンパクト (直径 7 m (暫定))
	クレーン 支持構造	建物に設置するので製作が容易	格納容器ライナとの取合いが必要
	機器の補修性	鋼製ドーム付マシンハッチの開閉 作業が追加となる	鋼製ドームが無い分容易
配置・建物	主容器上部 建物形状	メンテナンス時のマシンハッチ仮 置スペースによる大型化	最小限の設備, メンテナンスス ペースを格納容器径に反映できる
	建物高さ	鋼製ドームによりポーラクレーン レベルが高くなるため全高は高い	ポーラクレーンレベルは低く設置 できる
	2次主冷却系	配管長は, 建物が大型化すれば, その分長くなる。	配管長は最短の建物型式に分類で きる。

表 7.1.2 原子炉格納容器の評価検討結果

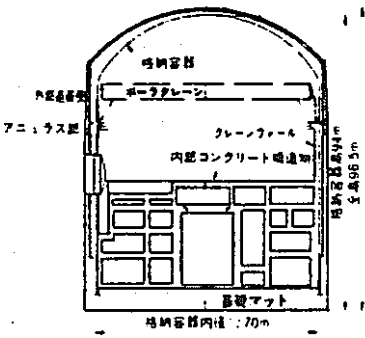
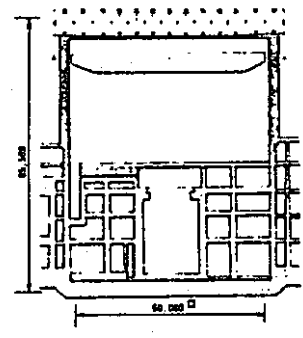
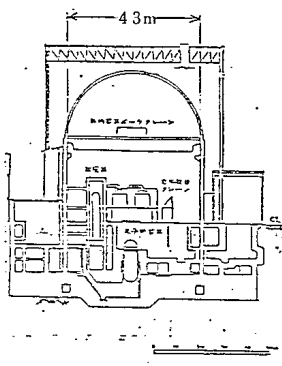
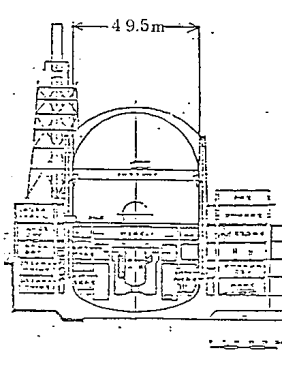
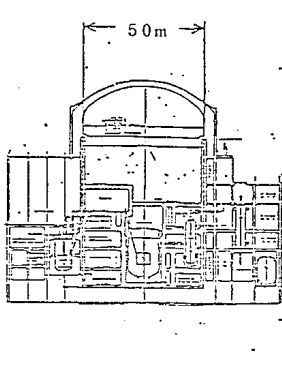
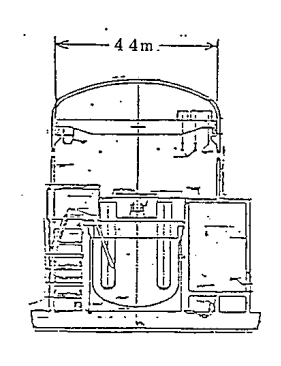
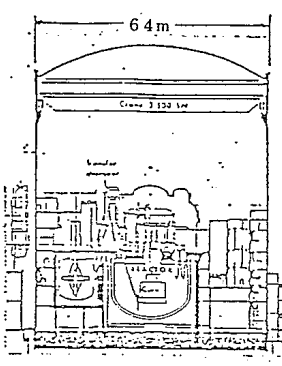
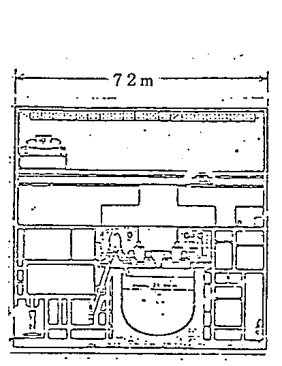
項目	鋼製ハイブリッド円筒形原子炉格納容器 (鋼・コンクリート混製)	鉄筋コンクリート製矩形型原子炉格納容器
概 略 形 状	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・概略仕様</li> <li>内径：70 m</li> <li>高さ 94 m (マット下面から格納容器格納容器上端まで)</li> <li>材質：SGV 49</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>・概略仕様</li> <li>幅×奥行：60m×60m</li> <li>高さ：85.5m (マット下面から鉄骨トラス上面まで)</li> <li>材質：鉄筋コンクリート</li> </ul>
特 徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>・建物側との構造区分が明確。</li> <li>・構造実績に優れ、低圧大型格納容器として実現性大。</li> <li>・反面、このタイプの直径70mは限界設計に近い。</li> <li>・物量削減、工期短縮の工夫困難。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・平面配置配管計画の効率化可能。</li> <li>・物量削減を極めている。</li> <li>・構造区分の明確化が必要。</li> </ul>



表 7.1.3 原子力発電プラントでの格納施設設計主要仕様の比較一覧

原子力発電 格納施設 プラント名 主要項目	軽水炉 (PWR) (注1)	F B R ル ー プ 型 炉		F B R タ ン ク 型 炉		
		原型炉「もんじゅ」	実証炉例	PLBR (W. H)	S X P - 1	S X P - 2
1) 型 式	プレストレスコンクリート 上部半球円筒型	円筒型鋼製容器	鋼製ハイブリッド接合型	鉄筋コンクリート円筒型	安全容器+ドーム	(削 除)
2) 概 念 図						
3) 主要寸法等	<ul style="list-style-type: none"> <li>内 径 : 約 43 m</li> <li>内 高 : 65 m</li> <li>ライナプレート厚 : 約 6.4 mm</li> <li>自由体積 : 約 <math>7.33 \times 10^4 \text{ m}^3</math></li> <li>材 料 : <ul style="list-style-type: none"> <li>本体 : <ul style="list-style-type: none"> <li>プレストレスコンクリート</li> <li>鉄筋コンクリート</li> </ul> </li> <li>ライナプレート : 炭素鋼</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内 径 : 約 49.5 m</li> <li>全 高 : 約 79 m</li> <li>鋼板厚 : 約 38 mm</li> <li>容 積 : 約 <math>1.3 \times 10^5 \text{ m}^3</math></li> <li>材 料 : 圧力容器用炭素鋼 鋼板 3 種 (SGV 49)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>胴部内径 : 50 m</li> <li>全 高 : 80 m</li> <li>胴部板厚 : 36 mm</li> <li>材 料 : 中, 常温圧力容器用炭 素鋼鋼板 3 種 (SGV 49)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上部円筒部ライナ内径 : 144 feet (約 44 m)</li> <li>下部円筒部ライナ内径 : 81 feet (約 25 m)</li> <li>ライナ板厚 : 3/8インチ(約 10mm)</li> <li>全 高 : 236 feet (約 72 m)</li> <li>ライナプレート材料 : 中, 常温圧力容器用 炭素鋼鋼板 (SVG 42/49) → (第 1種)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器材料 オーステナイトステンレス鋼</li> <li>ドーム材料 : 炭素鋼 (参考)</li> <li>原子炉建屋 : 鉄筋コンクリート *内径 : 64 m *高さ : 80 m</li> </ul>	
4) 設計条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>最高使用圧力 : <math>4.0 \text{ kg/cm}^2\text{C}</math></li> <li>最高使用温度 : <math>144^\circ\text{C}</math></li> <li>漏 洩 率 : <math>0.1\%/ \text{day}</math> 以下 (常温, 空気, 最高使用圧におい て)</li> </ul> <p>(注1) 原電敦賀2号炉</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>最高使用圧力 内 圧 : <math>0.5 \text{ kg/cm}^2\text{C}</math> 外 圧 : <math>0.05 \text{ kg/cm}^2\text{C}</math></li> <li>最高使用温度 : <math>150^\circ\text{C}</math> *最高使用圧, 常温窒素雰囲気 → <math>1\%/ \text{day}</math> *最高使用圧, 空気雰囲気 (Na 充填前) → <math>0.1\%/ \text{day}</math></li> <li>耐震クラス : As</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>最高使用圧力 内 圧 : <math>0.30 \text{ kg/cm}^2\text{C}</math> 外 圧 : <math>0.05 \text{ kg/cm}^2\text{C}</math></li> <li>最高使用温度 : <math>100^\circ\text{C}</math></li> <li>最低使用温度 : -</li> <li>漏 洩 率 : <math>1\%/ \text{day}</math> (常温, 窒素最高使用圧において)</li> <li>耐震クラス : As</li> </ul> <p>(注) 1次配管にはベロースを使用</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>最高使用圧力 内 圧 : - 外 圧 : -</li> <li>最高使用温度 : <math>151^\circ\text{F}</math> (コンクリート) (約 <math>65^\circ\text{C}</math>)</li> <li>最低使用温度 : -</li> </ul> <p>耐震クラス : SSE</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器 : 主容器からの1次冷却 材漏洩事故対応</li> <li>ド ー ム : HCDA時Na噴出によ るNa火災に対応 (Max. 3 atm)</li> </ul> <p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋 : 建屋内Na火災対応 *事故時超過圧 : 40mb *壁温最高温度 : <math>80^\circ\text{C}</math> *漏 洩 率 : <math>100\%/ \text{day}</math> 以下 *通常運転時は, 常時負圧に維持, 事故時は非常排気系を起動</li> </ul> <p>(注) “勸告”では原子炉建屋の漏 洩試験を要求</p>	

参 考 文 献

- (1) 電気書院, 図書電気工学大事典, 原子力編
- (2) 牧野 靖 コンクリート製格納容器  
土木学会誌 1978. 4
- (3) 原子力安全性ハンドブック, 米国米国原子力委員会, 産報
- (4) 動燃資料, 高速実験炉「常陽」52.7高速実験炉部
- (5) 動燃資料, 高速増殖炉もんじゅ発電所の設計概要, 57.3高速増殖炉開発本部
- (6) 大法工学センター原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉設置変更)昭和44年6月30日  
動燃事業団
- (7) 高速増殖炉もんじゅ発電所, 原子炉設置許可申請書, 昭和55年12 動燃事業団
- (8) Directory of Nuclear Reactors ; INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY,  
VIENNA, 1966
- (9) The CREYS- MALVILLE FAST BREEDER POWER STATION Abril 1980
- (10) After CREYS- MALVILLE Prospecton associated sites project. ; LYON, July, 1982
- (11) パンフレット The Prototype Fast Reactor.
- (12) 高速増殖実証炉第1巻, 世界の技術調査第2分冊, PNC SN241 83-08 (2) 1983. 4
- (13) W. J. MC Shane 他FFTF CONTAINMENT SYSTEM HEDL- SA - 2095 April 1980
- (14) D. R. Riley 他CRBRP CONTAINMENT SYSTEM 日米スペシャリストミーティング  
April 1980.
- (15) A. Summavy Description of The Fast Flux Test Facility HEDL- 400
- (16) 高速増殖実証炉研究の現状  
電気事業連合会高速増殖開発準備室 57. 4. 16
- (17) 高速増殖炉研究開発成果の概況(3)  
実証炉設計研究(1982年迄) PNC SN 241 82-25
- (18) LMFBR CONCEPTUAL DESIGN STUDY FINAL REPORT EXECUTIVE SUMMARY  
CDS 400-2

## 7.2 原子炉容器及びガードベッセル

7.2.1	はじめに .....	43
7.2.2	ループ型高速増殖炉 .....	43
	(1) 高速増殖実験炉「常陽」 .....	43
	(2) 高速増殖原型炉「もんじゅ」 .....	45
	① 原子炉容器ガードベッセル .....	45
	② 1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル .....	48
	③ 1次主冷却系循環ポンプガードベッセル .....	49
	(3) 高速増殖実証炉概念設計(I) .....	54
	(4)         "                   (II) .....	56
	(5)         "                   (III) .....	63
	(6) 高速増殖実証炉第2次概念設計(I) .....	69
	(7) 電力高速増殖実証炉ループ型炉 .....	79
7.2.3	タンク型高速増殖炉 .....	81
	(1) フランス .....	81
	(2) イギリス .....	84
	(3) アメリカ .....	87
	(4) ソ 連 .....	92
	(5) 日 本 .....	94
7.2.4	ま と め .....	94
	参考文献 .....	97

## 7.2 原子炉容器及びガードベッセル

### 7.2.1 はじめに

高速炉のナトリウム漏洩対策設備としては、ガードベッセルを始めリークジャケット、2重容器、安全容器等があるが、高速炉の開発を行なっている各国とも種々の方式について検討し、設計研究を進めている。ここでは、我国のループ型高速炉である実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」および実証炉概念設計における炉本体からのナトリウム漏洩対策設備、ならびに各国のタンク型高速炉で採用もしくは設計研究が進められているガードベッセル等のナトリウム漏洩対策設備について紹介する。

### 7.2.2 ループ型高速増殖炉

#### (1) 高速増殖炉「常陽」

原子炉容器は高さ 9,890 mm 内径 3,600 mm（下部フランジ部）、3,924 mm（上部フランジ部）の上部フランジ円筒縦形容器（下部全半球鏡板付）である。ナトリウム漏洩対策として、原子炉容器の外側に高さ 8,155 mm、内径 3,700 mm、肉厚 12t のリークジャケットが設けられている。また、リークジャケットの外側に保温材が取り付けられており、さらに放射線遮へいのための黒鉛で囲まれ、その外側に安全容器が配置されている。

図 7.2.1 に原子炉容器配置および構造概念図、図 7.2.2 に炉容器断面図、図 7.2.3 に炉容器とリークジャケットの構造を示す。

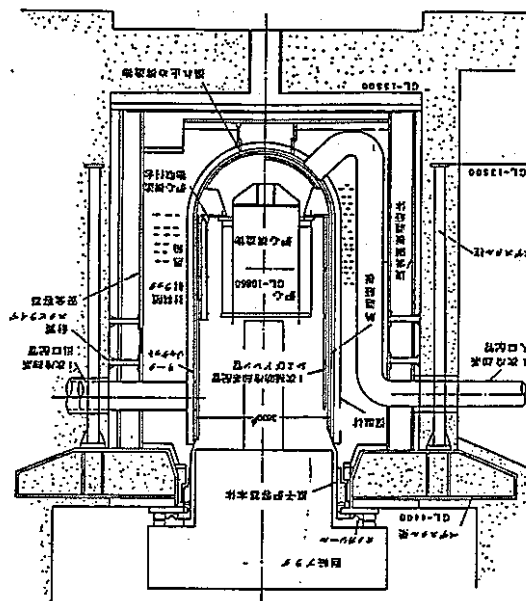


図 7.2.1 原子炉容器配置および構造概念図

○原子炉容器

形 式	上部フランジ円筒形 (下部全半球鏡板付)	
寸 法	9,890 L × 3,924 ID (上部フランジ部)	
	3,600 ID (下部フランジ部)	
重 量	炉容器 (含付属物)	80 t
	炉心構成要素	65 t
	炉心上部構造物	451 t (含回転プラグ他)
	駆動部, その他	20 t
	炉 内 Na	70 t

溶接線長さ

炉 容 器	330 m
炉心構造物	396 m
リークジャケット	50 m

○炉容器フランジ

ソールプレート上に据付けられ、オメガシールでシールされ、回転プラグ固定台フランジとつながってN<sub>2</sub> バウンダリを確保している。炉容器フランジ締めつけボルトの頭にはシール板が溶接され、バウンダリとなっている。

リークジャケット	寸 法	8,155 L × 3,700 ID × 12 t
	内 容 積	4.4 m <sup>3</sup>
	炉容器との間隙	25 mm

○保 温 材

リークジャケット外側に取りつけられ、パネル型積層ステンレスを使用して保温効果を高めている。

熱遮へい板

円筒形, 3ツ割構造 3段積 3層, SUS 304

6,000 L × 10 t, 15.6 t

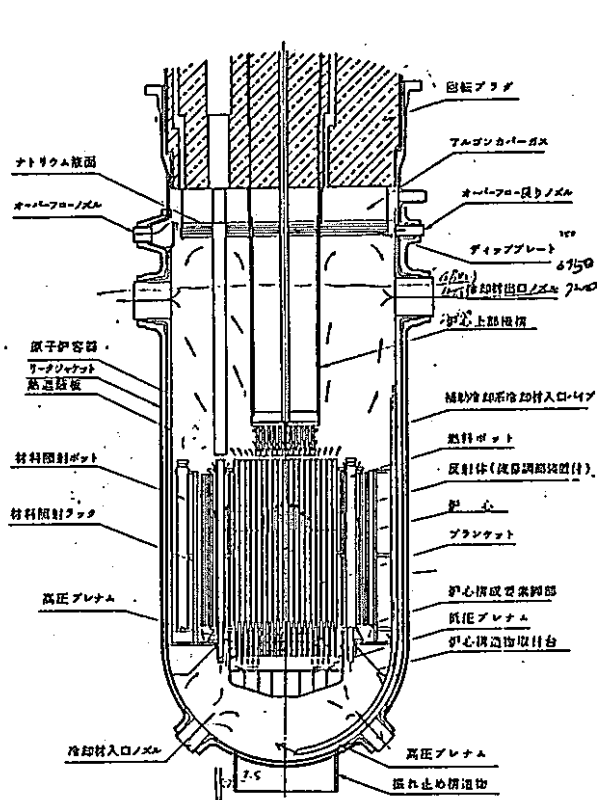


図 7.2.2 炉容器断面図

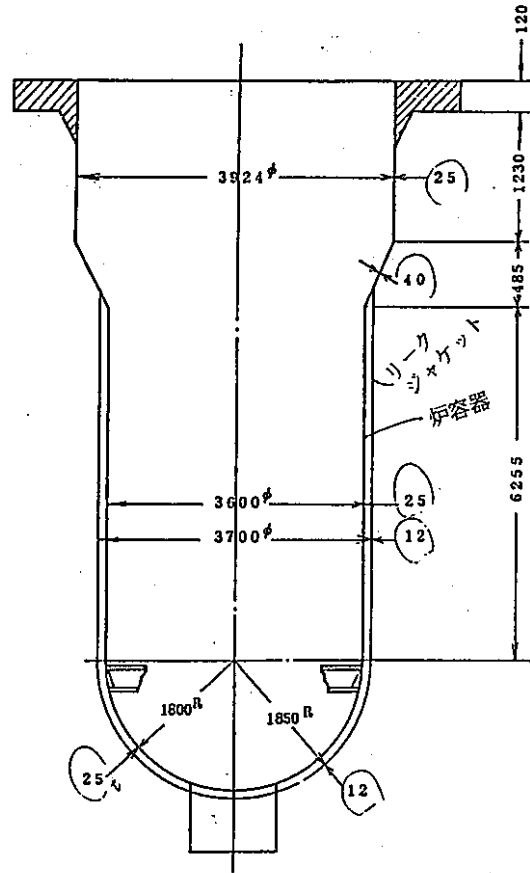


図 7.2.3 炉容器およびリークジャケット

## (2) 高速増殖原型炉「もんじゅ」

### ① 原子炉容器ガードベッセル

#### (i) 概要

原子炉容器ガードベッセルは、原子炉容器周囲に設置される。配管破損事故を生じた時も必要な液位と冷却流路を確保し炉心の崩壊熱除去を可能にできるような工学的安全施設で、システムレベル (SsL) 以下に設置されるものである。原子炉容器とガードベッセル間の空間は、配管破損によるナトリウム漏洩時の原子炉容器内液面確保を考慮した容積に制限している。

原子炉容器ガードベッセルは鏡板、胴からなる円筒底部鏡板付上部開放型縦置容器およびその支持金具等の付帯設備で構成される。ガードベッセルは上部フランジで下向き荷重を支持され、また、下部の原子炉容器とガードベッセルの間隙には、ラジアルサポートが取り付けられ、原子炉容器室床からの支持により、原子炉容器の地震時の横振れを防止している。

## (ii) 原子炉容器ガードベッセルの構造

ガードベッセル本体は、炉容器室内に設置される原子炉容器および1次主冷却系出入口配管を、システムレベル以下で内包する上部開放型容器である。ガードベッセル本体の高さは、据付にその上縁がシステムレベル公称値に100mm以上の余裕を持たせた位置にできるように定められている。ガードベッセル本体胴には主入口配管の配置に合わせたガードパイプ、主出口配管の配置に合わせたガードパイプが設けられている。

ガードベッセルおよびガードパイプと、原子炉容器および1次主冷却系出入口配管との間隙は、配管破損事故時の炉心冷却に必要な炉容器内ナトリウム液位を確保するための内容積と核暴走時の原子炉容器との干渉回避から決定され、合わせて供用期間中検査機器走行に必要なスペースをも確保している。

また、配管とガードパイプ間隙面積を安全設計上の要求を満たすとともに、入口配管部供用期間中検査機器のため、ガードパイプ内には供用期間中検査機器案内レールを取付けている。

ガードベッセル外表面には、予熱用電気ヒータおよびその制御用温度計並びに保温設備用の取付座が設けられている。

原子炉容器ガードベッセルのナトリウム貯留容積は152 m<sup>3</sup>でありNsL-EsL間の1次系ナトリウム容積より小さく、事故時においてもSsL及び原子炉容器ナトリウムレベルをEsL以上に確保し、熱輸送機能を満足するようになっている。ガードベッセル内にはナトリウム漏洩検出器を設け、漏洩の早期検出を計っている。

原子炉容器内構造図を図7.2.1に、また原子炉容器ガードベッセルの外観図を図7.2.2に示す。

## 主 要 目

## 1) ガードベッセル本体

a) 形 式 フラットオーバルガードパイプ付上部開放堅型容器

b) 材 質 SUS 304相当

## c) 主要寸法

胴 部 (内径×肉厚) 約 7760 mm × 40 mm

入口配管ガードパイプ肉厚 約 40 mm

出口ガードパイプ肉厚 約 40 mm

支持フランジ部最大外径 約 9300 mm

全 高 約 12730 mm

d) 原子炉容器ガードベッセル空間容積 約 152 m<sup>3</sup>

(iii) ガードベッセル用材料

ガードベッセルの使用材料は以下の材料規定を満足しなければならない。

◦使用可能材

- 1) ガードベッセルで使用される各部品の構成材料としては一般的に、SUS 304、SUS 316 相当とし、コバルト含有量等の規制値は協議の上、決定されるものとする。
- 2) 550℃以下で用いられるボルトおよびその他締付金具等は、Ni 基合金（インコネル等）を使用してもよいものとする。
  - a) ステライト# 6
  - b) ステライト# 12
  - c) ヘインズ# 25
  - d) LC-IC (成分  $Cr_3C_2$ , NiCr)

◦使用不可能材

- 1) 使用温度域における長時間加熱により材質劣化の激しい析出硬化型ステンレス鋼を用いてはならない。
- 2) コバルト、マンガン等は、誘導放射能軽減の観点から制限する必要がある。よってコバルト含有量の高いステライト等をこの制限に接触するほど多量に使用してはならない。
- 3) ボロン、窒素等スエリングやHe 脆化に影響の大きい元素を故意に添加した材料を用いてはならない。
- 4) 材料選定にあたっては、Na との共存性に十分留意し、共存性のよくない材料を選定してはならない。

(iv) ガードベッセル本体の機器設計条件

- |            |                       |
|------------|-----------------------|
| (a) 種 別    | 第 3 種容器               |
| (b) 耐震クラス  | A                     |
| (c) 通常時差圧  | 0 kg/cm <sup>2</sup>  |
| (d) 通常時温度  | 541℃                  |
| (e) 最高使用圧力 | Na 静圧 (Max 約 12 m Na) |
| (f) 最高使用温度 | 550℃                  |
- (g) 主 1 次系冷却配管破損事故の条件
- |               |                           |
|---------------|---------------------------|
| (イ) 雰囲気温度     | 最高 250.6℃                 |
| (ロ) 雰囲気圧力     | 0.5 kg/cm <sup>2</sup> ・G |
| (ハ) 噴出冷却材最高温度 | 550℃                      |



(ニ) 事故回数	1 回
(h) 耐用年数	30年または配管破損事故発生後冷却ナトリウム処理に要する期間。
(i) 雰囲気	プラント通常運転時には、ガードベッセル内は炉容器室雰囲気と導通し、主1次冷却系圧力境界破損事故後は、ガードベッセル内側は、ナトリウム雰囲気となる。
(j) 熱過渡条件	550℃

② 1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル

(i) 概要

1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセルは、1次主冷却系配管およびその接続配管からのナトリウム漏洩を想定しても、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を維持するためのものであり、システムレベル以下にも原子炉冷却材バウンダリを有する1次冷却系中間熱交換器のまわりに設置された上部開放形の容器である。

1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル（以下、「IHX ガードベッセル」と略す）は、ループ当り各々1基ずつ設置される。

万一ナトリウム漏洩が本ガードベッセル内で生じた場合、ガードベッセルの空間容積は小さく制限されているので、炉容器液面は、システム上の要求による炉容器内最低液位以下には低下しない。

(ii) IHX ガードベッセルの構造

1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセルは、中間熱交換器および同機器に連なる低所引廻し1次主冷却系配管のパウンダリ部破損時においても、原子炉崩壊熱を除去する必要なナトリウムレベルを保つことができるよう設けられる。無蓋上部開放の長円筒形の容器で、胴体、耐衝撃板、補強梁、下部サポート、ガードベッセルスタビライザーなどで構成され、胴体内には機器耐震用サポートおよび点検用歩廊等が取付けられる。

本ガードベッセルを構成する主要部品である胴体、耐衝撃板、補強梁、スタビライザー等は全てオーステナイト系ステンレスが用いられる。

IHX ガードベッセルの構造図を図3に示す。

1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル主要目

形 式	蓋無し長円筒形
数 量	3 基（1 基 / ループ）
設置位置	EL 21.25 m

全容積	185 m <sup>3</sup> (ガードベッセル上端をEL 29.95 mとする)
空間容積	163 m <sup>3</sup> 以下 (EL 29.85 m以下に対して)
主要材質	オーステナイト系ステンレス鋼

(iii) IHX ガードベッセルの機器設計条件

IHX ガードベッセルの主な設計条件は次のようである。

(a) 機器種別	第3種機器
(b) 耐震クラス	A
(c) 最高使用温度	550℃
(d) 最高使用圧力	ナトリウム充填時静圧
(e) 空間容積制限値	161 m <sup>3</sup> 以下
(f) 材質	SUS 304
(g) ドレン方式	ドレンライン設置しない。
(h) 構造	長円筒上部開放型
(i) 耐用年数	30年

③ 1次主冷却系循環ポンプガードベッセル

(i) 概要

1次主冷却系循環ポンプガードベッセルは、1次主冷却系配管およびその接続配管からのナトリウム漏洩を想定しても、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を維持するためのものであり、システムレベル以下にも原子炉冷却材バウンダリを有する1次主冷却系循環ポンプのまわりに設置された上部開放形の容器である。

1次主冷却系循環ポンプガードベッセル（以下「ポンプガードベッセル」と略す）は、ループ当り各々1基ずつ設置される。

万一ナトリウム漏洩が本ガードベッセル内で生じた場合、ガードベッセルの空間容積は小さく制限されているので、炉容器液面は、システム上の要求による炉容器内最低液位以下には低下しない。

(ii) ポンプガードベッセルの構造

1次主冷却系循環ポンプガードベッセルは、循環ポンプ及び循環ポンプオーバフローコラムと同機器に連なる低所引廻し1次主冷却系配管のバウンダリ部破損時においても、原子炉崩壊熱を除去するために必要なナトリウムレベルを保つことができるよう設けられる、無蓋上部開放の長円筒（上部に突出部を有す）の容器で、胴体、耐衝撃板、補強梁、下部サポート、ガードベッセルスタビライザーなどで構成され、胴体内には、機器耐震用サポート及び点検用歩廊等が取付けられる。

本ガードベッセルを構成する主要部品である胴体、耐衝撃板、補強梁、スタビライザー等は全てオーステナイト系ステンレス鋼が用いられる。

ポンプガードベッセルの構造図を図 7.2.4 に示す。

1 次主冷系循環ポンプガードベッセル主要目

形 式	蓋無し長円筒形
数 量	3 基 (1 基 / ループ)
設置位置	EL 21.25 m
全 容 積	180 m <sup>3</sup> (ガードベッセル上端を EL 29.95 m とする。)
空間容積	165 m <sup>3</sup> 以下 (EL 29.85 m 以下に対して)
主要材質	オーステナイト系ステンレス鋼

(iii) ポンプガードベッセルの機器設計条件

ポンプガードベッセルの主な設計条件は次のようである。

(a) 機器種別	第 3 種機器
(b) 耐震クラス	A
(c) 最高使用温度	420 °C
(d) 最高使用圧力	ナトリウム充填時静圧
(e) 空間容積制限値	161 m <sup>3</sup> 以下
(f) 材 質	SUS 304
(g) ドレン方式	ドレンラインは設置しない
(h) 構 告	長円筒上部開放型
(i) 耐用年数	30 年

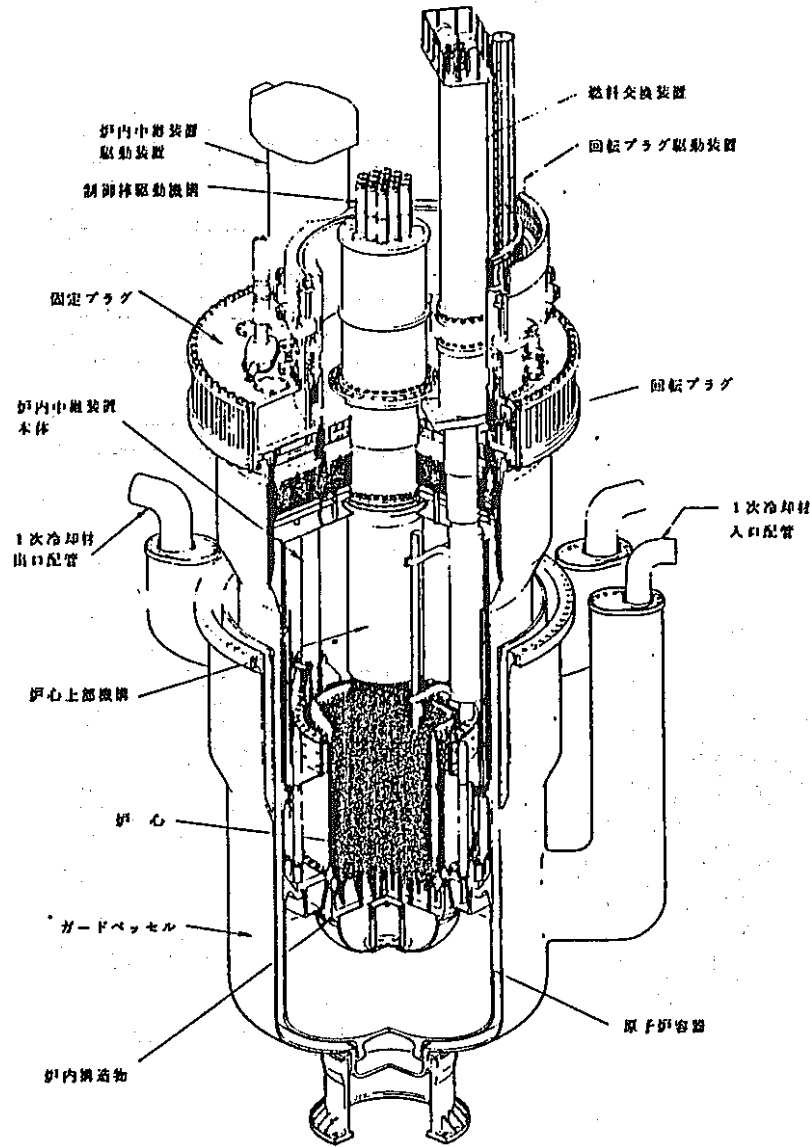


図 7.2.1 原子炉容器内構造図

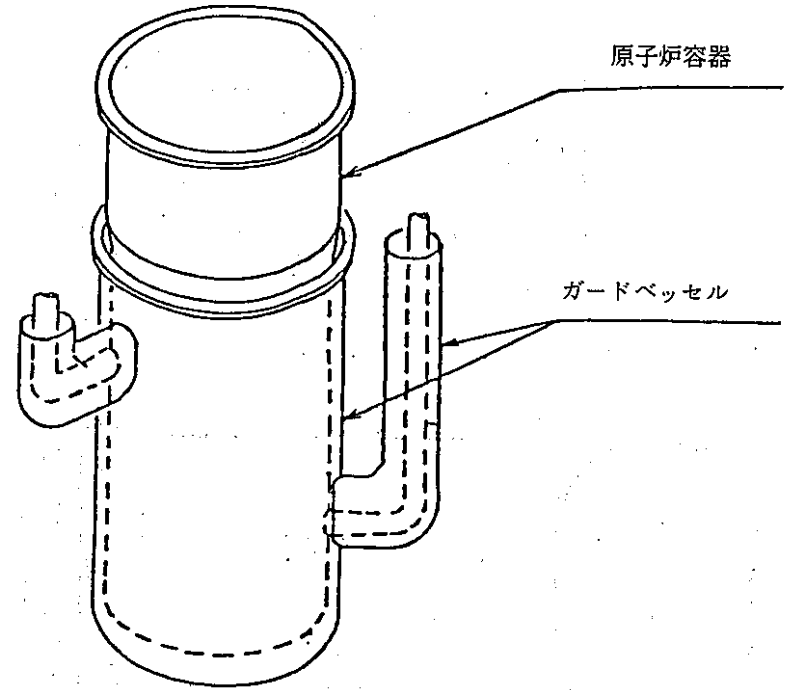


図 7.2.2 原子炉容器ガードベッセル観図

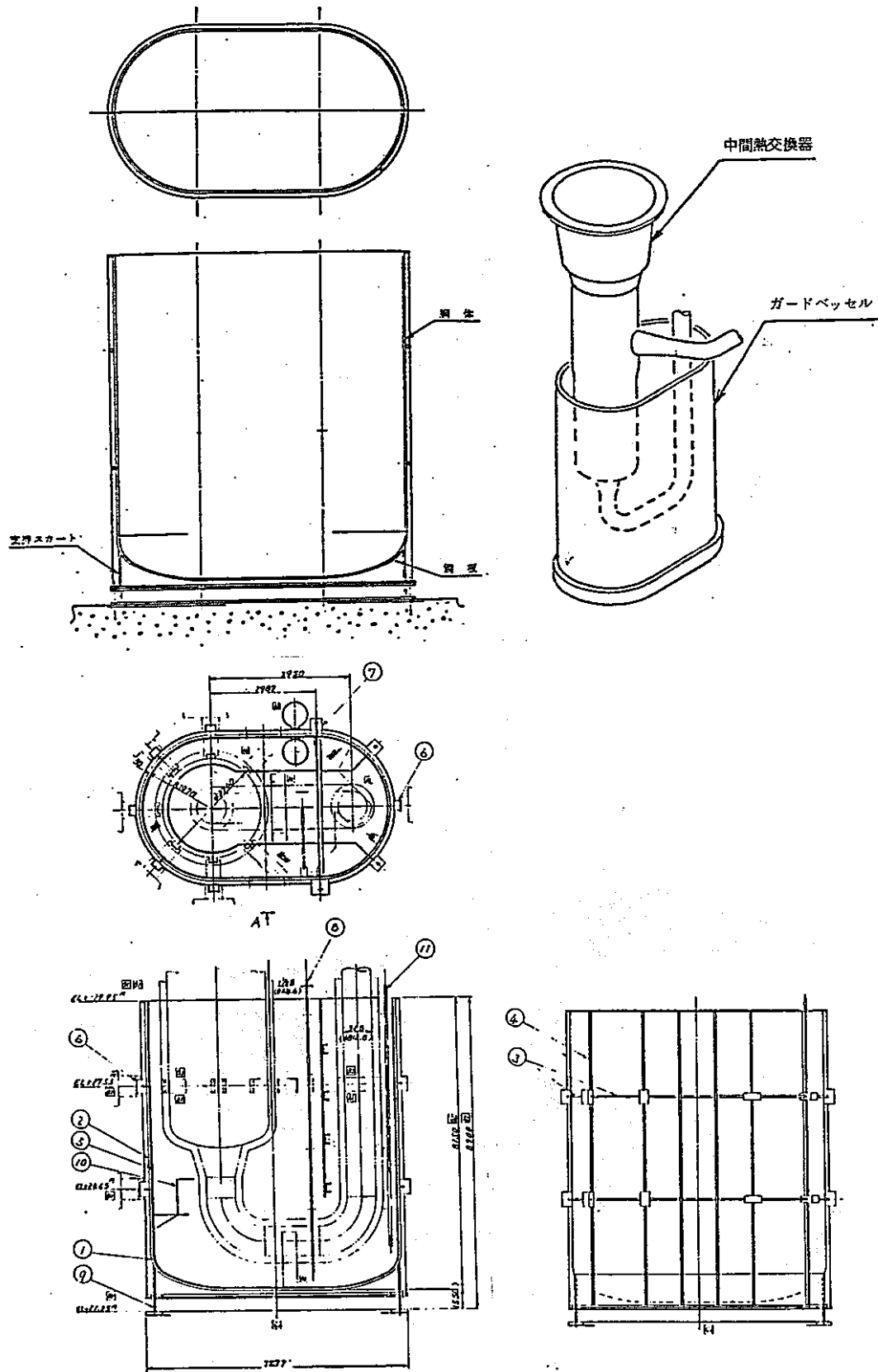


図 7.23 1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル構造図

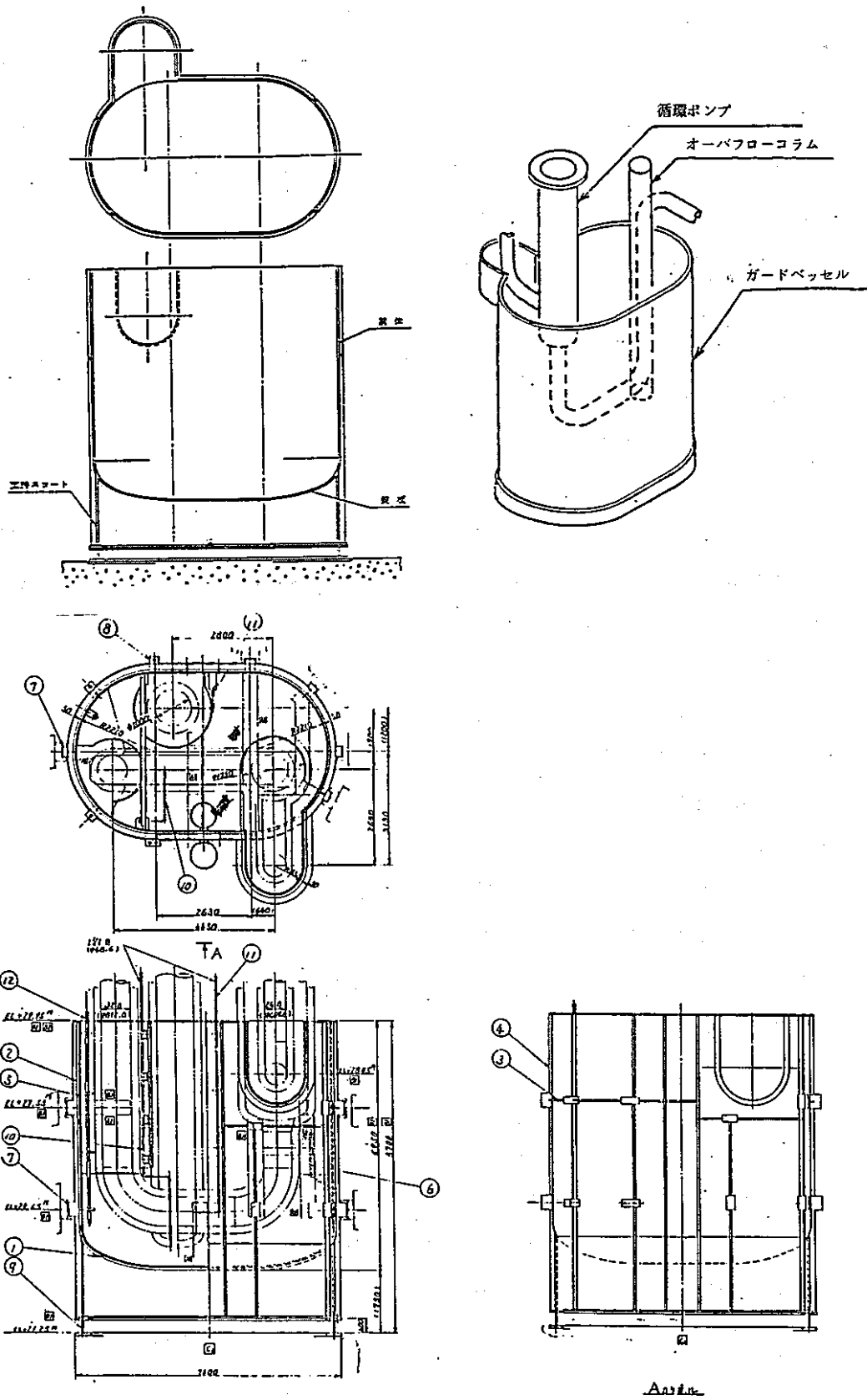


図 7.2.4 1次主冷却系循環ポンプガードベッセル構造

(3) 高速増殖実証炉概念設計(1)

① 原子炉容器ガードベッセルの概要

ガードベッセルについては、基本概念選定作業を受けて、各部構造概念の検討を行った。ガードベッセルは、原子炉容器の耐震検討との関連で耐震支持構造検討及び、安全設計に係るガードベッセル容積制限からの構造諸元を検討した。

② 原子炉容器ガードベッセルの構造

原子炉容器ガードベッセルは、中に原子炉容器及び1次主冷却配管のシステムレベル以下の部分を内包する上部開放型の容器である。

原子炉容器ガードベッセルと内包機器との間の空間容積は、配管破損事故時の炉心冷却機能を確保する条件から制限され、また、この空間は原子炉容器まわりの供用期間中検査のための検査機器の走行に利用される。

原子炉容器を内包する本体胴部は、内径 10160 mm、肉厚 40 mm の円筒胴であり、上部は支持金具により荷重を原子炉容器室中間床に伝え、また胴部中間部には、地震時の制御棒挿入機能から要求される水平方向振れを制限するため、キー受構造を有する。本体胴下部は半楕円体鏡板が取付けられ、鏡板の下部は、胴部キー受構造とともに、水平方向振れの制限のため、荷重伝達経路として支持構造が設けられている。胴部のキー受構造及び鏡下部の耐震構造は、原子炉容器と原子炉容器ガードベッセルの熱膨張差による相対変位に対しては拘束しない構造となっている。

主冷却配管を内包する入口配管ガードパイプ及び出口配管ガードパイプは、内径がそれぞれ 1530 mm、1630 mm の円管である。

原子炉容器ガードベッセルの構造図を図 7.2.5 に示す。

原子炉容器ガードベッセル主要目

- 形 式   出入口配管ガードパイプ付上部開放縦形円筒容器
- 主要材料   SUS 304
- 主要部寸法
  - 胴部寸法   内径×肉厚   10,160 mm×40 mm
  - 全高   14,900 mm
  - 下部鏡板   形状   半楕円鏡板
  - 長径(内径)×肉厚   10,160 mm×40 mm
  - 入口配管ガードパイプ   内径×肉厚   1,530 mm×40 mm
  - 出口配管ガードパイプ   内径×肉厚   1,630 mm×40 mm
  - ガードベッセル容量   220 m<sup>3</sup>
  - 原子炉容器とガードベッセルの間隔   280 mm

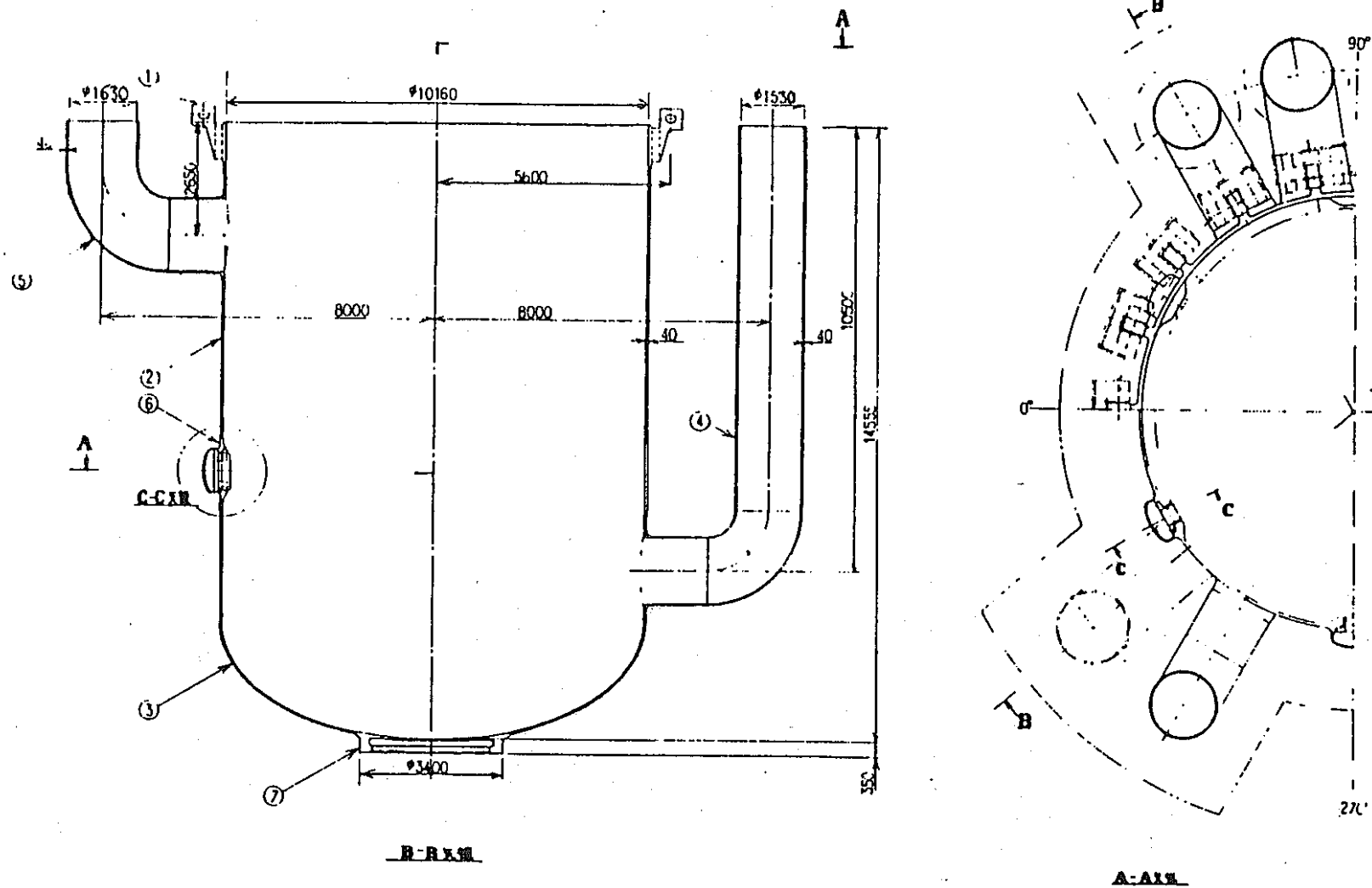


図 7.2.5 原子炉容器ガードベッセル



(4) 高速増殖実証炉概念設計(Ⅲ)

① 原子炉容器ガードベッセル

(i) 概 要

原子炉容器は、移送セル方式燃料出入機（シュート型）と整合するコンパクトな回転プラグの実現により、上部胴径13m、下部胴径12m、高さ19mの中径容器が設計可能となった。

さらに、上部流入・流出ノズルを採用し、これらをガードベッセル上端より上方に設置することで、炉容器ガードベッセルを直胴円筒容器とすることが可能になり供用期間中検査計画のための原子炉容器とガードベッセル間の簡素で十分な空間の確保が可能となった。

また、1次冷却系配管からのナトリウム漏洩を想定して、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を確保できるよう1次冷却系低所に配置される機器・配管のまわりにガードベッセルを設けるものとした。

(iii) 原子炉容器ガードベッセルの構造

原子炉容器ガードベッセルは、原子炉容器を内包する上部開放型の円筒容器で、原子炉ピット室壁に設けた支持架台上のソールプレートにボルトによって固定される。また、地震時の原子炉容器の振れ量を制限するためのキー受構造を有し、下部には耐震用の振れ止め機構を有している。

原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空間容積は、原子炉冷却バウンダリーの破損事故時の炉心冷却機能を確保する条件から制限され、また、その間隙は原子炉容器まわりの供用期間中検査の検査機器の走行に使用される。本プラントに於ける1次主冷却系配管は、上部流入・上部流出配管を採用しているため、配管ガードパイプを持たず、むだ容積がないので、原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空隙を大きくとれる特徴がある。本原子炉容器ガードベッセルは、原子炉容器のナトリウムインベントリに供用期間中検査の検査機器の走行と物量削減の観点を加え合わせ、内径12920mm、肉厚50mmの円筒容器とした。

ガードベッセルの形状を単純化したことにより、無駄スペースがなくなりガードベッセルの容積制限から決まる原子炉容器とガードベッセルとの間隔を400mmと大きくとれるようになった。

原子炉構造全体透視図を図7.2.6 原子炉構造図を図7.2.7に示す。また、原子炉容器ガードベッセルの構造図を図7.2.8に示す。

○原子炉容器ガードベッセル主要目

形 式 上部開放堅形円筒容器

主要部寸法

胴部寸法	内径×肉厚	12920 mm×50 mm
	全高	14,200 mm
下部鏡板	形状	半楕円鏡板
	長径(内径)×肉厚	12920 mm×50 mm
原子炉容器とガードベッセルの間隔		400 mm
原子炉容器とガードベッセル空間容積		300 m <sup>3</sup>

② 中間熱交換器ガードベッセルおよび循環ポンプガードベッセル

(i) 概 要

1次冷却系ガードベッセルは、1次主冷却系配管からのナトリウム漏洩を想定しても、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を維持するためのものであり、システムレベル以下に原子炉冷却材バウンダリを有する中間熱交換器および循環ポンプ、循環ポンプオーバーフロコラムのまわりに設置され、上部開放形の容器である。

(ii) 中間熱交換器ガードベッセルおよび循環ポンプガードベッセルの構造

図 7.2.9 に中間熱交換器ガードベッセル構造図を示し、図 7.2.10 に循環ポンプガードベッセル構造図を示す。両ガードベッセル共に長円筒形縦置容器で、常時は内部が空の状態で使用されるが、配管破損時には漏洩ナトリウムが充満する。両ガードベッセル共にオーステナイト系ステンレス鋼 SUS 304 製シェル構造で、上部は開放となっており下部には半楕円鏡板をとりつけ、これを支持スカートにより下からサポートする構造である。またガードベッセル胴の中間部には、建物より適 サポートする支持構造物が設けられている。ガードベッセル内部は、ガードベッセル内部に収納される機器、配管等の支持構造物が設けられている。なお両ガードベッセル共上端はシステムレベルより 100 mm 上に位置する。

中間熱交換器ガードベッセルおよび循環ポンプガードベッセルの主要目

形 式	長円筒上部開放形
数 量	3 基 (1 基 / 1 ループ)
全 容 積	371 m <sup>3</sup> (中間熱交換器ガードベッセル)
(システムレ ベル以下)	384 m <sup>3</sup> (循環ポンプガードベッセル)
空間容積	277 m <sup>3</sup> (中間熱交換ガードベッセル)
(システムレ ベル以下)	311 m <sup>3</sup> (循環ポンプガードベッセル)

### 主要材質 オーステナイト系ステンレス鋼

以上の各ガードベッセルの空間容積は、いずれも今次設計において見直し設定された制限値 340 m<sup>3</sup>より十分に小さく、要求条件を満足している。中間熱交換器ガードベッセルの場合は、ホットレグポンプ方式としたことによる中間熱交換器胴径の縮小に伴う小型化が著るしく現われている。

### 形状・寸法の検討結果

図 7.2.9 及び図 7.2.10 に中間熱交換器ガードベッセル及び 1 次主循環ポンプガードベッセルの基本構造を示す。中間熱交換器ガードベッセルは、水平断面が 2550 mm の長線部を有する半径 2600 mm の長円形である上部開放の縦置タンクであり、その深さは約 11 m となる。1 次主循環ポンプガードベッセルは、水平断面が 2630 mm の長線部を有する半径 2600 mm の長円形をベースとする深さが約 10.7 m の上部開放縦置タンクで、上部にはポンプ吐出配管の一部を収納する突出部がある。また両ガードベッセル共に、支持スカートによって床から自立させ、胴中間部で適宜建物から耐震サポートをとるものとする。以上の基本構造は、「もんじゅ」の 1 次主冷却系ガードベッセルと基本的に等しいものである。

### ガードベッセルの小型化について

以上で述べたように、原型炉 1 次主冷却系ガードベッセルの基本構造を踏襲した構造により、安全上の要求条件である容積制限を満足することが可能となったが、ガードベッセルの基本構造、寸法に影響する因子として、内部機器の耐震サポートがある。プラント設計で検討しているように、中間熱交換器は下部管板部において横方向の耐震サポートが必要であり、その位置はガードベッセル内となる。又、原型炉設計の例から推察すると、約 11 m もの深いガードベッセルの中では、主冷却系配管もガードベッセル内でサポートが必要になるものと考えられる。しかしながら、大型の中間熱交換器や大口径の配管を、大径薄肉シェルのガードベッセル内で支持するのは構造的な制約が大きい。また、深いガードベッセルでは、内部機器の ISI 計画に対する制約も増加するものと考えられる。従って、ガードベッセル単体としての小型化に加え、システム設計の総合的見地からガードベッセルの深さを軽減してゆく方向での検討が必要になると考えられる。

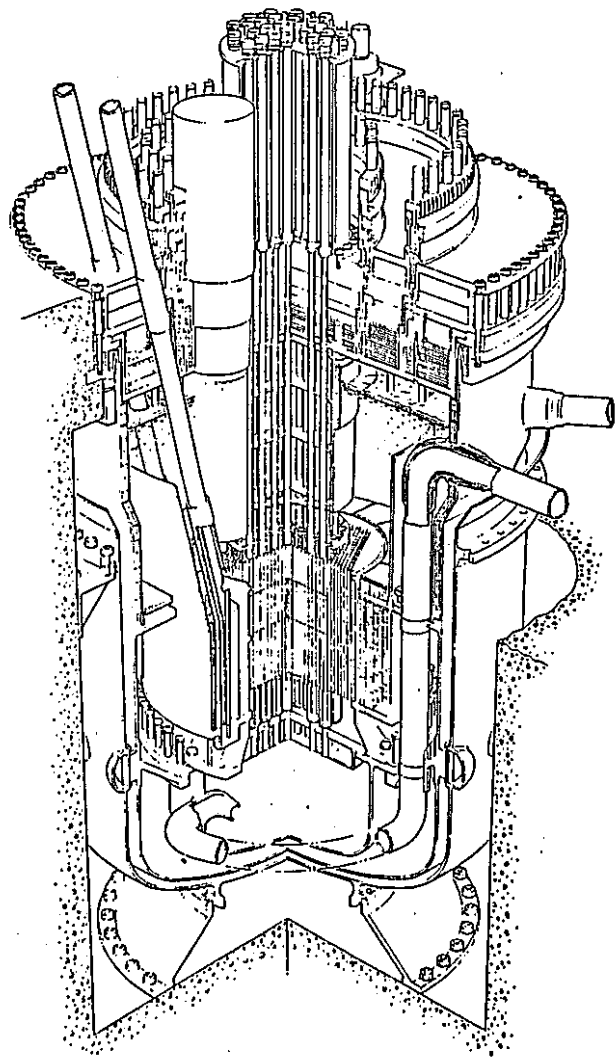


图 7.2.6 原子炉構造全体透視圖

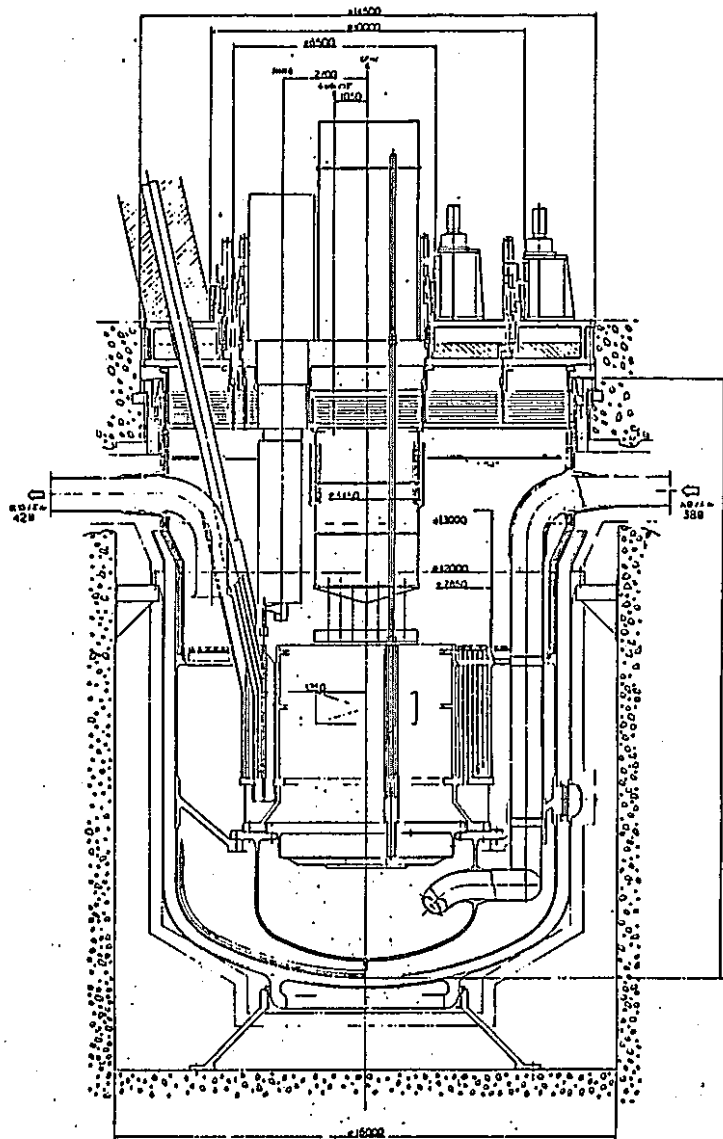


图7.2.7 原子炉構造圖

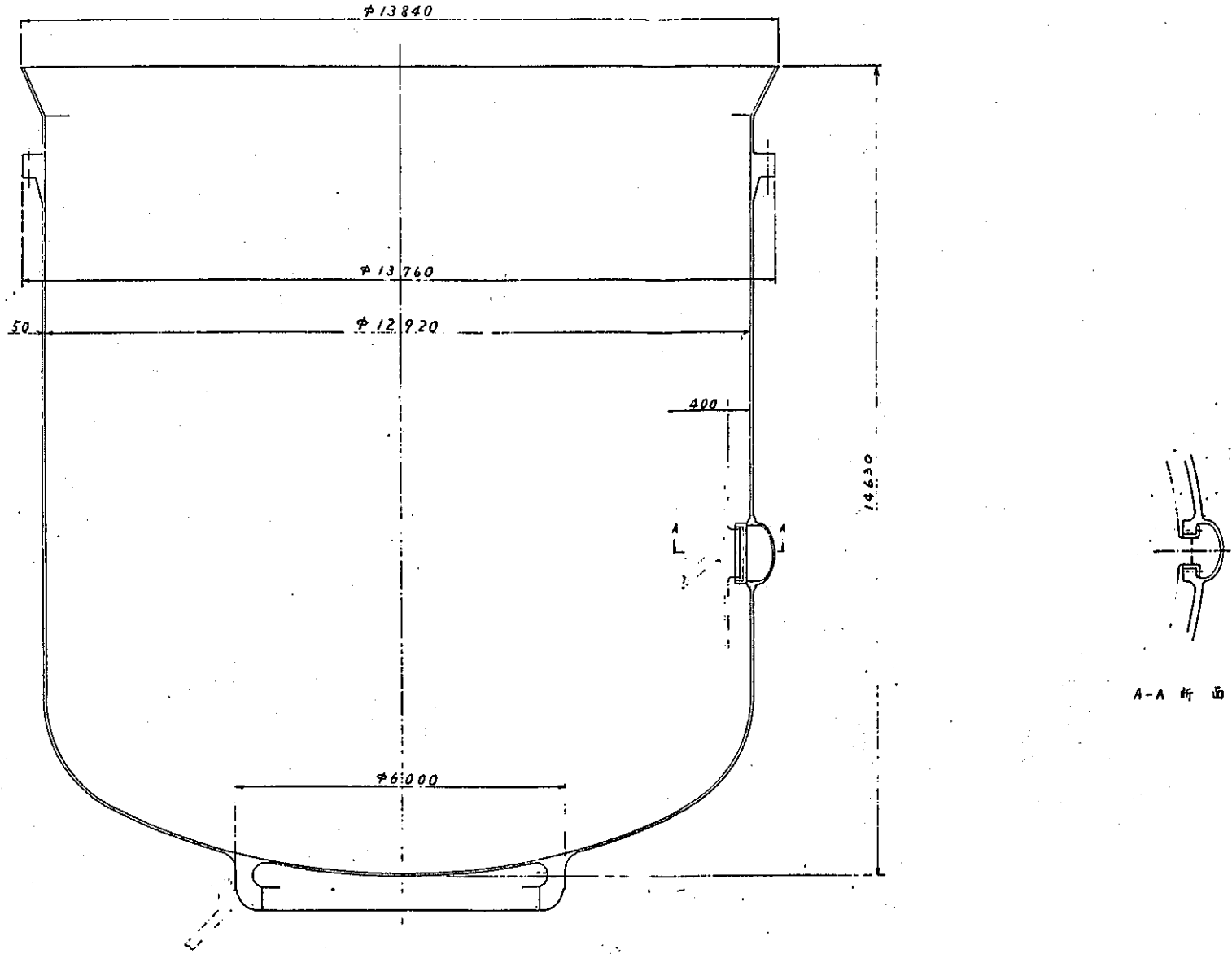
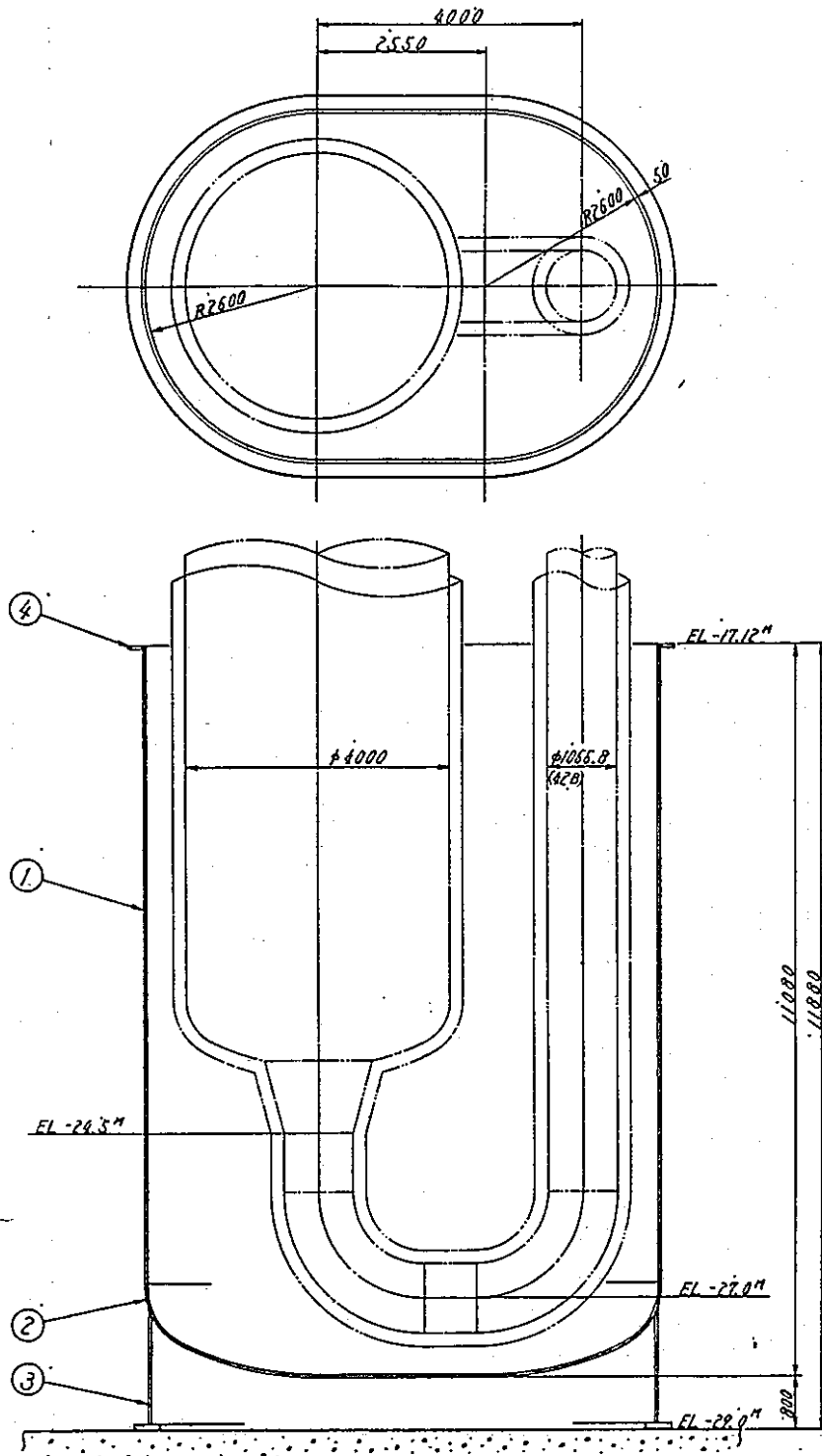


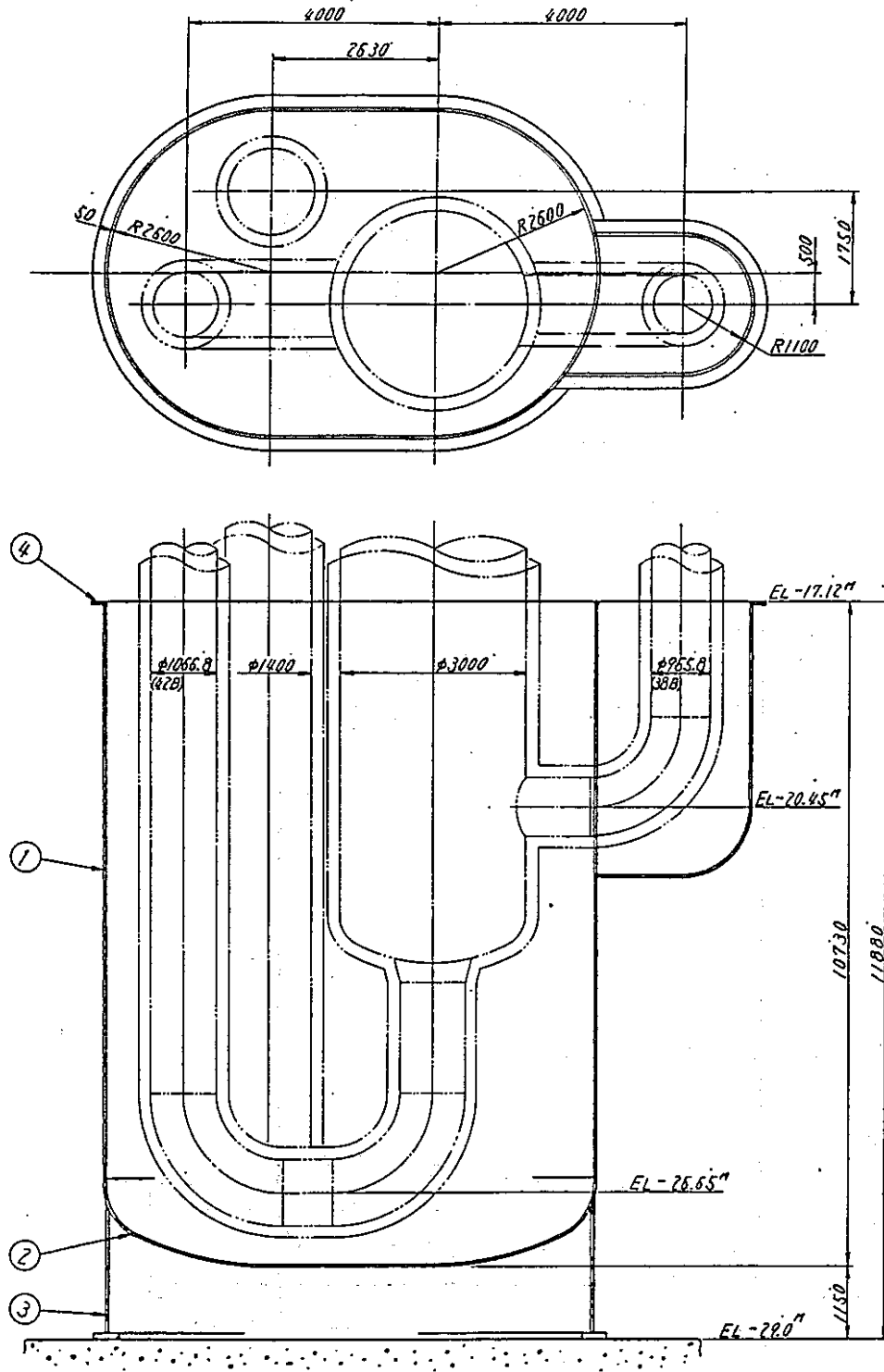
図 7.2.8 原子炉容器ガードベッセル (高速増殖実証炉概念設計(Ⅲ))



仕 様	
流 体	窒系ガス(ナトリウム)
設 計 圧 力	ナトリウム充填時静圧
設 計 温 度	550 °C
空間容積(SSL以下)	277 m <sup>3</sup>
形 式	長円円筒上部開放形
機 器 種 別	第3種容器
耐 震 ク ラ ス	A (S2)

番号	品 名	員数	材 質	備 考
4	補強リブ	1	SUS 303	
3	脚	1	"	
2	鏡 板	1	"	
1	胴 体	1	SUS 304	

図7.2.9 1次主冷却系中間熱交換器ガードベッセル構造図



番号	品名	員数	材質	備考
4	補強リブ	1	SUS 304	
3	脚	1	"	
2	鏡板	1	"	
1	胴体	1	SUS 304	

仕様	
流体	窒素ガス(ナトリウム)
設計圧力	ナトリウム充填時静圧
設計温度	550℃
空間容積(SSL以下)	311 m <sup>3</sup>
形式	長円筒上部開放形
機器種別	第3種容器
耐震クラス	A(S2)

図7.2.10 1次主冷却系循環ポンプガードベッセル構造図

## (5) 高速増殖実証炉概念設計(Ⅲ)

## ① 原子炉容器ガードベッセル

## (i) 概 要

原子炉容器は、移送セル方式燃料出入機（シュート型）と整合するコンパクトな回転プラグの実現により、上部胴径13m、下部胴径12m、高さ19mの中空容器である。さらに、上部流入・流出ノズルを採用し、これらをガードベッセル上端より上方に設置することで、ガードベッセルを直胴円筒容器とすることが可能になり、供用期間中検査計画のための原子炉容器とガードベッセル間の簡素で十分な空間の確保が可能となった。

また、1次主冷却系の配管は高所引廻しとするが、やむをえず低所（SsL：システムレベル以下）に配置する機器・配管まわりにはガードベッセルを設けた。

## (ii) 原子炉容器ガードベッセルの構造

高速増殖実証炉概念設計(Ⅱ)と同じ

原子炉構造組立図を図7.2.11に示す。また、原子炉容器ガードベッセルの構造図を図7.2.12に示す。

原子炉容器ガードベッセル主要目

形 式 上部開放堅形円筒容器

主要材質 SUS 304

主要部寸法

ガードベッセル内径×肉厚×高さ 12920 mm×50 mm×14,200 mm

下部鏡板（長径(内径)×肉厚) 12920 mm×50 mm

支持フランジ最大外径 13820 mm

原子炉容器とガードベッセルとの間隙 400 mm

原子炉容器とガードベッセル空間容積 300 m<sup>3</sup>

## ② 中間熱交換器ガードベッセルおよび主循環ポンプガードベッセル

## (i) 概 要

中間熱交換器ガードベッセルおよび1次主循環ポンプガードベッセルは、中間熱交換器、1次主循環ポンプおよびそれらに接続される低所引廻し1次主冷却系配管を、収納し3システムレベル（SsL）以下で配管破損等が生じた場合でも、炉心の崩壊熱を除去するのに必要な炉容器内ナトリウム液位を確保するために、設置されるものであり上部開放形の容器である。

## (ii) ガードベッセルの構造

図7.2.13に中間熱交換器ガードベッセルの構造を、また図7.2.14に1次主循環ポン



プガードベッセルの構造を各々示す。両ガードベッセルの主要目を表 7.2.1 に示す。

両ガードベッセル共に長円筒形継置容器で、常時は内部が空の状態で使用されるが、配管破損時には、漏洩ナトリウムが充満する。

ガードベッセル内に位置する機器、配管の予熱、保温のためガードベッセルに予熱設備を設け、また保温材はガードベッセル外面に設置するものとし、機器・配管に対しては、ISI の容易性を考慮し原則として保温材は装着しない。尚、ガードベッセル上面には熱しゃへり蓋を設け、その外面にも保温材を取付けている。

ガードベッセルの支持方法としては、上部スカートフランジより吊下げる方式とし、またガードベッセル胴の中間部にも建物より適宜支持構造が設けられる。

両ガードベッセル共上端はシステムレベルよりも 100mm 上方としている。

(iii) 1 次冷却系ガードベッセルの設計条件

中間熱交換器ガードベッセルおよび 1 次主循環ポンプガードベッセルの設計条件を示す。

	中間熱交換器ガードベッセル	1 次主循環ポンプガードベッセル
機 器 種 別	第 3 種容器	同 左
耐 震 ク ラ ス	A (S <sub>2</sub> ) 注)	同 左
設 計 温 度	550 °C	同 左
設 計 圧 力	ナトリウム充満時静圧	同 左
耐 用 年 数	30 年	同 左

注) (S<sub>2</sub>) は As クラスの機器の支持機能に関するものに限る。

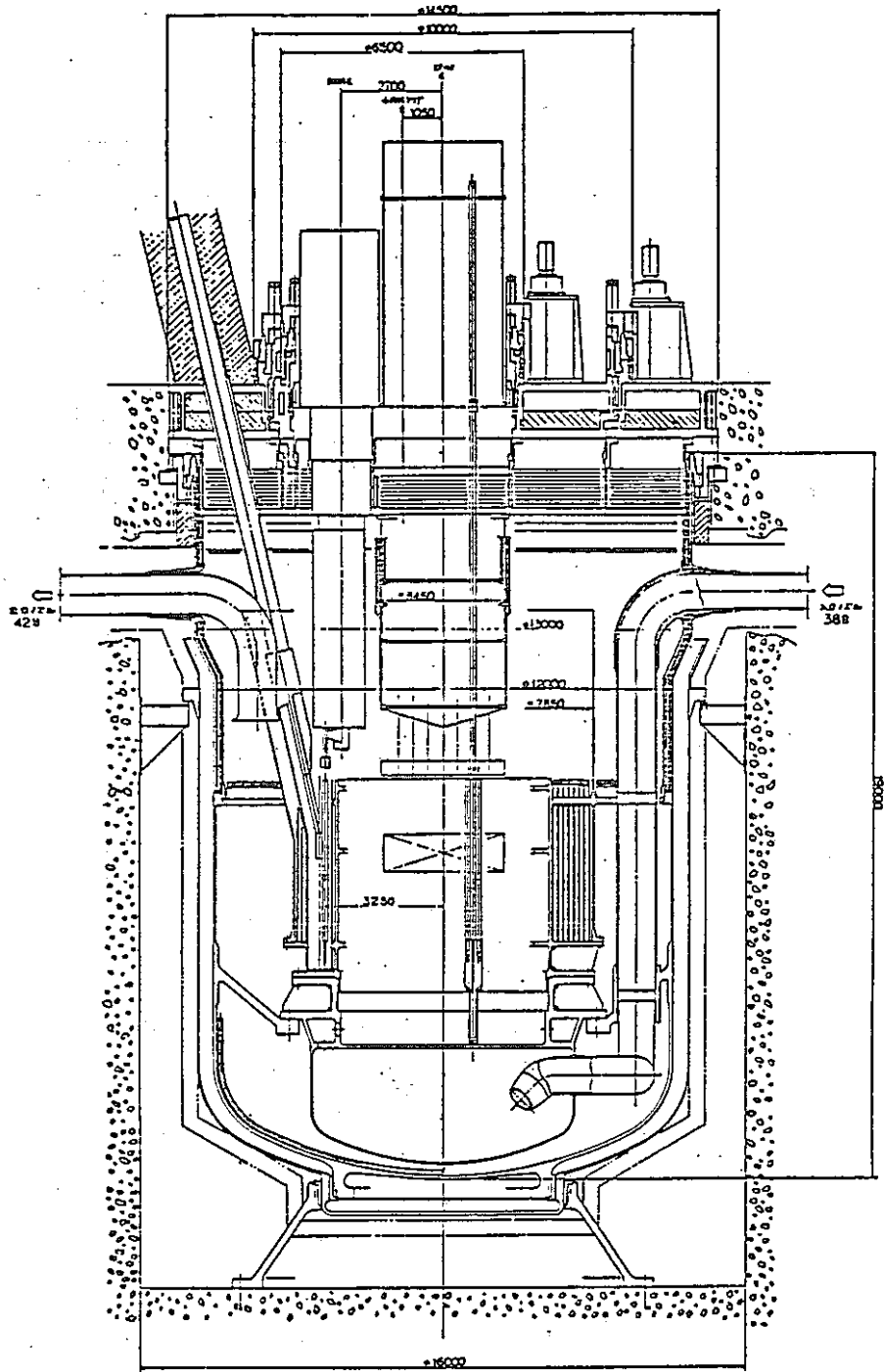


图 7.2.11 原子炉構造組立図

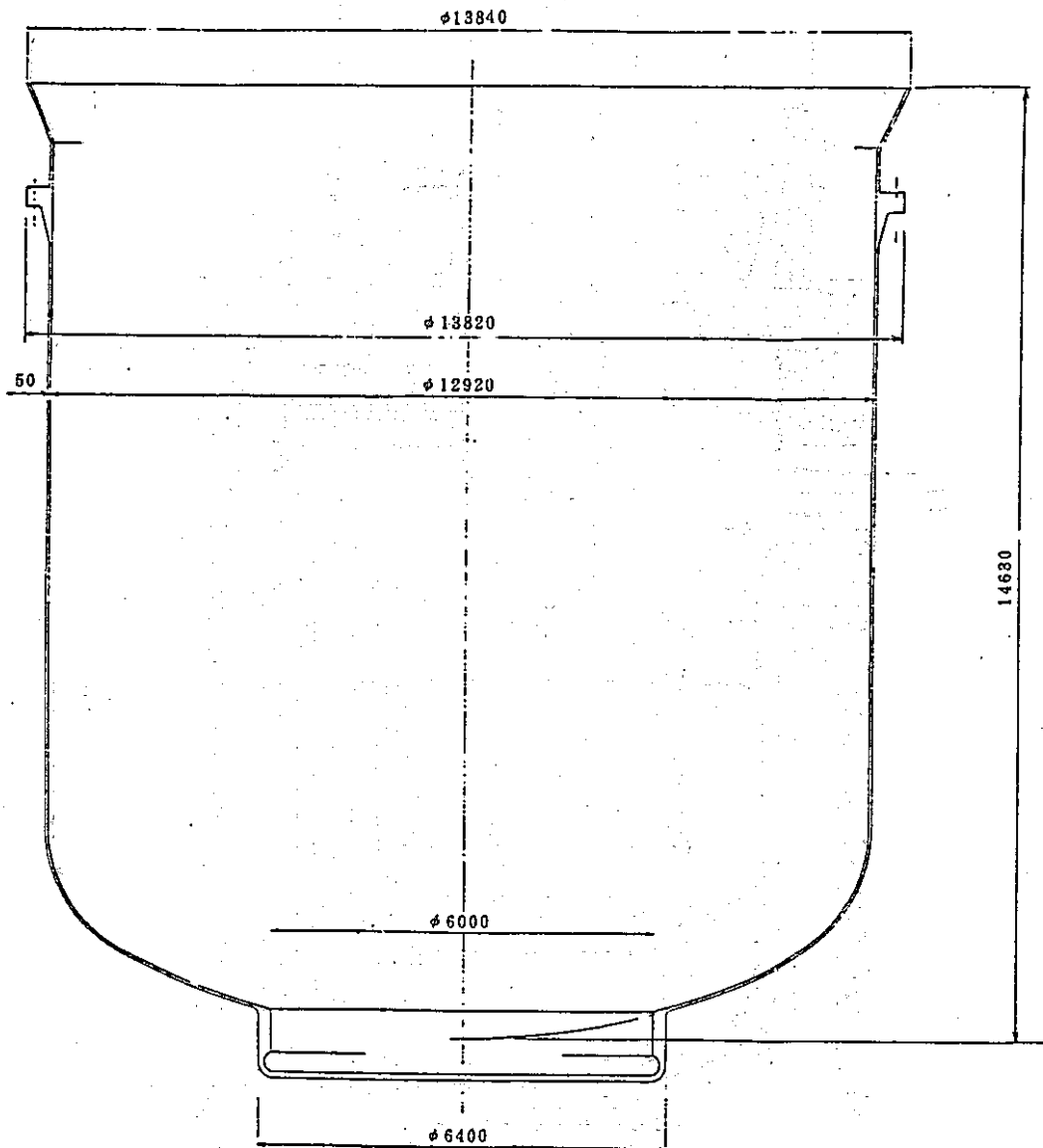
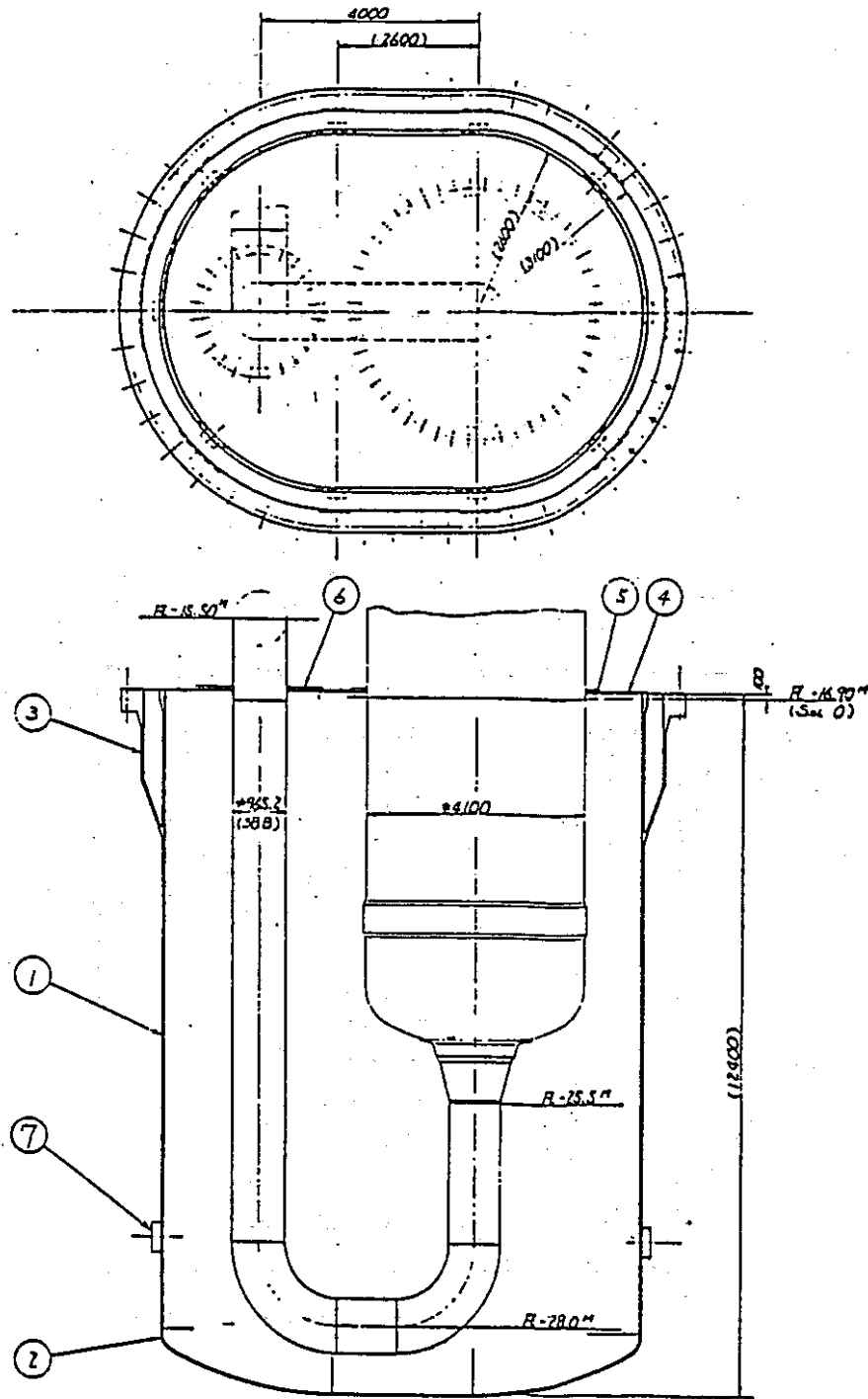
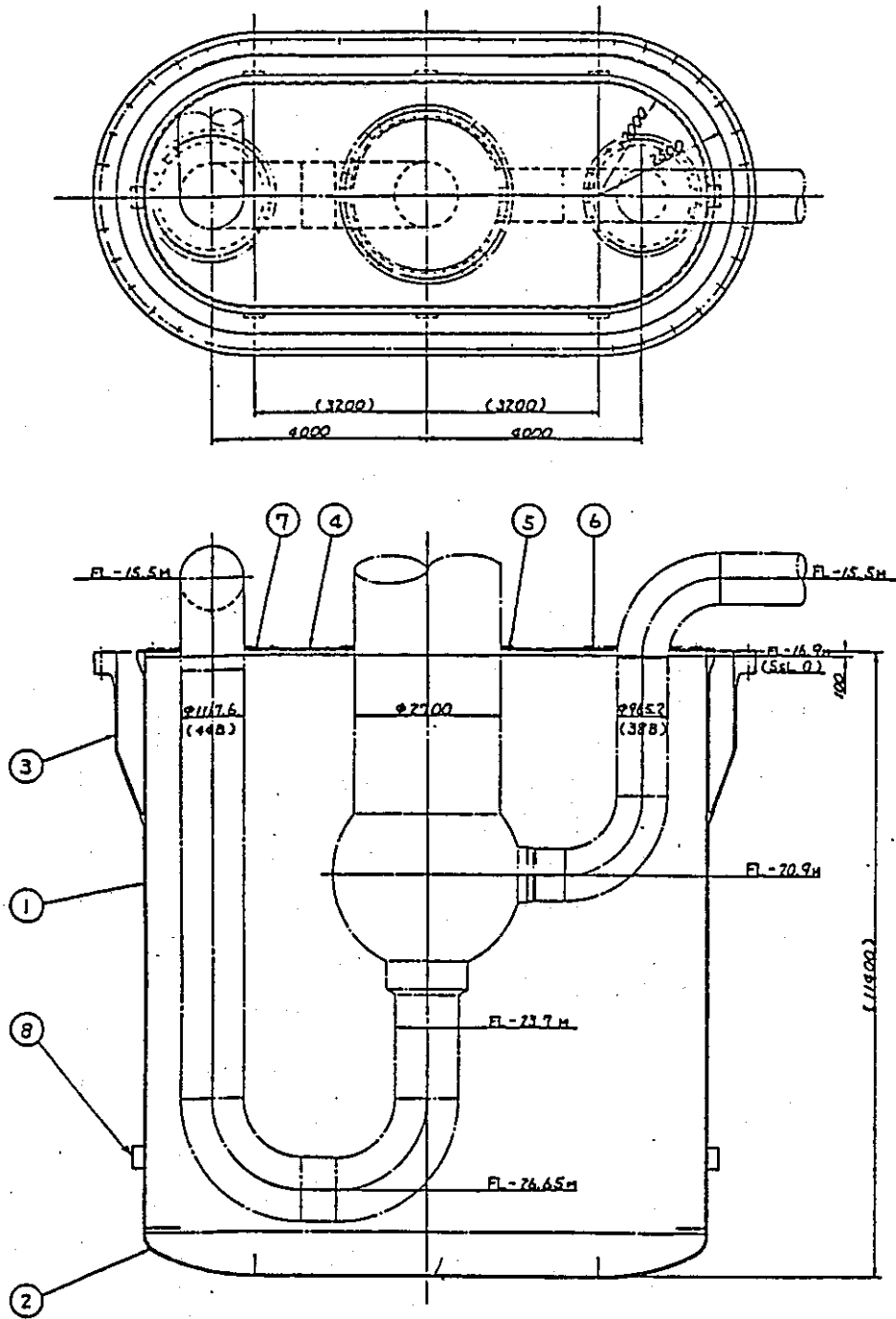


図 7.2.12 原子炉容器ガードベッセル



仕 様					
流 体	窒素ガス(ナトリウム)	7	振れ止め	1式	SUS 304
設 計 圧 力	ナトリウム充填時静圧	6	蓋 (2)	1	"
設 計 温 度	550℃	5	蓋 (1)	1	"
空間容積 (SSL以下)	308 ㎡以下	4	熱しゃへい板	1式	"
形 式	長円円筒上部開放形	3	サポート	"	"
機 器 種 別	第3種容器	2	鏡 板	"	"
耐 震 ク ラ ス	A (S2)	1	胴 板	1式	SUS 304
		番号	名 称	数 量	材 質

図 7.2.13 中間熱交換器ガードベッセル構造図



仕 様	
流 体	窒素ガス(ナトリウム)
設 計 圧 力	ナトリウム充填時静圧
設 計 温 度	550℃
空間容積(SSL以下)	330 m <sup>3</sup>
形 式	長円円筒上部開放形
機 器 種 別	第3種容器
耐 震 ク ラ ス	A (S2)

8	振れ止め	1式	SUS 304
7	蓋 (3)	1	"
6	蓋 (2)	1	"
5	蓋 (1)	1	"
4	熱しゃへい板	1式	"
3	サポート	"	"
2	鏡板	"	"
1	胴板	1式	SUS 304
番号	名 称	数 量	材 質

図 7.2.14 1次主循環ポンプガードベッセル構造図

表 7.2.1 1次冷却系ガードベッセルの主要目

	中間熱交換器ガードベッセル	1次主循環ポンプガードベッセル
形 式	長円円筒上部開放型縦置容器	
数 量	1 基	1 基
設 置 位 置	上端レベルは Ss L +100 mm	
全 容 積 <sup>注)</sup>	約 420 m <sup>3</sup>	約 390 m <sup>3</sup>
空 間 容 積 <sup>注)</sup>	約 310 m <sup>3</sup>	約 330 m <sup>3</sup>
主 要 材 質	SUS 304	

注) 容積については、システムレベル以下の部分に対するものを示す。

## (6) 高速増殖実証炉第2次概念設計(1)

### ① 原子炉容器ガードベッセル

#### (i) 概 要

原子炉容器は内径 12.15 m、高さ 16.95 m の上部開放型円筒容器であり、原子炉入口配管および出口配管を原子炉容器内に収納し、冷却材を原子炉容器上部から流入、流出させる方式である。このため、配管ガードパイプを持たず、むだ容積がないので原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空隙を大きくとれる特徴がある。また、炉容器ガードベッセルの板厚薄肉化、軸長短縮により物量削減を行なった。

さらに1次冷却系におけるクロスオーバーレグ配管の立ち上げを削除するために、中間熱交換器と1次主循環ポンプのガードベッセルを共用化した。

#### (ii) 原子炉容器ガードベッセルの構造

原子炉構造全体図を図 7.2.15 に、また原子炉容器ガードベッセル外形図を図 7.2.16 に示す。

原子炉容器ガードベッセルは、原子炉容器を内包する上部開放型の円筒容器で、原子炉ピット室壁に設けた支持架台上に設置したスライドキー構造によって、熱膨張変位は自由、水平地震には拘束になるように支持される。また、下部に耐震用の振れ止め機構（水平方向支持）を有している。

原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空間容積は、原子炉冷却材バウンダリの破損事故時の炉心冷却機能を確保する条件から制限され、また、その間隙は原子炉容器まわりの供用期間中検査の検査機器の走行に使用される。1次主冷却系配管は、上部流入・上部流出配管を採用しているため、配管ガードパイプを持たず、むだ容積がないので、原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空隙を大きくと

れる特徴がある。表 7.2.2 に参考までに入口ノズルの設置位置とその特徴を示す。上部流入・上部流出方式を採用する場合、ガードベッセルの構造は単純なものとなる。原子炉容器のナトリウムインベントリに供用期間中検査の検査機器の走行と物量削減の観点を加え合わせ、内径 13050 mm、肉厚 40 mm の円筒容器とした。なお、原子炉容器と原子炉容器ガードベッセル間の空隙は 400 mm、原子炉容器ガードベッセル空間容積は 220 m<sup>3</sup>である。

また、第 2 次概念設計(I)では、ガードベッセルの板厚薄肉化 (50 mm → 40 mm) および軸長短縮 (- 2 m) の物量削減を行いガードベッセルの重量を 280 ton (概念設計(IV) から 200 ton に減少させた。

#### 原子炉容器ガードベッセル主要目

形 式	上部開放型円筒容器
上部支持方式	フランジ ラジアルキー支持
主要材料	SUS 304
主要部寸法	
ガードベッセル内径×肉厚×高さ	13050 mm × 40 mm × 12,780 mm
支持フランジ最大外径	13950 mm
鏡 (2 : 1 半楕円形) 板厚	40 mm
原子炉容器—ガードベッセルの間隙	400 mm
原子炉容器—ガードベッセル空間容積	220 m <sup>3</sup>

#### (iii) 原子炉容器ガードベッセルの設計条件

種 別	第 3 種容器
最高使用圧力	Na 静圧
最高使用温度	550 °C
原子炉冷却材 バウンダリ	破損事故回数 1 回
耐用年数	30年または上記破損事故後の処理完了迄
雰囲気 通常運転時	窒素ガス
破損時故時	ガードベッセル内側 Na, 外側 窒素ガス
地震時荷重 (S <sub>1</sub> )	耐震設計条件に従う。

#### ② 1 次冷却系、中間熱交換器および主循環ポンプ共用ガードベッセル

##### (i) 概 要

本設計における 1 次主冷却系設計は、配管系の熱膨張吸収用に伸縮管継手を用いて 1 次主冷却系室内の機器配管配置をコンパクト化することにより、格納容器径を 1 次概念設計(III)の本案である 64 m から 50 m に縮小させる検討を行なっている。

ガードベッセルについては、実証炉概念設計(Ⅲ)および(Ⅳ)では、中間熱交換器、1次主循環ポンプにガードベッセルをそれぞれ独立に配置する設計案となっているが、本設計では、中間熱交換器、1次主循環ポンプの双方を共用化する案を検討・採用している。

(ii) ガードベッセル構造の比較検討

ガードベッセルの構造形態として図 7.2.17 に第Ⅰ案、図 7.2.18 に第Ⅱ案を示し比較検討した。

第Ⅰ案のガードベッセルは、上部開放型であり、ガードベッセル内配管破損時に炉容器内液位をエマージェンシーレベル (EsL) に維持する機能から要求される容積制限に対しては、詰物で対拠したものである。また、機器及び配管の予熱ヒータ、保温材は機器、配管に直接取付けており、配管のサポート用支持架構はガードベッセル内に設置している。

第Ⅱ案は、中間熱交換器と1次主循環ポンプを各々個別のガードベッセルに収納し、連行するクロスオーバーレグ配管は外側に二重管式のガードパイプとし接合したものである。予熱ヒータ、保温材は、ガードベッセル外側に取付け、内部機器・配管はガードベッセル内の対流、輻射熱伝達で予熱するものとした。配管用サポートは、ガードベッセルを貫通させ、ガードベッセル外側にハンガー・スナッパを設け、荷重は直接建物にかけるものとしている。

第Ⅰ案と第Ⅱ案を、経済性、安全性、メンテナンス性等7観点から比較した結果を表 7.2.3 に示す。同表より第Ⅰ案はプラント安全性の項目に分類される容積制限を満足しないこと、及び高温環境下でのハンガースナッパの使用が困難なこと等、総合的に判断して第Ⅱ案をリファレンスとして採用している。



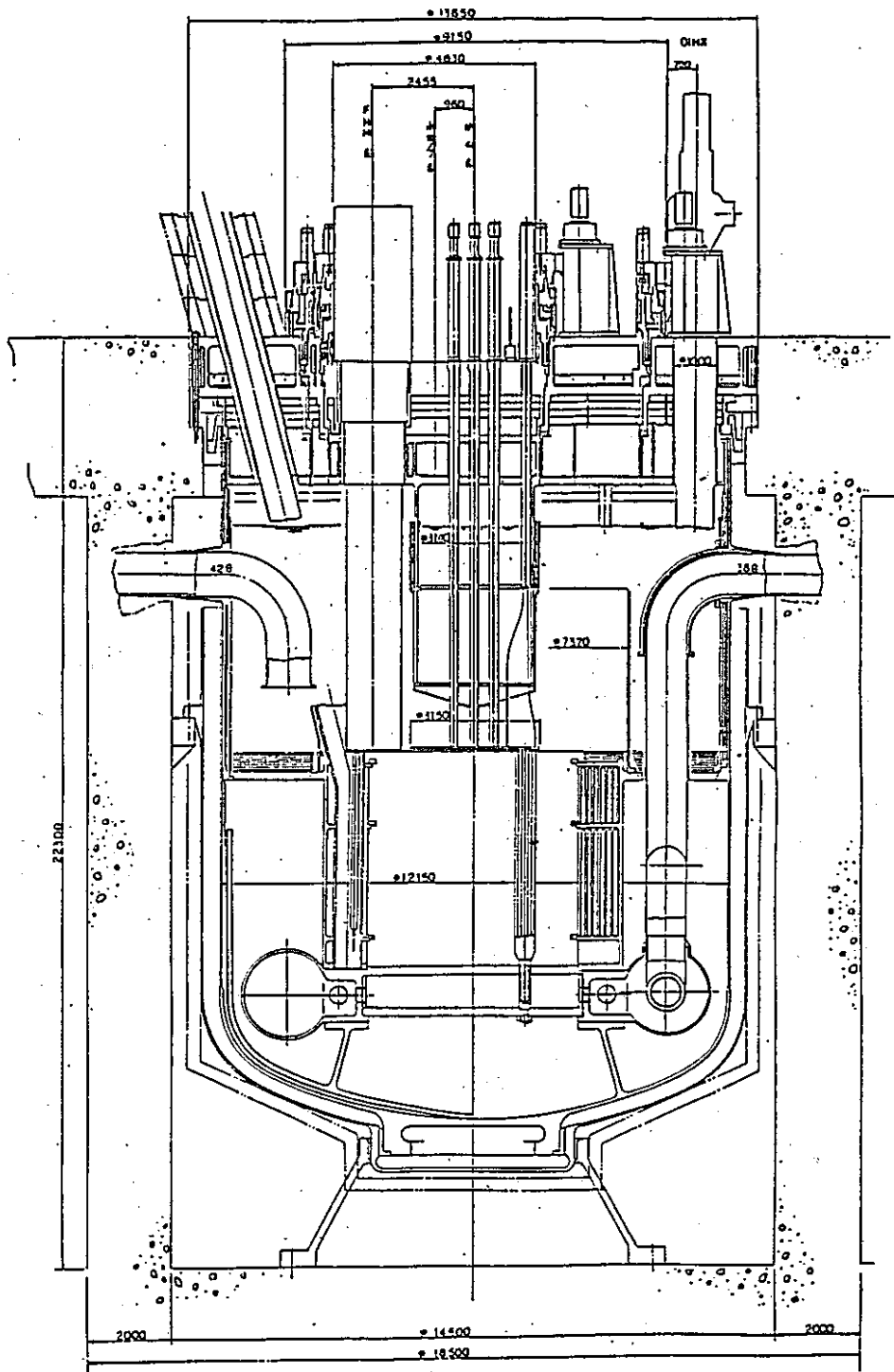


图 7.2.15 原子炉構造全体図

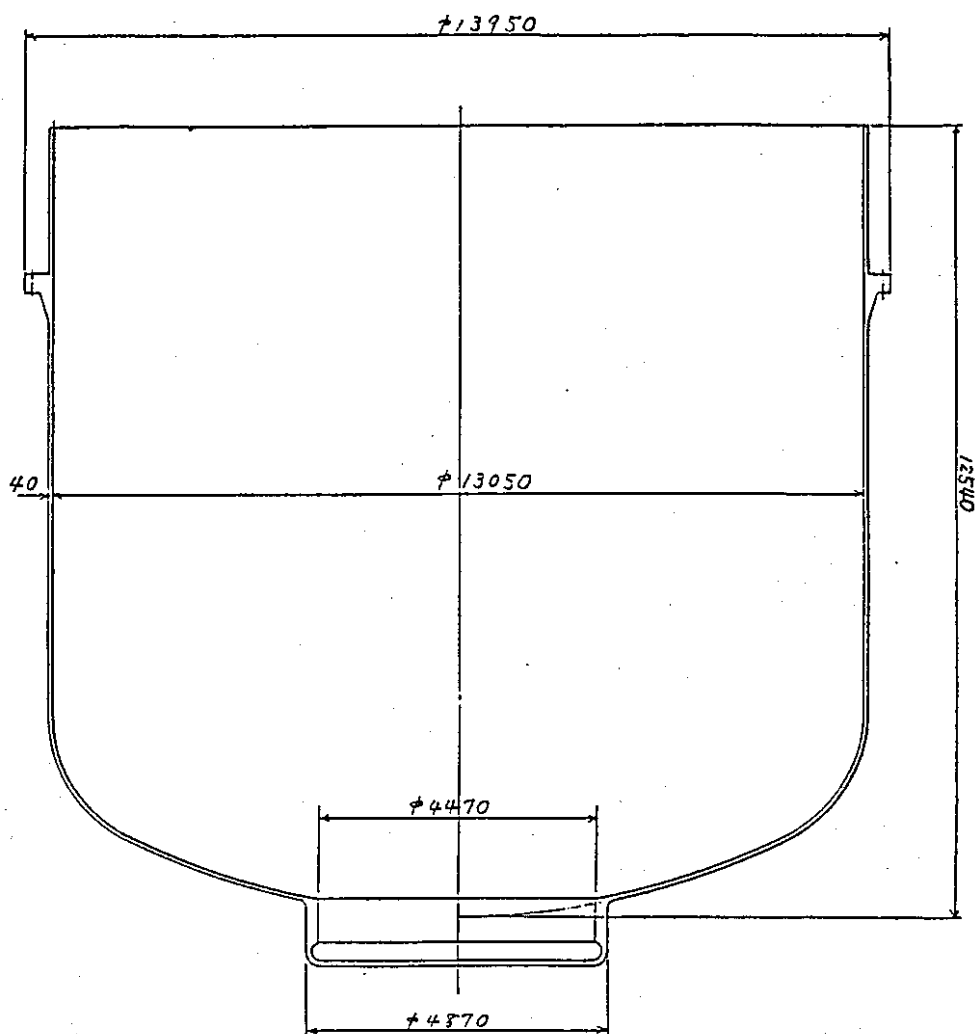
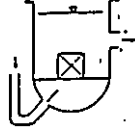
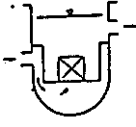
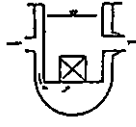
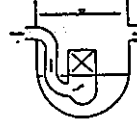
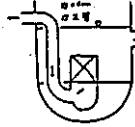
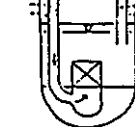


図 7.2.16 原子炉容器ガードベッセル

表 7.2.2 入口ノズル設置位置と特徴

参考図書：1983-3 動力炉技報 No 45

方式 比較項目	下部流入方式	中間胴流入方式	上部胴流入方式	上部胴ナトリウム中流入 炉内配管方式	上部胴カバーガス部流入 炉内配管方式	遮蔽プラグ部流入 炉内配管方式	
	 <p>A 型 原子炉容器下部と炉心構造物及び同取付台で囲まれる領域を高圧プレナムとし入口ノズルを原子炉容器下部に設けるもの。</p>	 <p>B 型 入口ノズルと出口ノズルの間に炉内構造物を支持する吊り胴を設けこの吊り胴、炉内構造物及び原子炉容器部分で囲まれる環状領域を下向退させるもの。</p>	 <p>C 型 炉内構造物を支持する吊り胴を出口ノズルより上部で支持し吊り胴、炉内構造物及び原子炉容器で囲まれる領域を下向退とするもの。</p>	 <p>D-a 型 入口ノズルを上部に設け炉内構造物入口プレナムまでを炉内配管で接続するもの、高圧領域は炉内配管と入口プレナム部である。</p>	 <p>D-b 型 左記と同様であるが入口ノズル取付位置は上部カバーガス領域とするもの。</p>	 <p>E 型 入口ノズルの取付位置を遮蔽プラグとするもの。</p>	
設計例	もんじゅ, CRBRP				SNR - 300	WHのVW型	
炉器径	D I H X設置注1) シュート方式	径を決める因子にならない	大	大	径を決める因子にならない	同左	やや大(上面配置上)
	D I H X なし 非シュート方式	小	中	中	大	大	大
炉容器長さ	小	小	小	小	大	短縮の可能性あり	
炉容器ビット室の大きさ	大	大	小	小	小	小	
ガードベッセル構造	複雑	やや複雑	単純	単純	単純	単純	
炉容器温度 <sup>2)</sup>	高温	高温	低温	高温	高温	高温	
炉容器圧力	鏡部高温	高圧	高圧	低圧	低圧	低圧	
熱応力	良	良	やや難(出口ノズル)	やや難(入口ノズル)	D-aより良	難(出入口取出处)	
経済性	ガードベッセル構造が複雑、炉容器ビット室大 ↓ 劣る	ガードベッセルやや複雑、炉容器ビット室大 ↓ やや劣る	良	良	良 (但し炉容器長さによる)	・上部しゃべ対策(上部) ・ベデスタル廻り(横部) ↓ やや良	

注1) 本設計の設定仕様  
注2) バイパス冷却はなし

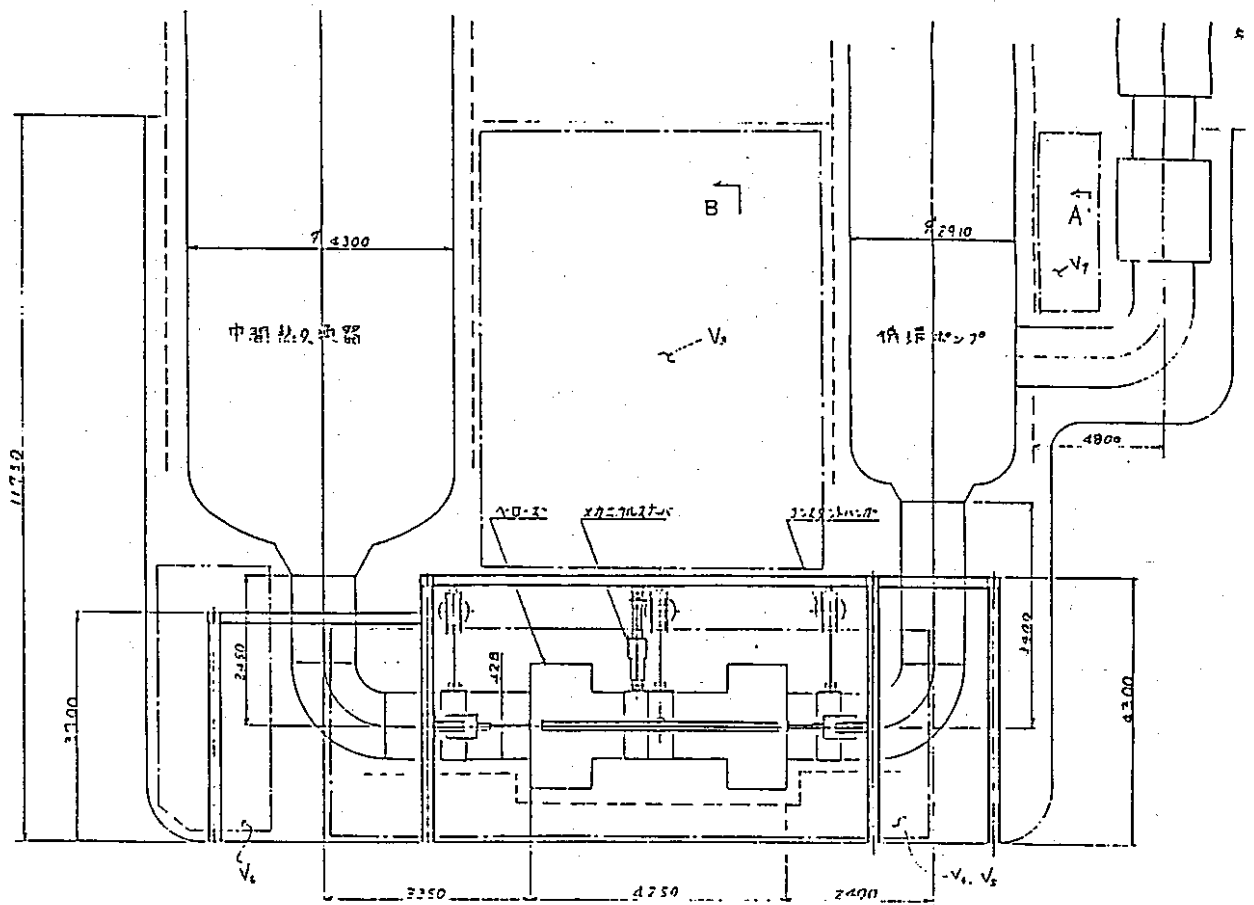
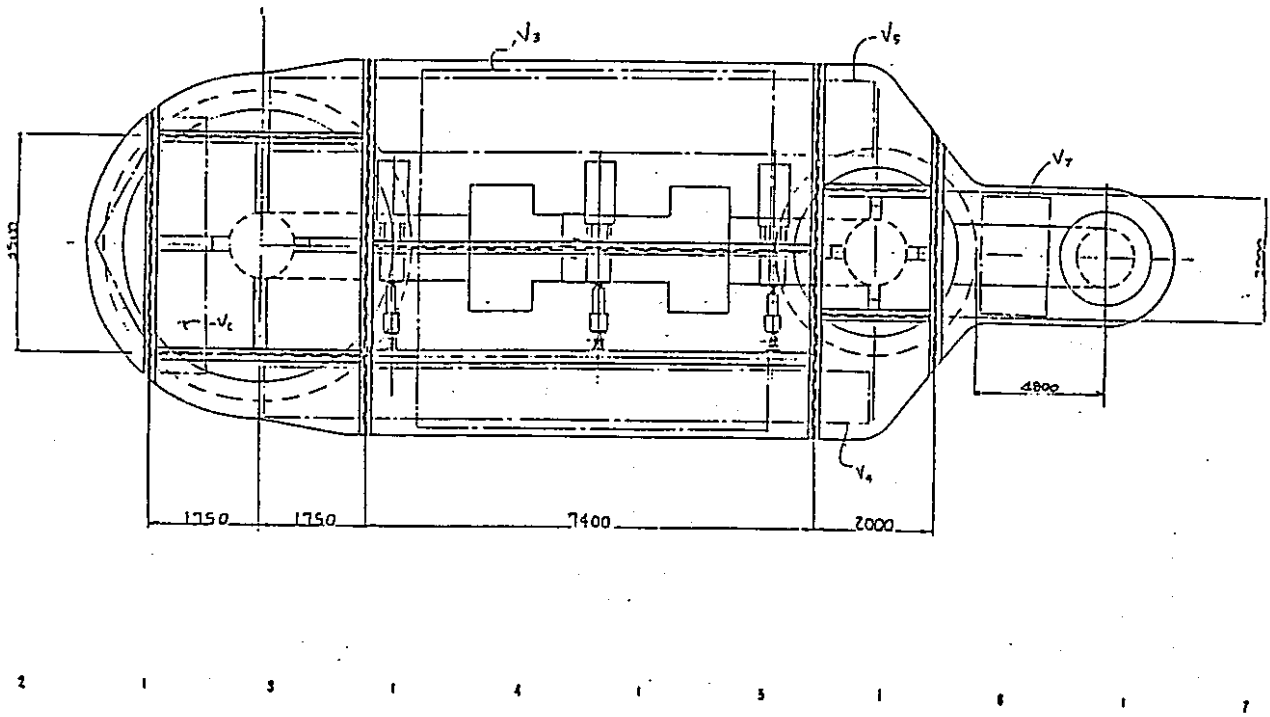


図 7.2.17 共用ガードベッセル構造図 (第 I 案)

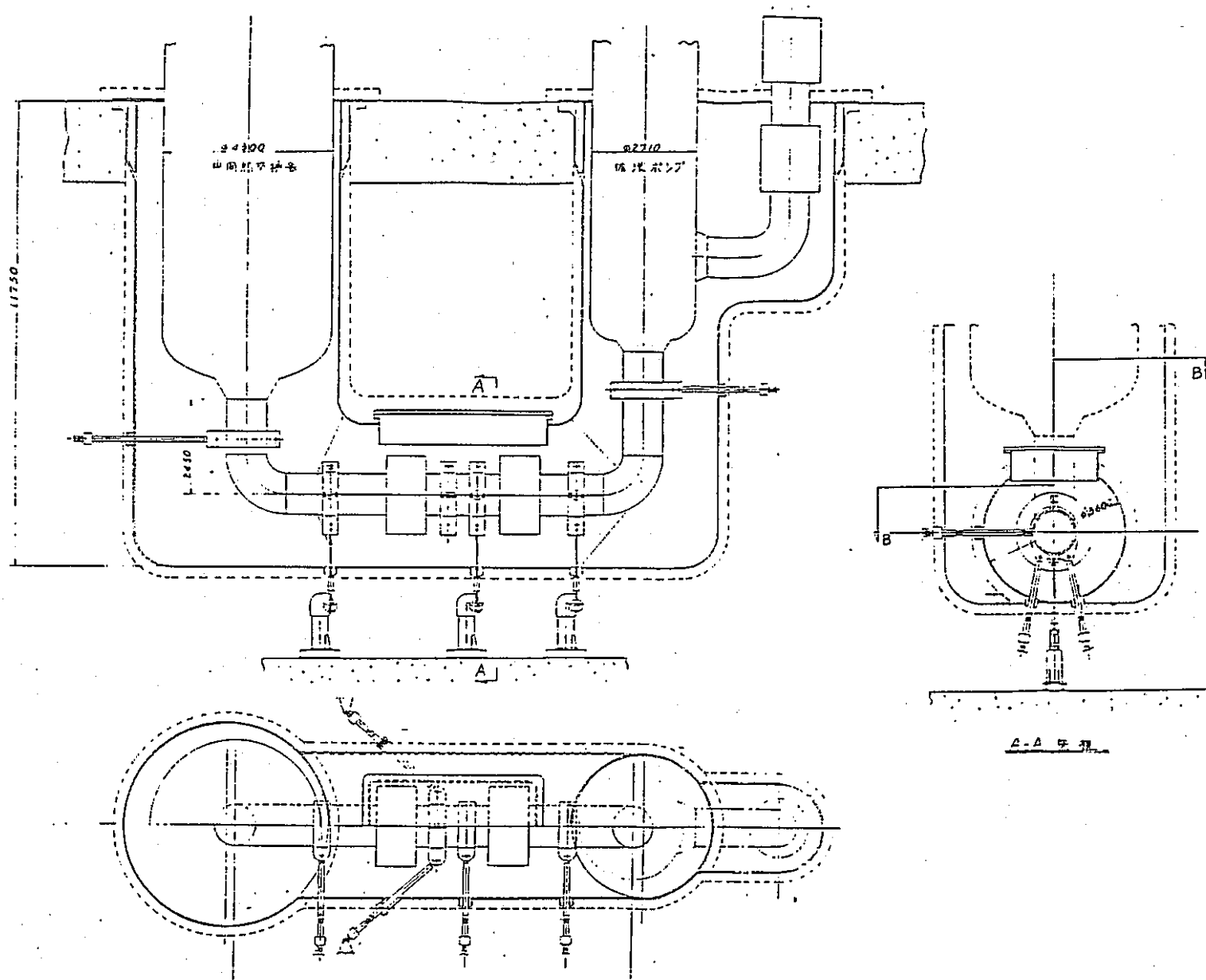
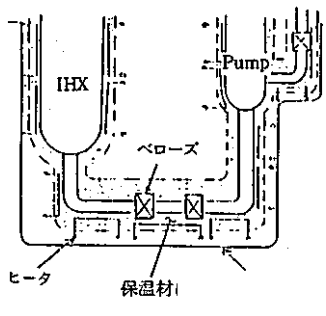
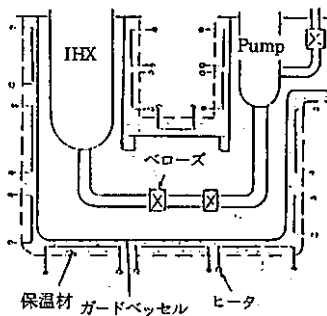


図7.2.18 ガードベッセル内クロスオーバーレグ二重管方式 (第Ⅱ案)

表 7.2.3 ガードベッセル構造比較表

大項目	小項目	第I案 共用ガードベッセル方式 (直接予熱)	第II案 クロスオーバーレグ二重管方式 (間接加熱)	
概要	構造型式			
	ガードベッセル重量	側板が必要 <span style="float:right">△</span>	上蓋が必要 <span style="float:right">△</span>	
経済性	予熱ヒータ容量	IHX, ポンプ配管のみ対象であるので容量少ない <span style="float:right">○</span>	左記の他にガードベッセル本体も対象となるので容量大きい <span style="float:right">△</span>	
	空調負荷	必要保温厚さを確保することにより規定値以内に制限する <span style="float:right">△</span>	同 左 <span style="float:right">△</span>	
安全性(信頼性)設計の難易度	据付工事	ハンガンメカスナ川架構, 詰物補機冷配管, サンプリング配管, 電線トレー等全てをガードベッセル内にて取付ける <span style="float:right">△</span>	左記は全てガードベッセル外にて作業が可能 但し, クランプバーとかにパイプのシール部の溶接が追加となる <span style="float:right">△</span>	
	内部機器を除いた空間容積 基本要件条件: 426 m <sup>3</sup> 以下	848 m <sup>3</sup> 空間部に詰物を挿入した場合 528 m <sup>3</sup> ∴満足せず <span style="float:right">□</span>	353 m <sup>3</sup> <span style="float:right">○</span>	※詰物の耐電用の同方法が困難
安全性(信頼性)設計の難易度	スナッパ, ハンガの使用可否	補機冷却配管をスナッパ, ハンガ部に設置使用する 従って, 上記冷却用配管の引廻しが必要 但し, 補機冷として固有の信頼性は無い <span style="float:right">△</span>	クランプからのロッドしたはパイプをガードベッセルより貫通し, スナッパ, ハンガを設置する 尚, 貫通部にはシール用ベローズを採用する <span style="float:right">○</span>	
	ベローズ設計の優位性	タイロッドおよび皿バネは低温設計 <span style="float:right">○</span>	タイロッドおよび皿バネは高温設計 <span style="float:right">△</span>	
安全性(信頼性)設計の難易度	保温構造	ISI 対象ケ所はパッケージ保温材, その他はもんじゅ相当 (内装板・保温材・外装板) <span style="float:right">△</span>	内部機器, 配管は保温材不要ガードベッセルは通常保温 (もんじゅ担当にする必要は無い) <span style="float:right">○</span>	
	ガードベッセルシール構造健全性	補機冷配管, サンプリング管, 電線管はガードベッセル上部引出し構造 →詰物との干渉防止対策 <span style="float:right">○</span>	ハンガ, スナッパのロッドの貫通部にシール用ベローズを採用 ベローズ交換用の上蓋フランジのシール溶接が必要 <span style="float:right">△</span>	
安全性(信頼性)設計の難易度	ガードベッセル構造設計	上部開放型 低温設計 <span style="float:right">○</span>	上蓋付密閉型 高温設計 <span style="float:right">△</span>	
	クロスオーバーレグ配管のリポート	ガードベッセル内にリポートの支持架構が必要 支持架構取付部のガードベッセル壁は耐震等の荷重条件により局部補強が必要 <span style="float:right">△</span>	リポートの荷重は建物にかけることが可能 <span style="float:right">○</span>	

大項目	小項目	第I案 共用ガードベッセル方式 (直接予熱)	第II案 クロスオーバーレグ二重管方式 (間接予熱)	備考
続き	Na漏洩時の熱衝撃	ガードベッセル温度の急変による熱応力を考慮した構造設計が必要 <input type="checkbox"/> △	ガードベッセル温度は通常Na温度とはほぼ同一であるので熱応力小さい <input type="checkbox"/> ○	
保守・点検	内部機器のISI 1) 信頼性	サンプリング方式による為検出遅れがある <input type="checkbox"/> △	機器表面の目視検査が直接できるので検出が早い <input type="checkbox"/> ○	※高応力部 VO(体積) VTM-1(所検体の表面状態の目視) その他 VTM-2(保留材外表面からの目視)
	内部機器のISI 2) 作業環境	保温材の撤去が必要 <input type="checkbox"/> △	左記不要 <input type="checkbox"/> ○	
	内部機器のメンテナンス	メンテナンスフリとする必要有 →ヒータは100%予備必要 スナッパの点検 →詰物を引抜く必要がある <input type="checkbox"/> △	左記不要 スナッパはガードベッセル外に設置するのでメンテナンス可能である <input type="checkbox"/> ○	
その他	内部機器のNa漏洩検出法	サンプリング方式 <input type="checkbox"/> △	エアロゾルモニタ <input type="checkbox"/> ○	
	ガードベッセル内ケーブル	予熱ヒータのケーブル →MIケーブルにする必要がある <input type="checkbox"/> △	左記不要 <input type="checkbox"/> ○	
備考		○ : 4 △ : 12 □ : 1	○ : 10 △ : 7 □ : 無し	
総合評価		注記 評価記号の定義 ○ : すぐれている △ : おとる □ : 満足せず	採用する	

(7) 電力高速増殖実証炉ループ型炉

56～57年度における基準を基に58年ではプラント全般（炉心燃料関係，原子炉構造関係，燃取設備関係，冷却系設備関係および計装関係）の合理化設計を実施している。

原子炉容器およびガードベッセルについても縮小化により物量削減を行っている。

原子炉容器ガードベッセル			
	基準プラント	合理化設計	
形状	上部開放縦形円筒容器	上部開放縦形円筒容器	{ コンパクト炉心の 採用 各部構造の縮小化 耐震設計条件の緩和
フランジ形式	スカート支持	スライドキー支持	
内径	φ 15006	φ 12446	
長さ	15500	11400	
板厚	t 60	t 30	
材質	SUS 304	SUS 304	
重量	780 t	220 t	



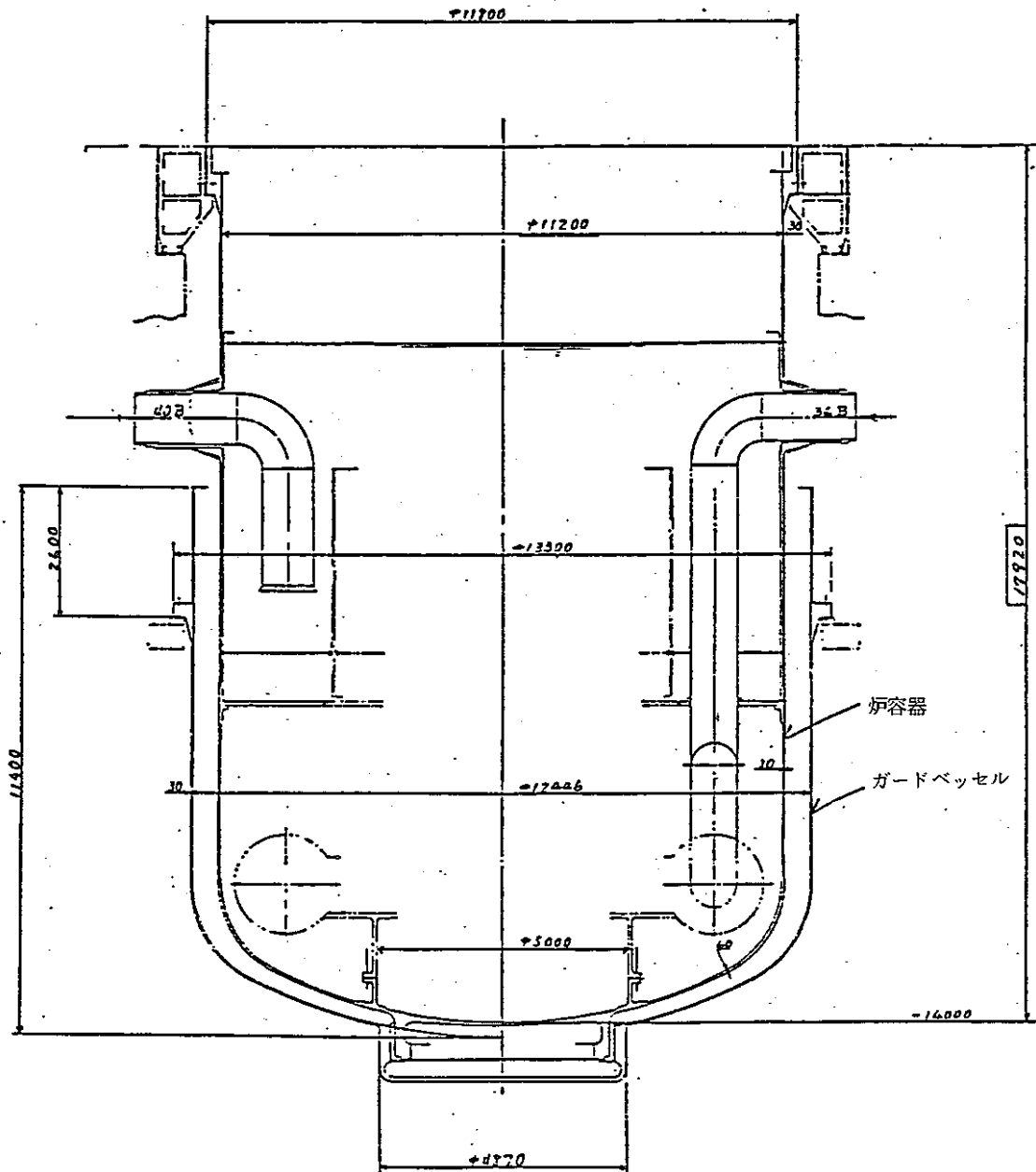


図 7.2.19 原子炉容器・ガードベッセル構造図

7.2.3 タンク型高速炉

(1) フランス

① 原型炉フェニックス

安全性の観点から二重容器 (double envelop vessel) が主容器の外側に配置されている。この容器により、ナトリウムの急激な漏洩によるナトリウムレベルの低下およびその低下に伴う炉心冷却を確保することができる。この容器と主容器の間隙は 100 mm である。

三番目の普通鋼製の容器 (primary containment) は、2つの容器を取囲み、二重容器の80 cm 外側に設けられており、下部で溶接され内部は窒素雰囲気となっている。この容器は爆発事故 (仮想事故) の場合に放射性物質を閉じ込める役割を果たす。さらに、この容器の周囲のコンクリートの温度を上昇させないように冷却回路を有しており、緊急時には炉崩壊熱除去の機能も有する。

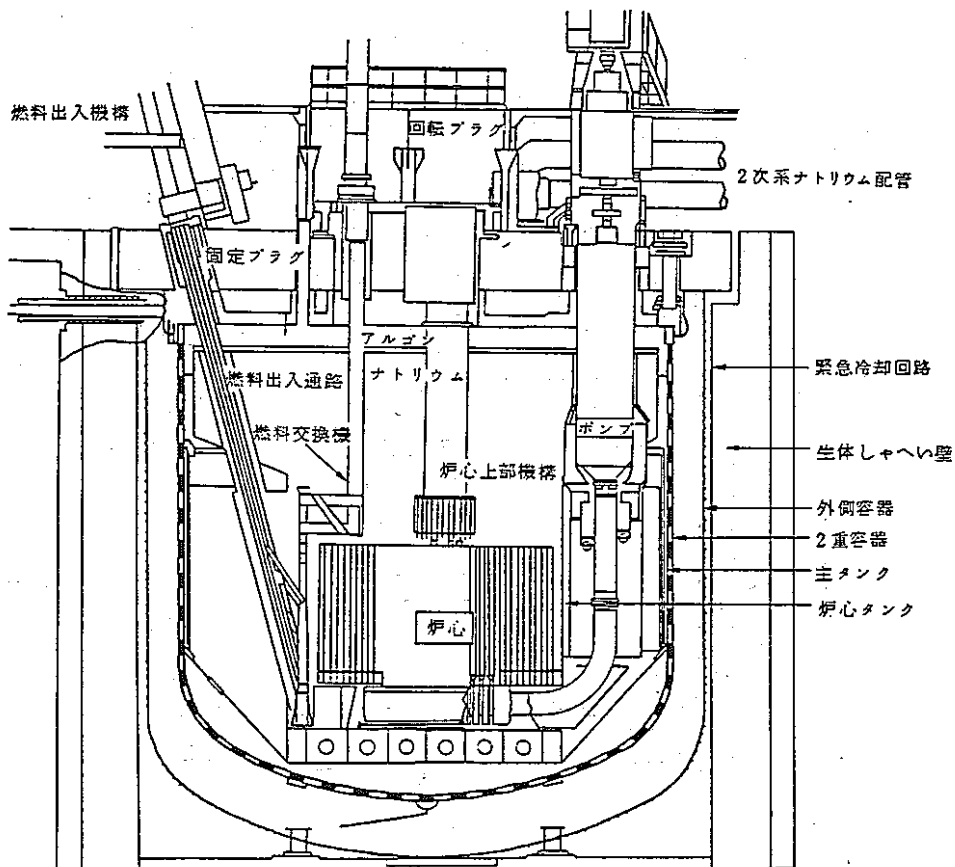


図 7.2.20 Phenix 原子炉構造

② 実証炉 Super Phenix

主容器および安全容器

スーパーフェニックスでは、ISIの必要性および経済的な理由によりフェニックスの設計を変更している。すなわち、主容器の外側に70 cmの間げき（ISIの観点）を設けて安全容器が配置されている。安全容器はルーフスラブによって支えられている。また間げき部には、窒素ガスが充填されている。

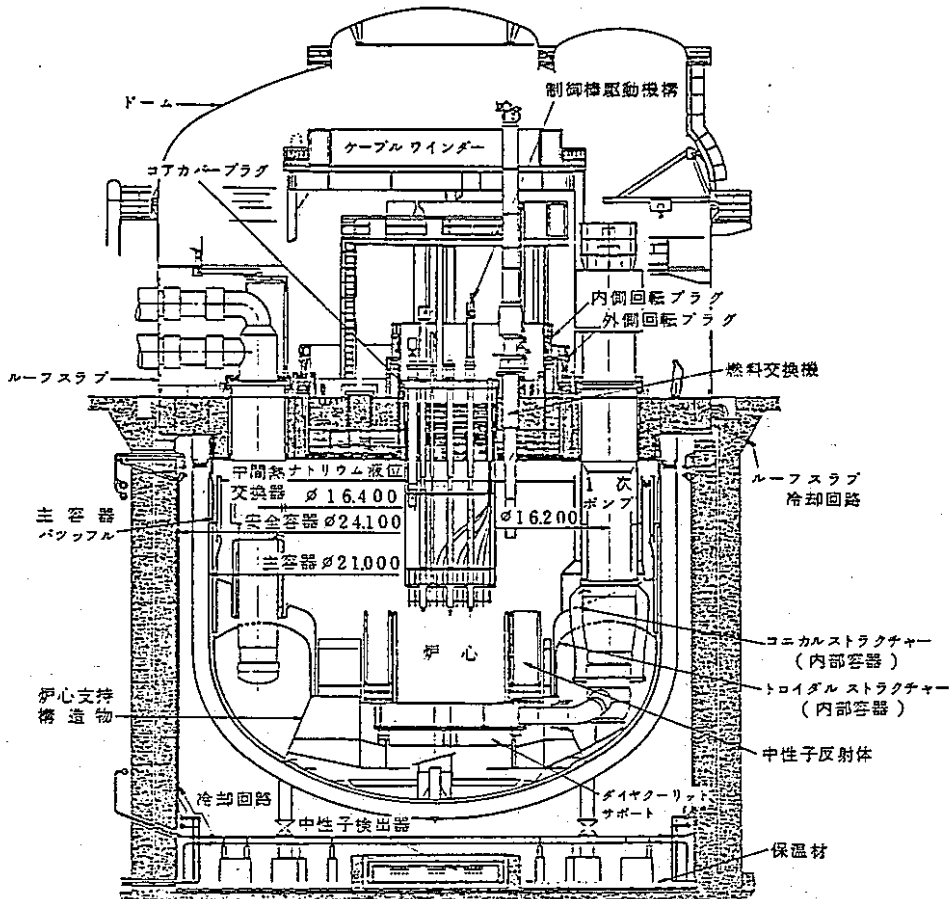


図 7.2.21 Super Phenix 原子炉構造

③ 商業炉 Super Phenix II

炉容器および関連

炉容器の直径は 21.6 m $\phi$  で SPX と同じであるが，SPX のように安全容器を設けず主容器の周囲にライナー張りのコンクリートキャピティを用い，主容器からのナトリウム漏洩はこのライナーで保持するような設計となっている。

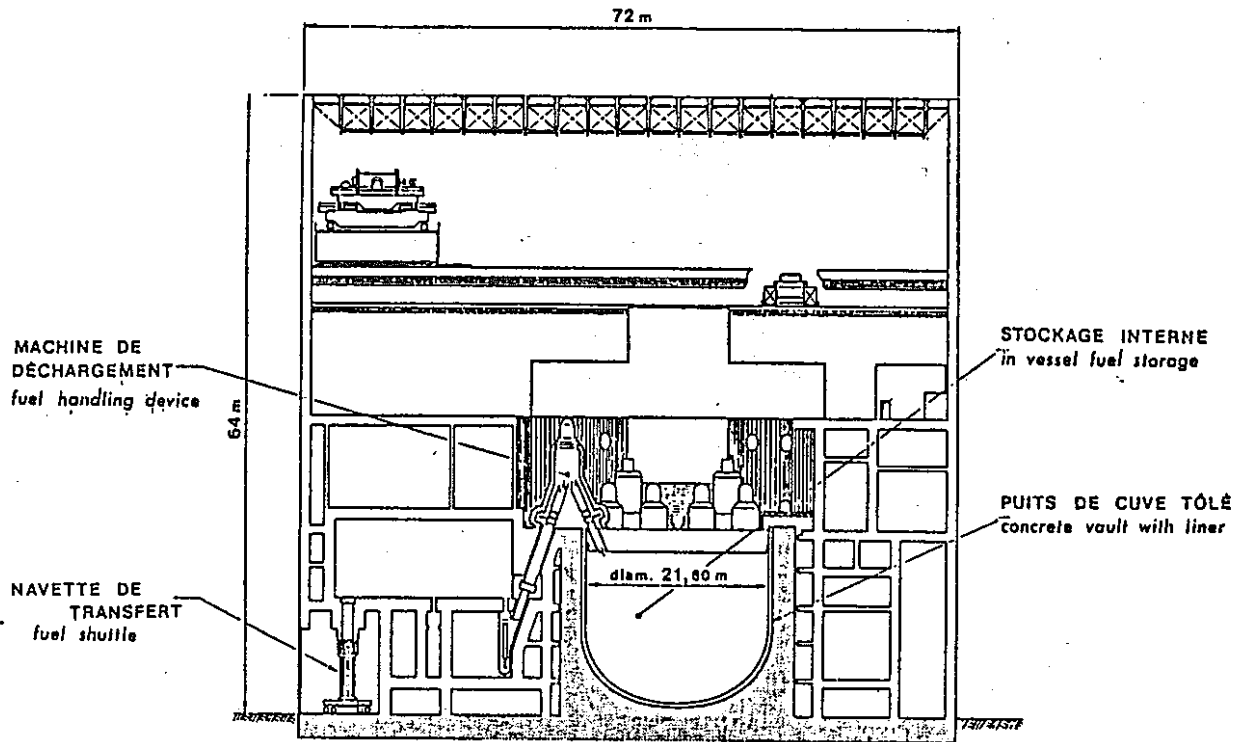


図 7.2.22 原子炉建屋の縦断面図

(2) イギリス

① DFR

炉容器の断面を図 7.2.23 に示す。球状底部付円筒形で直径 3.2 m、高さ 6.1 m の SUS 304 ステンレス鋼製である。二重壁構造となっており、板厚は内側 12.7 mm、外側 6.35 mm である。

炉容器のまわりは放射線しゃへいのためグラファイトでかこんであり、冷却のためそのまわりを窒素ガスパイプと兼用している。

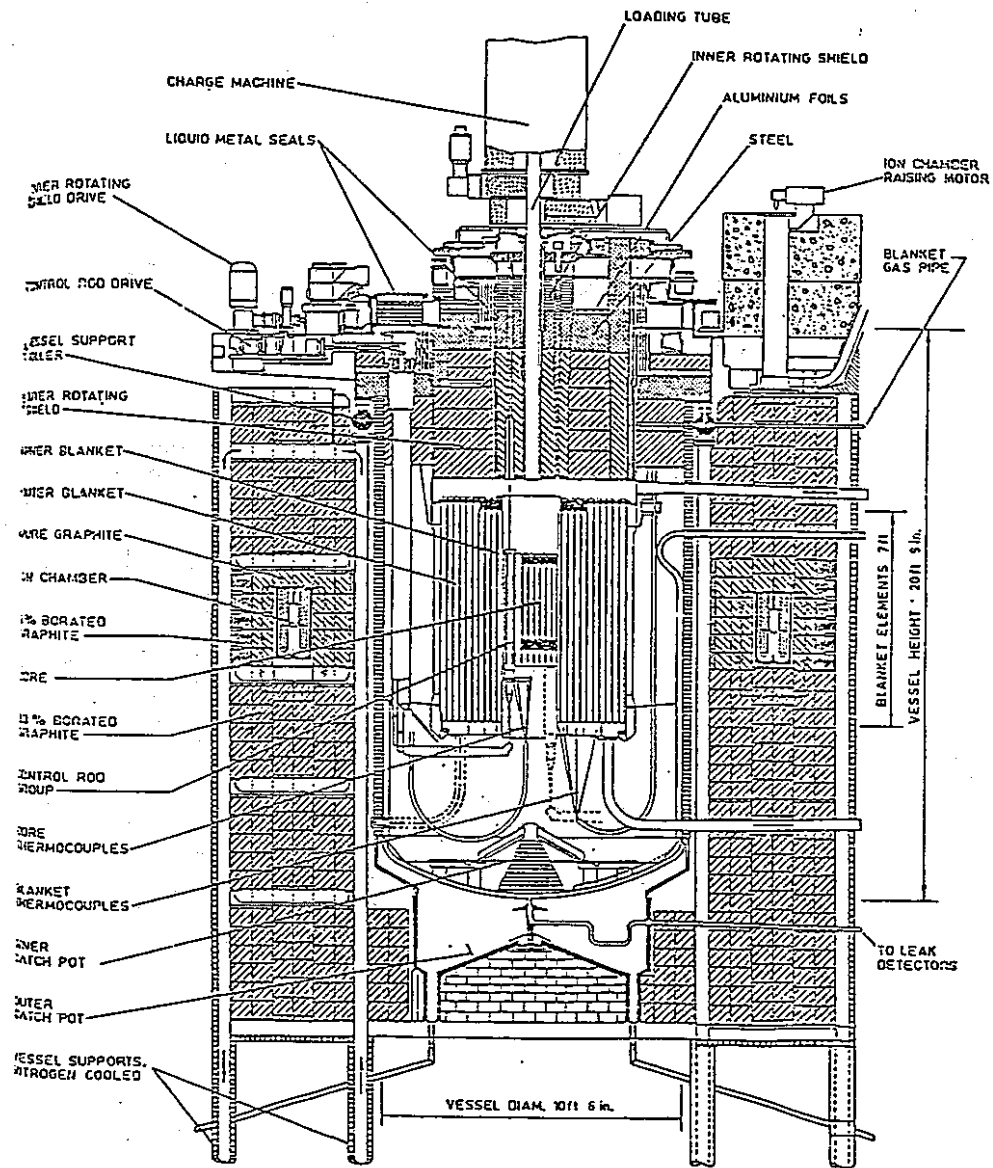


図 7.2.23 VERTICAL SECTION REACTOR DFR

② PFR

一次容器

Babcock & Wilcox Limited で製作，据付した一次容器は厚さ16mm，高さ14.3m，直径12.8mのステンレス製容器であり，ルーフ構造物よりつられている。その外側にリークジャケットが設けられており，リークジャケットは保温材を支えている。タンク内には円筒形のリアクタージャケットがあり，IHXが入る部分ポット状になっている。リアクタージャケットは一次，二次の高温低温ナトリウムをかく離しており，ステンレス板とアルゴンの入った断熱構造となっている。

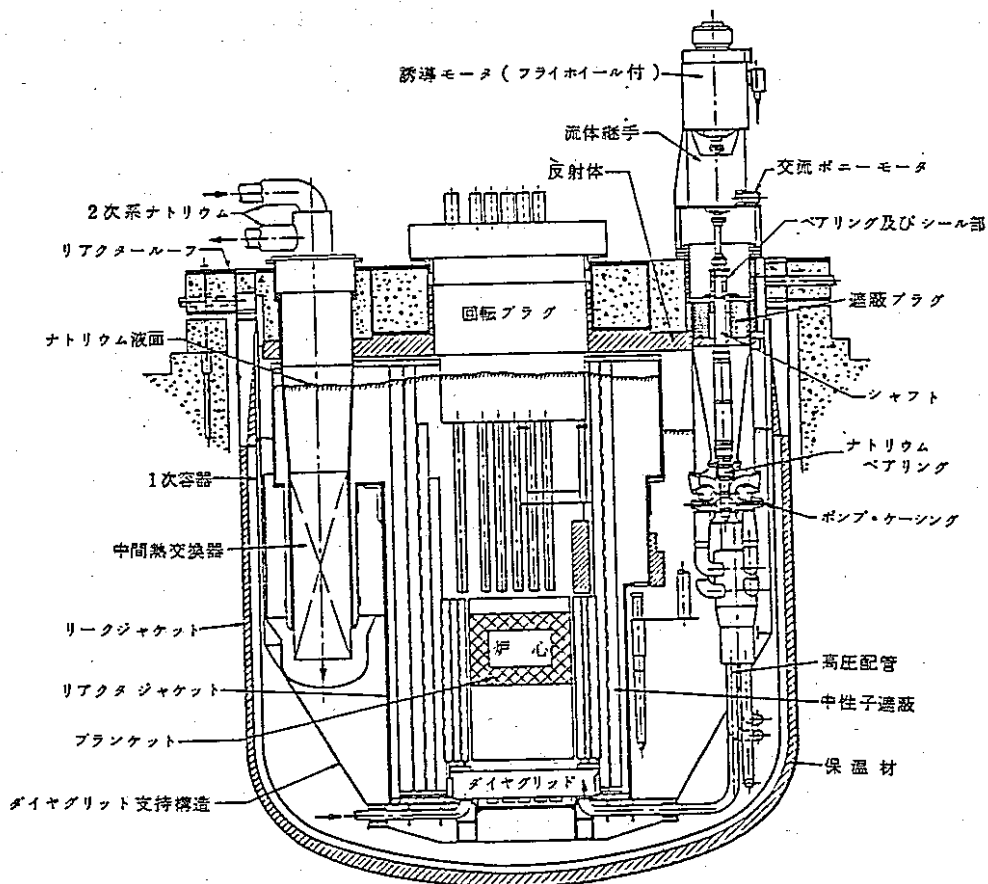
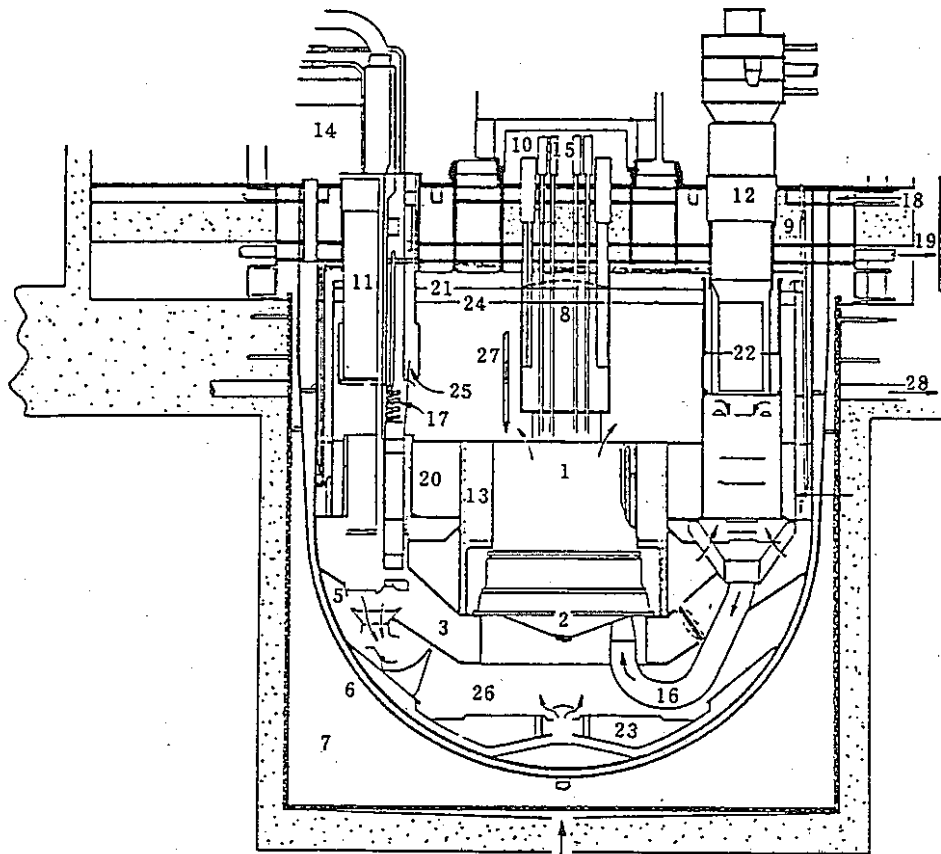


図 7.2.24 PFR 原子炉構造 (23)

③ CDFR

炉容器はグランド・レベルより下に設けた。こうすることにより，原子炉重心を建屋マットの高さまで下げ，地震動の振巾を最小にする理想的配置とした。CDFRは英国の他の最新の原子炉と同じく耐震基準を満足するように設計されている。

1次容器の外側にガードベッセルが配置されている。



- |            |                  |                    |
|------------|------------------|--------------------|
| 1. 炉心      | 11. 中間熱交換器       | 21. ナトリウムレベル(540℃) |
| 2. ダイアグリット | 12. 1次ポンプ        | 22. ナトリウムレベル(370℃) |
| 3. 炉心支持構造  | 13. 外部中性子遮蔽体     | 23. デブリトレイ         |
| 4. 内部タンク   | 14. 2次系配管        | 24. ナトリウムレベル(370℃) |
| 5. 1次容器    | 15. 制御棒駆動機構      | 25. ホットプール         |
| 6. ガードベッセル | 16. 炉内配管         | 26. コールドプール        |
| 7. ビット     | 17. 崩壊熱除去コイル     | 27. 燃料集合体          |
| 8. 炉心上部機構  | 18. ルーフスラブ冷却ガス入口 | 28. ビット冷却出口        |
| 9. ルーフスラブ  | 19. ルーフスラブ冷却ガス出口 |                    |
| 10. 回転プラグ  | 20. 中間プレナム       |                    |

図 7.2.25 CDFR 原子炉構造 (30)

(3) アメリカ

① PLBR

主容器および安全容器

主容器は上部の壁を炉心入口温度近くまで冷却できる設計とする。また、運転員が壁温を監視できるような設備を設ける。主容器の径はできる限り小さくして貫通部は設けない。主容器は上端部で支持し、一方安全容器の支持方式は、主容器支持との共通原因故障を避けられるようにする。

主容器の外壁、安全容器の内外壁も検査し得る設備を設ける。安全設計上、主容器外壁は一次系冷却材境界とされる。

主容器および安全容器は製作・据え付け後、リーク試験を行なえるような設計とする。

i) AI社

主容器の支持は主容器からの熱伝導、伝達による温度勾配を緩和させる為、支持脚部に傾斜をつけたコニカルスカート型構造によりキャビティ壁に固定される。主容器フランジ部はコニカルサポート間の熱膨脹を吸収する為滑り板を装備している。容器肉厚は強度部以外は1インチである。主要器壁の断熱は容器上部胴内側に沿って堅形ステンレススチール製の多層反射板を設置し、その間にヘリウムガスを充填することにより主要器壁を炉心入口温度まで下げている。

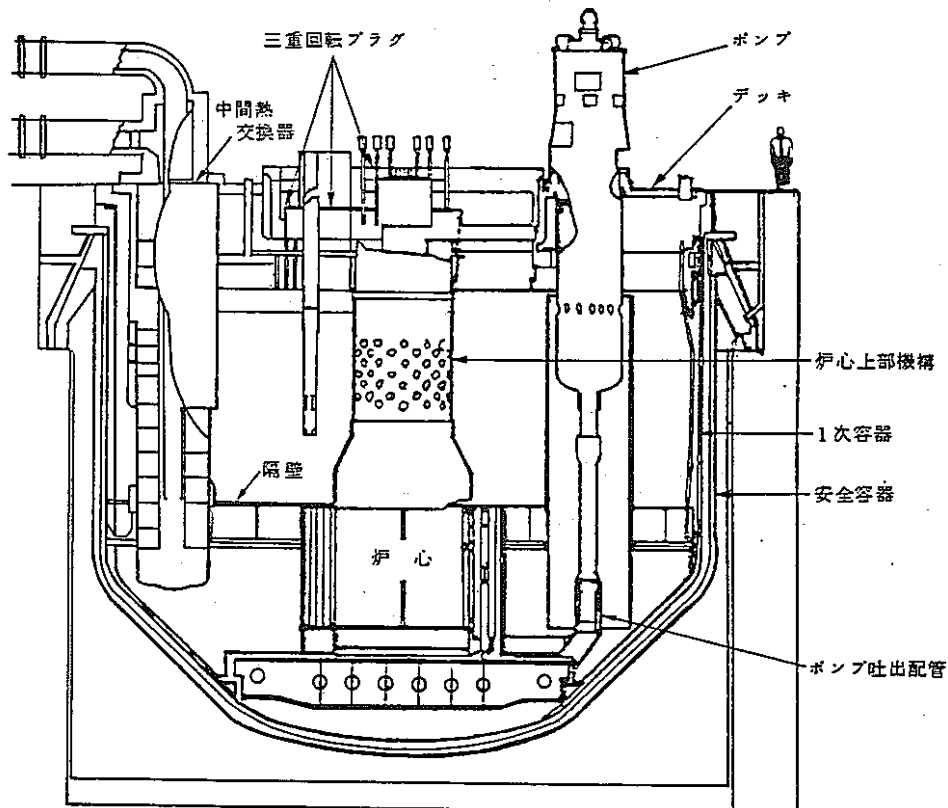


図 7.2 26 1000 MWe PLBR (A. I. 社) 原子炉構造<sup>(29)</sup>



ii) GE社

主容器はデッキと一体構造で構成され異材継手による上部からの吊り下げ方式が正案として検討され、また異材継手なしのコニカルサポート方式も検討された。後者はデッキ径、厚さの減少、異材継手の削除等があるが構造の複雑さ、一次冷却パウンダリーとしての局部肉厚の要求、支持部の精密度等の問題がある。容器肉厚は1インチである炉心支持部はコニカル型となるため厚肉である。主容器（22.6φ）の外側にガードベッセルが配置されている。

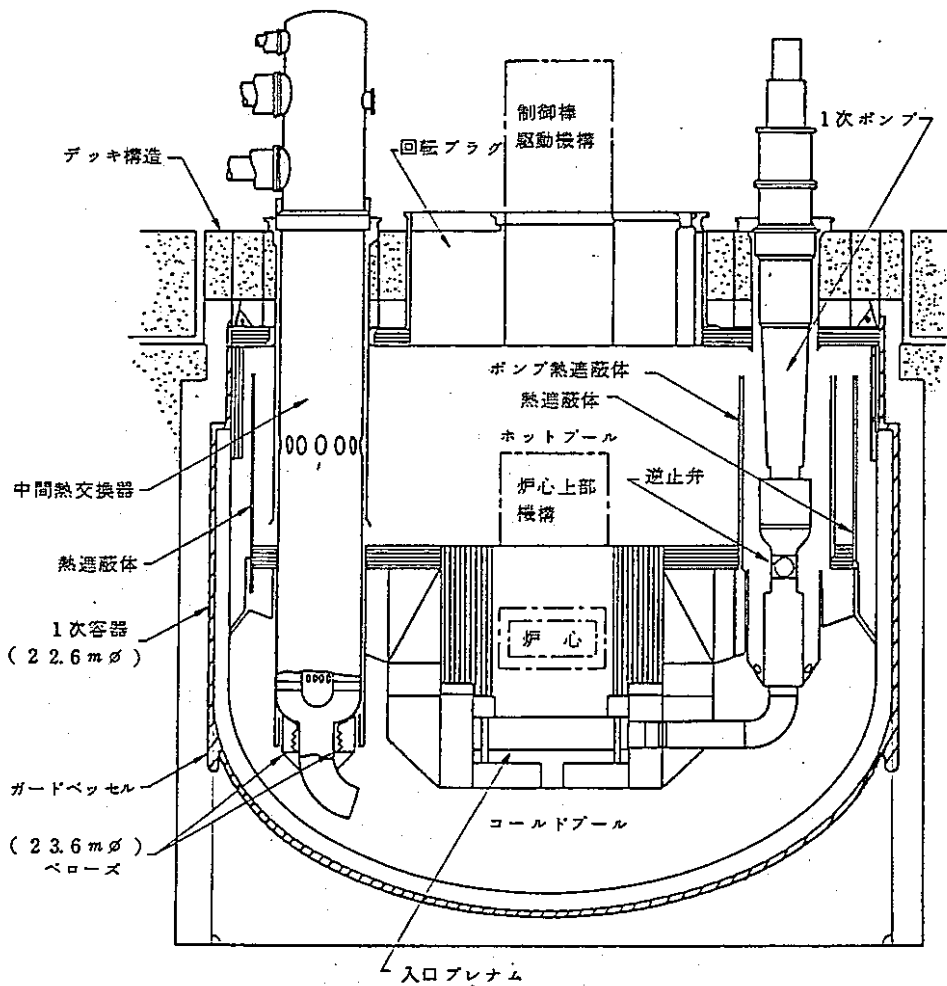


図 7.2.27 1000 MWe PLBR (GE社) 原子炉構造<sup>(27)</sup>

iii) WH社

主要器はデッキと一体構造となっており、デッキ下部7インチの所で異材継手により吊り下げ方式であり、1ヶ所4ヶの4インチ径のスタッドボルトを使用し周囲40ヶ所をキャビティ壁に締めつけ支持される。

容器肉厚は胴部は2インチ、球面部は1.75インチであるが炉心支持機構部は厚肉である。主容器の外側にガードベッセルが配置されている。

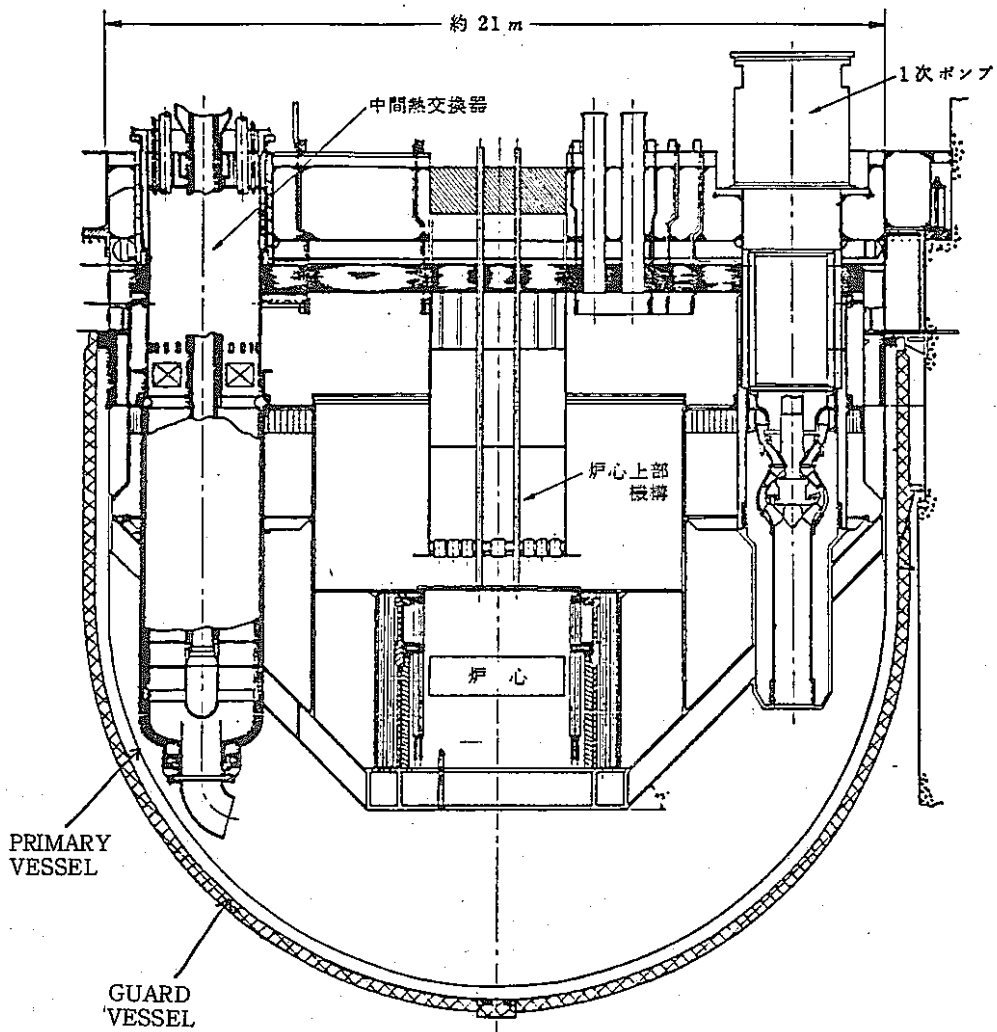


図 7.2.28 1000 MWe PLBR (W, H社) 原子炉構造

② CDS 設計研究

CDSの設計研究は米国のLMFBRプログラムにおいて、次のステップであるLARGE LMFBR発電プラントの設計開発とLMFBR BASE TECHNOLOGY EFFORTSに明確な焦点を与えることを目的としてDOEとしてのスポンサーで1978年から3ケ年にわたり実施された。Figure 2.3-28に示すように、その設計研究はフェーズIのTECHNICAL SCREENING PROCESSとフェーズIIのCONCEPTUAL DESIGNフェーズとに分けられる。フェーズIはLMFBR発電プラントの主要な設計オプションの研究およびプラント設計概念に関するリコメンディションが下記の4チームにより実施された。

AI/CE/Bechtel Team	B&W/ Burns & Roe Team	GE/Bechtel Team	WH/S&W Team
AI (Rockwell International Atomic International Division)	B & W (Babcock & Wilcox Ltd.)	GE (General Electric Co.,)	WH (Westinghouse Electric Corporation)
CE (Combustion Engineering)	Burns & Roe Inc.	Bechtel Corporation	S & W (Stone and Webster Engineering Corporation)
Bechtel (Bechtel National Inc.)			

GEの設計ではタンク・ループの双方とも主容器の外側にガードベッセルが配置されている。

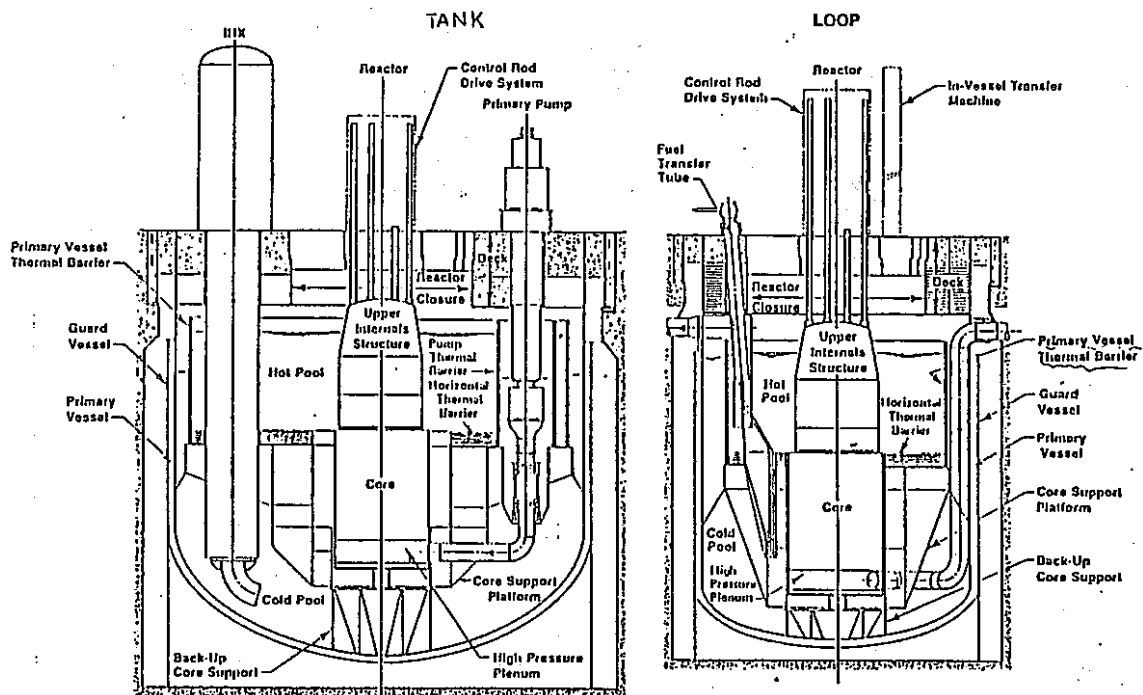


図 7.2.29 Reactor Layout (Loop/Tank)  
(CDS ループ/タンク型炉 (GE))

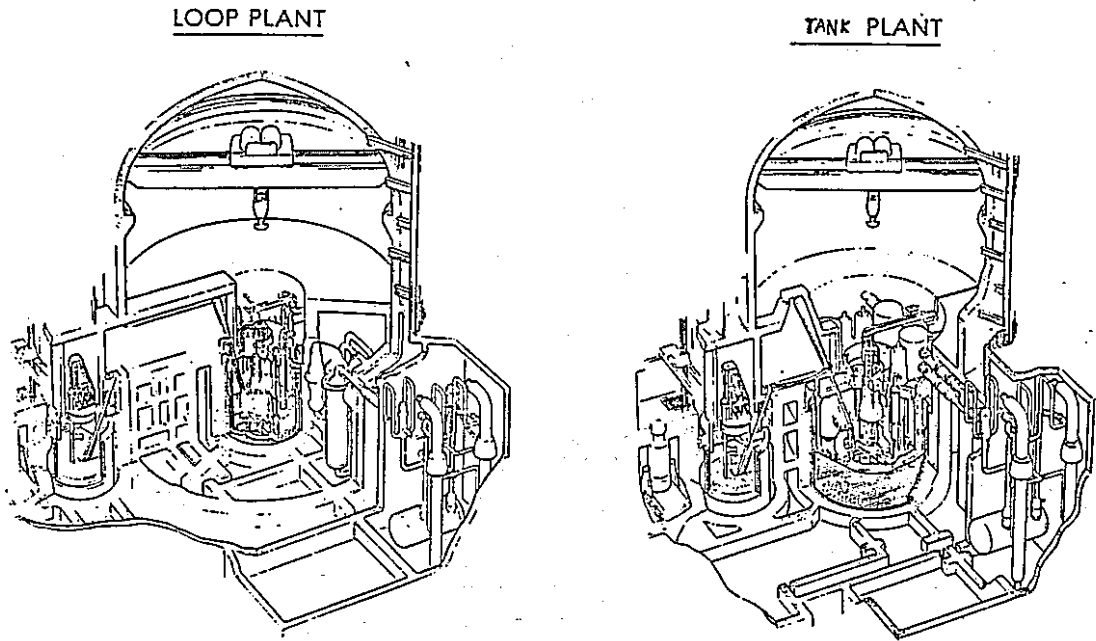


図 7.2.30 Reactor Layout (Loop/Tank)  
(CDS ループ/タンク型炉 (A/I))

W-Hの設計ではループ・タンク炉の双方とも炉容器の外側にガードタンクを配置している。

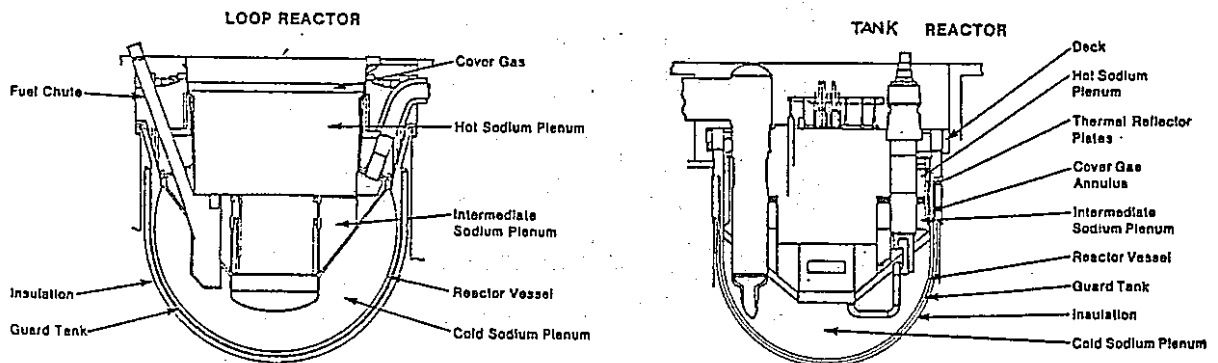


図 7.2.31 CDSループ/タンク炉(W. H.)  
Reactor Layout (Loop/Tank)

(4) ソ 連

① BN-600

炉容器は円筒形タンク状で球形の底部と円錐形上部を付けており、円錐形上部には回転プラグが付いている。容器の円筒部は結合部支持リングを通じて底部と連結し、この上に箱型の支持帯が配置されている。この支持帯の上に炉プラントの1次回路の主要設備が据えられている。ナトリウムの漏洩対策として、1次容器の外側にリークジャケットが配置されている。図 7.4.32 に BN-600 の原子炉構造図を示す。

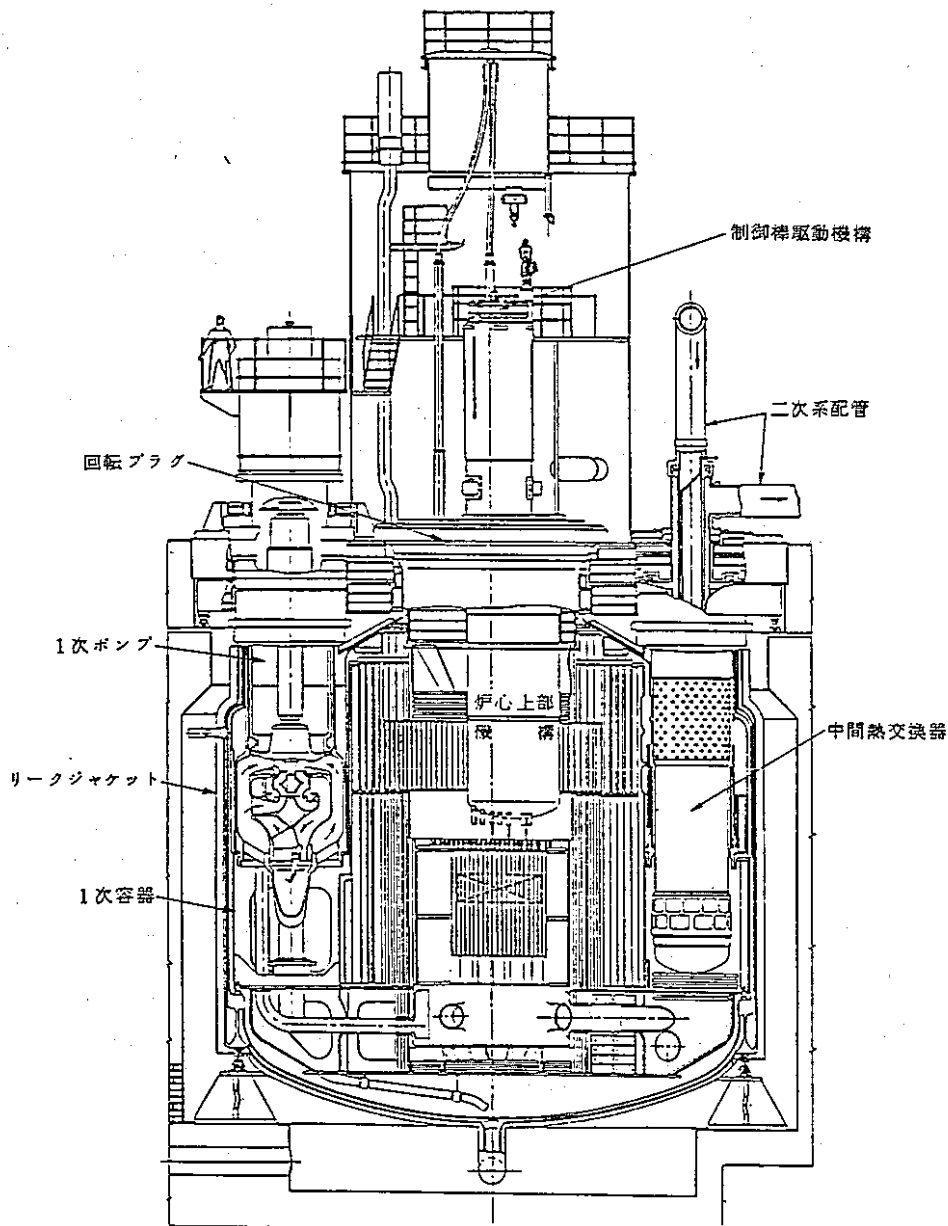
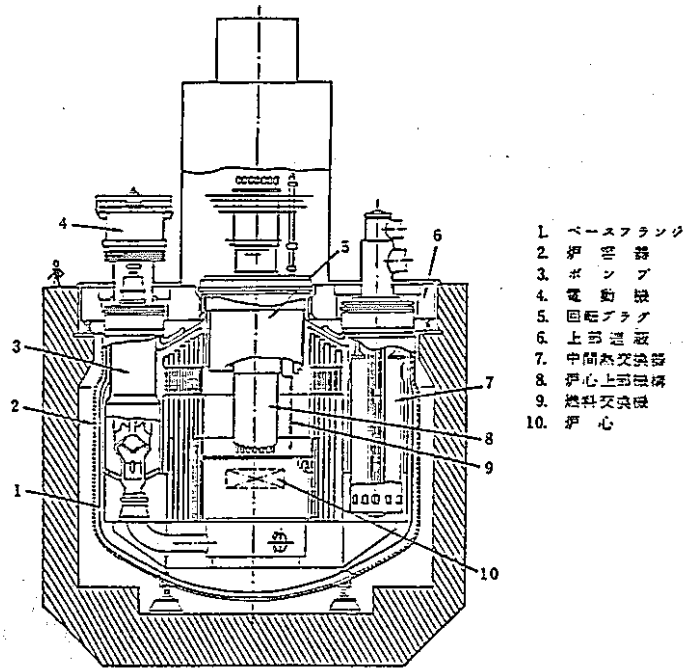


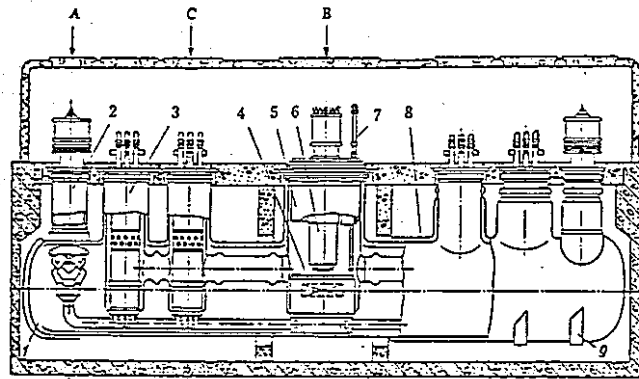
図 7.2.32 BN-600 原子炉構造

② BN-1600

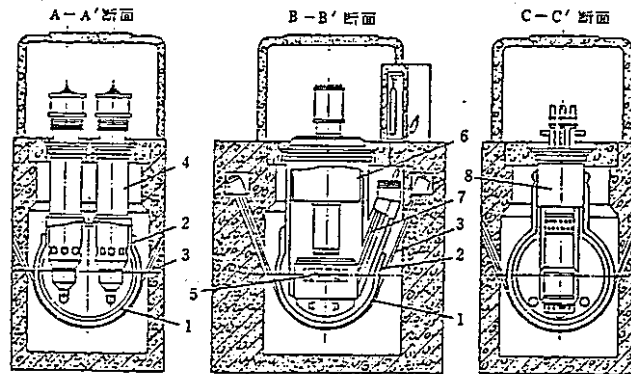


- 1. ベースフランジ
- 2. 炉心
- 3. ポンプ
- 4. 電動機
- 5. 回転プラグ
- 6. 上部熱交換器
- 7. 中間熱交換器
- 8. 炉心上部熱交換器
- 9. 燃料交換器
- 10. 炉心

図 7.2.33 BN-1600 原子炉構造



- 1-原子炉；2-ポンプ；3-熱交換器；4-炉心；
- 5-回転プラグ；6-安全換気系，制御系，中央塔；
- 7-燃料交換器；8-安全カバー；9-支持容器



- 1-原子炉；2-安全カバー；3-原子炉；4-ポンプ；5-炉心；
- 6-回転プラグ；7-燃料交換器；8-熱交換器

図 7.2.34 BN-1600 原子炉構造(代表)

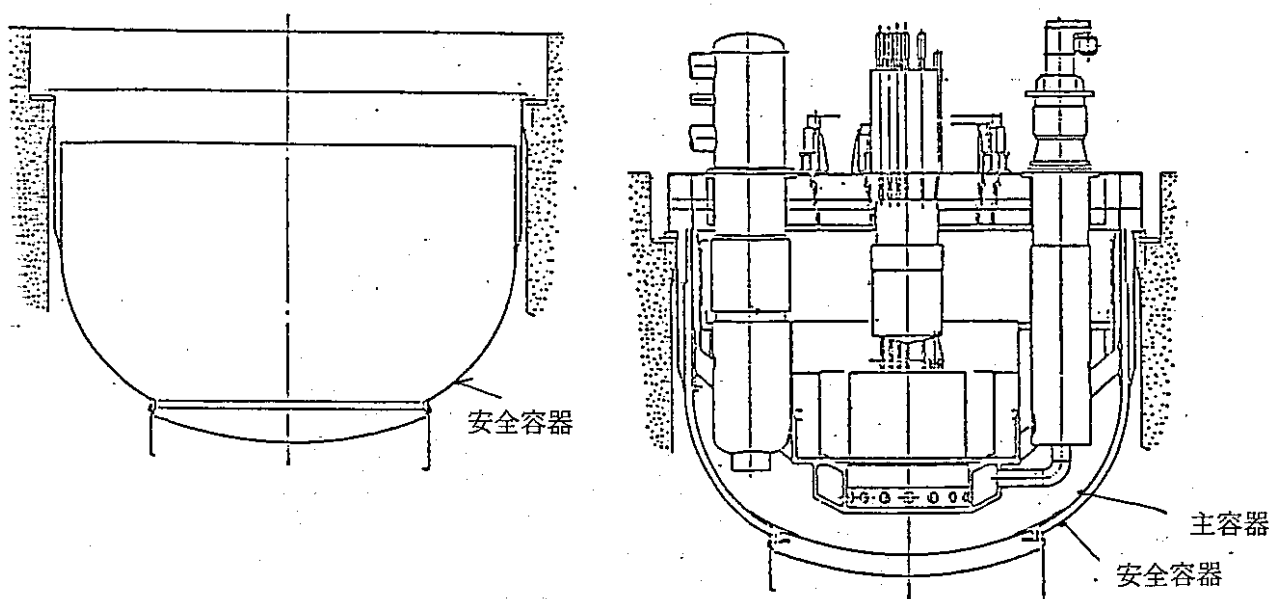
(5) 日 本

電力，高速増殖実証炉，タンク型炉

原子炉冷却材漏洩時，冷却材保有量を確保し炉心の冷却機能を維持できるように主容器の外側に安全容器を設置している。

型式は上部開放下部鏡付円筒容器で上部フランジ部は二重円筒となっている。内径は22.630 mであり支持方式は生体遮蔽壁にボルト固定されている。

図 7.4. 35 にタンク型炉の原子炉構造と安全容器の概念図を示す。



炉心横吊り方式  
(主容器はルーフスラブより吊り下げる。)

図 7.2. 35 タンク型炉の原子炉構造および安全容器

7.2.4 ま と め

高速炉のナトリウム漏洩対策設備として我国のループ型高速炉では，実験炉「常陽」を除いて原型炉・実証炉の設計においては，ガードベッセルの設置が主になっている。一方，タンク型高速炉においては，各国ともナトリウム漏洩対策設備は，ガードベッセル以外に2重容器，安全容器，安全カバー，リークジャケットおよびライナー張コンクリートキャビティーと言ったように設計思想はまちまちである。表 7.2.4 にループ・タンク型高速炉容器等のNa漏洩対策設備の一覧を示す。

諸外国とも高速炉の建設費低減化は重要課題になっており，それぞれ合理化設計を進め

表 7.2.4 ループ型・タンク型高速炉容器等の Na 漏洩対策設備 (ガードベッセル等) 一覧

	原 子 炉	Na 漏 洩 対 策 設 備	原 子 炉 容 器 用				中間熱交換器用 ( ) 内は空間容積	1次主循環ポンプ用 ( ) 内は空間容積	
			形 式	寸法 ( ) 内は炉容器	材 質	Na貯留容積			
ル ー プ 型 高 速 炉	1-1 高速増殖実験炉「常陽」	リークジャケット		3,700φ × 8,155 L × 12 t (3,600 × 9,890)					
	1-2 高速増殖原型炉「もんじゅ」	ガードベッセル (中間熱交換器および1次系主循環ポンプも各々ガードベッセルあり)	上部開放型縦置容器	7,760φ × 12,730 H (40 t)	SUS304 " 316	152 m³	フタなし長円筒形 (161 m³以下)	フタなし長円筒形 (163 m³以下)	
	1-3 高速増殖実証炉概念設計(I)	ガードベッセル	配管ガードパイプは上部開放タテ型円筒容器	10,160φ × 14,900 H × 40 t (胴部)	SUS304	220 m³			
	1-4 " (II)	ガードベッセル (中間熱交換器および1次系主循環ポンプも各々ガードベッセルあり)	上部開放タテ型円筒容器	12,920φ × 14,200 H × 50 t (下部胴 12,000 × 19,000)	"	460 m³	上部開放形 (277 m³)	上部開放形 (311 m³)	
	1-5 " (III)	ガードベッセル ( " )	"	"	"	"	長円筒筒上部開放形	長円筒筒上部開放形	
	1-6 高速増殖実証炉第2次概念設計(I)	ガードベッセル (中間熱交換器および1次主循環ポンプを含む)	" (重量 200 ton)	13,050φ × 12,540 H × 40 t (12,150φ × 16,950 H)	"	空間容積 220 m³	1案 共用ガードベッセル方式(直接予熱) II案 クロスオーバーレグ二重管方式(間接予熱)		
	1-7 電力高速実証炉ループ型炉	ガードベッセル (上部開放タテ型円筒容器 (重量: 合理化により 220 ton))		12,446φ × 11,400 × 30 t (11,200 × 17,920 × 30 t)					
タ ン ク 型 高 速 炉	2-1 仏 1) 原型炉 Phenix 2) 実証炉 Super Phenix 3) 商業炉 Super Phenix	二重容器 安全容器 ライナー張コンクリートキャビティ	100 mmの間隙を持つ二重容器で、さらに 800 mm 外側に普通鋼製の容器あり 70 mmの間隙を持つ安全容器あり。N <sub>2</sub> ガス充填、ISI可能 (炉容器は 21.6 mφ) 安全容器なし						
	2-2 英 国 1) DFR 2) PFR 3) CDFR	リークジャケット ガードベッセル	炉容器: 3.2 mφ × 6.1 m H × 12.7 mm t (外側 6.35 mm t) 1次容器: 12.8 mφ × 14.3 H × 16 mm t (外側にリークジャケット) 炉容器はグラウンド・レベルより下に設けて耐震性をもたせている。						
	2-3 米 国 1) PLBR 2) CDS	i) AI: 安全容器, ii) GE: ガードベッセル, iii) WH: ガードベッセル i) GE: ガードベッセル (ループ、タンク共), ii) WH: ガードベッセル (ループ、タンク共)							
	2-4 ソ 連 1) BN-600 2) BN-1600	リークジャケット 安全カバー							
	2-5 日 本 電力・高速増殖実証炉(タンク型炉)	安全容器	主容器はルーフスラブより吊り下げる (炉心横吊り方式)						



ている。ループ型高速炉のガードベッセルについても、動燃の実証炉設計研究では、ガードベッセルの肉薄肉化や軸長短縮により物量削減を計っている。また、電力のループ型高速炉の設計研究では、炉の合理化設計によりガードベッセルの肉厚減少、長さおよび内径の縮小化を行ない物量削減を計っている。

W. H社-Burns & Roe社のループ型高速炉の設計では、サイフォンブレイカーと二重壁原子炉容器の採用によりガードベッセルを削除する方向で検討している。ループ型高速炉では、1次冷却系の中間熱交換器と主循環ポンプにガードベッセルを必要とするが、W. H社-Burns & Roe社の設計例ではガードベッセルを削除している。

動燃の設計研究では、中間熱交換器と主循環ポンプが共通のガードベッセルとなるドライサテライト型の設置の検討を進めている。

仏のタンク型高速炉のスーパーフェニックスⅡの設計では、ライナー張コンクリートキャビティーと言う新しい設計概念を採用して安全容土の削除を計っている。

ガードベッセルはループ型高速炉の場合、直径が約12m $\phi$ 、タンク型高速炉では約20m $\phi$ 以上となるため、ガードベッセルの縮小化もしくは削除と言うことになれば建設費低減化に対して大きなメリットになる。

最近のプラントは合理化設計によりコンパクト炉心に向っており、ナトリウム漏洩対策設備であるガードベッセルもそれに伴って縮小化と物量削減化に向っている。それに加え従来ガードベッセルなどの使用材料はステンレス鋼が主であったが、建設費低減化の一要因として今後フェライト鋼を始め低価格材料の採用検討を積極的に行なう必要がある。さらに、ドライタンク方式やサイフォンブレイカを設けることによってガードベッセル削除の可能性のあるプラント設計の検討も始められているが、建設費低減化の上から大きなメリットとなることから、今後、安全設計基準上の検討を含め詳細設計を積極的に進めて行くことが望まれる。

## 参考文献

- 1) 高速実験炉「常陽」総合機能試験報告書, PNC N 941 79-41(3) (1979)
- 2) 高速増殖原型炉「もんじゅ」製作設計準備(その2), PNC ZJ 278 81-10 (1981)
- 3) 高速増殖実証炉・概念設計(I), PNC ZJ 278 80-01 (1980)
- 4) 高速増殖実証炉・概念設計(II), PNC ZJ 278 81-16 (1981)
- 5) 高速増殖実証炉・概念設計(III), PNC ZJ 278 82-13 (1982)
- 6) 高速増殖実証炉・第2次概念設計(I), PNC ZJ 278 83-17
- 7) 高速増殖実証炉概念に関する研究 PNC ZM 129 83-01 (1983)
- 8) 高速増殖実証炉第1巻—世界各国の技術調査検討—第1分冊ループ型炉

PNC SN 241 83-08(1) (1983)

9) 高速増殖実証炉 第1巻—世界各国の技術調査—第2分冊 タンク型炉

PNC SN 241 83-08(2) (1983)

10) 高速増殖実証炉 第1巻—世界各国の技術調査検討—第3分冊 我国の開発状況

PNC SN 241 83-08(3) (1983)

11) 高速増殖実証炉 第1巻—世界各国の技術調査検討—第4分冊 炉型式の比較並びに今後の研究開発項目

PNC SN 241 83-08(4) (1983)

12) 中川 弘；プール型大型高速高殖の考察，原子力工業，第28巻 第4号，P.9～17

(1982)

13) 服部 男；タンク型FBR成立性についての試験計画，原子力工業，第28巻，第6号

P. 39～50 (1982)

14) 高速増殖炉—タンク型炉の実用化に向けて，電研レビュー，No.9 (1984.6)

電力中央研究所

### 7.3 ナトリウムリーク対策

7.3.1	はじめに .....	101
7.3.2	アメリカにおける R&D 状況と設備対応 .....	101
(1)	R & D 状況 .....	101
(2)	設備対応 .....	103
7.3.3	西ドイツの R&D 状況とプラント対応 .....	105
(1)	R & D 状況 .....	105
(2)	SNR-300 プラント .....	109
7.3.4	フランスの R & D 状況と設計対応 .....	110
(1)	R & D 状況 .....	110
(2)	設備対応 .....	111
7.3.5	イギリスの R & D 状況と設計対応 .....	117
(1)	R & D 状況 .....	117
(2)	設備対応 .....	118
7.3.6	日本の R & D 状況と設備対応 .....	122
(1)	R & D 状況 .....	122
(2)	設備対応 .....	122
7.3.7	次期大型炉用の事故定義 .....	122
(1)	DBA について .....	123
	参 考 文 献 .....	131

### 7.3 ナトリウム漏洩対策

#### 7.3.1 はじめに

Na火災関係のR&D調査をIAEA/IWGFR専門家会議“Meeting on Sodium Fire Design and Testing”1982の論文をベースに各国別にまとめて、諸外国の現況を報告する。一方、Na消火設備、主としてライナー関係について各国のものを調査した。各国ともこの分野については公表されたデータに限りがあってR&Dの成果報告と比べて十分な情報が得られなかった。また消火設備の設計根拠たとえば設備規模の法定根拠についての公表データは皆無な状況であった。

調査対象は現在稼働中のLMFBRを中心としたが、ソ連邦プラントのように公表データのないものは除外してある。

Dの状況ならびに設備対応について表7.3.1.(1/2, 2/2)、表7.3.2.にそれぞれまとめた。以下、アメリカ、西ドイツ、フランス、英、日本について記す。

#### 7.3.2 アメリカにおけるR&D状況と設備対応

##### (1) R & D 状況

##### ① Active Fire Protection System In Air Filled Cells の開発

(イ) 以前は消火剤として calcium carbonate or sodium chloride を、今は NaX (sodium carbonate base) を使用している。Powder system では大火災用には不向き。

(ロ) FFTF 2次系では N<sub>2</sub>ガスによる space isolation, steel catch pan (Na/コンクリート反応防止) 設備されている。area isolation の考え方が大規模テストでその効力が実証されているが、最近はリーク量が予想よりも大であることから space isolation が見直されている。急速ドレンの能力アップの努力がリーク量を最小にするためわれている。

(ハ) EBR-2 には 1次と 2次系に消火装置が設備され、消火剤は MET-L-X (sodium chloride) 使用。

##### ② Passive Fire Protection In Air Filled Cells の開発

(イ) CRBR 設計では、“Q-deck” panel が drain pipe と共に設備され、こぼれた Na を catchpan に流込む。この後は Q-deck は O<sub>2</sub> 混入に対するバリアとなる。1/100 スチールの小実験が広範囲になされ、今は AI-ESG が 1/10 スケールで CRBR 設計の有効性実証のテスト中。

③ フィルタ・システムの開発

- (イ) 通常のファイバ・フィルタ（HEPAなど）や砂礫ベット（sand and gravel bed）は  $1.6 - 10 \text{ kg/m}^3$  でつまる。特に湿分を含む場所に低くなる。従って、Na 火災用として考えると極端な大型化が要求される。
- (ロ) DBAを越えた事故時に対するエアクリーニングシステム用として、①ベンチュリ/ファイバ・スクラバ、②スプレ/ベンチュリ/ファイバ・スクラバが試験された。①は FFTF の格納容器マージンシステムに組み込まれているし、②は CRBR の設計に取り入れられている。しかし、欠点としてはポンプ等の動的機器を含んでいることである。
- (ハ) そこで開発されたのが SGS（submerged gravel scrubber）図 7.3.1. である。これは、①高負荷、②高効率、③静的機器、④耐化学腐食、⑤高熱負荷と今までのフィルタの欠点をすべてカバーするものである。
- (ニ) 上記の試験はいずれも Na 火災のエアゾルでも試験され、湿分、流量、化学種の影響なども調べられている。
- (ホ) SGS では Na と水が反応して  $\text{H}_2$  ガスがでるが、問題にならない。
- (ヘ) SGS はすばらしいものであるが、CRBRP で使う計画はない。
- (ト) FFTF の cleanup システムは ejector venturi と fiber scrubber で成り、99% 効率（ $2.8 \text{ m}^3/\text{sec}$ ）である。

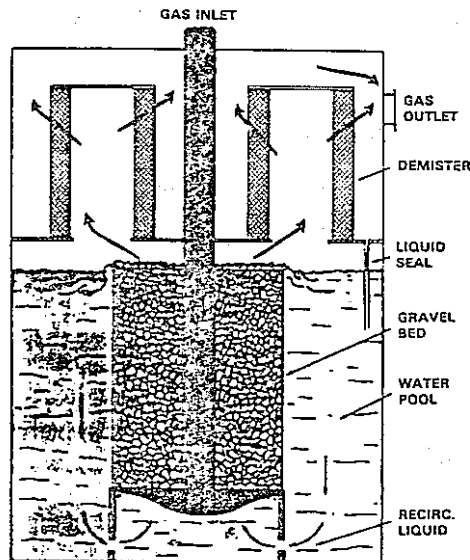


図 7.3.1. Submerged Gravel Scrubber

④ Detector の開発

- (イ) Sodium ionization detector (SID), plugging filter aerosol detector (PFAD), spark plug detector を U. S. で使用中。

(ロ) EBR-2 (spark plug, SID), FFTF (SID, PFAD, ionigation smoke detector), AI-ESG (photoelectric & ionigation smoke detector)

(2) 設備対応

① EBR-II, Enrico-Fermi プラント

EBR-II の消火粉末供給設備<sup>(5)</sup>

イ) 特徴

fixed pipe Met-L-X systemで32ノズル・アレイを有する。

(松やにてカバーされたNaCl)

2個の900 kg Met-L-X unitにより15 kg/m<sup>2</sup>の能力がある。

ロ) 欠点

粉末の腐食性, 供給パイプやノズル口のプラグ, 粉末がNaよりも重いので沈む, Cell Structureの影があると不均一な散布となる。

資料がなく, 詳細不明

② CRBR プラント<sup>(2)</sup>

CRBRPの基本的設計は1次系はセルライナー, 2次系はCatch Pan systemである。Effect of Sodium-Concrete reaction on Concrete Structures 反応を防ぐため何らかの措置をとらないとコンクリート構造物は, ナトリウム・コンクリート反応による複雑な影響, すなわち, High Thermal Loads, Thermal Degradation, High Pressure Buildup, Potentially Critical Concentration of Hydrogenが発生する。

Type of Protective systems

(i) セルライナー

The Requirement and Criteria

- a. セルライナー部屋の平均漏洩率 $\leq 0.36$  %Volume/day (in leak)。
- b. ナトリウム漏洩に対してライナーは健全であること。
- c. 耐震はSeismic Category 1で, ナトリウム漏洩と地震のいかなる組み合わせにも耐えること。
- d. 構造コンクリート温度をAmerican Concrete Institute Standard ACI 349-76 (ASME Section III, Division 2) 以下におさえる。
- e. ライナー背面の圧力を0.35 kg/cm<sup>2</sup>・g以下におさえるようにベント系を設ける。
- f. ライナーに発生する応力, ひずみは, 大漏洩条件を含むすべての条件の組み合わせにおいて以下の値を越えないこと。

Maximum membrane strain = 0.50 Eu

Maximum combined membrane and bending strain = 0.67 Eu

- g. ライナー腐食は最大 0.16 cm 以下に抑える。
- h. ライナーシステムは、工学的安全系 (Engineered Safety Feature) とする。

Cell liner system description

ライナー ; 0.94 cm 厚さの炭素鋼 (これは catch panplate も同じ)

断熱材 ; プレキャスト・パーライト・コンクリート・パネル (lightweight)

が ~10 cm thickness でライナーとコンクリートの間に設置される。

ベント系 ; ライナー背面とパーライト中の間の 0.64 cm の air gap を通して ; 他の noncritical な部屋に蒸気をベントする。

Loading conditions and analysis

いろいろの荷重条件のもとで ANSYS コードで弾塑性解析している。

- (ii) キャッチパン (図 7.3.2.参照)

requirement

ライナーと異なる点

- a. パンの深さ = sodium 深さ + sloshing によりこぼれない深さ
- b. 断熱材コンクリート, 蒸気ベント系が floor plate の下に設置され, ベント先はそのセルへ open 状態である。
- c. セルは空気雰囲気, 他セルへ圧力開放する。
- d. オープンパン, オープンパン+ドレン, パン+火災抑制の 3 種
- e. パンは free floating である。

高温設計

コンクリートの高温設計は LMFBR の特徴であり LWR にはみられない。現在, 高温コンクリート (100 ~ 800 °C) の機械的, 熱力学的性質のテストが, CRBP のコンクリートを使って精力的に進められている。

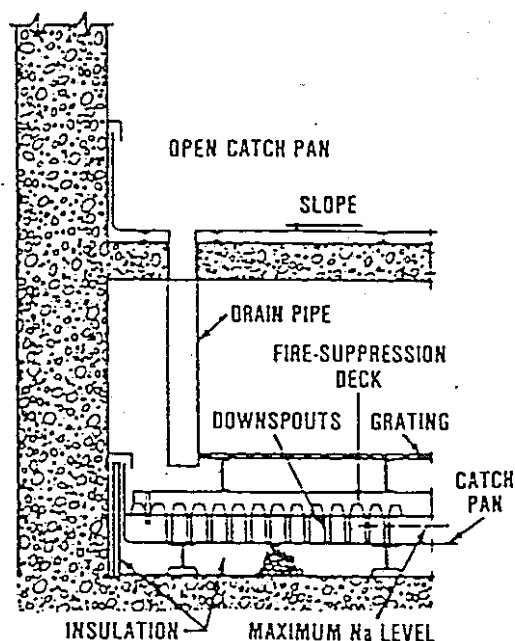


図 7.3.2. キャッチ・パンの構造<sup>(2)</sup> (CRBR用)

### 7.3.3 西ドイツのR & D状況とプラント対応

#### (1) R&D状況<sup>(1)</sup>

- ① ドイツではこれまでFAUNA試験装置を使って種々の実験を実施してきた。この装置は220 m<sup>3</sup>の内容積をもち、500 kgのナトリウムが使用可能である。
- ② 計算コードではHCDA解析用として、熱・圧力挙動に注目したNACONコード、エアロゾル挙動用のPARDISEKO、被曝評価用のAREANがある。最近、プール火災解析用として、SOFIRE-IIを己良しただけでなくNABRNDコードを開発した。
- ③ コンクリートからの放出水挙動の解析用としてDATRANとBEWAの2つコードをもっている。特にBEWAはコンクリートが100℃以下の時に注目している。

消火剤についてフランス製のグラファイトベースのものを試験した(表7.3.1参照)。

- ④ CDA時のエアロゾルの発生はナトリウムの蒸発率で支配されているようで、実験では20 g/m<sup>3</sup>の濃度に達し、粒径分布はLog-normalであった。ナトリウム火災時のエアロゾル発生率も測定されたが、4~9 kgNa/m<sup>3</sup>であった。エアロゾルに関しては、その化学成分の変化に注目した実験が行なわれた。Na<sub>2</sub>Oは空気中の湿分と速かに(数秒間)反応しNaOHとなり、さらにCO<sub>2</sub>と反応しNa<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>となる。例えば濃度40%時には炭酸化物になるのに30秒とかからない。またスプレー火災時のエアロゾルも測定され200 g/m<sup>3</sup>に達した。現在この種の高濃度エアロゾル挙動の研究が進行中である。



- ⑤ off-gas系のフィルターの試験が実施され、sand bed filterが化学的活性なNa火災のエアロゾルに対しても良い特性を示し、その負荷は500 g/m<sup>3</sup>に達した。現在、electric filterとベンチュリー・スクラバーの試験（図7.3.3参照）が進行中である。
- ⑥ licensing側からの要求で、実規模でreventing systemのプロアーとair-cooling syetemのエアロゾル環境下での試験が行なわれた。それぞれ300-1500mg/m<sup>3</sup>、300-200mg/m<sup>3</sup>、のエアロゾル状態で150h、100h試験され、健全性が確認された。
- ⑦ キャッチパンの開発
  - (i) 火災の防止システムとしてキャッチパンを開発した。（図7.3.4①参照）その特徴は、①静的機器である、②他への熱影響が小さい、③エアロゾルの発生が小さい、④残留熱も冷却可能、⑤固有の信頼できる機能、等である。
  - (ii) 原理的には穴のあいたカバーでふたをし、燃焼を抑制するものであるが、穴の面積は床面積の0.45%となっている。中に仕切りがあるのは小さいNaリークに対するものであり、仕切りの穴はキャッチパンがオーバーフローしないためのものである。

表 7.3.1. 消火剤の比較（西独の試験結果）

諸 性 質	消 火 剤	
	graphite Based	Conventional
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	0.02	> 1
吸 湿 度	no	yes
腐 食 性	no	yes
使用の難易	容 易	容 易
リークNa量と消火剤の使用量との関係	~ 5% (表面にのみ依存する)	> 100% (リークNaの量と表面に依存する。)
使用後の処理性	容 易	困 難

（注；アメリカの経験では床に graphite の消火剤を置いて、その上にNaをかけたところ、完全にNaと混合してしまい、酸素の消費量も高かった。積極的に使用するにはまだ問題がある。）

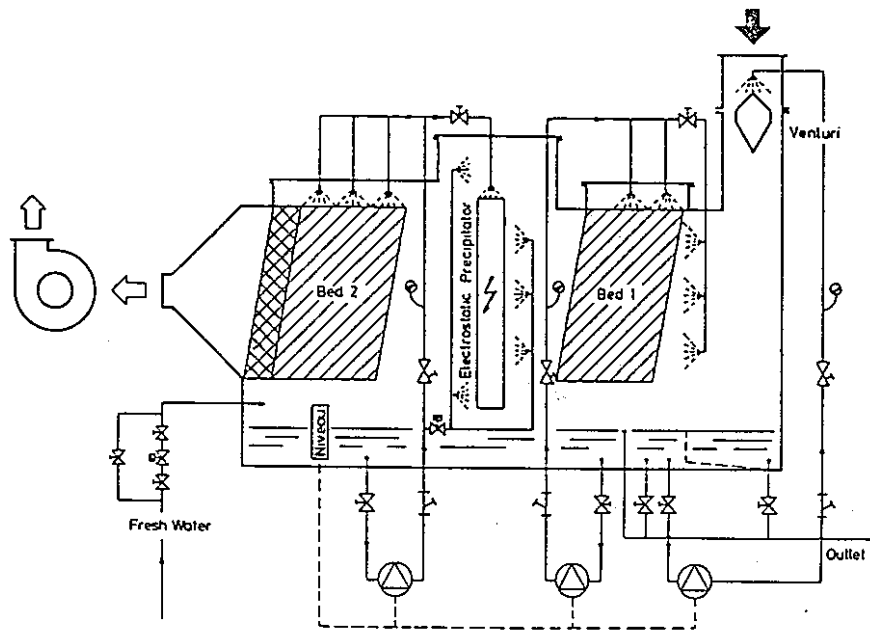
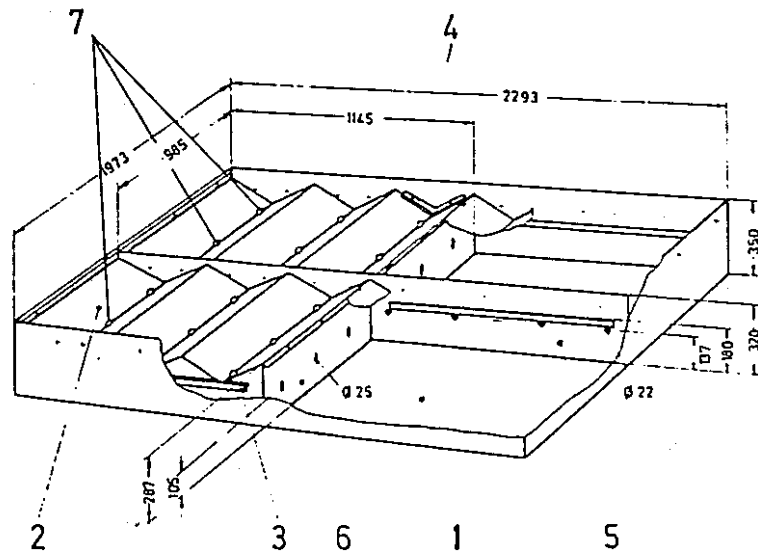


図 7.3.3. Na 火災用エアロゾル・フィルタ  
(西独で試験中のベンチュリ/イオン型/湿式スクラバ)

- (iii) 190 kg の Na を使い， 4.5 m<sup>2</sup> のキャッチパンの性能が確認された。その結果， ①プール火災での燃焼率が12%となった， ②33%の Na が燃焼しただけであった， ③エアロゾルの発生は極めて少なかった。
- (iv) Na をキャッチパンにドレンした後はドレン穴はプラグしてくれた方が酸素の供給がなくなる。従って， ドレン時にはプラグしにくく， その後プラグしやすいのが一番良い。

図 7.3.4.-②は他のキャッチパンの設計例である。



- |                 |                               |
|-----------------|-------------------------------|
| 1 Catching pan  | 4 Cover fastening             |
| 2 Cover         | 5 Longitudinal bulkhead       |
| 3 Cover support | 6 Transverse bulkhead         |
|                 | 7 Drain holes (0.45% of area) |

図 7.3.4.-① キャッチパン

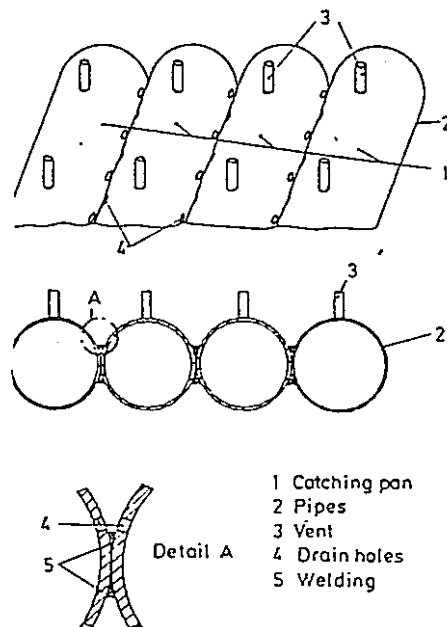


図 7.3.4.-② キャッチパンの設計例

(2) SNR-300 プラント

① 1 次系

SNR-300 の格納容器システムは

① inner containment ……炉容器, 1 次系を取り囲む建物で不活性ガス雰囲気である。床冷却系も付いている。② outer containment ……補助機器室を取り囲む建物 ③ steel shell ……①と②を覆う鋼製のシェルから成立している。この steel shell と①, ② の建物との間は revnting gap と呼ばれ, 通常は大気圧より負圧に保たれ, この間のガスは格納容器に戻されて循環している。もし, 事故時にこの圧力が上がる場合には off-gas 系により大気に放出される。

(i) ライナーの機能には以下のものがある。

- (イ) N<sub>2</sub>ガスの loss を防ぐ
- (ロ) Na-コンクリート反応を防ぐ
- (ハ) 熱変形の吸収 (むしろライナーをつけた事による問題)
- (ニ) H<sub>2</sub>O → steam (高温に伴う)

ライナーの運転後の試験については特に考えない。

運転開始前は目視検査のみである。

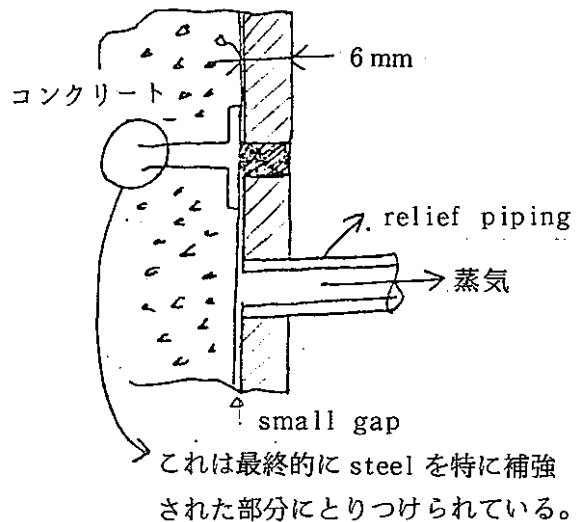
最終の放射能放出防止は外のライナーであるので, この inner liner は leak tight の必要性はない。

1 次系配管には spark plug 式の Na リーク検査器がついているが, aerosol 型 (sampling 方式) のものは設けられてない。但し, 部屋および空調ダクトには intermittent なサンプリングによる aerosol cletector が設置されている。

(ii) 2 次系

大リークは床面で集めてタンクに導く方式である。コンクリート

の壁に Na が当たることの対策は特にしない (図 7.3.5. 参照) ため, SG 建屋には側面は全くライナーがない。しかしながら, 1 つの建屋につき blow-out panel (約 1.5m<sup>W</sup> × 3 m<sup>H</sup>) が側面に 13 個, 前面に 9 個の合計 35 個ついていて建屋内で Na 火災が生じた時に圧力を解放する機能と, 外との熱交換によって部屋の温度を下げる機能をもたせている。



blow-out panel の構造は、圧力が上昇すれば開き、下がれば自然に閉じるスイング式である。

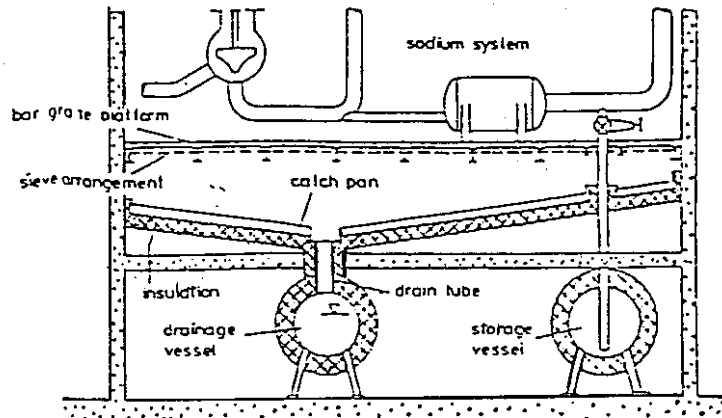


図 7.3.5. Leakage Catching System with Sieve Cover<sup>(3)</sup>  
( SNR-300 の 2 次系 )

#### 7.3.4. フランスの R&D 状況と設計対応

##### (1) R&D 状況

- ① スプレー火災に関しては、ドイツとの共同研究を進めている。フランスでは 3.7 m<sup>3</sup> の容器を使い、9 回実験した。Na 量は 0.4 ~ 5.25 kg。Na の噴出速度は 6 ~ 23 m/s。ドイツでは FAUNA (kfk) 装置を使い 6 回実験した。FAUNA は 220 m<sup>3</sup> の容器で、Na 量は 7 ~ 60 kg、噴出速度は 20 m/s であった。これらの試験の結果、convection の影響が大きいことが分った。又、エアロゾル挙動を含んだスプレー火災計算コード PULSAR を開発中である。
- ② プール火災に関しては、4 m<sup>3</sup> の容器を使った密閉空間の実験と、大気開放での実験を行なった。これはエアロゾルの物理的・化学的挙動に注目した研究である。Na 火災計算コード PYROS を開発中であり、これは換気される雰囲気でのプール火災も取扱える。燃焼はプール表面とプール上空での蒸気相の 2ヶ所で起き、それぞれ実験から得られた燃焼法則に従う。
- ③ 混合火災に関して、4.5 m<sup>3</sup> の容器を使って実験中である。これはスプレー火災とプール火災の両方が同時に生じている火災のことである。噴出時間、断熱効果 Na 量、落下高さ、Na 初期温度を変えて行なわれる。
- ④ プール火災中の密閉容器内でのエアロゾル発生は火災中一定ではない。エアロゾル

の中央直径は1～3 μmで、分散は2であった。放出されたエアロゾルの75%は沈降し、残りは壁に付着した。エアロゾルの計算コードAEROSOL-Bが開発中でPYROSに組み込まれる。

⑤ 大気中のエアロゾル挙動の実験として、エアロゾルが $\text{Na}_2\text{CO}_3$ に変化する速度を調べる実験と様々な気象条件下でのプール火災の実験を行っている。後者の実験ではエアロゾルの沈着速度は3 cm/sと小さかった。また、植物に対する影響も調べられ、60 mg/m<sup>2</sup>の沈着領域では、葉が枯れることが分った。しかし、葉は通常に戻るの速い。これらの大気中拡散の計算コードとしてICAIRNAが開発中である。

⑥ 消火剤として既にCEAは“Marcalina”を開発した。その後、Graphex-CK23に関する試験を行なっている。

これについて小規模実験をやった結果では、600℃以上では消火能力があったが、それ以下では徐々に効果が落ち、350℃では効果がなくなった。

(英、独、米の結果では消火剤としてGraphex CK23はすぐれた性能を示した)

⑦ Na/コンクリート反応に関しては、ライナーなしの試験13回、破損ライナー付き試験6回、コンクリートからの放出水・ガス試験3回実施した。安全解析用の計算コードNABE 1の他に、実験解析用のSORBETを開発した。

⑧ Esmeralda計画の試験は1982年9月から開始され、1986年10月まで続けられる。イタリアとの共同研究である。

ここでは、Super Phenixの2次系で想定される最大のナトリウム漏洩量である70 tonの試験ができる。各種ナトリウム火災試験とその消火実験、消火後の後処理の実験や、エアロゾルの環境への放出移行実験が予定されている。

## (2) 設備対応

### ① Rapsodie と Phenix

公開資料がないため、不明

### ② Super-Phenix

#### イ) 火災事故の評価

以下の火災事故が評価された。

#### a) 格納容器

- ・ 2次系配管でのギロチン破断にともなう pool 火災
- ・ オーバフロータンクからのナトリウム漏洩にともなう pool 火災
- ・ ベッセルヘッド上の仮想的な2次系ナトリウム pool 火災
- ・ HCDAに伴うナトリウム噴出による spray 火災

#### b) SG 建屋

- ・ 2次系配管ギロチン破断による Pool 火災
- ・ タンクからのナトリウム漏洩による Pool 火災

計算上はドレン効果や消火活動を無視して悲観的に評価する。

ロ) 設 計

a) 一般施設

- ・ 一次系ナトリウム：2重のタンク内にあり，2つのタンクの間はN<sub>2</sub>ガスで inert されている。
- ・ 使用済燃料貯蔵タンク内ナトリウム2重のタンクになっている。
- ・ SG建屋でNaゾーンと水ゾーンは物理的に分離されている。
- ・ タンクおよび配管のナトリウムはアルゴンガスでカバーされている。
- ・ タンク，パイプ，検出器等は地震に耐え得るものとする。
- ・ 2次系配管は2重管になっている。

b) 検 出 計

重要な設計上の方針は，どんなナトリウム漏洩が起こっても確実にそれを検知し，タンクへそれを導く。それ以上の漏洩を防ぐ。

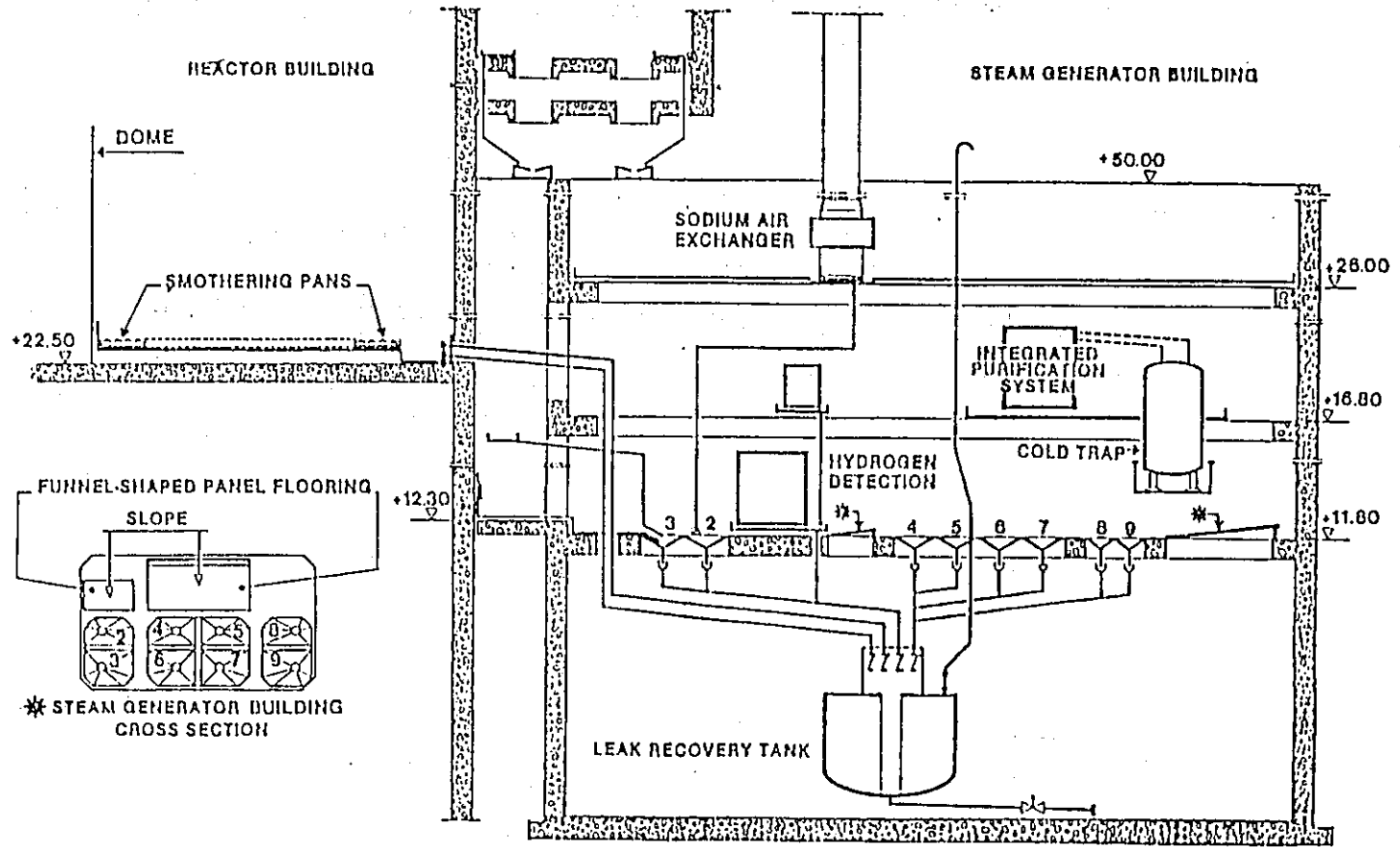
- ・ 漏 洩 検 出 器…… wire and sparking-plug
- ・ エアロゾル検出器…… flame spectro photometer

c) 空 調 設 計

- ・ 格納容器内の湿分をある値以下にする。
- ・ blowing を止める→エアロゾルの拡散を防ぐ
- ・ 長期にわたる over, under pressure を防ぐ
- ・ エアロゾルプレフィルターを作動させる

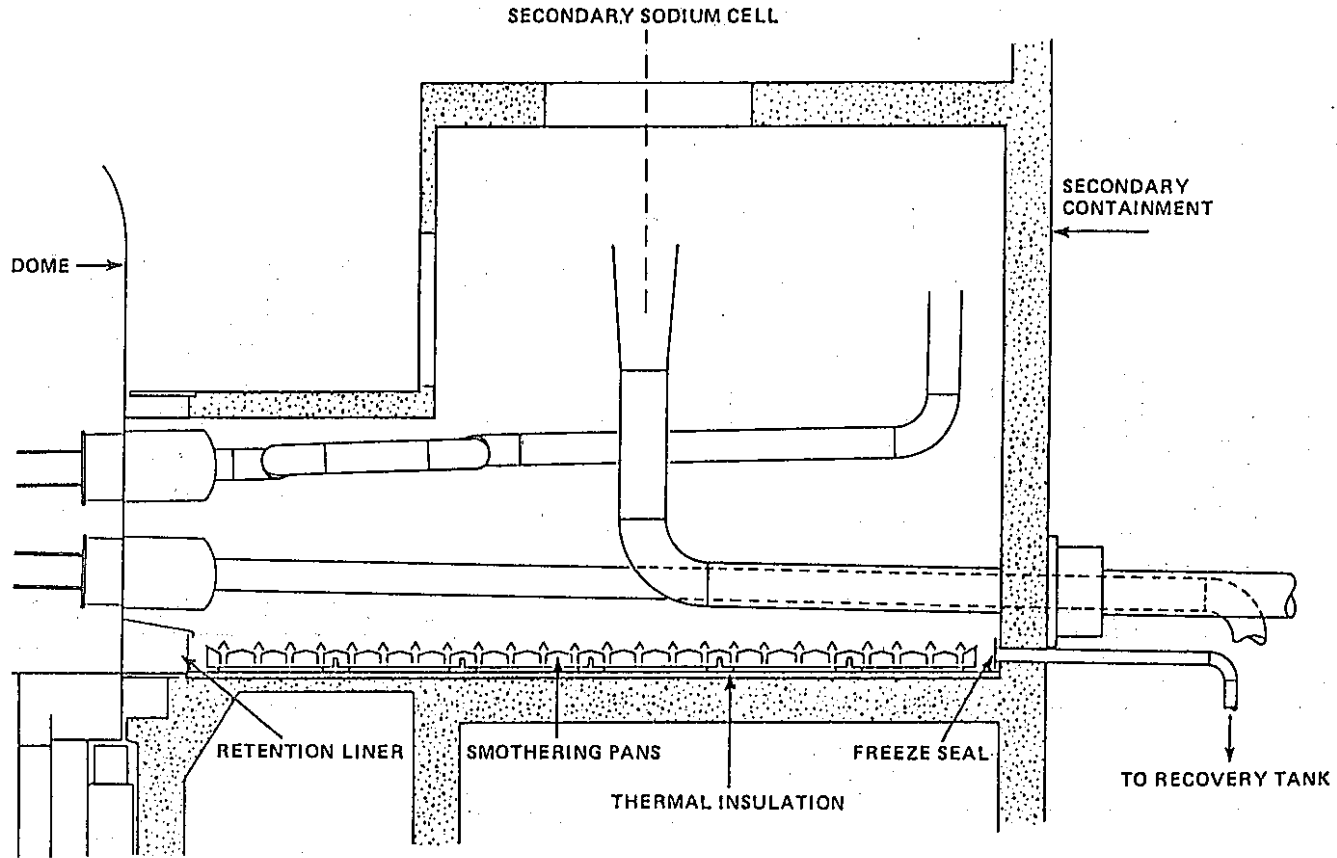
d) 消 火

- ・ passive (図 7.3-6, 7, 8)  
ライナー，タンクヘドレン
- ・ active (図 7.3-9)  
エアロゾルのプレフィルター，マルカリーナ消火剤

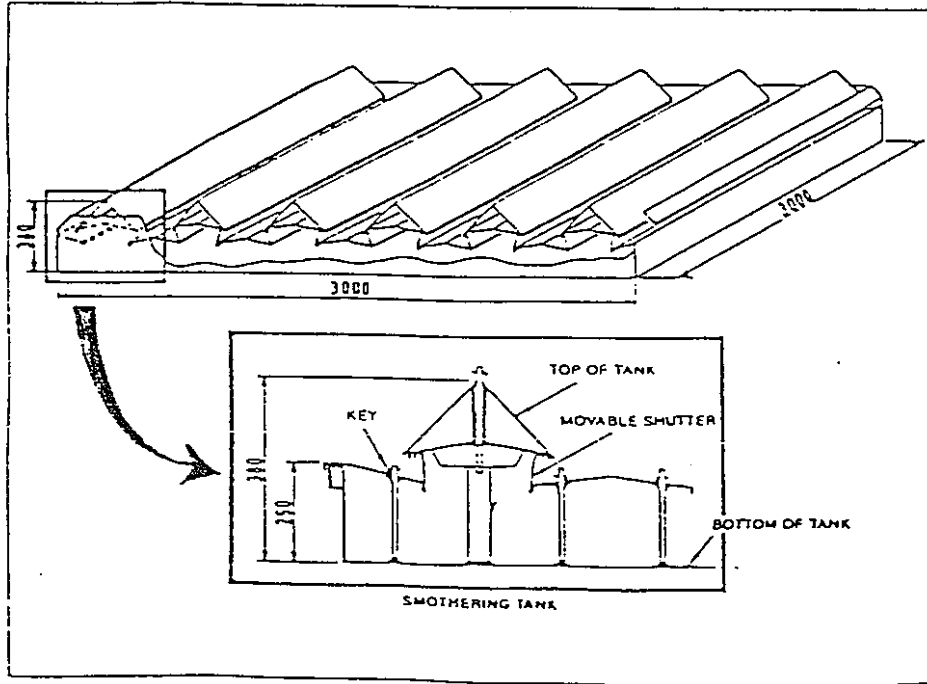


☒ 7.3.6. SECONDARY SODIUM LEAK RECOVERY





☒ 7.3.7. INSTALLATION OF CATCH PANS FOR SECONDARY SYSTEM  
(PROPOSED FOR SUPER PHENIX)



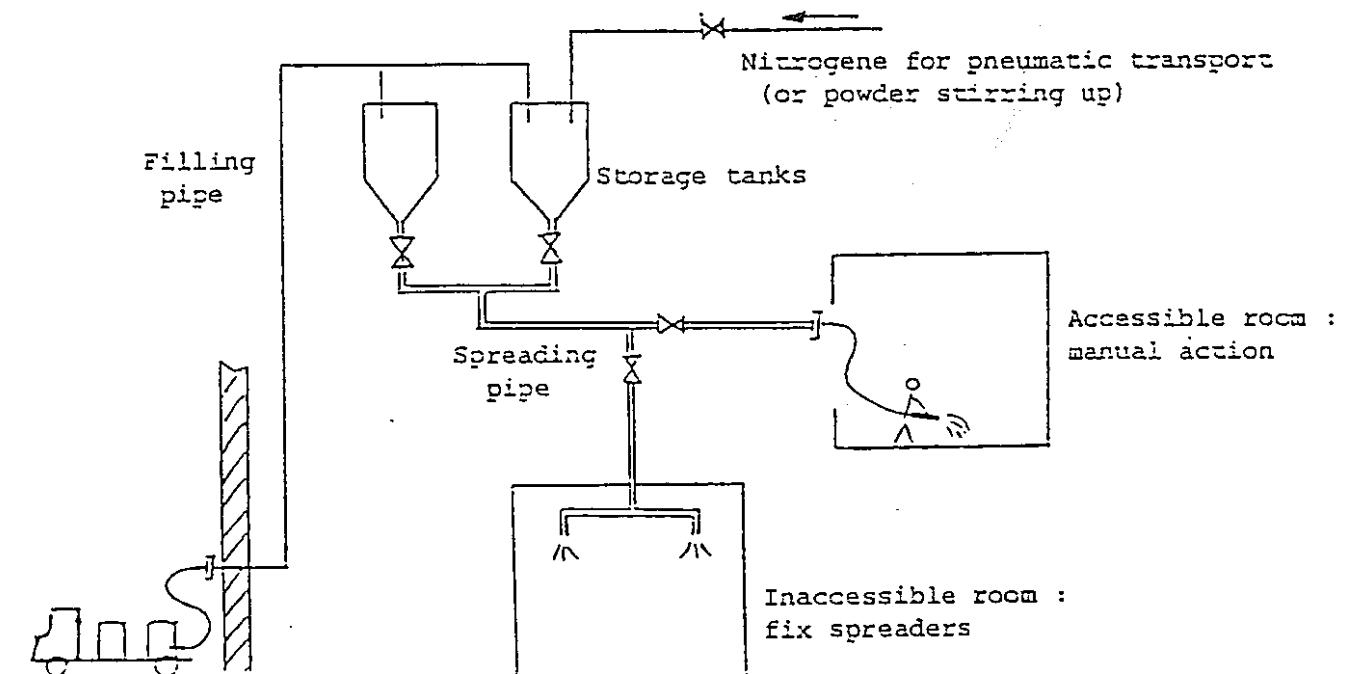
☒ 7.3.8. Smothering Pans

Powder used : MARCALINA

tested by CEA on sodium pool fires up to 9 m<sup>2</sup> and 1 ton of sodium

Powder spread by pneumatic system from :

- special fire - extinguishers
- movable fire - stations (lorries) with hoses
- powder circuits, supplying all places where sodium may spill and not equipped with passive means



MARCALINA Powder circuit (simplified)

☒ 7.3.9. ACTIVE MEANS AGAINST SODIUM FIRES

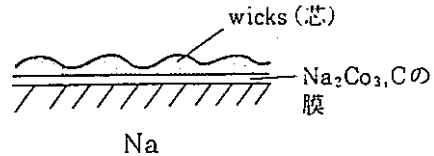
7.3.5. イギリスの R & D 状況と設計対応

(1) R&D 状況

- ① Na 火災に関しては燃焼の基礎的実験をやって、プール火災の表面現象にカーボンが重要な役割を果すことが分った。

600 ~ 650 °C 以下 ;

酸化物の wicks 上の vapor phase  
combustion



600 ~ 650 °C 以上 ;

灰紫色の膜が溶け、wicks も Na 中に沈む。

- ② イギリスとしては、プール火災に関しては十分な実験データがあり、計算も可能であるから、これ以上の研究は不用であろうと思っている。しかし、スプレー火災に関しては、もっと実験データが必要であり、vapor jet flame と細かい液滴のスプレーに重点を置いている。特に破断口径との関係を注目している。
- ③ Na 火災の計算コードに関しては、コードの相互比較、小規模実験との比較を実施したが、スプレー火災は合わなかった。
- ④ エアロゾルに関しては、エアロゾル発生器や測定器の開発がこれまで進められてきた。現在興味のもたれているエアロゾルは 0.1 ~ 10 μm の直径で、10<sup>4</sup> - 10<sup>7</sup> 個/cm<sup>3</sup> のものであるが、spinning top aerosol generator や vibrating orifice aerosol generator が良い特性を示した。測定器では、Anderson MK II cascade impactor と Stober spiral duct centrifuge が注目された。今後、Na 火災用のエアロゾル発生器と風洞を使って、エアロゾルの化学成分の変化が調べられ、9 m<sup>3</sup> のグローブボックスを使って各種の試験が行なわれる予定である。
- ⑤ 消火剤は Graphex が最もすぐれていると考えている。その理由としては、①軽いので浮くため、プールの深さと無関係に、表面積だけで必要量が決まる、②室温での鉄、アルミ、銅との共存性がよい、③貯蔵状態が乾燥しているならかなりの期間保存でき、散布上必要な流動性を失わない、等である。なお、600 - 700 °C 程度の高温での材料との共存性（特にオーステナイトあるいはフェライト鋼）は実証されるべきであろう。

Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> および NaCl の消火剤はいずれも Na より重いので沈んでしまい大規模火災、深い Na プールの火災に適用するのは問題である。また、NaCl ベースは吸湿・凝集性があるので貯蔵や散布がやりにくく、さらに湿気のあるところでは腐食性がある等の問題がある。

Marcalina と Graphex を用いて小規模の試験をやり、従来のものよりすぐれた特性

のあることが判った。今後PER等の実プラントに適用する前に2 tonのNa, 500℃  
25 m<sup>3</sup>条件の消火実験をやる予定。

小規模でのMarcalinaとGraphexの比較実験は下記のとおり。

- ① Marcalina, 2 cm, 400℃ Na…………… 消火効果あり
- ② Marcalina, 2 cm, 650℃ Na…………… 溶解, 酸化し, 2分後に再燃焼
- ③ Marcalina, 2 cm 650℃ Na…………… 消火効果あり
- ④ Graphex, 0.6 cm (膨張前), 650℃ Na…………… 消火効果あり
- ⑤ Graphex, 1 g/sec 粉末, 650℃ Na…………… 燃焼
- ⑥ Graphex, 1 g/sec 粉末, 650℃ Na…………… 消火効果あり

上記の結果から, 両方とも十分な量を散布すれば, いくらか酸化するものの消火効果があることが分る。

- ⑥ Na-コンクリート反応に関しては, PFR用の玄武岩コンクリート(1.5mx 0.6 m)を使い, ナトリウムは火災抑制板の上に漏洩させて, コンクリートの健全性を評価した。3回試験(Na量は40, 80, 185 kg)したが, コンクリートの機械的損傷はほとんどなかった。

(2) 設計対応

- ① DFRとPFRプラント

公表データがないため, 不明

- ② CDFRプラント

火災の防止と抑制に関してCDFRを対象に検討された。(図7.3.10,11参照)

Secondary Containment BuildingでのNa火災

(格納容器)

- HCDA時に, ベッセルや貫通部のシールからNaが漏洩  
且し, HCDAは, DBAではない。その確率は無視できる程小さい。

(Design Basis Accident)

- 2次配管からのNaリークは, DBAである。  
2次配管は4ループで1ループあたり, 400 tonのNaがあり, 最大リーク量は30 ton / 1ループである。
- 崩壊熱除去系(DHR)のNaKもNa火災の原因となる。
- 2次配管のスプレー火災では, 圧力は, SCBの設計圧力(2 bar)以上に上がらないことが計算されている。
- Na漏洩用にコレクターとドレンタンクがある。

リークしたNaの対処法

- リーク検知……スパークプラグ型の検知器は、不活性雰囲気では、有用である。
- 不活性ガスの blanket ……二重管にして内部に不活性ガスを入れる。リーク検知が簡単。RNLでは0.0001インチの穴のリークも検知できた。修理が早くやすすぐ。
- ドレンタンク……傾斜した床、ドレン用みぞ、ドレンタンクにより、床にあふれたNaを収納する。これは、Na火災の高温による構造物の破壊をふせぐ。

燃焼中のNaの処理法

- 隔室化——仕切りの壁は2時間の耐火
- 消 火——消火剤と不活性ガス
- 消火剤——パーミキュライト、グラフエックス、マルカリーナ、換気フィルター  
各建屋における防護

イ) Secondary Containment Building

設計面での対応では、①格納建屋内の二次系配管を2重ジャケット構造にする。(図7.3.10, 参照), ②クレーンからの重量物落下対策として、床を強化するとともにクレーンの運用(クレーン使用時は炉を停止し、Naをドレンする等)を考慮する、③火災防止壁を設ける。④二次系Naのダンプ時間を短かくする、⑤リークしたNaの収納設備を持つ。

ロ) SG建屋

SG建屋では、他の機器をNa火災から守る必要はないので、対策は簡単。

配管は2重になっているが、ベッセルは一重。一番弱い場所、配管—ベッセルの継ぎ部。

ループのダンプシステムと共に、リークNaのダンプタンクも設備している。

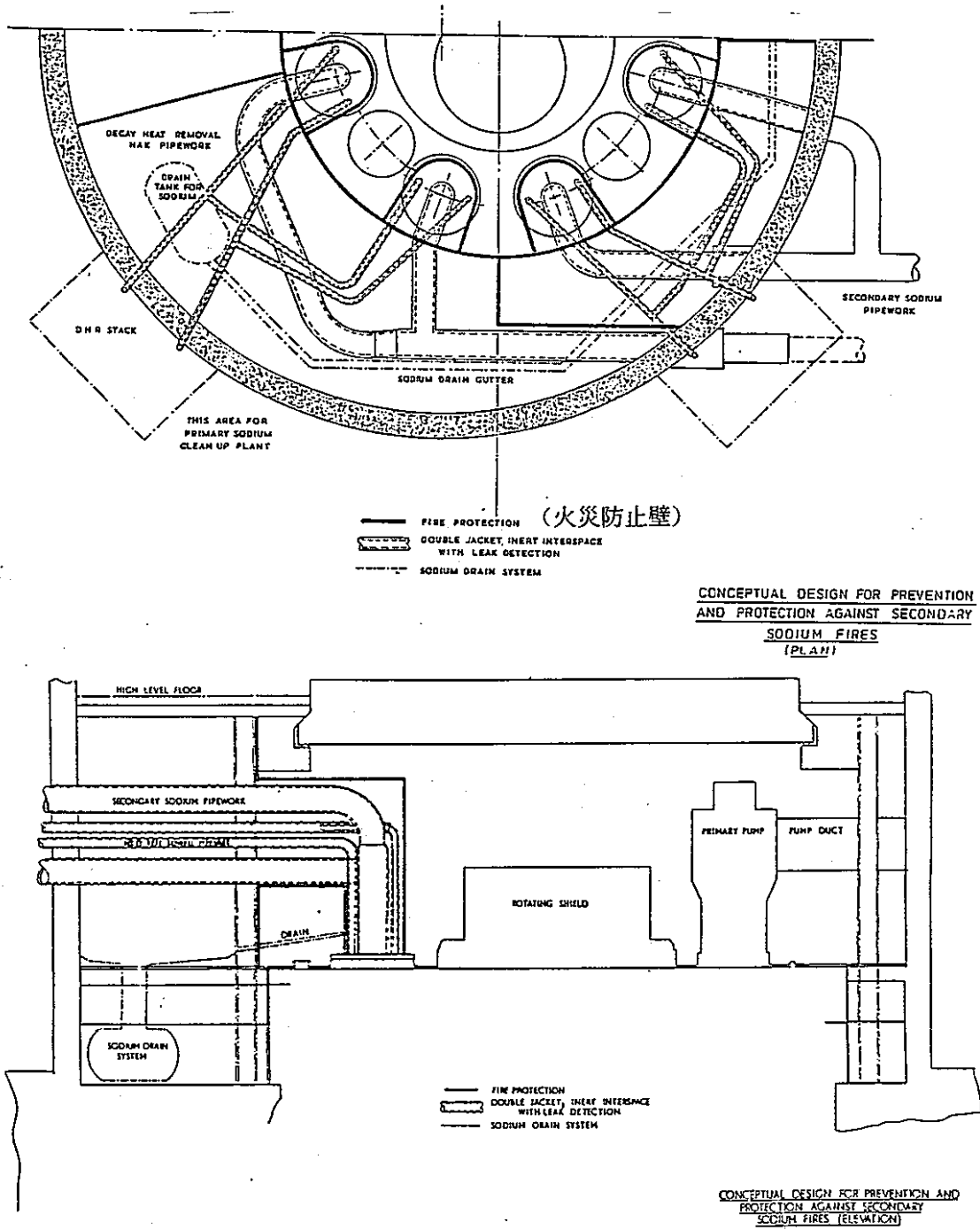
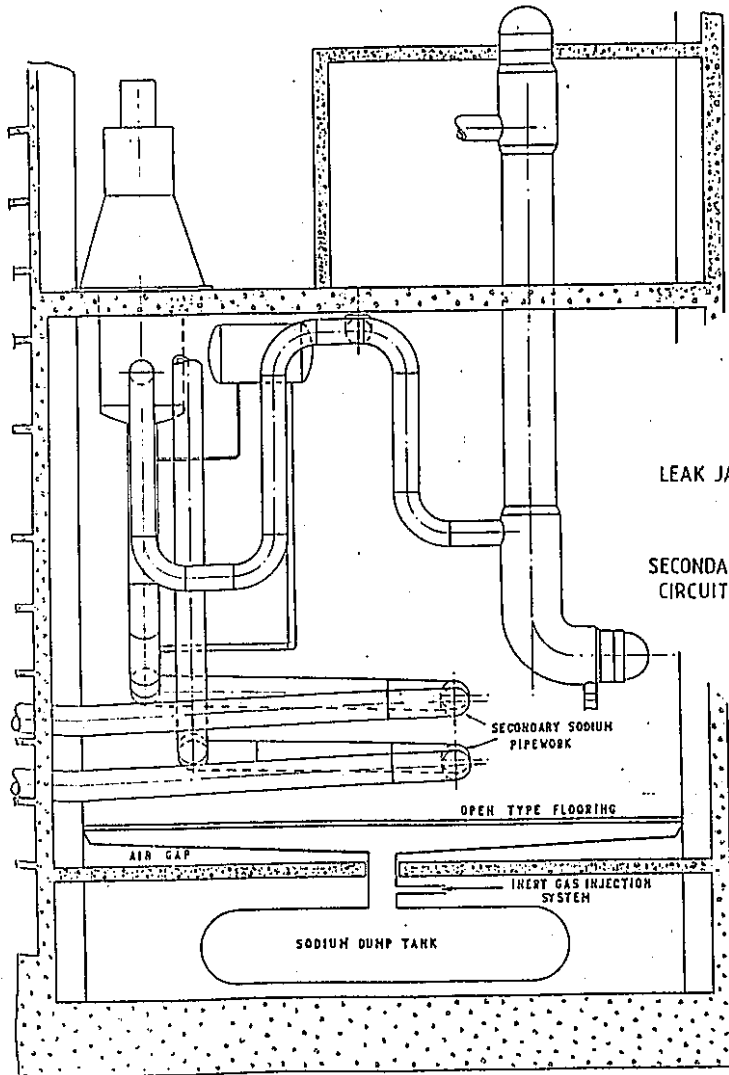
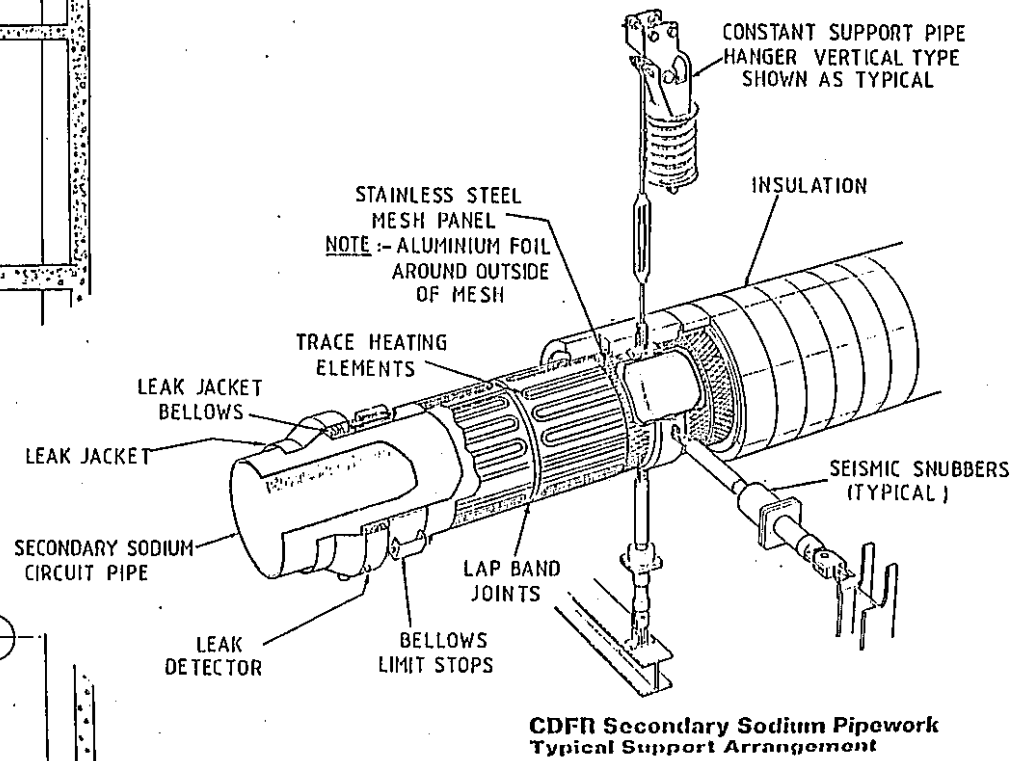


図 7.3.10 CDFR 2次系の火災対策の概念設計



PROPOSED SODIUM DRAIN SYSTEM FOR THE PREVENTION AND PROTECTION AGAINST SECONDARY SODIUM FIRES

(Note:- Based on national design of Steam Generator Building)



CDFR Secondary Sodium Pipework Typical Support Arrangement

図 7.3.11 CDFR 2 次系の火災対策設備



### 7.3.6 日本のR&D状況と設備対応

#### (1) R&D状況

- ① Naプール火災用計算コードSOFIRE-M IIはN<sub>2</sub>雰囲気、21m<sup>3</sup>容器での実験と比較して妥当性を検証した。また、スケール効果に関する研究から実規模への外挿は可能であると考えている。
- ② より現実的と思われるNaのリーク形であるコラムナー火災の実験をし、発生圧力・温度ピークがそれほど厳しくないことを確認した。
- ③ スプレー火災は計算コードと実験を比較した結果、大規模になると対流の効果がきいてくることが分った。
- ④ Naリーク検出計の総合性能試験を実施中である。
- ⑤ 消火剤は3種類について行ない、消火性能はカーボン主体のものもよいことが分った。
- ⑥ ライナーの健全性実証試験が実施され、健全性が確認された。
- ⑦ コンクリートからの放出水に関する基礎試験と総合試験を実施し、ベントシステムの妥当性を確認した。
- ⑧ Na/コンクリート反応の基礎試験を行ない、蛇紋岩コンクリートとふつうコンクリートがほぼ同様な挙動を示すこと、550℃のNaに漬けた場合完全に破壊されることが確認された。
- ⑨ 現在実施中のR&Dとしては④高酸素濃度、高湿分でのスプレー火災実験、④Naリーク検出総合試験、⑤Na小リーク・プラグ試験、⑥特殊位置でのライナー健全性試験、⑦Na/硬質砂岩コンクリート反応試験である。
- ⑩ また計画中のものとしては、④2次系Na火災総合試験、⑥エアロゾルに対する機器の健全性試験である。

#### (2) 設備対応

##### ① もんじゅプラント

1次系； N<sub>2</sub>雰囲気による窒息消火

2次系；  $\left\{ \begin{array}{l} \text{C/V内2次系はN}_2\text{ 雰囲気による窒息消火とタンク室へのドレン。} \\ \text{C/V外の2次系は床ライニングで受けたNaを2次系タンク室に集め、} \\ \text{窒息消火とナトレックスを使用した消火。} \end{array} \right.$

### 7.3.7 次期大型炉用の事故定義

各国の大型炉の開発段階は異なるものの、各国のAccident Definitionに関する見解をまとめた。<sup>(4)</sup>

(1) DBAについて

表 7.3.4 に各国の Accident Definition を示す。

“LBB” ロジックに関しては、仏及び伊の2国はDBA設定には不採用の態度を採り、仏はSPX-IIについては安全機能(DRACS)を有する2次系配管(約30 cm $\phi$ )に関してはDEGをDBAで想定する、また伊はPEC炉の安全設計はDEGを想定して二重配管構造を採る。他の西独、英、米は“LBB”ロジックを認めつつ、細目は若干異なった設計対応を採っている。すなわち、西独は、“配管の歪を計ることにより、設計状態Ⅲ(Emergency)では1 cm $^2$ の破損口、Ⅳ(Faulted)では10 cm $^2$ を想定する”とし、“英も破損発生確率の観点から西独の考えで同様”の考え方である。一方、日本と米国は“ $\frac{1}{4}Dt$ の破損規模を想定する”が、この想定では流出するNaが膨大になることに関しては共通の問題をかかえている。DBAとBDBAの定義の各国の考え方は次の通りである。ただし、事故の想定規模は異なる。

米 ; DBAは設計状態Ⅲ(Emergency)以内とする。

西独、日本、仏及び伊; 設計状態Ⅳ(“プラント状態Ⅲ+単一故障”を含む)の一部\*をDBAに考慮している。(※耐震が異なる)

英 国 ; 発生頻度 $10^{-6}$ /運転手(プラント状態Ⅲ程度)以上を設計に考慮する。

BDBAに関しては、

— 仏及び伊ではガード・チューブ又は2重管外側配管の“同時破損”が討論の対象となったが、仏は言わゆる one decade BDBAの位置づけであり、伊はいかなる場合も外側配管の prevention機能は維持でき、“同時破損”の評価は仮想的事故とする。

— DBAで10 cm $^2$ の破損口としている西独は、double envelope ruptureの概念で検討し、60%を spray, 40%を pool 火災(西独の実験に基づく)で設計している為、BDBAではSG室以外の室で10 cm $^2$ の破損国からのジェット噴流に関してコンクリートを評価する。

— 仏がBDBAで位置づけた、SG室での atmospheric Na-Water 反応に関しては、西独はBDBAの対象とするつもりはない。

—  $\frac{1}{4}Dt$  破損を越える大口径破損をBDBAとしている米国及び日本は共通する認識が多いが、米国ではNRCからの要求でライナー破損が想定されコンクリートNa反応が評価されている。

表 7.3.1 (1) Na 消火設備に関する各国プラントの比較 (日・米・独)(1/2)

No	設計仕様 設備主要目		日 本		米 国			西 独		
	分類	項目	常 陽 (*1・*2)	もんじゅ	EBR-II	Enrico-Fermi	FFTF (*3)	CRBR (*4)	KNK-II	SNR-300 (*5)
1.	N 漏洩の事例 / 試験	(1) 1 次系	(i) 漏洩の事例なし (ii) 特定の試験設備なし							
		(2) 2 次系								
2.	1 次系 消火設備	(1) 消火原理	(i) 通常時: N <sub>2</sub> 雰囲気による窒息消火 (ii) メンテナンス時の大リーク: 空気の供給停止による窒息消火 (iii) メンテナンス時の小リーク: Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> 消火剤 (ナトレックス) による手動消火	同 左			(i) 通常運転時: N <sub>2</sub> 雰囲気による窒息消火 (ii) 空気置換時: 可搬式消火設備 (粉体又は粒状)	(i) 通常運転時: N <sub>2</sub> 雰囲気による窒息消火 (ii) 空気置換時: 可搬式 Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> 消火設備		• N <sub>2</sub> 雰囲気による窒息消火 (0.7% O <sub>2</sub> )
		(2) 設備 / 容量	ナトレックスの設備容量と想定 Na 量の相関なし	(未 定)			(公表データなし)	(公表データなし)		• キャッチパン+ドレンタンク • キャッチパン+ドレンタンク
3.	2 次系 消火設備	(1) 消火原理	(i) Na 樋あるいはライニング → Na 溜めに集め、窒息消火 (ii) 消火剤として、ナトレックス使用 (iii) 大量の Na 漏洩に対して能動的な消火活動はしない	(i) C/V 内の 2 次系は、N <sub>2</sub> 雰囲気による窒息消火および 1 次系タンク室へのドレン*。 * このドレン処置は、Na 燃焼抑制の為ではなく床の熱荷重低減を目的とする。 (ii) 床ライニングで受けた Na を 2 次系タンク室ライナー (火災抑制板付) に集め、窒息消火 (ナトレックスの固定消火設備によるナトレックス吹き込み有り)		(i) セルあるいはバイブウェイは、雰囲気隔離可 → 酸素消費による自己消火 (ii) 各セルにはキャッチパンを設置 (iii) N <sub>2</sub> 供給ラインは布設可 (iv) 可搬式消火設備あり	(i) キャッチパン (火災抑制デッキ付) (ii) キャッチパンへの N <sub>2</sub> ガス吹き込み (火災抑制デッキの下へ) → IHTS 領域 10 室 → SG 領域 6 室 (iii) 可搬式 Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> 消火設備		• キャッチパン+ドレンタンクによる窒息消火 • 消火剤による消火について公表記述なし	
		(2) 設備 / 容量	(i) Na 樋、床ライニングの間仕切りによる燃焼面積の抑制 (ii) 床勾配 1/50 (*2) (iii) Na 溜めは、40 m <sup>2</sup> のタンク 2 基 (Na 溜室に設置) (iv) Na 溜めへの N <sub>2</sub> 吹込管はあるが、N <sub>2</sub> 供給系との接続なし (v) ナトレックス容量: 単位火災面積に対し火面を 2 cm の厚さで覆える量	(i) 燃焼面積の抑制工夫は特になし。 (ii) 床に傾斜はつけるが、勾配は未定。		(公表データなし)	(i) 71 m <sup>3</sup> /min で 3 hr の N <sub>2</sub> 供給能力 (ii) non-safety 設備 (iii) seismic category II		(i) キャッチパン+ドレンタンク (ii) キャッチパンには、間仕切り (bulk head type metal sheet) 付き (iii) ふるい (sieves) による Air 供給抑制 (iv) ドレンライン— 低融点合金のプラグ	
出典	(*1) N 941 73-57 高速実験炉「常陽」の建築工事 (73/12) (*2) 個人メモ: 常陽 2 次系 Na 火災対策について (PNC 三輪氏) (*3) FFTF Final Safety Analysis Report (関連部分: 5B. 4. 2. 4, TT-9.8-1 2 頁) (*4) CRBR Preliminary Safety Analysis Report (関連部分: 9.13.2)					(*5) Treatment of Sodium Spill and Leakage Detection at Loop-type Fast Reactors — IAEA Specialist Meeting on Sodium Fire and Prevention Cadarache, Nov. 20-24, 1978				

表 7.3.1(2) Na 消火設備に関する各国プラントの比較 (仏・英・露)(2/2)

No	● 設計仕様 ● 設備主要目		仏 国			英 国		露 国		
	分類	項目	Rapsodie	Phenix	Super-Phenix (*7)	DFR	PFR	BOR-60	BN-350	BN-600
1.	Na 漏洩の事例 / 試験	(1) 1 次系	<ul style="list-style-type: none"> <li>1978年10月、微小リークを検出(*6)</li> <li>リーク場所は、2重管の部分。但し、正確な位置は発見されず。</li> <li>リーク量は、推定で、1~10g/2年。</li> </ul>		(試験設備) (*8・*9) ESMERALDA プロジェクト : 3600 m <sup>3</sup> の燃焼室で70 TonのNa漏洩試験を計画 (1982年から開始)					
		(2) 2 次系	古いプラントであること、および公表データがないことのため、調査中止。	1982年4月29日、約1kgのNaが水系の隔離弁からリークし、Na火災発生。Marcalinaで消火。		古いプラントであること、および公表データがないことのため、調査中止。				
2.	1次系 消火設備	(1) 消火原理		(公表データなし)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主容器と安全容器の面のギャップにN<sub>2</sub>ガスを充填 → 窒息消火</li> </ul>		(公表データなし)	(公表データなし)	(公表データなし)	(公表データなし)
		(2) 設備/容量								
3.	2次系 消火設備	(1) 消火原理			<ul style="list-style-type: none"> <li>(i) Air 供給抑制による窒息消火</li> <li>(ii) 薬剤による消火</li> </ul>					
		(2) 設備/容量			<ul style="list-style-type: none"> <li>(i) R/B内の1次格納内 → IHX頭部、2次配管は、リークジャケット付(Air)</li> <li>(ii) R/B内の1次格納外                             <ul style="list-style-type: none"> <li>2次主配管は、コンクリートのケーシング(パイプウェイ)に収納(Air)</li> <li>パイプウェイの床には、extinguishing pan (smothering tank)を設置(Airの遮断)</li> <li>上記パンをオーバーフローしたNaは、SG/B内のリザーバタンクに収納</li> <li>固定消火設備も設置</li> </ul> </li> <li>(iii) SG/B内                             <ul style="list-style-type: none"> <li>各床に簡単なライナ(余り高級でなく、鉄板をはった程度)</li> <li>漏斗状のライナで集めてリザーバタンクに流す</li> <li>床のみ鋼製ライナ、壁は特殊ペイント</li> </ul> </li> <li>(iv) 粉状の消火剤(Marcalina) : 200kgのプール Naを100kgの粉体で1分間で消火のtest有り(*10)                              粉体は、N<sub>2</sub>ガスで輸送 → 厚さ8cm、プール面積2m<sup>2</sup>                              R/B内5ヶ所、SG/B内各1ヶ所</li> </ul>					
出典	(*6) Sodium Micro-Leak at Rapsodie — 第1回日独仏FBRプラント経験に関する専門家委員会(5/19~21,80)の発表レポート (*7) The CREYS-MALVILLE FAST BREEDER POWER STATION — Super Phenixのパネルレポート (*8) FPO 梅岡氏, 欧州出張報告 (Sept '80)			(*9) ESMERALDAプロジェクト(邦訳) Yuan Saphy — IAEA Specialist Meeting on Sodium Fire and Prevention Cadarache, 1978 (*10) ナトリウム火災の消火(邦訳) J.C. Malet — 同上						

表 7.3.2 諸外国のナトリウム火災関連 R & D の現状

	ナトリウムの燃焼現象と解析コード				火災の防止と抑制				火災のプラントへの影響		
	プール火災	スプレー火災	混合火災	エアロゾル挙動	消火剤	火災抑制装置	フィルターシステム	Naリーク検出計	加熱コンクリートからの放出水	Na/コンクリート反応	エアロゾルの影響
フランス	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験(空気雰囲気も含む)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>4.4m<sup>3</sup> の容器で 22m<sup>2</sup> 実験済</li> <li>400m<sup>2</sup> 最大燃焼面積</li> <li>10m<sup>2</sup> 最大Na量</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>FEUNA, SOPHIE(古い)</li> <li>PYROS 検証済(新)</li> <li>(FEUNAを改良したもの)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>3.7m<sup>3</sup> FAUNA* で実験済</li> <li>*独と共同</li> <li>60kg 最大Na量</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>PULSAR検証済 (スプレー-エアロゾル)</li> <li>ETNA (PYROS)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎パラメータを調べた実験を4.5m<sup>3</sup>容器で実施中</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>PYPOS (総合コード)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>EMIS (4.4m<sup>2</sup>) 試験を実施済</li> <li>大気拡散試験実施中</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>AEROSOL-B コード (スプレー-エアロゾル) と EMIS との比較済</li> <li>ICAIRNA の開発</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① Marcalina については種々の条件で実験中</li> <li>② Graphex 開発更に条件をかえた実験が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• キャッチパンシステムの但し、報告なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 湿式プレフィルターの実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>ガス流量 1500m<sup>3</sup>/h</li> <li>エアロゾル負荷 200 ~ 300 g</li> <li>COLAG 99.5% (水スクラバー) と AQUALINE 99.9% が試験された。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1.2m<sup>3</sup> × 1m<sup>7</sup> 回中 3回実施</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SORBET 開発</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>Bシリーズ 13回 ライナーなし</li> <li>CORNシリーズ 6回 破損ライナー模擬</li> <li>石灰岩コンクリート</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>NABE 1</li> <li>SORBET (実験解用) PYPOS に include の予定)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>大気拡散試験 植物への影響調査</li> <li>ESMERALDA で機器への影響確認</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>ICAIRNA (被曝評価用) 報告なし</li> </ul> </li> </ul>
	ESMERALDA 計画で実験と解析コードの検証計画あり • 22 ton の Na プール火災 実験 (空気雰囲気)				ESMERALDA での確認試験 • Marcalina 1 ton, 10m <sup>2</sup> の Na						
アメリカ	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験(空気雰囲気も含む)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>LSTF (95m<sup>2</sup>) } で実験済</li> <li>CSTF (850m<sup>2</sup>) } 最大燃焼面積 10.2m<sup>2</sup></li> <li>最大Na量 1 ton</li> <li>最近プール火災の実験なし</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SOFIRE-II を SOMIX, CONAX と結合するため改良中</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>CSTF で実験済み</li> <li>最大Na量 82kg</li> <li>今後エアロゾル挙動解析コード検証のための実験予定</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SPRAY-3</li> <li>SOMIX-2 開発中 (2次元, 空気中)</li> <li>NACON → 検証試験が必要</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>具体的計画不明</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>総合コードとして CONTAIN (SNL) 開発中</li> <li>CONAC(SHEDL) 開発</li> <li>SOMIX と SOFIRE の結合</li> <li>CACECO code</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>CSTF でスプレー火災試験をし、コードの検証する計画(高濃度マルチソース)</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>ABCOVE 計画</li> <li>HAA-3, HAA-4</li> <li>HAARM-3, QUICK MAEROS が参加</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 特に報告なし</li> <li>但し、A1 からオーブパンの上に Graphex ベレットを置いて Na をスプレーすると完全に混合したとのコメントあり</li> <li>• EBR-II は MET-L-X (sodium chloride) 使用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① Q-deck の開発                             <ul style="list-style-type: none"> <li>1/100 スケールで実験済</li> <li>性能良好</li> <li>1/10 スケール(6×9m) で実験予定</li> <li>20 ton Na COBR 設計の有効性を実証する。</li> <li>AI-ESG</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① FTF 用                             <ul style="list-style-type: none"> <li>ベンチュリー</li> <li>ファイバースクラバー } 組合</li> </ul> </li> <li>② CRBR 用 効率99%                             <ul style="list-style-type: none"> <li>スプレー</li> <li>ベンチュリー</li> <li>ファイバースクラバー } 組合</li> </ul> </li> <li>③ SGS システム開発                             <ul style="list-style-type: none"> <li>高負荷, 高効率*, 静的機器, 耐化学腐食, 高熱負荷の特徴</li> <li>* 99.98%</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① プラント使用実績                             <ul style="list-style-type: none"> <li>EBR-II spark plug, SID</li> <li>FFTF SID, PFAD, ionization smoke detector</li> <li>AI-ESG photoelectric ionization smoke detector</li> </ul> </li> <li>② CRBR spec                             <ul style="list-style-type: none"> <li>100gr/hr を 250 hr 以内で検出する。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>HEDL, SNL で小規模試験が実施されているが報告なし。</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>WATRE (HEDL)</li> <li>USINT (SNL)</li> <li>COWAR-2 (GE)</li> <li>TMPOR-2 (NU)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>HEDL で中・大規模 50回以上実施</li> <li>SNL で大規模 19回, 中規模 28回実施</li> <li>石灰岩, 玄武岩, 磁鉄鉱コンクリートで実施</li> <li>口頭説明のみ</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SCAM (SNL)</li> <li>SOCON (HEDL)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>大気拡散試験 化学組成の変化 濃度 粒径</li> </ul> </li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験(空気雰囲気も含む)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>FAUNA (220m<sup>2</sup>) で 6 ケースの実験済</li> <li>最大燃焼面積 12m<sup>2</sup></li> <li>最大Na量 550kg</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SOFIRE-II を改良</li> <li>NABRAND を開発</li> <li>インターアトム社 (new flame モデル)</li> <li>FAUNA との比較実施済</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>仏と共同で FAUNA で実験</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>NACON (詳細不明)</li> <li>THERCON</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>コード検証の計画があるとしているが、実験によるのかどうか不明</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>NABRAND+SPRAY 検証必要</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>FAUNA のプール火災 スプレー火災実験</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>PARDISEKO III b との比較済</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① Graphex の実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>60kg, 0.96m<sup>2</sup> Na</li> </ul> </li> <li>• Na より軽く、必要量は表面積で決まるので量も少なくよく、保存上も有利という結論</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① キャッチパンの開発                             <ul style="list-style-type: none"> <li>4.5m<sup>2</sup> のスケール</li> <li>190kg の Na</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 多層サンドベット                             <ul style="list-style-type: none"> <li>500g/m<sup>2</sup>, 99.98% (高効率)</li> <li>1000g/m<sup>2</sup>, 99.8% (高負荷)</li> </ul> </li> <li>② 多段湿式スクラバー                             <ul style="list-style-type: none"> <li>高負荷用 (70%/段)</li> </ul> </li> <li>③ 新システム試験中                             <ul style="list-style-type: none"> <li>ベンチュリー</li> <li>イオン型 湿式スクラバー } 組合</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① プラント実績                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SNR-300 の 1次系 plug 式と aerosol detector を採用</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>100℃ 以上に加熱 2×2×1m</li> <li>100℃ 以下に加熱 1×1×2m 放出面 3.5m<sup>2</sup></li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>DATRAN (100℃ 以下)</li> <li>BEWA (100℃ 以下)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>
イギリス	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎研究に重点(カーボンの役割に注目)</li> <li>プール火災実験について大規模実験は不要という立場</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>FRASC 開発</li> <li>結果を SOFIRE-II, CACECO と比較</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> <li>但し、大規模実験が必要であり、どこか共同実験をしたい意向がある。</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>SPRAY-3 使用</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>9m<sup>2</sup> のグローブボックスでの試験開始予定</li> <li>発生器, 測定器の開発</li> </ul> </li> <li>② 解析コード                             <ul style="list-style-type: none"> <li>AEROSIM コード</li> <li>HAA-3</li> <li>PARDISEKO と比較</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① Marcalina と Graphex の小規模試験</li> <li>• Graphex が最も有効</li> <li>② 大規模試験の予定 2 ton, 25m<sup>2</sup> の Na</li> <li>③ 消火後の処理中に可燃性ガス発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① CDFR の抑制システムの報告</li> <li>• SCB 内</li> <li>• リークジャケット</li> <li>• ドレンパン+タンク</li> <li>• SGB</li> <li>• ドレンパン+タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 実験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>火災抑制装置と一体で試験。1.5m×0.6m 3回 40~185kg</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>報告なし</li> </ul>

表 7.3.4. 次期大型炉の事故定義

国	炉型	DBA設定におけるLBBのとり扱い	DBAにとり入れられる事故の範囲	DBAの規模	BDBAの規模
仏	プール型	採用せず	損傷状態	安全機能をもつ配管のDEG	原子炉デッキでの火災及び雰囲気中でのNa-水反応
伊	ループ型	採用せず	損傷状態	DEG	(説明なし)
西独	プール型	採用	損傷状態	破損断面; 10 cm <sup>2</sup>	壁面への直接噴射
日本	ループ型	採用	損傷状態	$\frac{1}{4} D t$	DEG
英	プール型	採用	発生頻度 $\geq 10^{-6}$ / 運転年	(説明なし)	(説明なし)
米	ループ型	採用	緊急状態	$\frac{1}{4} D t$	DEG

参考文献

- (1) 広井 博, 長谷川康雄 “IWGFR Specialists Meeting on Sodium Fires, Design and Testing,” Richland, USA, May 24-28, 1982 の出張報告
- (2) R. E. Palm, “LMFBR Plant Design Features for Sodium Spill and Fire Protection,” — Proceedings of the L.M.F.B.R. Safety Topical Meeting, July 19-23, 1982 Lyon
- (3) K. Forster, “Treatment of Sodium Spill and Leakage Detection at Loop-type Fast Reactors,” — IAEA Specialist Meeting on Sodium Fires and Prevention, Cadarache, Nov. 20-24, 1978
- (4) PNC ZN260 83-03, “海外出張報告書—FBR安全設計基準ワークショップ—,” 動燃事業団, 高速炉開発本部 昭和58年6月
- (5) “Liquid Metal Fire Control Engineering Handbook”, HEDL-TME-79-17

## 7.4 崩壊熱除去システム

7.4.1	はじめに .....	135
7.4.2	タンク型高速炉の崩壊熱除去システム .....	135
(1)	Super Pheni .....	135
(2)	Phenix .....	136
(3)	PFR, CDFR .....	136
(4)	EBR-II .....	136
7.4.3	ループ型高速炉の崩壊熱除去システム .....	136
(1)	FFTF .....	136
(2)	CRBRP .....	137
(3)	CDS .....	137
(4)	SNR-300 .....	137
(5)	「常陽」 .....	137
(6)	「もんじゅ」 .....	137
7.4.4	まとめ .....	137
	参考文献 .....	154

## 7.4 崩壊熱除去システム

### 7.4.1 はじめに

崩壊熱除去システム（Decay Heat Removal System, 別名 Residual or Shutdown, Heat Removal System）は、原子炉が核的に停止されても、なお核分裂生成物、 $^{239}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Np}$ 、 $^{242}\text{Cm}$ 等の崩壊により発生する熱を除去するために備えられたものである。この崩壊熱はどの程度の大きさであるかの例を FFTF については図 7.4.1<sup>(1)</sup>に、また Super Phenix は表 7.4.1<sup>(2)</sup>に示す。

一般的に崩壊熱除去システムは、プラントを守るための重要なシステムの一つであり、工夫され設計されている。すなわちプラントは、通常の熱除去系（balance of plant steam / feedwater system）の故障時でも崩壊熱除去可能なように数種のバックアップシステムを備えている。

さらにこのバックアップ熱除去システムに加えて原子炉の熱輸送系の機器の配置を、たとえポンプ能力を喪失しても自然循環により崩壊熱が除去できるように考慮されている。例えば SNR-300 や Super Phenix では、駆動部を持たない（Na ループと空気冷却器は自然対流により熱交換）で除熱できるようなバックアップ崩壊熱除が設計されている。

主ポンプ停止後に自然環境による熱除去を期待して、機器の配置が考慮されており、自然環境に関する研究が行なわれてきている。ここで参考のためにループ型、タンク型における一次系の循環路の代表例を図 7.4.2, 3 に示す<sup>(3)</sup> 各国とも自然対流により除熱可能であることを、実際の高速炉の運転条件下で示す必要があり各種の研究を行っている。PFR や Phenix で行なわれ試験結果から、フルパワーでポンプ能力喪失後に自然対流が容易に達成されることが示されている。また FFTF での試験でも自然対流による除熱の可能性を示している。

我が国においても実験炉「常陽」を用い、自然環境による除熱試験が着々と進められている。

いずれの試験結果も自然循環による除熱に対して明るい見透しを与えている。自然環境による除熱が確認されれば高速炉の安全性、信頼性が非常に優れたものであるということが云えるであろう。

以下に主な高速炉の崩壊熱除去システムについて述べる。

### 7.4.2 タンク型高速炉の崩壊熱除去システム

(1) Super Phenix の崩壊熱除去システムは、図 7.4.4<sup>(2)</sup> 示すように正常時の崩壊熱除去に使用される水 / 蒸気系とコンデンサーと 2 次系の Na / 空気の熱交換器およびこのバックアップの役目の緊急冷却システムより成る。この緊急冷却システムは、タンク内の Na 中に設



置されている冷却器を持つクローズドナトリウムループとNa/空気冷却器からなる。これらの冷却器は自然循環にて除熱可能なように設計されている。さらに非常時にそなえて安全容器の外壁に水冷却コイルが設備されている。

#### (2) Phenix

Phenixの崩壊熱除去系(図7.4.5)<sup>(4)</sup>は、正常のプラント条件に対してSuper Phenixとほぼ同じで、水/蒸気系 startup-cooldown システムを使用し、除熱する。しかしこのシステムが作動しない時には蒸気発生器のケーシングを自然循環の空気中で崩壊熱が除去される。さらに非常時に備えて安全容器外壁に容接された水冷却コイルにより安全容器は冷却される。

#### (3) PER, CDFR

通常の崩壊熱除去(ポニーモータ、水/蒸気系)系が作動しない場合にそなえてPFR, CDFRとも IHX 上部に冷却コイルを置きNaKにより崩壊熱を除去するようにしている。このNaKは空気冷却器により冷却される。

PFRのこの崩壊熱除去系の概念図を図7.4.6<sup>(5)(6)</sup>に示す。PFRでは100%パワー運転中にポンプが完全停止しても、この熱除去系で炉心内に自然対流路が確保され、炉心が冷却されることを確認している。この結果がCDFRに反映されている。

CDFRの熱除去系のダイアグラムを図7.4.7<sup>(7)</sup>に示す。図7.4.8<sup>(7)</sup>には蒸気水系の崩壊熱除去システムを図7.4.9<sup>(8)</sup>には、NaK崩壊熱除去ループのブロック図を示す。またNaK除熱系の炉容器の位置を図7.4.10<sup>(8)</sup>に示す。CDFRはこのNaKループを4系統持ち、たとえば3系統が故障しても1系統でタンクの上限温度650℃を越えないように設計されている。

#### (4) EBR, II

通常の崩壊熱除去は、1次系ポンプポニーモータおよび電磁ポンプ(非常時用バックアップにも使用)と蒸気・水素で行なわれる。しかしこれらのポンプが作動しない場合にそなえて、図7.4.11<sup>(9)</sup>に示すように自然対流型NaK冷却器がプールNa中に設置されている。このNaKは自然対流型の空気冷却器により冷却される。

### 7.4.3 ループ型高速炉の崩壊熱除去システム

#### (1) FFTF

FFTFの熱輸送系のブロック図を図7.4.12<sup>(10)</sup>に示す。熱は12(4×3 Loops)のDHXs (air Dump Heat Exchanger)により除去される。通常時の崩壊熱はポニーモーターによる強制循環により除去される。ポニーモーターの非常用電源としてサイトに独立2系統を持っているがもしこれらの非常用電源が故障したとしても、自然循環により崩壊熱除去可能なよう

に設計されている。

FFTFで行なわれた自然循環過渡試験により設計が妥当であることが確認された。

(2) CRBRP

通常の崩壊熱除去に加えて、図 7.4.13<sup>(1)</sup>に示すように三つのバックアップシステムがある。一つは、蒸気ドラムを冷却する空気冷却コンデンサー（PACC）である。二つ目として蒸気系（蒸気ドラムとタービン間）にとりつけられた安全逃し弁により大気に蒸気を放出する。この時貯水タンクから給水される。また1系統の給水系を設けている。二つの補助給水ポンプおよび蒸気駆動ポンプが設備されている。最後の一つは、Overflow Heat Removal Systemであり、炉容器から直接熱を除去する。

(3) CDS

CDSの崩壊熱除去系は通常の熱除去系に加えて、二つのバックアップシステム（DRACS, IRACS）から成る（図 7.4.14）<sup>(1)</sup>。

DRACSは直接炉容器内のNa中に設置した自然循環型のNaK/Naの熱交換器と空気冷却器よりなる。駆動部がないため、信頼性が高いとされている。

(4) SNR-300

通常時の崩壊熱除去系（ポニーモータ、蒸気/水系）に加えて図 7.4.15<sup>(2)</sup>に示すような非常冷却系を持っている。

まず通常の崩壊熱除去系は、たとえ3ループのうち2ループがダメになっても、1ループの自然循環で崩壊熱除去が可能ないように設計されている。

さらにこれらの主ループが全て故障した場合には、非常冷却系で熱除去される。この非常冷却系は、6つの炉容器Na中に設置されたNa/Naの熱交換器、電磁ポンプ、空気冷却器よりなる。

(5) 「常陽」

図 7.4.16 に示すように崩壊熱除去系として補助冷却系が主冷却系2ループ以外に設けられている。

(6) 「もんじゅ」

崩壊熱除去系として2次ナトリウム系に空気冷却器が各ループに設置されている（図 7.4.17,18），この時1次及び2次Na系はポニーモータ運転となる。

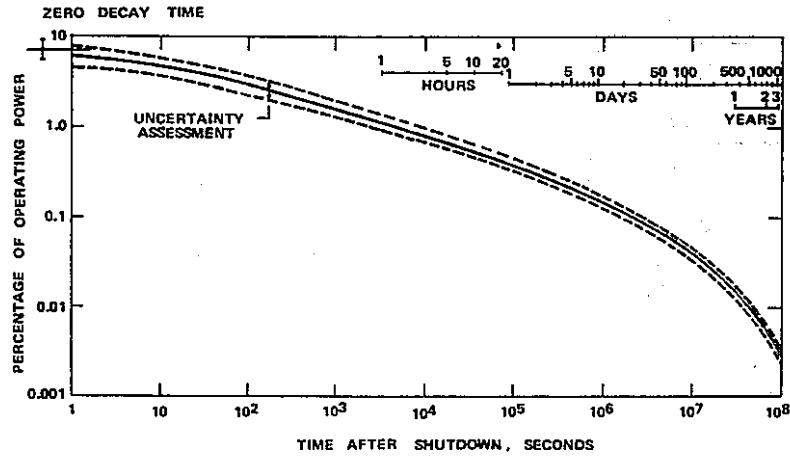
#### 7.4.4 まとめ

崩壊熱除去系は、通常時、異常時を問わずいかなる場合にも崩壊熱を長期的に安定して除熱できるようにする必要があり、その信頼性が要求される。従って一般的に高速炉プラントは、二重、三重のバックアップシステムを持っている。しかしこれらの系にポンプ等

の動的機器があれば、それらの故障あるいは電源の喪失により、システムが作動しない場合が予想される。このような場合、自然循環により除熱が可能であればプラントの信頼性安全性は向上する。

このため、自然環境による除熱試験が行なわれて来ており、自然循環による除熱の可能性が明らかになりつつある。将来この自然環境による除熱が可能となれば、バックアップシステムの軽減が可能となり、経済性につながる。

もちろん、これを可能にするためには、各機器の性能、信頼性の向上、自然環境を考慮した各機器の配置の検討が必要である。

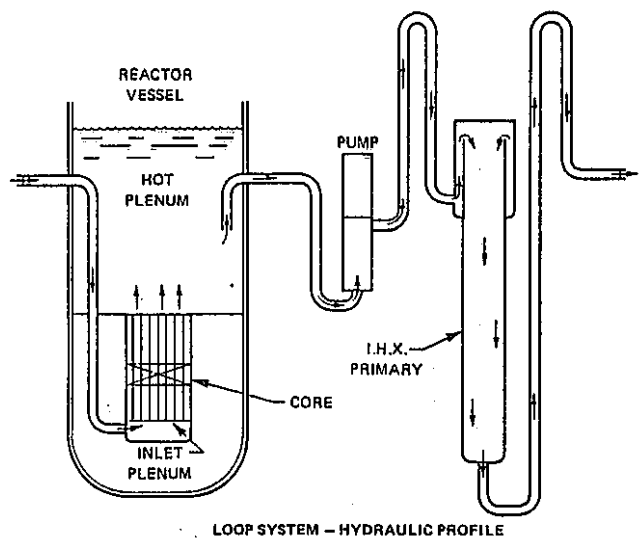


☒ 7.4.1 Fission product decay heat for FFTF <sup>(1)</sup>

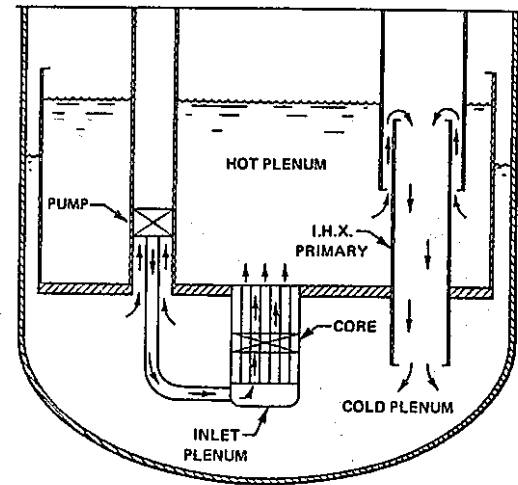
The decay heat values, including margins used for NSSS (Nuclear Steam Supply System) sizing are listed in Table 2 below. These data were validated by comparison with similar calculations and measurements performed on PHENIX.

Time	Decay heat (MW)
1000 s	74.5
3000 s	56.2
5000 s	48.1
10000 s	39.8
50000 s	25.9
1 day	22
10 days	9

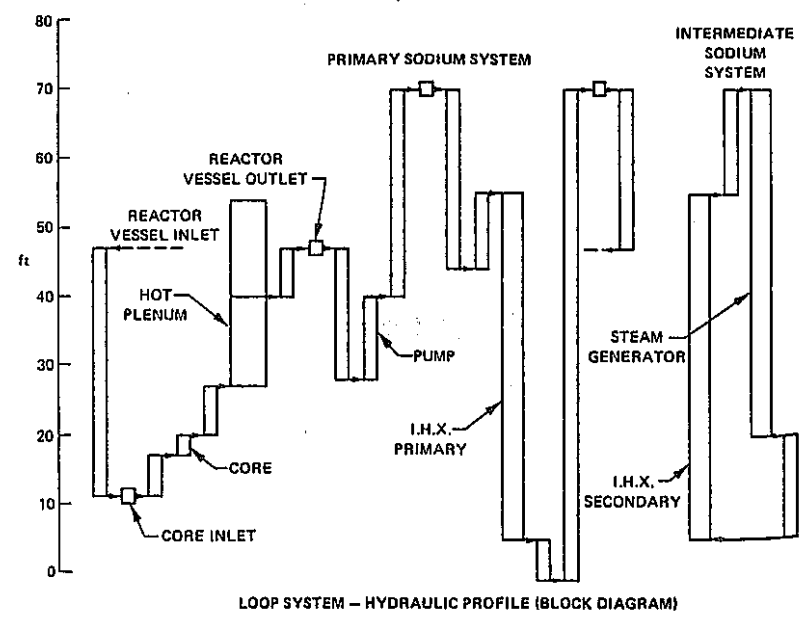
表 7.4.1 Decay heat values versus time for Super Phenix <sup>(2)</sup>



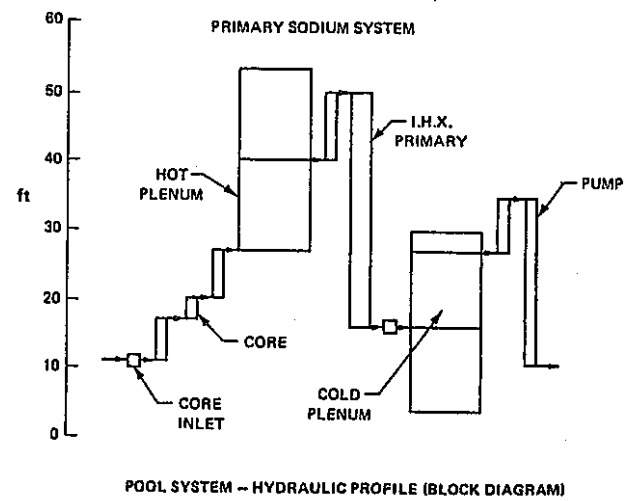
LOOP SYSTEM - HYDRAULIC PROFILE



POOL SYSTEM - HYDRAULIC PROFILE



LOOP SYSTEM - HYDRAULIC PROFILE (BLOCK DIAGRAM)



POOL SYSTEM - HYDRAULIC PROFILE (BLOCK DIAGRAM)

図 7.4.2 ループ型

図 7.4.3 プール型

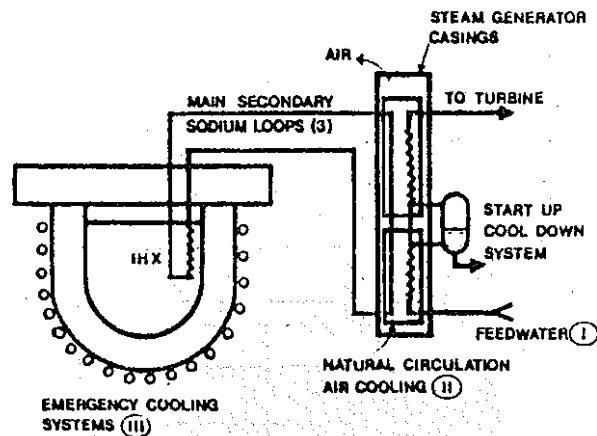


FIGURE 3

7.4.5 PHENIX DECAY HEAT REMOVAL SYSTEMS

Decay heat removal by steam-water circuits

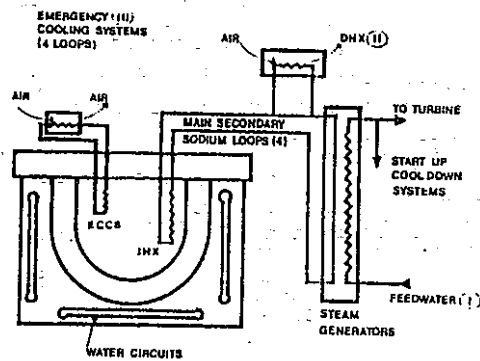
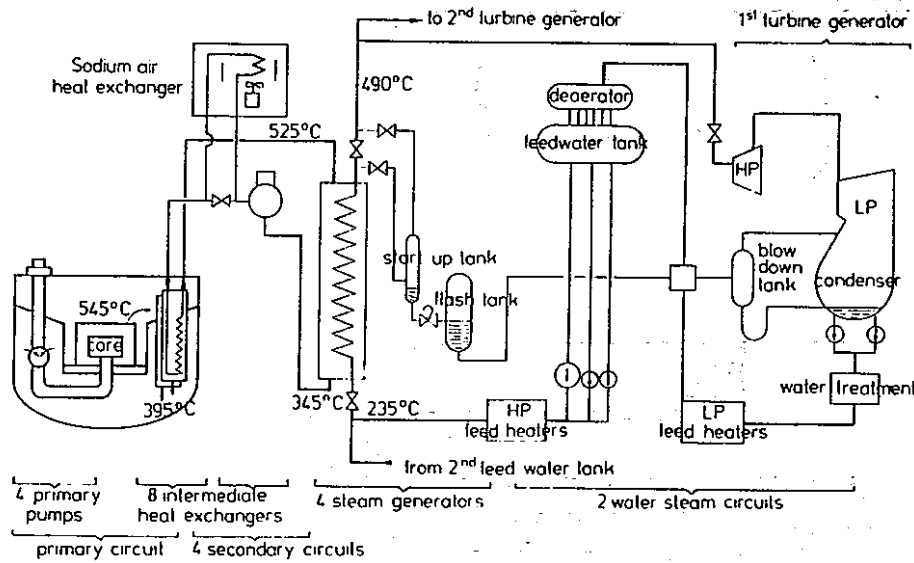
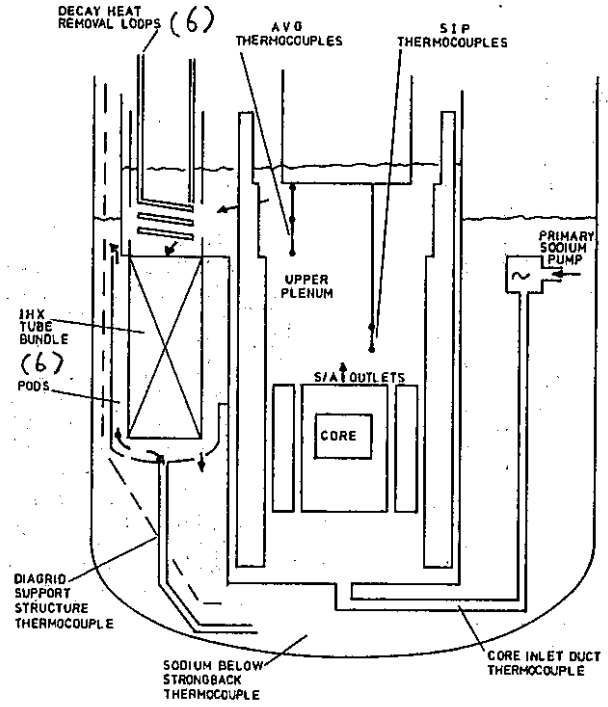
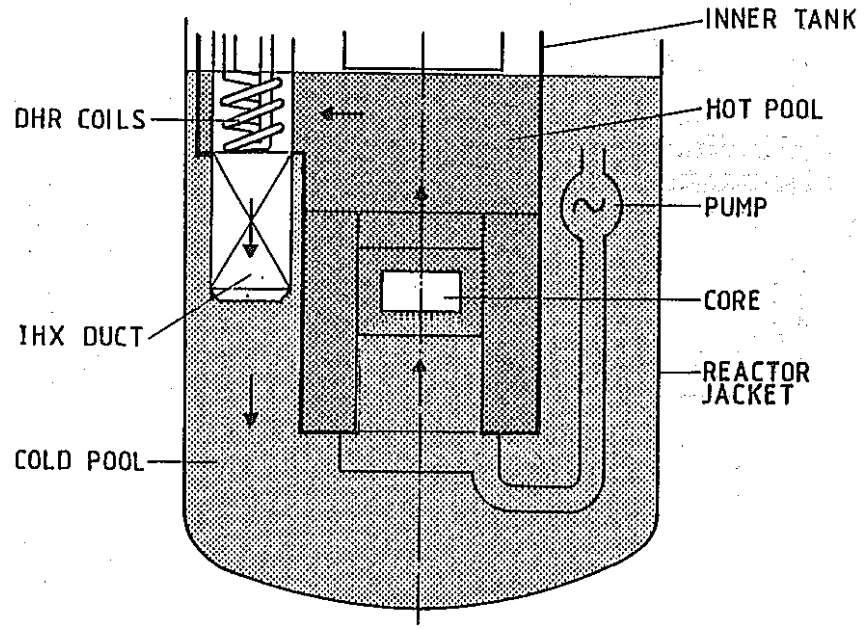


FIGURE 4

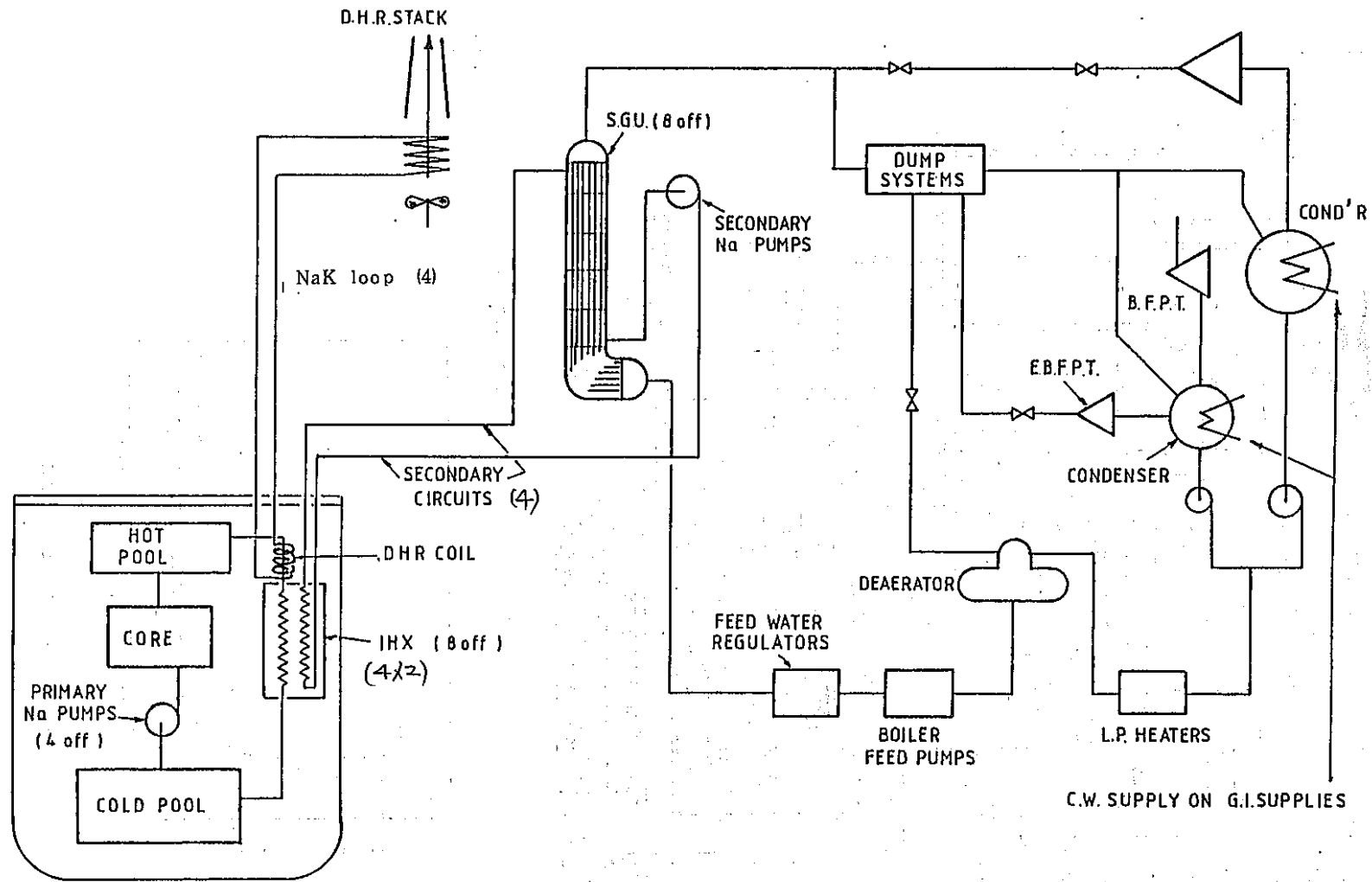
7.4.4 Super Phenix



7.4.6 PFR



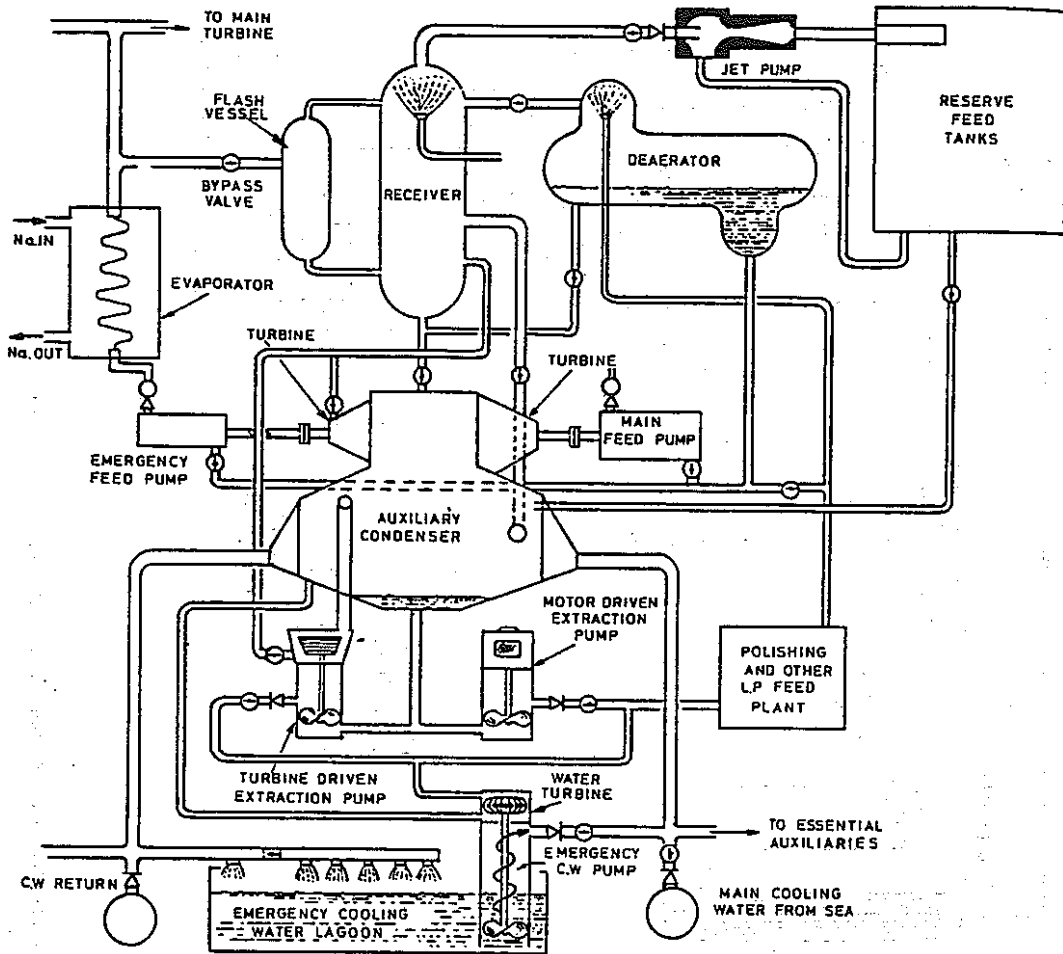
PFR PRIMARY CIRCUIT. (6)



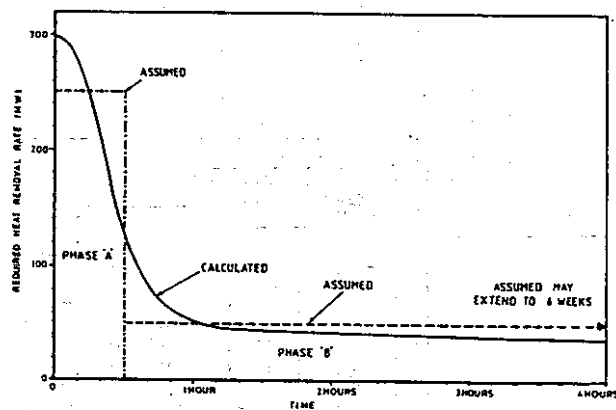
Diagrammatic Layout of Heat Removal Systems - CDFR

☒ 7.4.7 CDFR



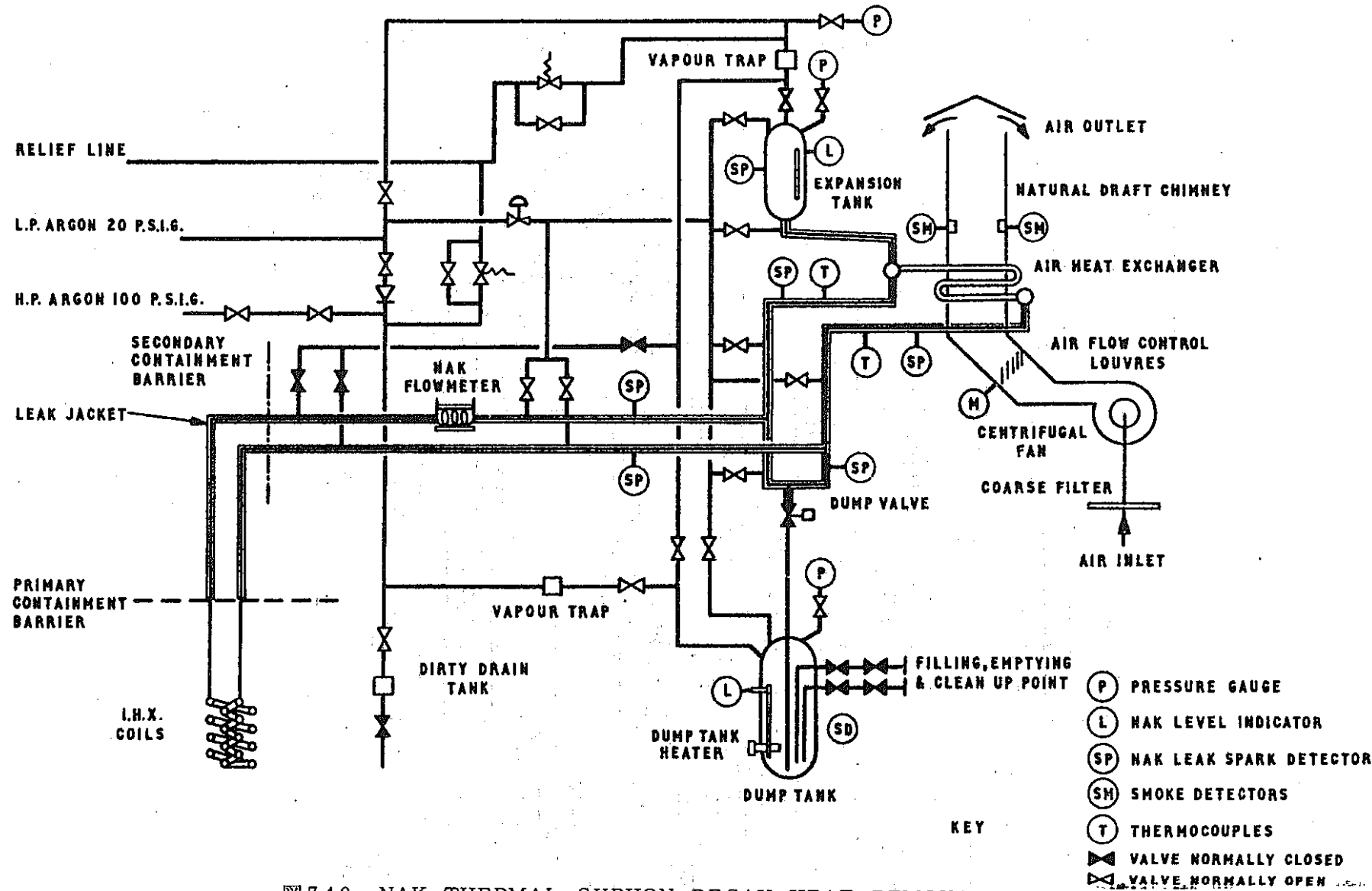


Steam Plant Decay Heat Removal Systems

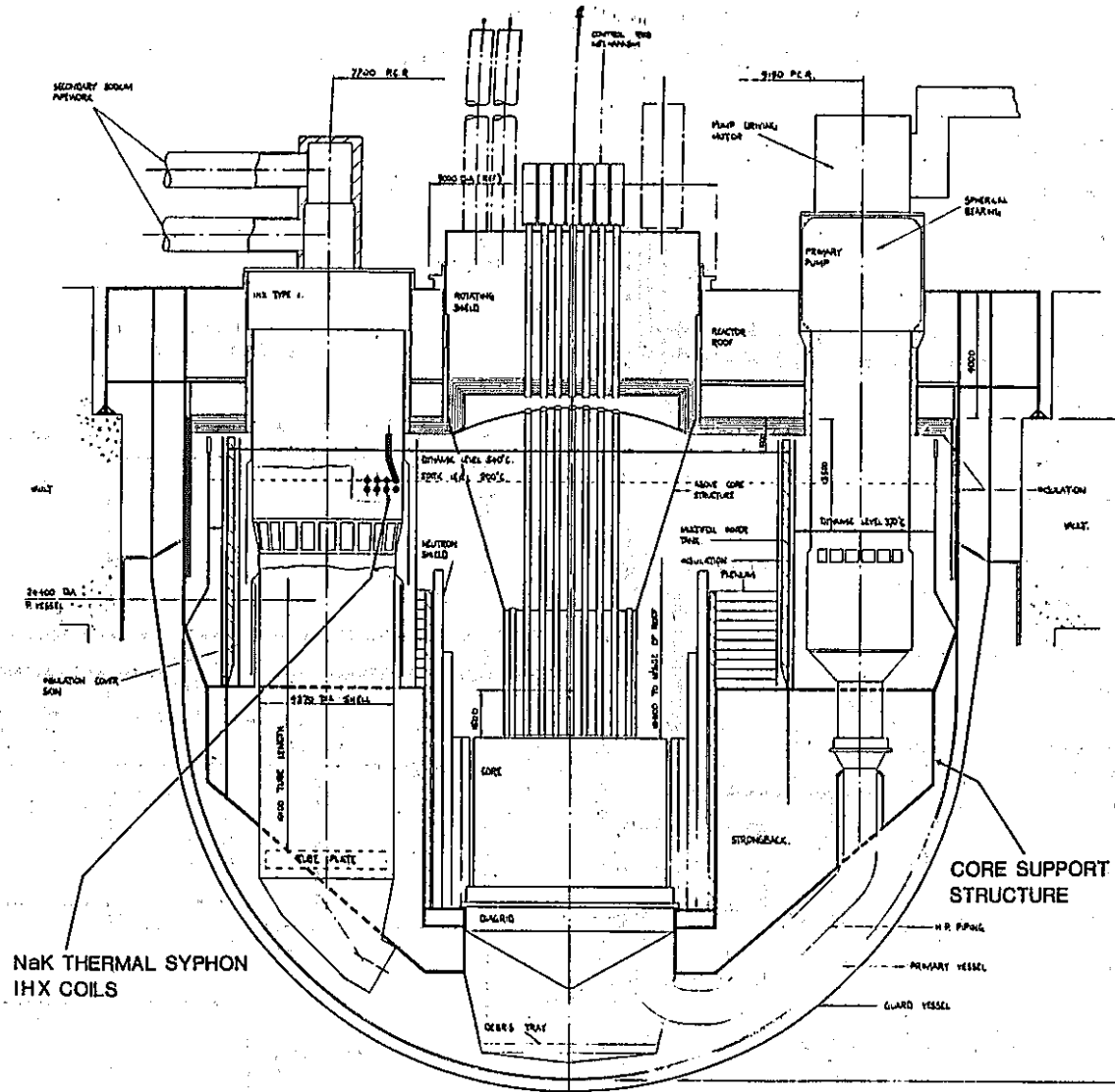


Decay Heat Curve for CDFR

☒ 7.4.8 CDFR



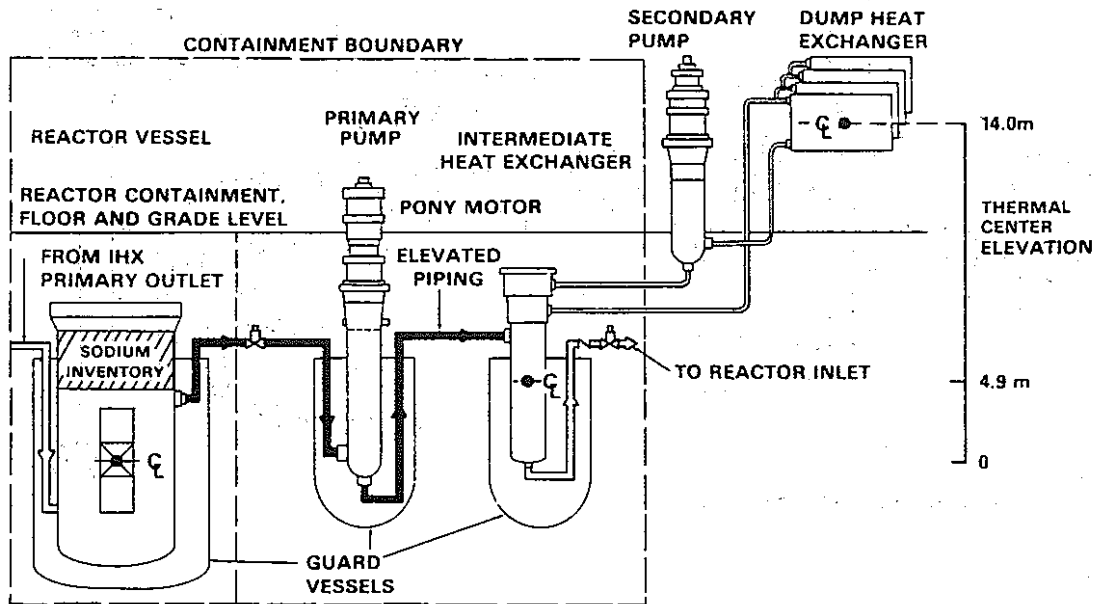
7.4.9 NAK THERMAL-SYPHON DECAY HEAT REMOVAL LOOP SYSTEM DIAGRAM FIG1



7.4.10 SHOWING CORE SUPPORT STRUCTURE AND E.D.H.R. NaK COIL LOCATION

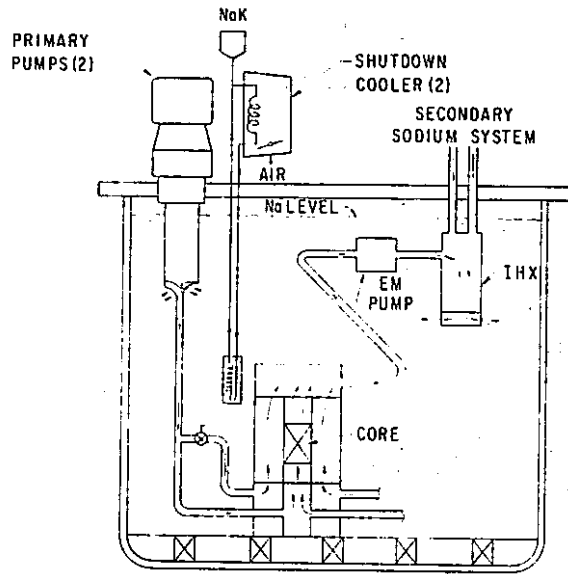
TABLE I  
FFTF PARAMETERS

Thermal Power	400 MW
Core Size:	
Diameter	1.2 m
Height	0.91 m
Peak Fast Flux	$7 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$
Average Fuel Pin Linear Power	$\sim 24 \text{ Kw/m}$
Driver Fuel Assemblies:	
Overall Length	3.7 m
Number of Pins	217
Pin Cladding and Duct Material	316 SS
Number of Heat Transport System Loops	3
Rating Each Loop:	
Heat Removal	133.3 Mw
Flow Rate	915 liter/s
Total Reactor Flow Rate	2178 kg/s
Core Inlet Temperature	360°C
Reactor Outlet Temperature	503°C
Pony Motor Driven Emergency Coolant Flow	$\sim 10\%$ of Full Flow
Elevation Differences:	
Reactor Core Geometric Center to IHX Geometric Center	4.9 m
IHX Geometric Center to DHX Geometric Center	9.1 m
Number Air Dump Heat Exchangers in Each Loop	4



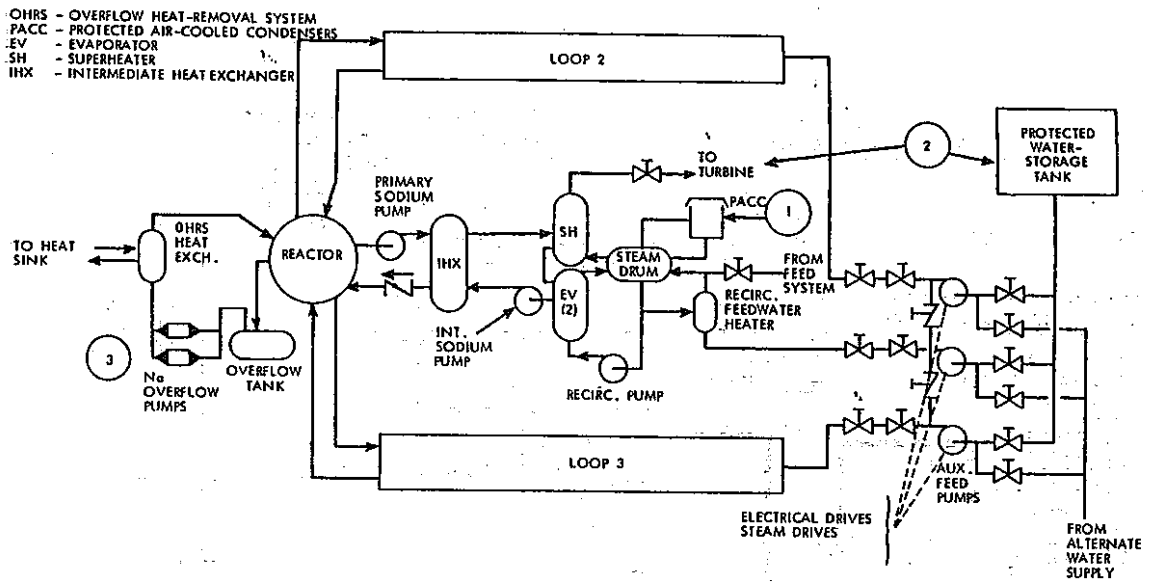
HEDL 8206-085.25

7.4.12 FFTF



Sketch of the EBR-II Primary System

7.4.11 EBR - II



Decay heat removal system for CRBRP design.<sup>(6)</sup>

7.4.13 CRBR

The key technical features are:

- o Plant Size 1000 MWe gross
- o Plant Efficiency 39.2% gross
- o Plant Life 40 years
- o Plant Type Loop
- o No. of Loops 4
- o Plant Availability Goal 80%
- o Shutdown Heat Removal Systems 3

o Design Flexibility

Alternatives:

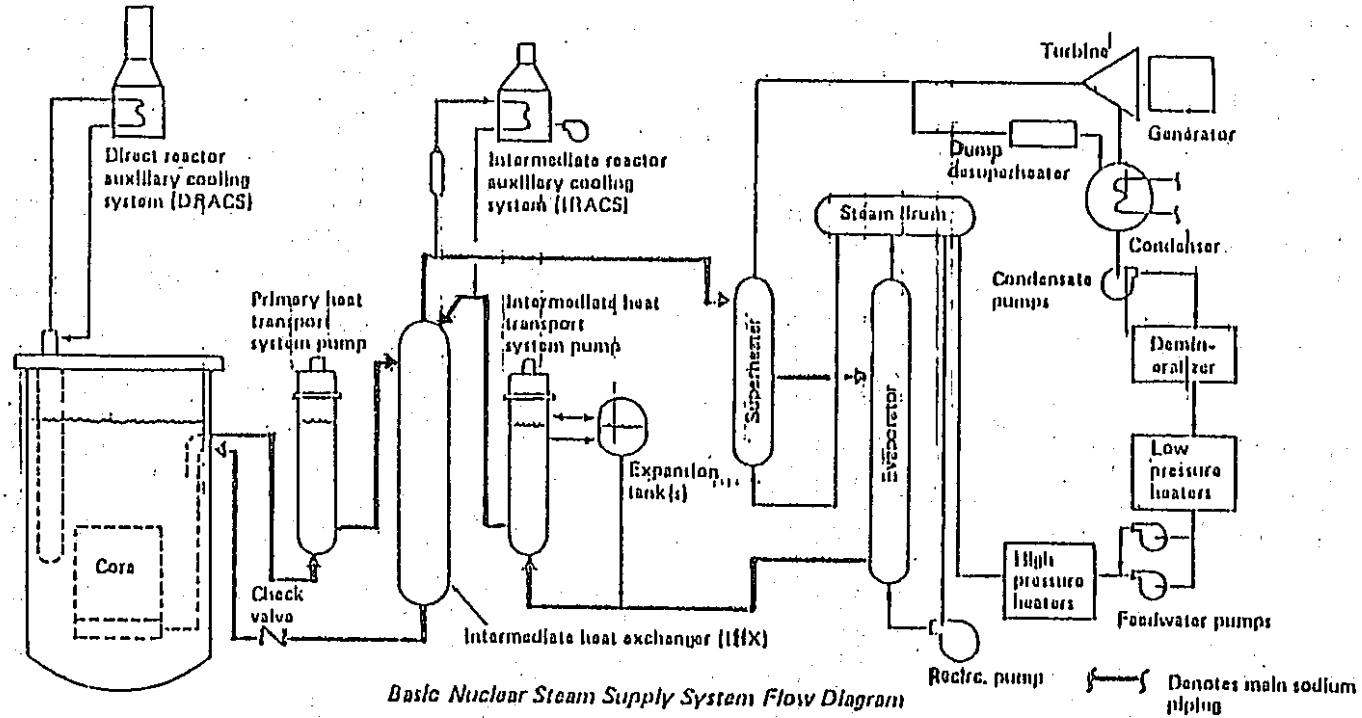
- o Advanced Fuels
- o Pump Concepts
- o Steam Generators
- o Site Location

The basic flow diagram for the Nuclear Steam Supply System is shown in Figure 3-2.

(NHRS, DRACS, IRACS)

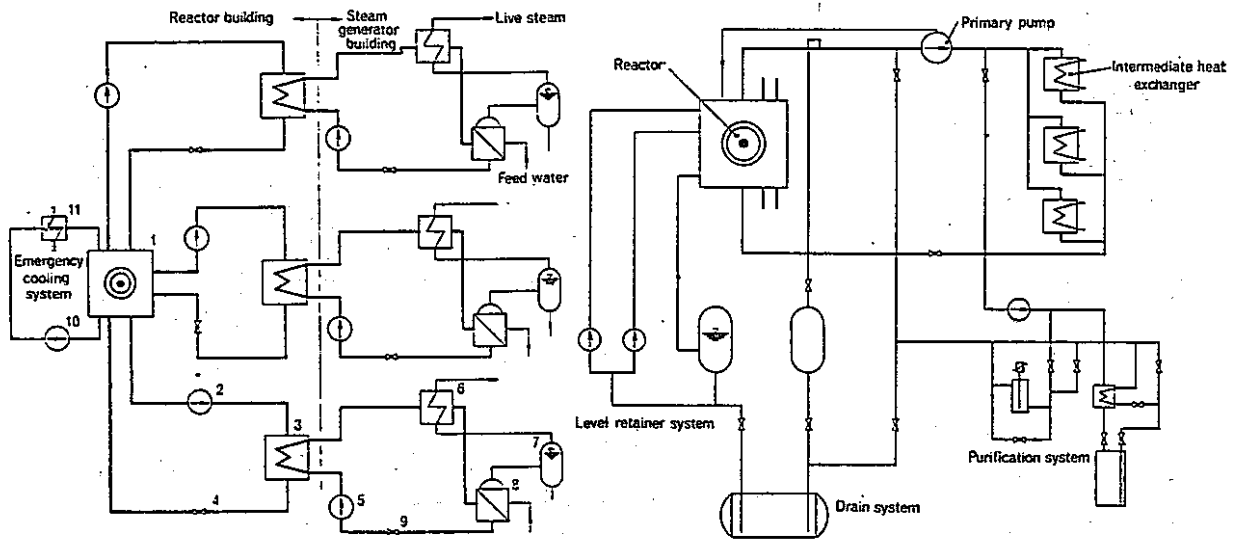
P 175

NHRS: Main Heat Transport with Pony Motor



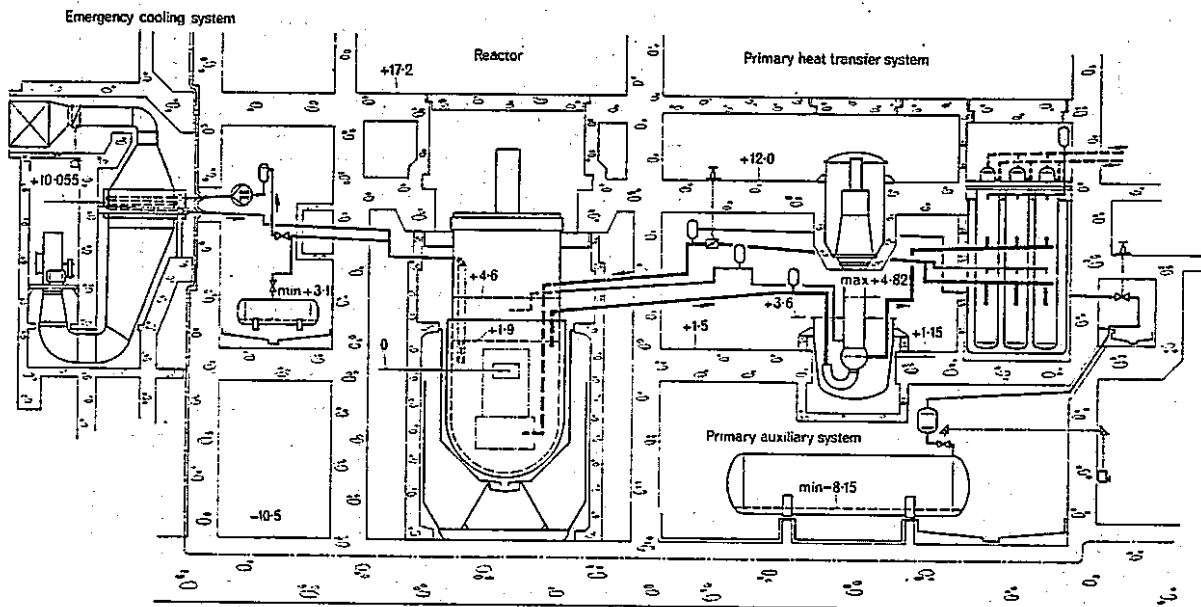
Basic Nuclear Steam Supply System Flow Diagram

7.4.14 CDS



**Heat transfer system. (1) reactor (2) primary pump (3) bank of 3 IHX-modules (4) throttle valve (5) secondary pump (6) group of 3 superheater-modules (7) water separator (8) group of 3 evaporator-modules (9) shut-off valve (10) emergency cooling pump (11) air cooler**

**Primary and secondary circuit configuration for the SNR-300 loop type heat extraction system**



**One of the 3 secondary circuits with auxiliary systems**

図 7.4.15 SNR-300 の熱輸送システム

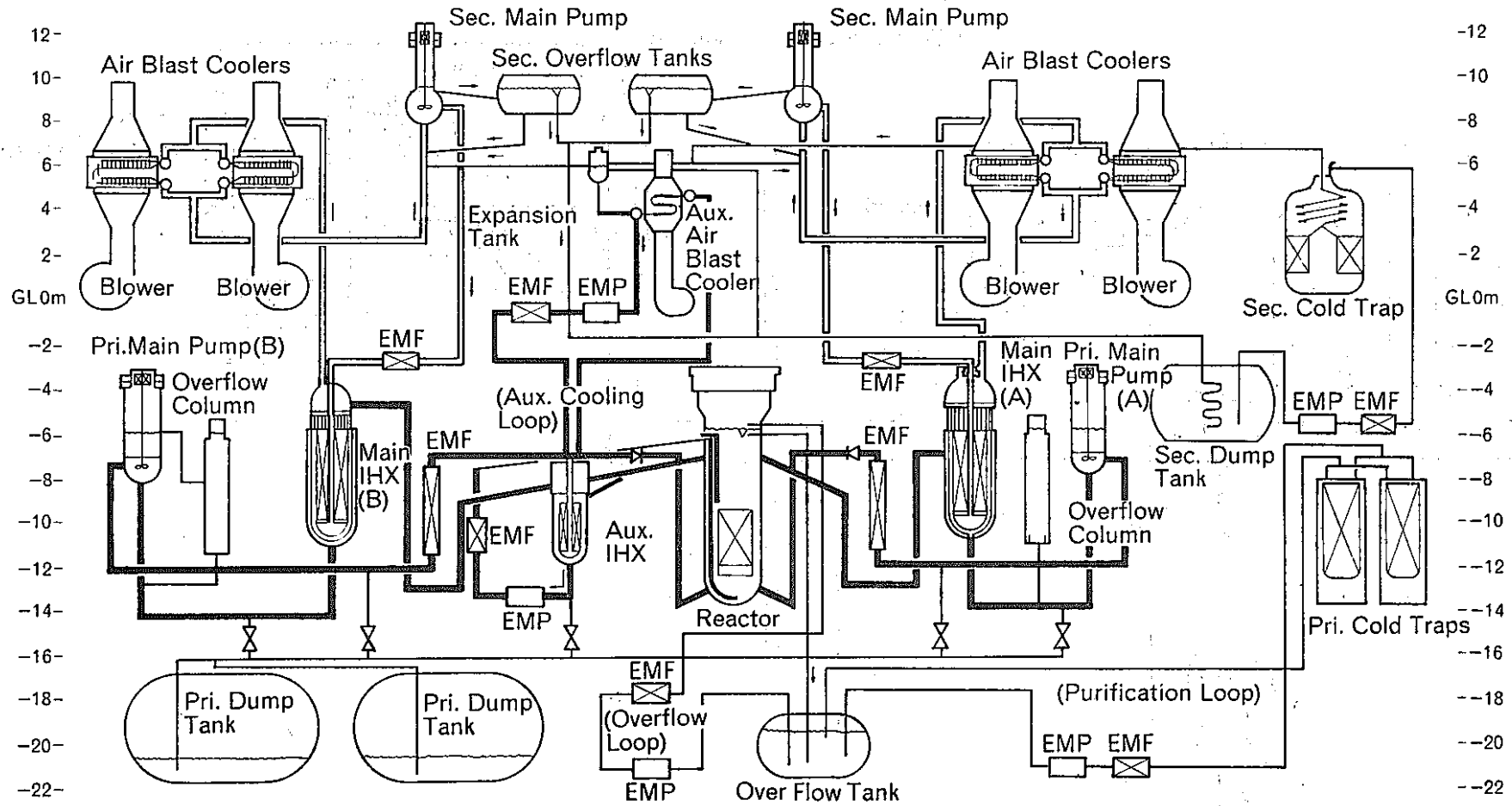


图 7.4.16 「常 陽」



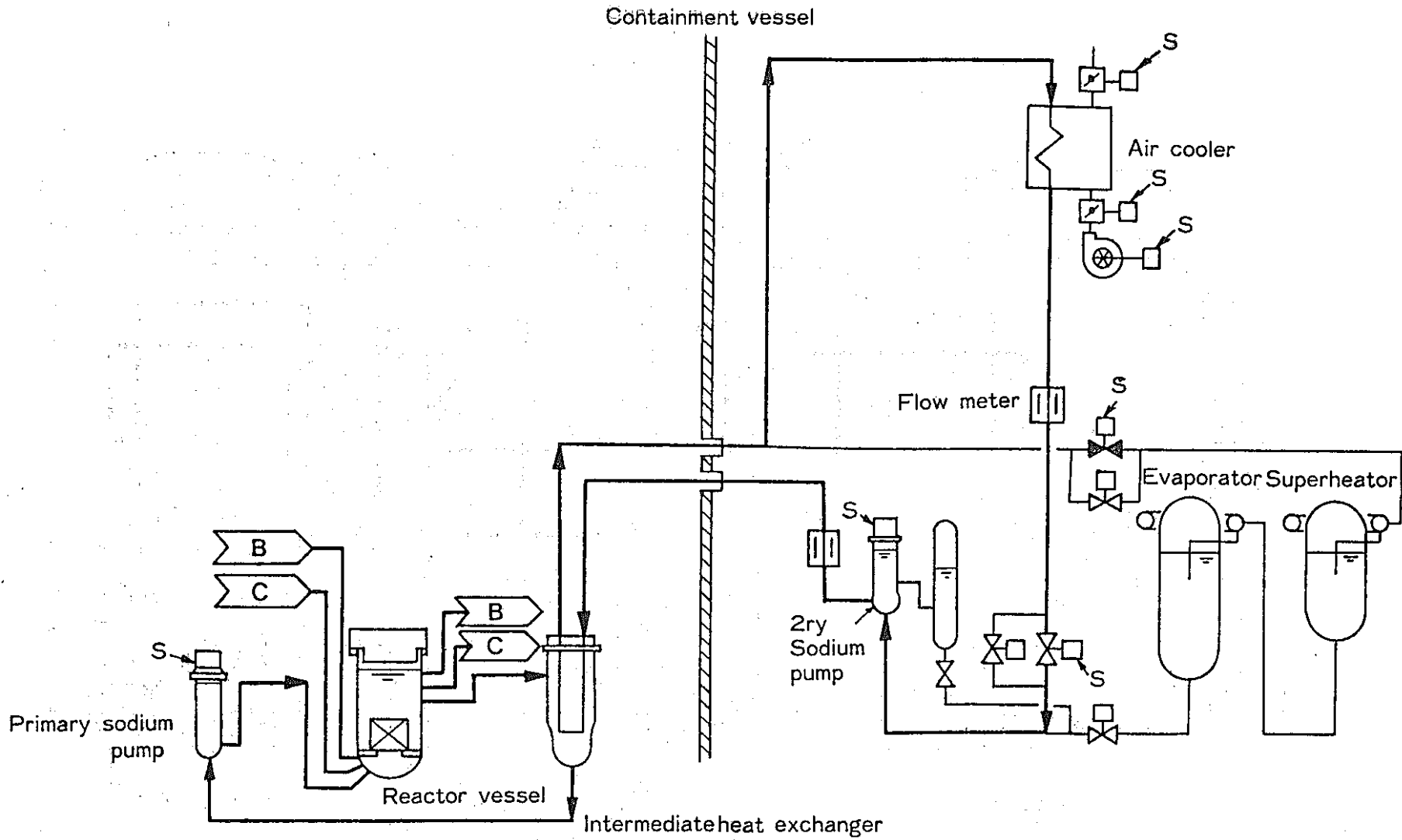


図7.4.17 「もんじゅ」 Schematic Flow Diagram of the Auxiliary Cooling System

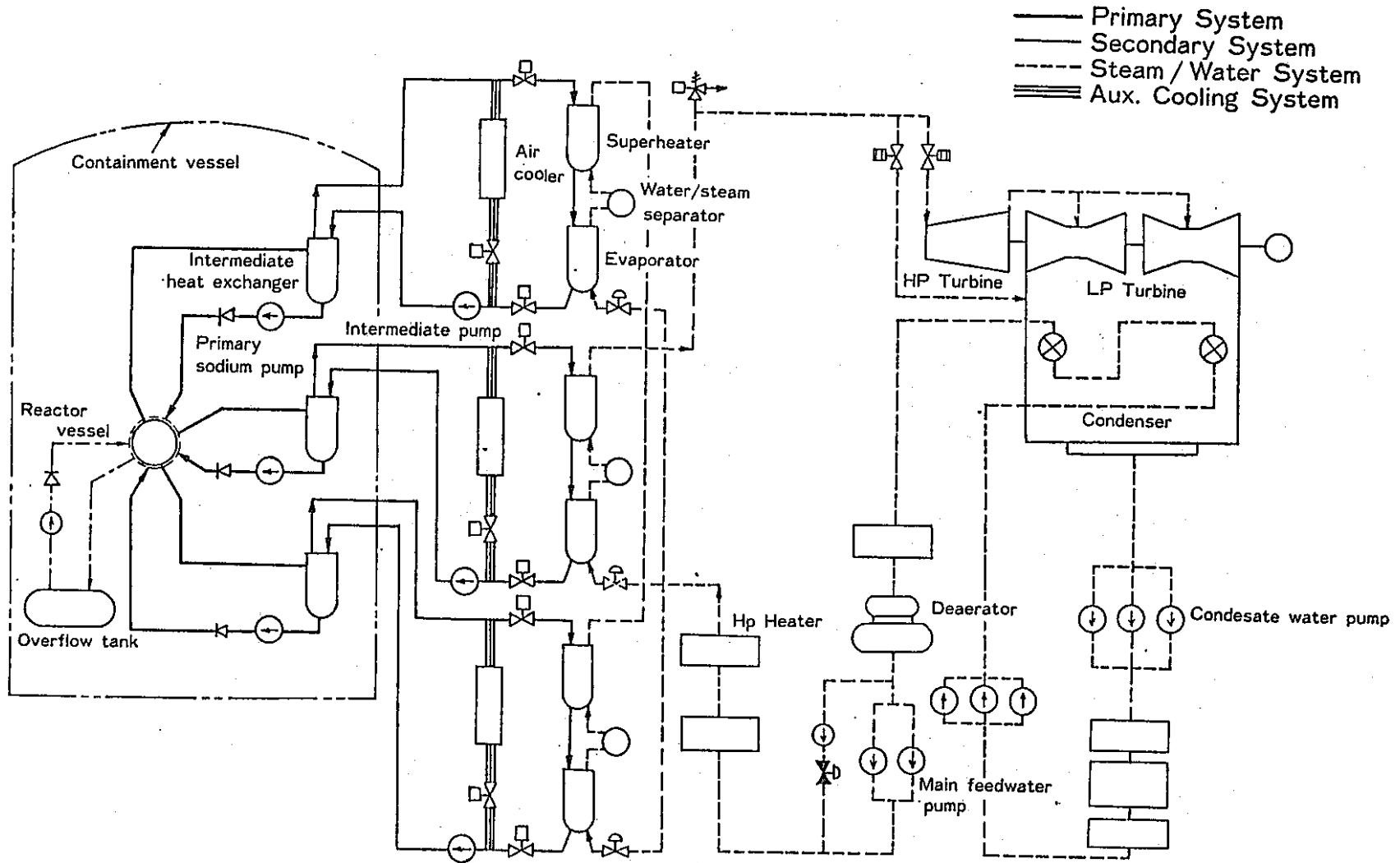


図 7.4.17 「もんじゅ」 Schematic Flow Diagram of the Auxiliary Cooling System

参 考 文 献

- (1) A. E. Waltar et al.: "Fast Breeder Reactors", p. 548, Pergamon Press (1980).
- (2) M. Debru et al.: "Decay Heat Removal in Super Phenix and Related Design Basis Plant Conditions" Proc. of Specialist's Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in FBRs, BNL, N.Y. Feb. 1980.
- (3) J. H. Germer et al.: "The Effect of System Configuration and Initiating Configuration on Natural Convection in an LMFBR" ibid.
- (4) H. Freslon et al.: "Analysis of the Dynamic Behavior on the Phenix and Super Phenix Reactors during Certain Accident Sequences" Proc. of the international meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Washington, Aug. 1979.
- (5) R. Anderson et al.: "Observations on Coolant Flow Patterns in the PFR Primary Circuit during Natural Circulation Experiments", Proc. of Specialist's Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in FBRs, BNL, N.Y. Feb. 1980.
- (6) R. Webster: "Convective Flow during Low Power Natural Circulation Experiment on the PFR", Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Lyon Ecully France, July, 1982.
- (7) D. Broadley: "Design Advances in the Achievement of High Reliability in the Decay Heat Rejection System for the CDFR", Proc. of LMFBR Safety Topical Meeting, Lyon Ecully France, July, 1982.
- (8) D. Broadley et al.: "CDFR Emergency Heat Removal System", Proc. of International Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Washington, Aug., 1979.
- (9) R. M. Singer et al.: "Natural Circulation Heat Transfer in Pool-Type LMFBRs", Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety, Vol. 2, p. 239, The ASME, 1977.
- (10) T. R. Beaver et al.: "Transient Testing of the FFTF for Decay Heat Removal by Natural Convection", Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Lyon Ecully France, July, 1982.
- (11) LMFBR Conceptual Design Study, CDS400-2
- (12) S. Dreyer: "The Heat Transfer System of SNR 300", Nuclear Engineering International, July, 1976.

## 7.5 供用期間中検査

7.5.1	西独の ISI .....	157
(1)	ISI の考え方 .....	157
(2)	研究開発 (R & D) .....	157
7.5.2	英国の ISI .....	166
(1)	ISI の考え方 .....	166
(2)	R & D .....	166
7.5.3	フランスの ISI .....	170
(1)	概要 .....	170
(2)	配管健全性の考え方 .....	171
(3)	ISI の考え方 .....	171
(4)	検査対象機器の分類 .....	173
(5)	研究開発 .....	174
7.5.4	米国の ISI .....	179
(1)	概要 .....	179
(2)	配管健全性の考え方 .....	179
(3)	ISI の考え方 .....	180
(4)	FBR プラントの ISI .....	181
7.5.5	我国の ISI .....	185
(1)	炉容器入口配管 ISI 装置 .....	185
(2)	その他の ISI 検査機の開発 .....	185
7.5.6	保守・補修 .....	189

## 7.5 供用期間中検査

### 7.5.1 西独のISI (In-Service Inspection)

#### (1) ISIの考え方

西独においては、次の6条件付きではあるが、FBR配管のLBBの成立性を認めている。

LBBとは、Leak Before Breakの略であり、一次冷却材バウンダリに設置した連続監視装置で比較的小さいNa漏洩等をより早く検知することが可能であり、安全に措置できるという考えである。

- i) ASME Code Sec III.NBに従ったClass 1として設計すること。
- ii) 設計寿命末期まで材料の延性が十分確保されている。
- iii) 原子力機器として高レベルの品質保証が実施されること。
- iv) 破壊力学的評価で、不安定破壊を生ずる限界き裂長さが十分大きいこと。
- v) 漏えい検出が可能であること。
- vi) 配管の引きまわしが適切であること。

これを受け、FBRのISIとして“ナトリウム漏えい監視”と“肉眼試験”を採用し、“体積検査は許認可上実施の必要なし”との方針を決定している。

但し、運転開始後の構造材の状態を評価するため、一部領域(高応力部)に対し、監視(UT、レプリカ、金属試験等による)を行うことを提案しており、開発側は今後の課題として把えて、当面は接近性を考慮しておくものとしている。

尚、実証炉であるSNR-2では、漏えい検出の有無に関係なく、固有の特性として大破損は発生しないとの考えを適用したい意向のようである。

#### (2) 研究開発(R&D)

西ドイツのSNR-300の原子炉に対するISI機器の開発構想は図7.5.1のように報告されている。当初、検査手段として目視および超音波探傷の両者が考えられたが、その後、工業用テレビによる目視検査のみが考えられている。これは原子炉容器周辺に設けられた12箇所の案内穴から検査器を挿入し、安全容器側に取付けられたレールに沿って、チェーンの先端に取付けられた工業用テレビで被検査部を走査する。工業用テレビはマンピュレータに保持されていて、原子炉容器側および安全容器側の壁面の検査範囲を調節するようになっている。

チェーンシステムによる挿入モックアップ試験が行われた。図7.5.2は全体図、図7.5.3は検出部を示す。チェーンは3相モータと自己ロックウォームギヤで、カメラはバネと空気圧で駆動される。図7.5.4が使用されたTVカメラであり、高温に耐える様に冷却が必要であるが、確析及び試験の結果、水冷却が最適であった。

SNR-300 に対するマニピュレータの設計及び試験が進められている。PRIMARY CELL, REACTOR CELL, 1次ポンプ, IHX用マニピュレータシステムの設計及びパイプとバタフライバルブに対する検査及び補修の試験が実施された。

PRIMARY CELLのマニピュレータシステムを図 7.5.5 に示す。検査部への接近手順は次の様になる。

- ① 炉停止後、放射能レベルの十分な減少を待って、Na をドレンし、PRIMARY CELL の換気を行う。
- ② 遮蔽プラグを外し、スクリーンキャビンとマニピュレータをクレーンを用いて CELL 天井のトラックに取付ける。
- ③ マニピュレータはデッキ上よりステレオテレビシステムによってコントロールされる。スクリーンキャビン内にも操作ギヤは備えてある。

これによりメンテナンス, I S I, 補修に対し要求される全体業が可能である。その他の対象についても同様の考え方が取られており, I H X については図 7.5.6 に示す通り 3 台の I H X に対して 8 基の伸縮自在のアーム付マストが取付けられている。尚, 溶接部の検査はガイドレールを用いる設計である。

パイプとバタフライバルブに対する検査及び補修に関しては, 電動マスタースレーブマニピュレータ (EMSM) 250 N 用とパワーマニピュレータ 3000 N を用いた。EMSM にはハンマ, スニップ, ドライバ, のこ, 及びパワーマニピュレータにはドリル, グライнда, カッタ, ドライバが取付可能である。実施された作業は次の通りである。

- ① 円周パイプ溶接の目視検査 (図 7.5.7)

図の様に配管に取付けられたスリット付ガイドチューブ内に, EMSM, 三次元カメラを用いて, フレキシブルエンドスコープを挿入する。写真ではフレキシブルチューブはむき出しだが, 本来は保温材でおおわれている。

- ② バタフライベアリングの取付・取外し

取外し装置を図 7.5.8 に示す。この装置の取付けは図中のステップ 1 ~ 4 で成される。これらの作業は全て EMSM で行われた。

挿入の場面を図 7.5.9 に示す。潤滑材無しで挿入が可能であった。

- ③ 配管保温材の切断

標準保温材を遠隔切断機を用いて切断することが出来た。その後, 回転ワイヤブラシによる洗浄及び MET-L-Check による溶接部の検査が可能であった。これらの作業は全て EMSM で成された。

- ④ 着脱可能な保温材

カセット式保温は図 7.5.10 に示す様に 4 カセットからなっており, 比較的短時間で

着脱が可能である。

これらの試験の結果、この2台のマニピュレータは1アームであるが十分な性能を持っていることが判った。

2アームとすればもっと能力が上がると思われる。

西独のISIの今後の方向としては、各種センサ、切断した保温材の再組立、2アームマニピュレータの開発等が進められると思われる。

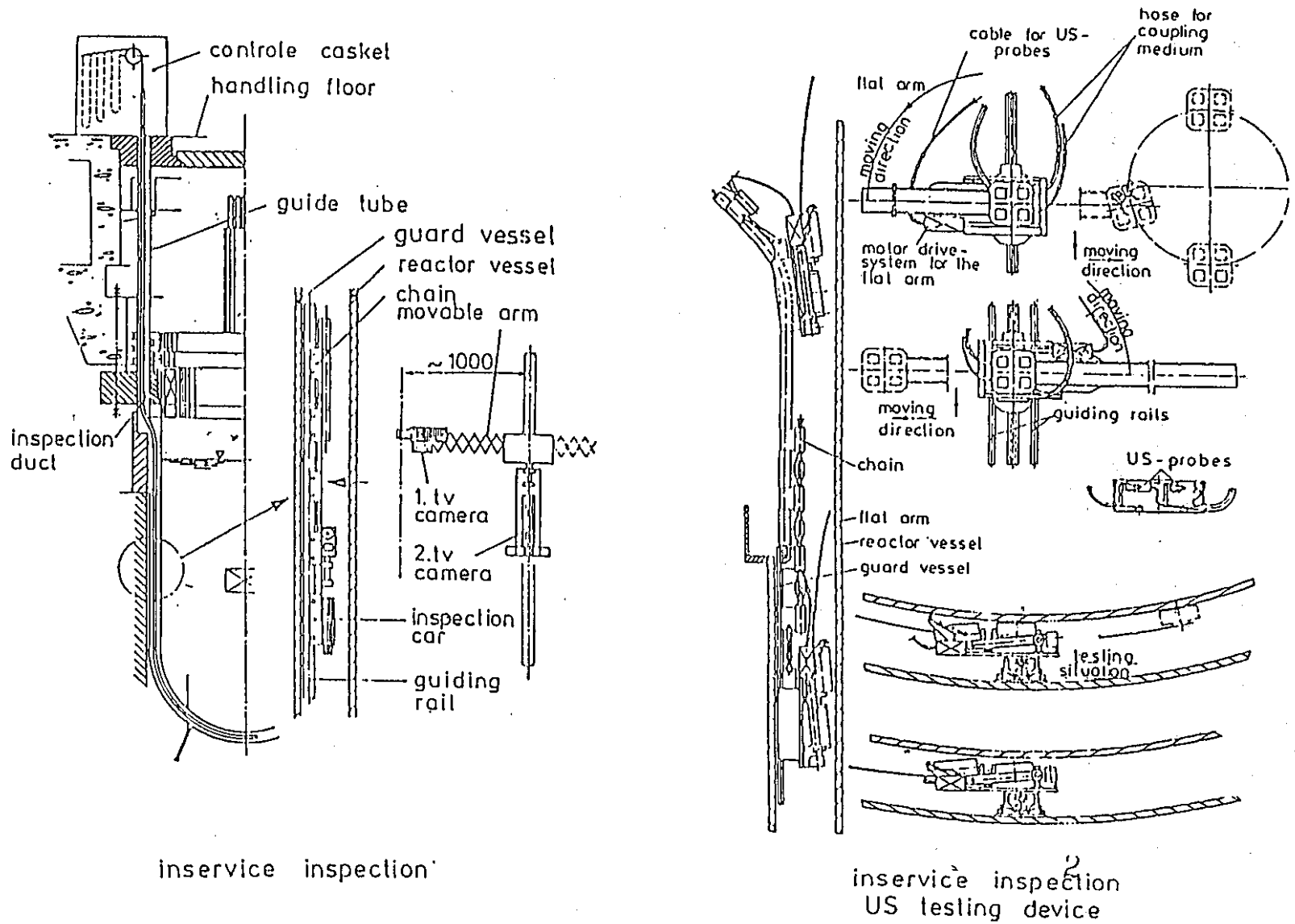


図 7.5.1 西ドイツ SNR-300 の検査機構想



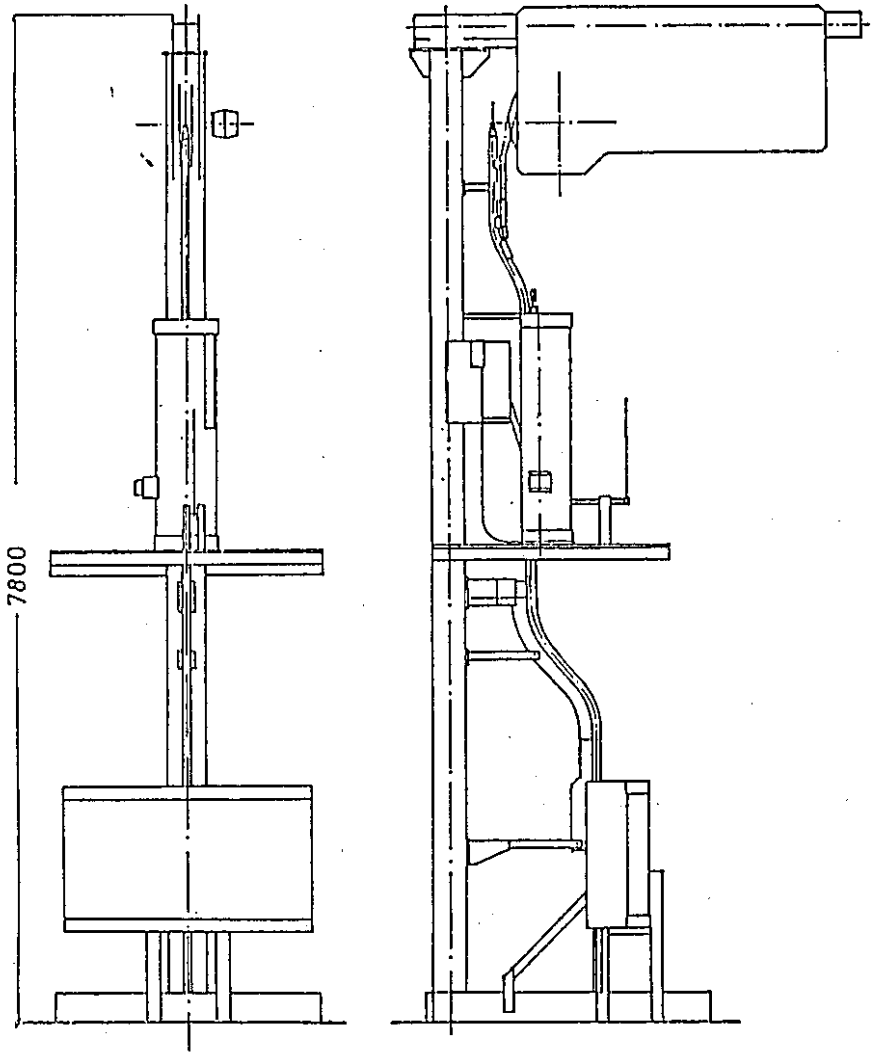
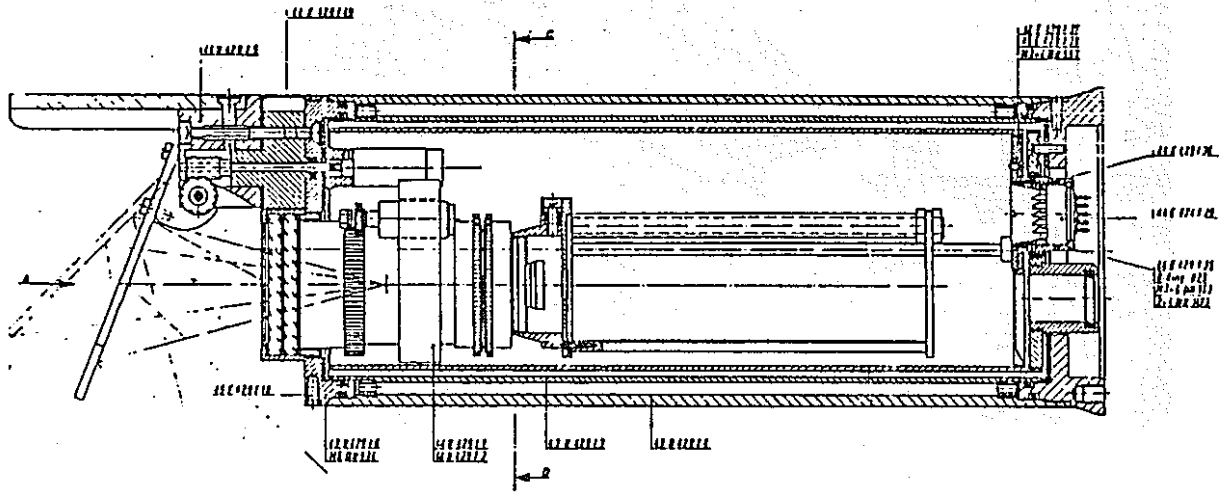


图 7.5.2 Test Setup for Chain-Rail System



图 7.5.3 Test Setup for Chain-Rail System  
Inspection Vehicle in Position of S-Curve



⊠ 7.5.4 Gas Cooled TV-Camera

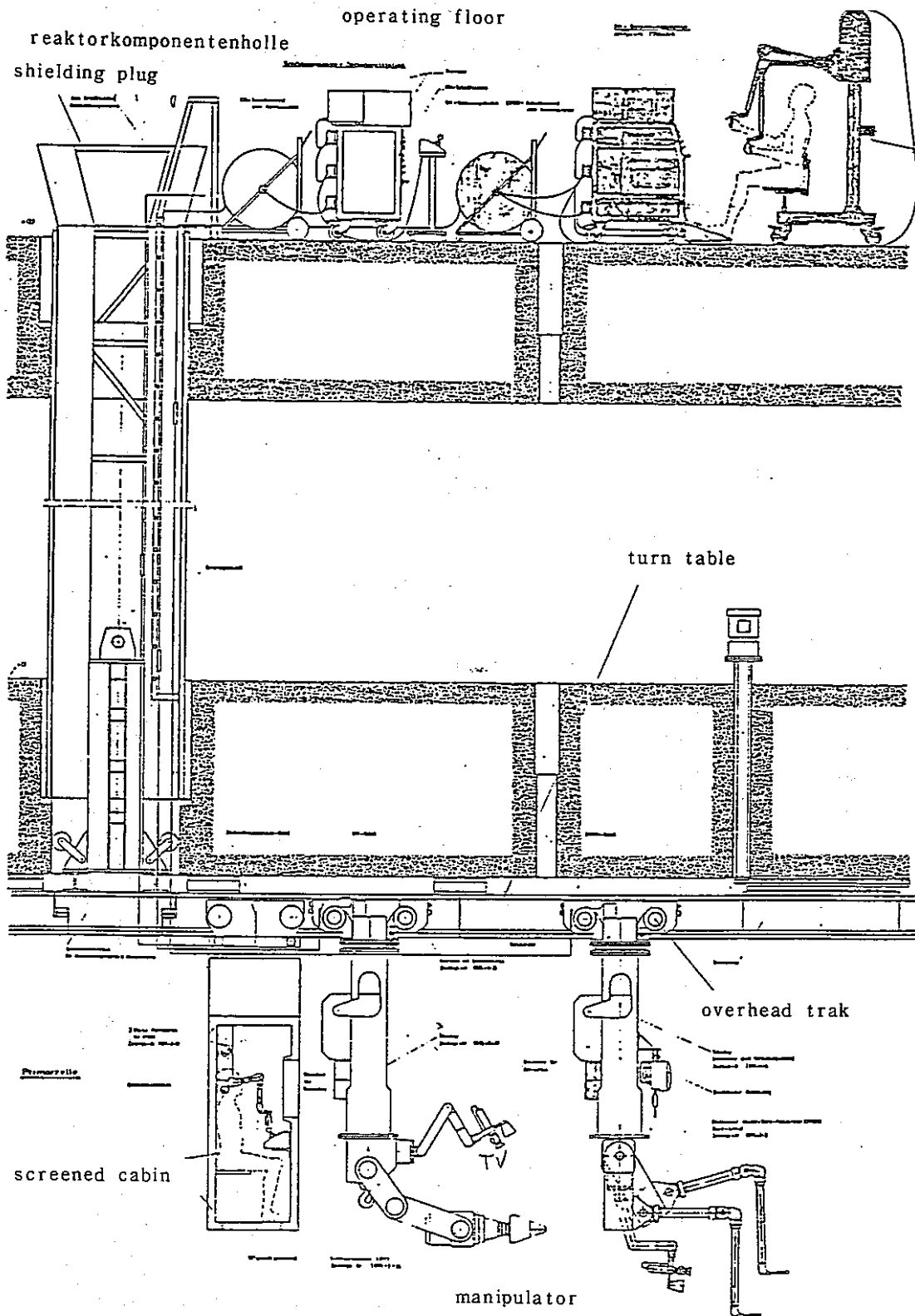


図 7.5.5 PRIMARY SHELL のマニピュレータ システム

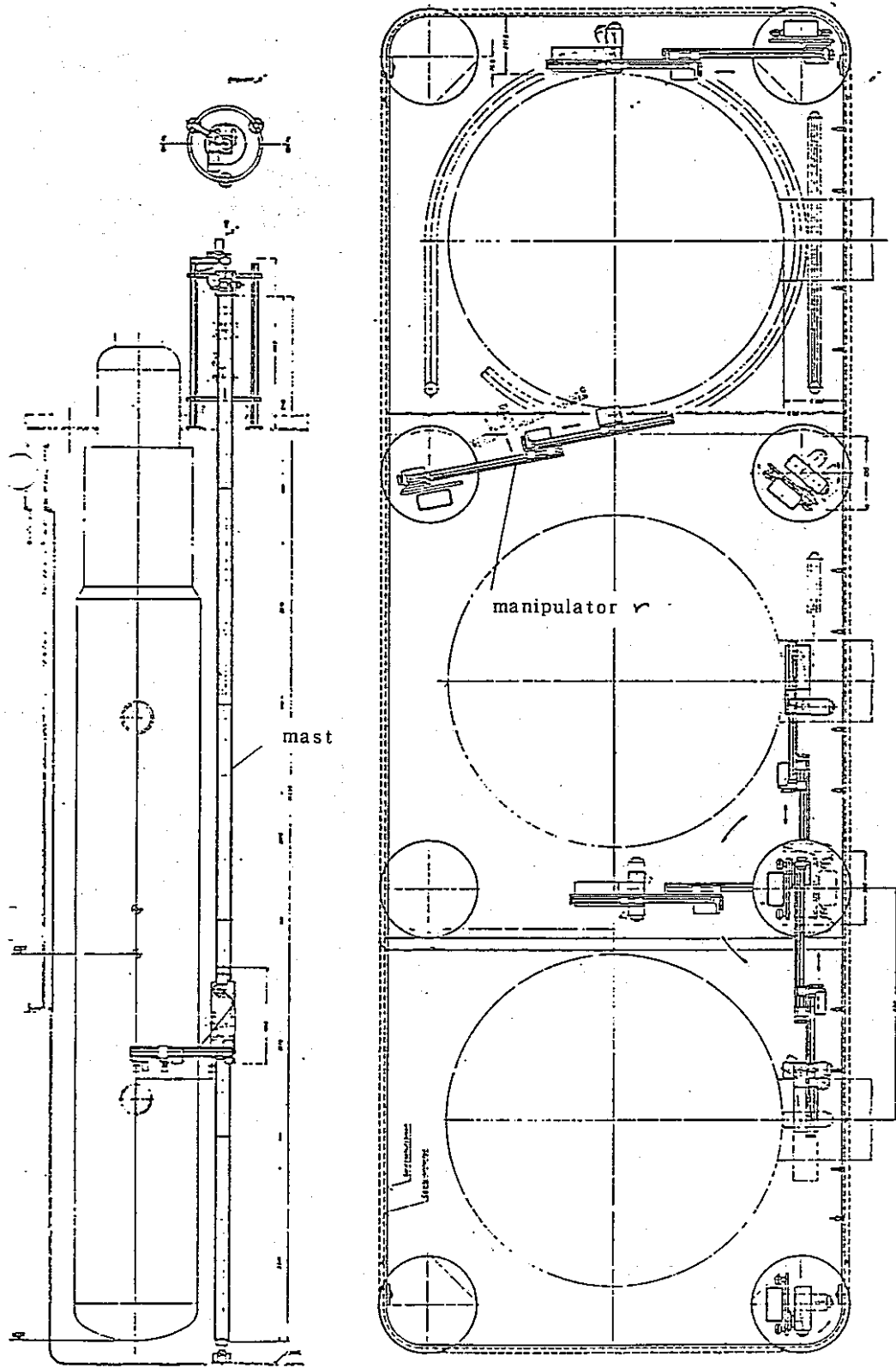


図 7.5.6 IHX の マニピュレータ システム



図 7.5.7 パイプ溶接部の目視検査

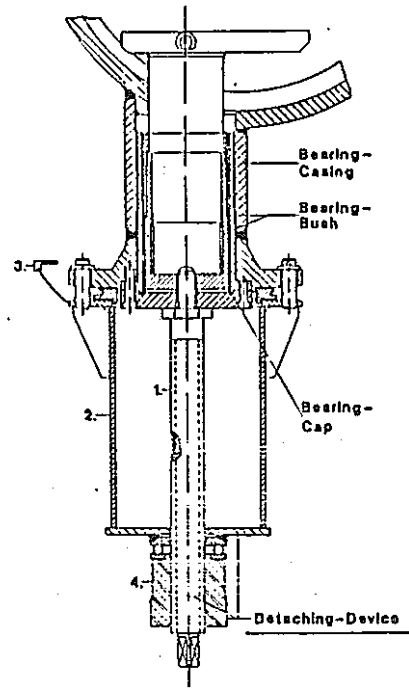


図 7.5.8 バタフライバルブベアリングの取外し

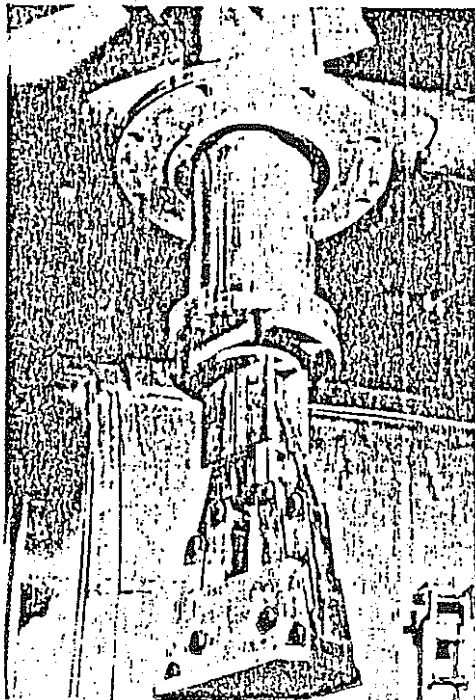


図 7.5.9 バタフライバルブベアリングの取付

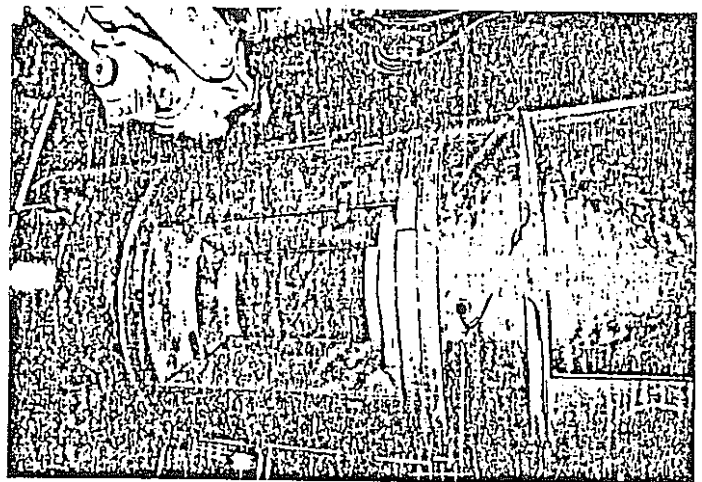


図 7.5.10 着脱可能保温材の取外し

## 7.5.2 英国のISI

### (1) ISIの考え方

英国においては、タンク型FBRの開発を進めているが、PFRはUKAEA 所有のもので、ISIについて規制側の範囲外であったこと、また、CDFRはまだ許認可段階まで至っていないことから、ISIについての規制側の対応は未検討であるが、開発側としては、他のヨーロッパ諸国と同様、1次系バウンダリに対し“ナトリウム漏えい監視”と“肉眼試験”を考えている。更に必要が生じた時の為に装置の開発を行うという位置付けの体積検査についても、対象を異積金属溶接部に限定している。

尚、CDFR（タンク型FBR）主容器内配管ではLBBを前提としない。

### (2) R & D

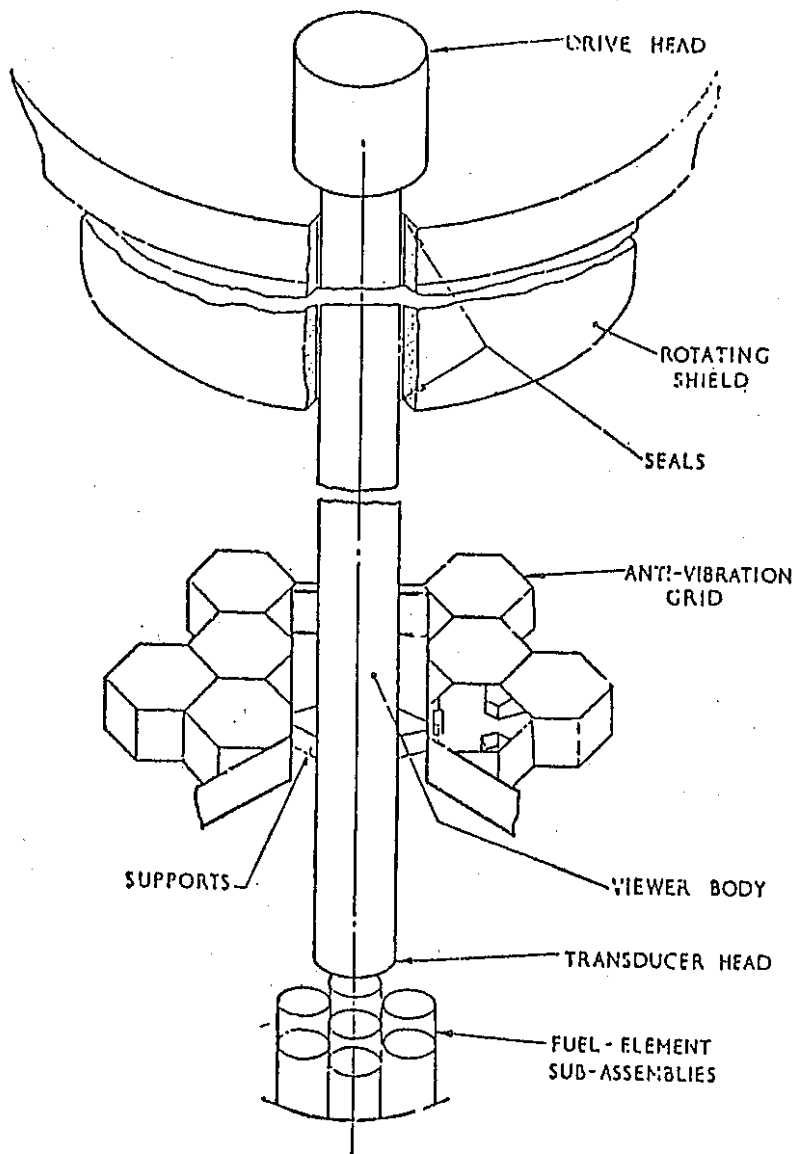
検査装置は、(1)で述べた考え方に限定せず各種開発を行っているが、いまだセンサー等の基礎的研究段階であり、駆動機構等を含めた実用化の段階には至っていない。

USV (Under Sodium Viewer)の研究を行っており、炉心上部から超音波にて構造物の据付状況を検出し、カラーディスプレイにて三次元的に表示出来る。その1例を図7.5.11、図7.5.12に示す。USVは炉上部のアクセスポートから挿入され、回転プラグとUSVの自軸廻りの回転により炉心上部をスキャン出来る。

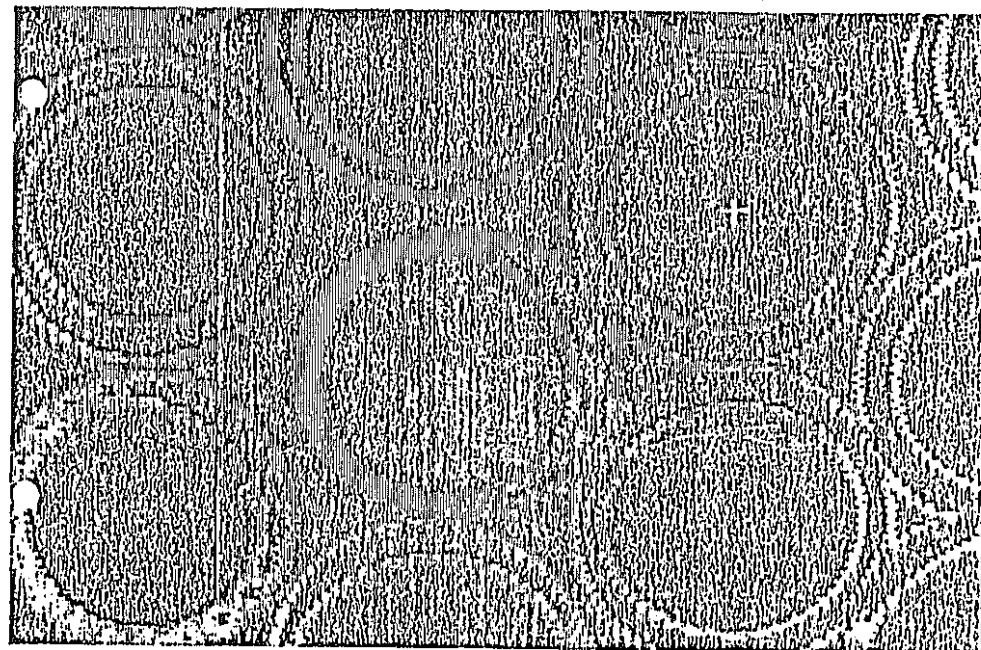
Na中での構造物の変位測定のための研究を行っており、コンダクタンスの変化を利用した測定器を開発しており、0.5mm～20mm程度の範囲で変位量測定が可能である。図7.5.13～図7.5.15にPFRで実施された例を示す。機械的破損は音響及び振動計測でモニタされ、歪ゲージ、加速度計、高周波マイクロフォンが用いられる。

体積検査法としては、主容器UT検査用の高温雰囲気で使用出来るセンサーの開発及びSG伝熱管の内面からの欠陥検出用のUTセンサーの開発を実施している。

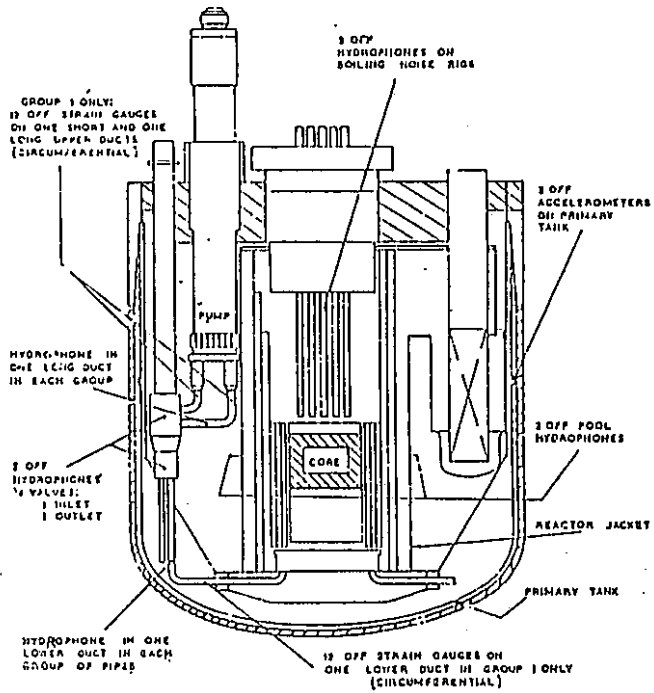
英国のISIの今後の方向としては、各種センサー及び駆動機構の開発が進められると思われる。



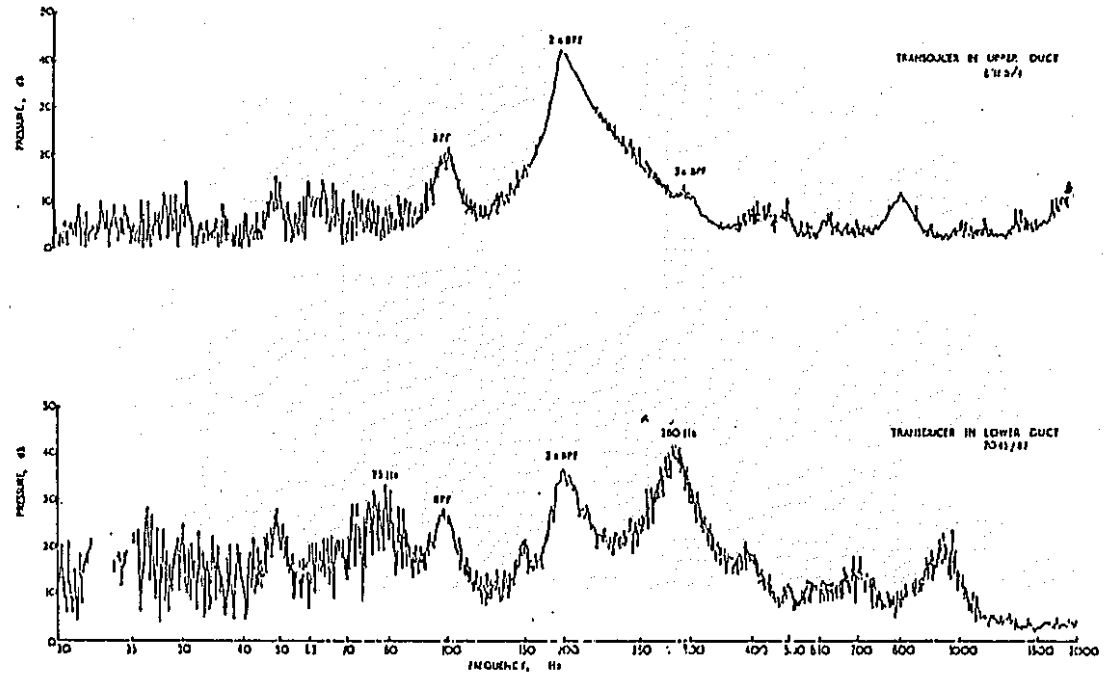
☒ 7.5.11 Schematic View of the Rigid Viewer



☒ 7.5.12 Simulation of a fine scan of core tops

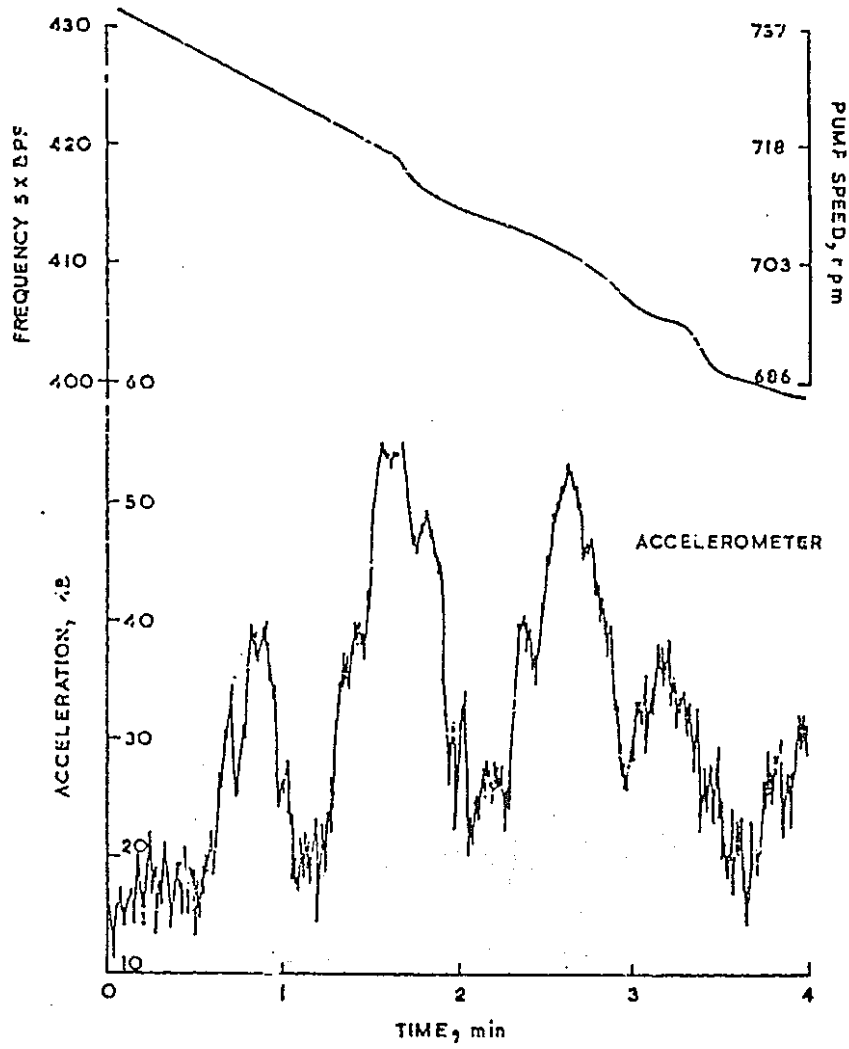


⊠ 7.5.13 PFR showing transducer locations for sodium vibration studies



⊠ 7.5.14 Frequency spectrum of Acoustic noise from the circulating pump





⊗ 7.5.15 Primary-tank response acoustic noise from the circulating pump

7.5.3 フランスのISI

(1) 概要

フランスのISIに対する考え方（規制を含めて）が明確になってきたのは、実証炉であるSuper Phenixからであり、それ以前のプラントのRapsodieやPhenixに対しては、ISIに対する規制等はなく、検査機の開発等も行われていない。また、Super Phenix（図7.5.16）に適用されるISIの考え方も、規制側が許認可上要求するISI即ち“systematically inspected equipment”に相当するものと許認可上の要求とならない“equipment inspected as required”（主容器のUT検査等）に相当するものを分けて扱っている。

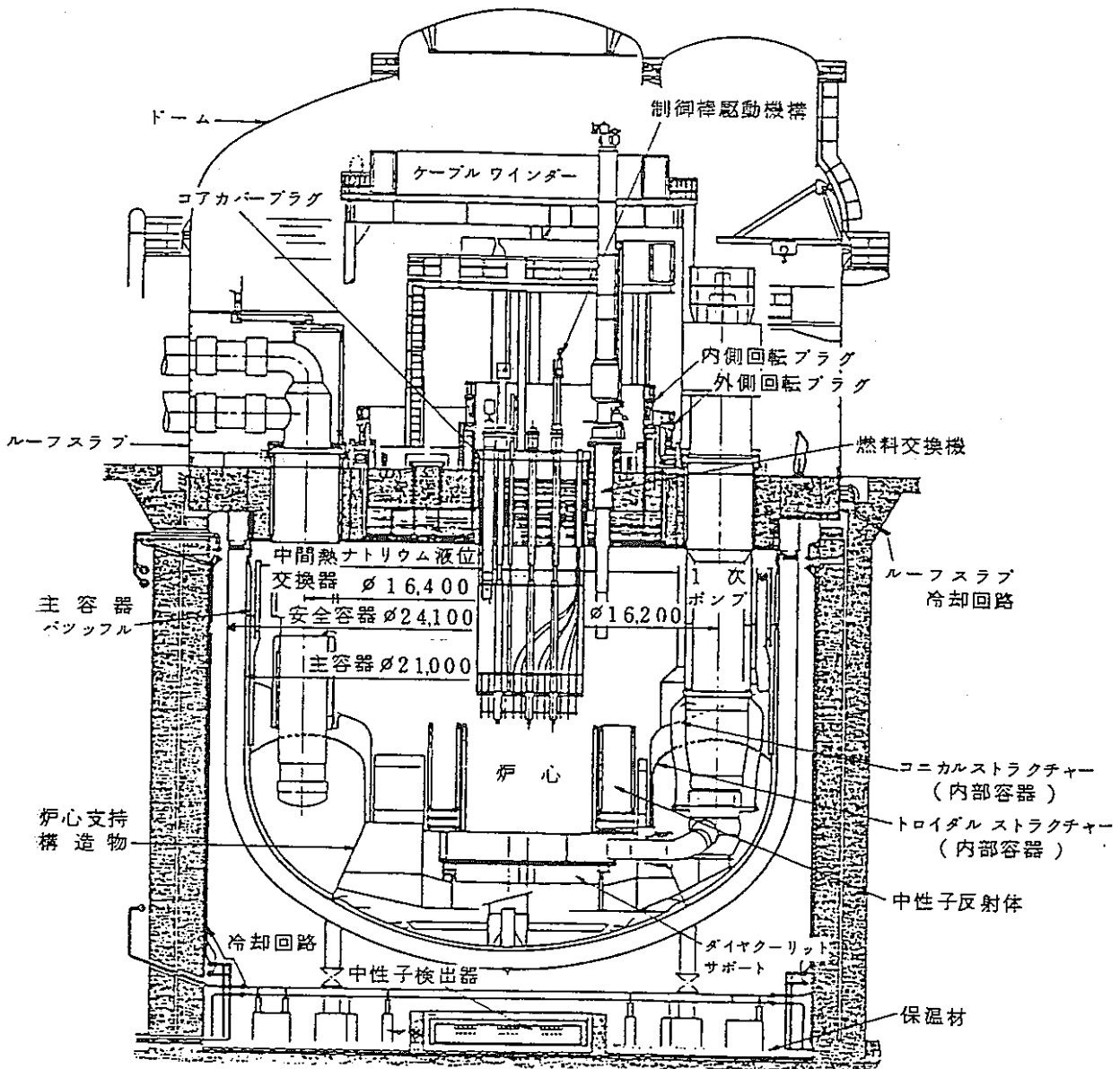


図 7.5.16 Super Phenix の炉構造

したがって、フランスにおける ISI についての紹介は、Super Phenix に適用された。配管健全性の考え方 (ISI ソフト)、および ISI の考え方と検査機の開発 (ISI ハード) について以下に述べる。

## (2) 配管健全性の考え方

仏国においては、タンク型 FBR の開発を進めているので、1 次系配管の破損は、ループ型 FBR ほど重要なテーマではないとしながらも、主容器内のポンプと炉心下部プレナムを結合する配管及び 2 次系配管の大破損の想定を除くことにより、経済的な FBR を実現させたいとしている。しかしながら、現在建設中の Super Phenix では、格納容器内の 2 次系配管において LBB を認め、かつ、リークジャケットを設置することにより格納容器の設計条件から大規模な Na 燃焼の想定を除外するに留まっている。

以上の概要をもう少し具体化すると、

### 1) 主容器 (Main Vessel) の破損口寸法の限度

- i) Super Phenix はタンク型 FBR であるため、ループ型 FBR とは原子炉冷却材バウンダリの構成が大きく異なっている。
- ii) 主容器については、安全解析上、破損を想定することになれば、破損口寸法として  $10\text{cm}^2$  の孔を想定する考えである。
- iii) このことは、材料が延性に富んだオーステナイト系ステンレス鋼であること、及び漏えい監視を実施することにより妥当であると考えている。

### 2) LBB は、漏えい検出の有無に関係なく、固有の特性として成立し得る。

- i) タンク型 FBR の 1 次系配管は、主容器内のポンプから炉心下部プレナムまでの配管のみである。
- ii) Super Phenix では、漏えい検出困難との理由で、この主容器内配管については、ギロチン破断を仮定することになり、解析評価した。
- iii) しかしながら、FBR の特性として、内圧が低く、かつ延性材料であることから、漏えい検出の有無に関係なく、不安定破壊がプラント寿命中に生じ得ない場合には、固有の特性として大破損が生じ得ないと考えられ、現在この概念を検討中である。このことは、将来、経済的プラントの成立性を検討する上で重要と考えている。

### 3) 2 次系配管の LBB について

- i) 格納容器内 2 次系配管には、リークジャケットを設置しており、漏えい監視を実施することにより LBB が成立するとして、Na 火災条件を設定している。

## (3) ISI の考え方

仏国では、軽水炉に対しては、施設の保守および 1 次主要機器の ISI についての規定はあるが、FBR については特に定めていない。しかしながら Super Phenix では前

述の通り I S I を行うことになっている。

これは、I S I として許認可上実施が必要な “ Systematically inspected equipment ” と欠陥が検出された場合の詳細検査等必要が生じた場合に検査を行う “ equipment inspected as required ” とに区分けして考えており、前者は既存の技術をベースとした検査項目とし、後者については今後検査装置の開発が必要としている。この様に技術開発の進み具合を横にらみしながら安全性、経済性のバランスを考慮して I S I 計画を策定しており、合理的な進め方であると考えます。

I S I は漏洩や変位のモニタリングと定期検査より成り、それぞれの検査方法を表 7.5.1 に示す。

表 7.5.1 I S I の 検 査 方 法

項 目	手 段	方 法
1. 連続モニタリング	漏洩検出 (Na系) (水系) (蒸気発生器) (格納バリヤ) 変位計	ケーブル式, スパークプラグ式, 煙検知器, 液位計 液位計 水素系 放射線検出器 変位計 接近できない装置の measurement rod contact scanning
2. 定期検査	目視検査 体積検査 (又は表面検査) 寸法検査 リークタイト試験 破壊試験	直接目視もしくは光学装置(ペリスコープ, カメラ, 内視鏡) X線, 超音波, 渦電流(カラーチェック) トポメトリー, 写真測量 格納バリヤのリークタイト性検査 サーベランス材

また、検査対象は下記の通りである。

1) 対象範囲

イ) 放射性物質の格納に必須の機器

安全容器, ドーム, 主容器, ルーフスラブ, 回転プラグ等

ロ) 原子炉停止に必須の機器

主/後備 CRD 及び CRDM

ハ) 崩壊熱除去に必須の機器

炉緊急冷却系, 炉容器室冷却系等

ニ) 炉心支持構造に必須の機器

ダイアグリッドとその支持構造, 炉心支持構造等

なお Super Phenix の検査は、プラントの安全性に影響を与える機器に限定し、プラント稼働率向上も考慮して実施するという基本認識に立っている。

(4) 検査対象機器の分類

Super Phenix では検査対象機器を “systematically inspected equipment” と “equipment inspected as required” とに分けて考える。

i) systematically inspected equipment

規制側が許認可上 ISI として実施を要求しているものであり、検査方法は “漏えい監視” と “肉眼試験”, “漏えい試験” がほとんどである。

例) 主容器	特に規定なし
安全容器	目視試験
ルーフスラブサポートリング	目視試験
冷却系	漏えい試験

があげられるが、表 7.5.2 ~ 表 7.5.4 に検査対象と方法等について示す。

表 7.5.2 CONTAINMENT 関連の検査 (systematically inspected equipment)

設備	関連 area	検査タイプ	方法	周期
ドーム	構造全体	全体リークタイト試験	減圧法	8 サイクル毎
	可動要素	部分 "	減圧法又は Counter Pressure Joint	解体 毎
安全容器	外表面, 連結 or 溶接 area	目視検査	内視鏡	現在明確とされつつある
	内表面	"	カメラ	要求された時

表 7.5.3 崩壊熱除去系 (systematically inspected equipment)

設備	関連 area	検査タイプ	方法	周期
Na ループ	Na 格納シェル	体積検査	X線 or 液体浸透損傷	8 サイクル毎
		漏洩検出	Naスペクトロメトリー 導体間接触	連続監視
緊急除熱系	配管サポート	目視検査	直接検査	2 サイクル毎
		寸法検査	Measurement rod Contact Scanning	
使用済燃料貯蔵熱除去システム	スナバ	1. 油圧式	直接	2 サイクル毎
		2. 機械式	寸法測定	Measurement rod Contact Scanning
			試験	分解
	空気冷却器	目視検査	直接	8 サイクル後の全ての熱交換器

表 7.5.4 炉心支持構造 (systematically inspected equipment)

設 備	関連 area	検査タイプ	方 法	周 期
ルーフ スラブ	格納バリア	部分リークタイト試験	Counter-Pressure Joint	Disassembly 後
	全体構造物	寸法検査	Topometry	サイクル毎
		破壊試験	腐食サンプル	
	支持リング	目視検査	内 視 鏡	8サイクル毎
	隔離板	"	ペリスコープ	燃 交 時
	冷却系	漏洩検出	レベツ計	連 続
ダイヤ グリッド	上部板位置	寸法測定	接触スキヤニング	サイクル毎
	水平変位	"	1次ポンプの片端部	規定されていない

ii) equipment inspected as required

イ) I S I として許認可上実施を要求されているものではない。

ロ) 肉眼試験等で欠陥が検出された場合に、欠陥の同定等詳細な検査を実施する必要がある為、“今から R & D を進めて将来の実用化に備える”ものである。

ハ) 対象は以下を例とする。

- 主容器及び安全容器      肉眼試験及び体積試験
- 蒸気発生器              伝熱管      体積試験\*
- 内部構造      肉眼試験

(5) 研究開発

① M I R

equipment inspected as required として R & D を進めている主容器および安全容器の肉眼試験及び体積試験用装置に M I R (Module d' Inspection des Reacteurs Rapides) がある。M I R の概念を図 7.5.17 に示す。

本装置は、緊急時の引出し機構 (Fail Safe) を設けている。

表 7.5.6 修理交換検討対象機器

程度：◎大 ○中 △小

No	機 器 名	設 置 場 所	修 理 ・ 交 換		検 討 対 象 機 器 選 定 根 拠			
			要 因 例	内 容	高放射線	重 負 荷	重 要 機 器	長 時 間 作 業
1	中間熱交換器	1次冷却系室	圧熱管リーク ベローズリーク	修 理 交 換	◎	◎	◎	◎
2	1次主循環ポンプ	同 上	インナーセパリ不良 上部密封不具合 駆動モータ不具合	修 理 or 交 換	△	◎	◎	◎
3	コールドトラップ	1次Na純化系室	純化装置	計画的交換	—	◎	—	○
4	電磁ポンプ	補助Na系 ポンプ室	ダクトリーク コイル絶縁不良	交 換	○	◎	○	○
5	水素磁石式 電磁流量計	1次冷却系室他	ダクトリーク 磁束密度不良	交 換	○	◎(○)	○	○
6	井	配管室他	弁室リーク 外部リーク 作動不良	修 理 or 交 換	◎	◎(○)	○	○
7	配 管	1次冷却系室 配管室他	リーク	交 換	◎/○	◎(○)	○	○
8	支持装置 (ハンガ、スナバ)	同 上	作動不良	交 換	◎/○	○(△)	○	△
9	ケーブル式 リークデテクタ	同 上	作動不良	交 換	◎/○	△	△	○
10	予熱ヒータ	同 上	絶縁不良、断線	交 換	◎/○	△	△	○

(i) 操作条件

本装置は定期的なISIとしては義務付けられていないが、検査を行う場合には、炉停止中に実施することになる。この場合、主容器温度、安全容器の温度はそれぞれ180℃、120℃と想定されており、主容器、安全容器間隔の620～700%と合わせ、環境条件として考慮すべき事項である。

また被検査対象となる主容器、安全容器の肉厚はそれぞれ25～60%、および25～30%である。

なお本装置は臨界前には、実機を用いて挿入性、移動操作性についての確認試験が実施されることになっている。

(ii) 目視検査用装置

TVカメラ<sup>\*</sup>を装置の前方に設置し目視検査を行う。TVカメラは窒素ガスで冷却するようになっており、冷却後のガスは容器間へ放出する。またカメラの前面にはプリズムを配してあり、両方の容器を同時に観察できるようになっている。安全容器にはReference Markerが刻んであり、位置同定を行う。

また検査用カメラの他にナビゲーション用のカメラ<sup>\*</sup>を搭載しており、装置移動の安全性を確認する。

\* (2/3インチのビジコン管：標準品)

(iii) 体積検査用装置

超音波を用いた方式を採用しており、検査機の軸方向のスキャンが可能であり、この動作と装置(MIR)の横移動により溶接部全体の検査ができるようになっている。butt welds 検査には45°と70°の縦波を用い、炉心支持構造部の溶接部(主容器)には、0°と35°の縦波を用いる。(図7.5.18, 図7.5.19)

カプリング材<sup>\*</sup>は、走査時の温度で容器との共存性を確認しており、供給容器と回収容器間を巡らせる。

\* Gilotherm R.D.

(iv) 位置同定と方位制御

MIRは、容器間の任意の場所へ行くことが可能であるが、位置同定のために安全容器には多数のReference Markingを付け、コード化している。また、このマーキングは、主容器の溶接シームの反対側に位置し、それぞれのマーキング間隔は約0.5 mである。したがって、安全容器には合計12,000点がマーキングされ、検査用のTVカメラで確認することができる。

またMIRそのものにも、いくつかのセンサーが付けられており、容器間の間隔と方位(傾斜計)を確認できるようになっている。

(v) ケーブル、吊下げコードの巻取り装置

ケーブル、コードの巻取りウィンチ(図7.5.20)はルーフスラブよりも約6 m上部にあり、駆動用ケーブルと吊下げコードの両者を別々に巻取るようになっている。

(vi) 制御用計算機

計算機システムには、確認あるいはモンタリングその他の多機能を同時に確認できることが要求される。したがって、信号の取込みはredundancyを持たせるためにdoubleのdigital lineで行うようになっている。Power Contral用の計算機と計測制御用の計算機があり、前者はウィンチの近くに、後者は原子炉建管の外側に位置している。サーボシステム用の計算機は、MIRの安全性に寄与していると考えている。

本装置は種々のモックアップによる試験を実施した後、1983年末にSuper Phenix実機を用いた臨界前の検査(デモンストレーション)に供される。



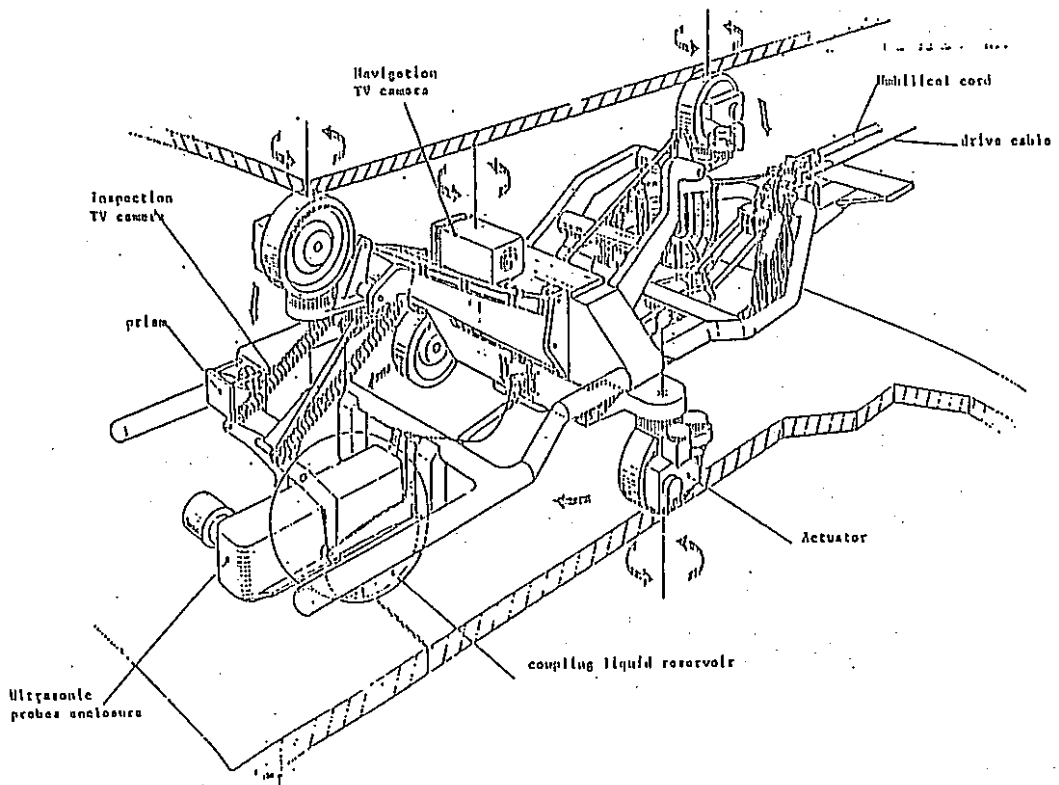


図 7. 5.17 M I R

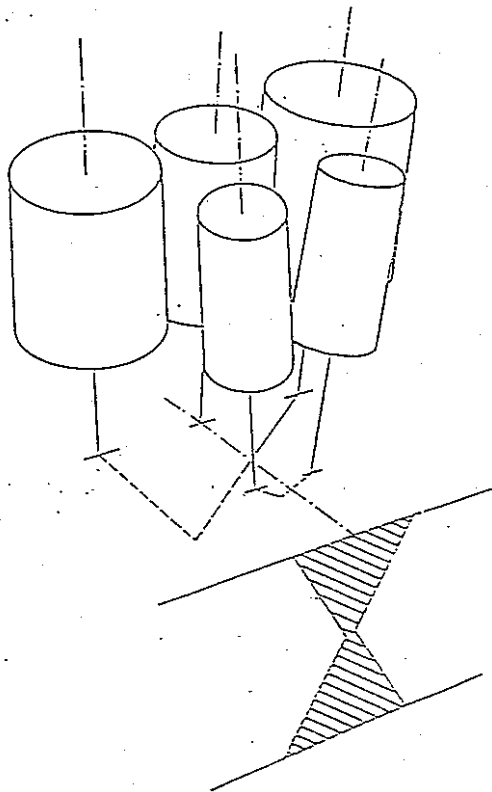


図 7. 5.18 つきあわせ溶接部の検査

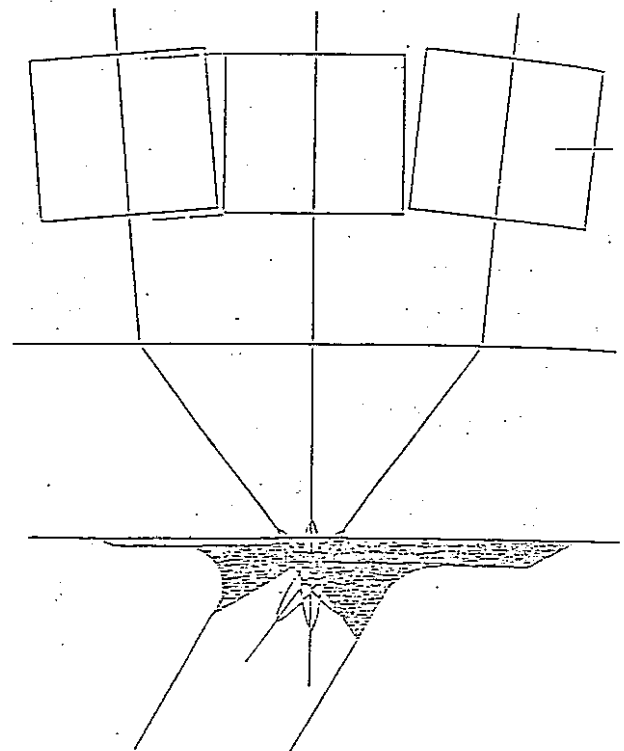


図 7. 5.19 炉心支持構造溶接部の検査

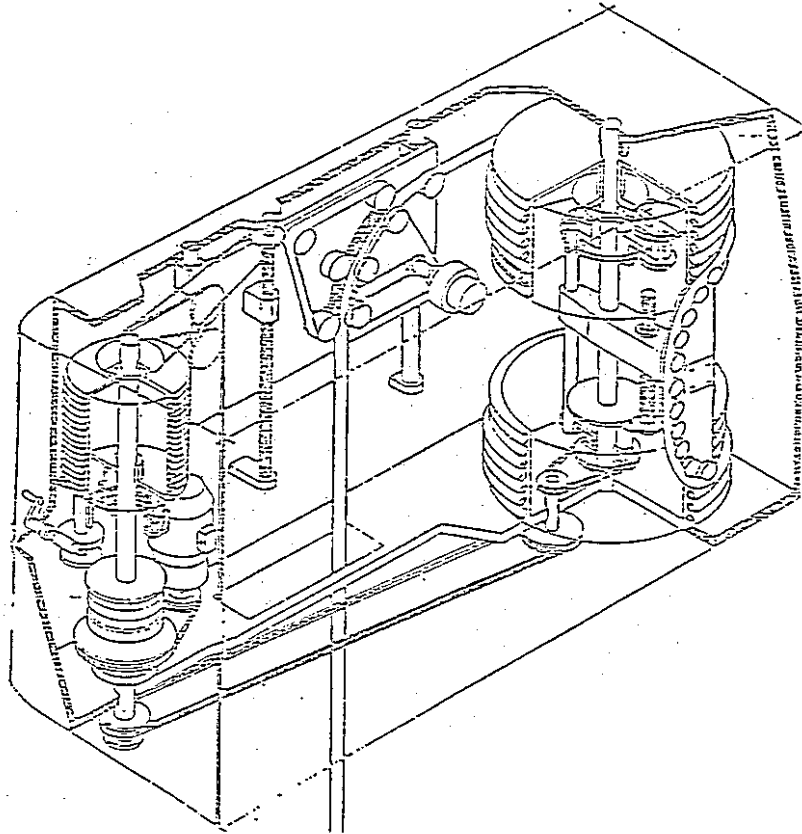


図 7.5.20 ケーブル，コードの巻取りウィンチ

② 蒸気発生器 (SG : Steam Generator)

SGのISIもEquipment Inspected as Requiredとして位置付けられており、絶対的に要求されているものではないが、検査機のR&Dは行われているようである。

SGの伝熱管etcの検査は、原則として漏洩検出後もしくは、ナトリウム-水反応検出後に行うことが考えられており、\* SG伝熱管中に渦電流検出装置のプローブを挿入し検査を行う。また、内側構造物についても小型カメラによる目視検査を行う。

以上、SGの検査については、その詳細は調査範囲において、明確ではない。

\* 健全管にプローブを挿入すると、かえって傷つけたりする危険性を考えれば体積検査は詳細試験が必要になった時に限定すべきであるとの考え方による。

- i) 4個の車輪を有した検査車にTVカメラ(検査用、位置確認用)とUTプローブを搭載したものである。
- ii) 主容器と安全容器の間(ギャップ620~700mm)を移動(無軌道)して検査を行う。
- iii) 計測制御は、原子炉建物外にてcomputerにて行う。
- iv) U.TカプラントとしてはGilothem(油の一種)を使用している。
- v) 既に180℃雰囲気での試験を実施済みであり、今後、モックアップ試験を実施する予定である。

#### 7.5.4 米国の I S I

##### (1) 概要

米国の I S I の考え方は、基本的には放射線場である原子炉容器、1次系に対しては、F B R の特徴を考慮した上で、ナトリウム漏洩の連続監視、目視検査、材料監視を主体とし、極力、検査による被ばくの低減化を少なくする方向で考えつつある。また、2次系も一部の体積試験を除いては、ナトリウム漏洩監視、目視検査が考えられている。

これらは、使用材料、冷却材として使用するナトリウムの特徴（圧力 etc）を十分考慮したことに起因する考え方であるが、規制する立場である N R C は基本的には考え方を認めているものの、いくつかの Suggest を行っている。

##### (2) 配管健全性の考え方

米国の配管健全性の考え方は、L B B (Leak Before Bveak) の考え方に基づくものであり、L B B の根拠として次の Item を上げている。

###### 1) 配管健全性の損われる可能性は小さい。

- i) オーステナイト系ステンレス鋼は十分な靱性及び延性を有している。
- ii) F B R は内圧が低く、 $N_a$  沸騰点より低温であるため、冷却材の保有エネルギー (Stored Energy) が小さい。
- iii) 安定な環境下で運転される。
- iv) 配管は ASME Class 1 に従って、十分な余裕をもって設計・製作される。

###### 2) 配管中に万一欠陥が存在したとしても、進展はほとんどない。

- i) 疲労き裂の進展が最も可能性のある破損モードであるが、その進展は非常に小さい。
- ii) 仮想欠陥深さ  $1/4 \times t$ 、長さ  $t$  の存在を仮定し、最も厳しいと考えられる個所で、全運転サイクル下で深さ方向の進展量は次の通りである。（\*  $t$  : 肉厚）

コールドレグ：18 mil 以下（約 0.46 mm 以下）

ホットレグ：68 mil 以下（約 1.73 mm 以下）

###### 3) 万一欠陥が進展したと仮定しても L B B が成立する。

- i) 大破損を生じる限界き裂長さは配管直径程度と推定されるが、仮想欠陥はほとんど深さ方向に進展し、長さ方向の進展は小さい。
- ii) き裂材の腐食試験を実施したが、最も厳しいホットレグ配管の場合で 100 mil / month（約 2.5 mm / 月）と腐食の進展は小さい。

###### 4) 漏えいが発生すれば検出できる。

- i) 試験結果によれば、貫通き裂長さ  $l \approx t$ （配管肉厚）の場合、漏えい量は 100 g / hr 以下である。

ii) 漏えい検出は次の通り、多様性及び多重性を有している。

エアロゾル検出器

放射線モニター

煙感知器

接触式検出器

液面計

iii) 100 g/hr の漏えいを 250 hr 以内に検出可能である。

5) 設計上冷却材漏えいに対して配慮されている。

i) 1次系は高所配置になっており、低部はガードベッセルで保護されている。破損後のNa液位を保持するよう設計されている。

ii) 安全側の仮定として、4" (約 102 mm) の貫通き裂を仮定し、漏えい量 8 gal/min (約 29 l/min) を仮定している。(本仮定は非常に保守的である)

6) 配管破損確率は極めて小さい。

i) CRBRP 1次系での破損確率評価結果は次の通りである。

破損確率  $P_r = 10^{-8}$  / plant - year (コールドレグ)

$= 10^{-7}$  / plant - year (ホットレグ)

7) 配管破損が生じたと仮定しても十分なマージンを有している。

i) デザインベースを超える事象としてのギロチン破断に関する評価 (nominal base) を CRBRP 1次系配管の下記3箇所について実施した。

I : R/V 入口配管部

II : コールドレグのガードパイプ上端部

III : ホットレグの IHX ガードベッセル上端部

ii) 評価結果は、いずれの場合にも炉心の coolable geometry は確保されることを示している。

以上の開発側の R & D 成果等に基づく評価に対して、規制側もほぼ同じ考え方を示しているが、NRC は、漏洩発生確率を工学的に安全側の予測として

小漏洩発生確率  $\sim 10^{-4}$  / Reactor Year

大漏洩発生確率  $\sim 10^{-6}$  / Reactor Year

としている。

(3) ISI の考え方

概要で述べた通り、ISI についての基本的な考え方はナトリウムの連続漏洩監視と目視検査および材料監視により行う計画であり、体積検査については2次系の異種金属溶接部のみを行うことを考えている。

R / V ……ナトリウム漏えい監視，肉眼試験（VTM-2），材料監視  
一次系 ……ナトリウム漏えい監視，肉眼試験（VTM-2），材料監視  
二次系 ……ナトリウム漏えい監視，肉眼試験（VTM-2），体積試験\*

\* 異種金属溶接部のみ

また体積検査で異種金属溶接部の UT 試験を行う場合，フェライト鋼側から熱影響部の範囲で損傷を行うだけで十分と考えている。\*

\* オーステナイト系ステンレス鋼用に 200℃の配管溶接部用の UT 試験用の装置を試作したが，結果はかんばしくなかった。

これに対し規制側は，次の提案を行っている。

- 1) プラントは ISI が行える様に接近性を確保し，欠陥部の補修及び交換ができる様に設計することを suggest している。
- 2) ISI としては，1次系，2次系に対してナトリウム漏えい監視，肉眼試験，材料監視に加え，代表的な溶接部について定期的な体積試験を行い，予期しない構造材の機能低下がないことを確認することを suggest している。
- 3) ISI の頻度は SER (Safety Evaluation Report) による事故解析評価結果等をもて決定するとしている。
- 4) 建設段階において，溶接部の初期健全性を確認すると共に，ISI のベースライン情報を得ることを目的とし，UT 試験を実施することを suggest している。
- 5) FBR 用 ISI コードは ASME Sec XI Div 3 を用いている。
  - i) LWR 用の ASME Sec XI Div 1 に比べ不十分な点があると考えている。
  - ii) 適用に際しては SER に示す規制側の position を付け加える必要があると考えている。
  - iii) NRC としては ASME Sec XI Div 3 を承認している訳ではない。
- 6) IHX 伝熱管の健全性を確認する為の耐圧試験，メカニカルシールとベローの健全性を確認する為の漏えい試験は実施する必要があると考えている。

CRBRP では，IHX の入口配管部については体積検査を行うように考えている。なおこの時には，当該のループはドレンされており，検査機は UT を用い，人間による着脱を考えている。なお IHX 本体からの  $\alpha$  線 (CP) のしゃへいとして，ビームに鉛カーテンをかけることを考えている。

#### (4) FBR プラントの ISI

##### 1) FFTF

FFTF の ISI は，目視検査，ナトリウム漏洩の連続監視，材料監視により行う。また 1 次配管の体積検査については，UT により，2 年毎に 1 ループずつ行う。

(i) 目視検査

① 炉容器まわり

原子炉容器を含む1次系および2次系の目視検査は既存の技術を適用することで行われており、炉容器およびガードベッセルの溶接部にはモノレール方式によるTVカメラシステムが考えられている(1つは、ガードベッセルより上部の原子炉容器まわり用のトロリー方式、もう1つは、ガードベッセルと原子炉容器のアニュラス部を検査するものの2つがある)。図7.5.21及び図7.5.22に概念を示す。

② 配管の体積検査はUT検査システムを用いて行うことになっており、図7.5.23に示すようにカプラントの自動供給、回収装置およびUT装置、配管まわりにUTを自動回転させるためのTRACK ASSY等から構成されている。

③ 1次系の各コンポーネント(IHX, ポンプ等)の目視検査は、ペリスコープを用いて行う。図7.5.24にポンプの例を示す。図からわかるように装置そのものは極めてシンプルなものとなっている。その他、配管、スナバー、サポート類も必要なところはペリスコープで検査することになっている。

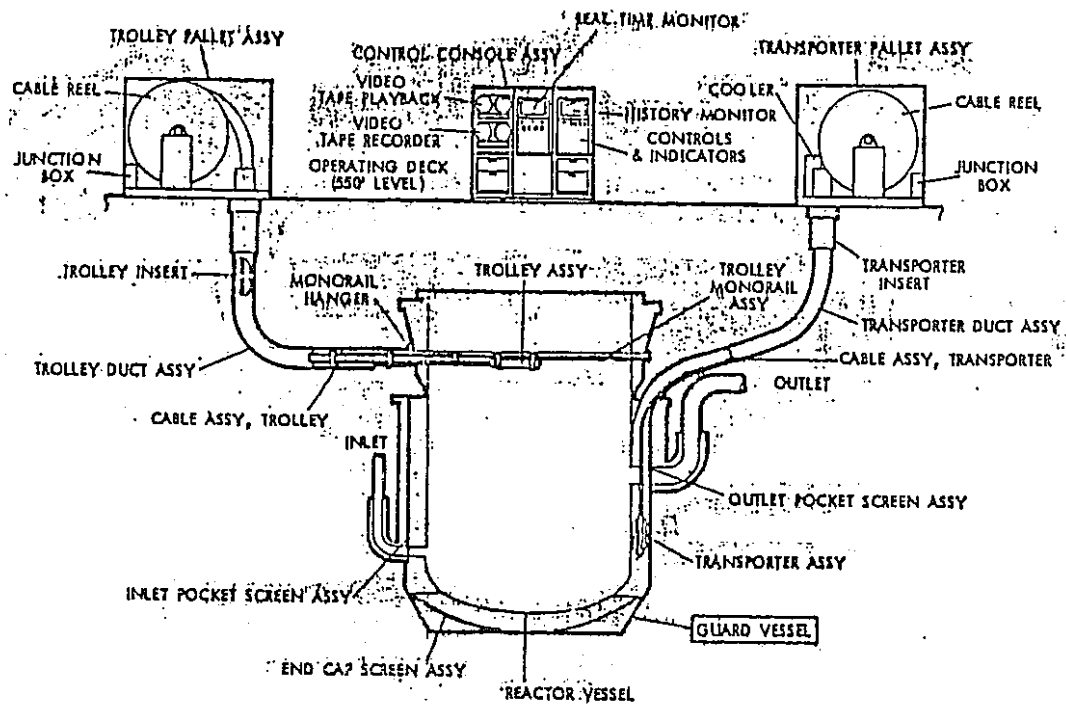


図 7.5.21 原子炉容器まわり検査機

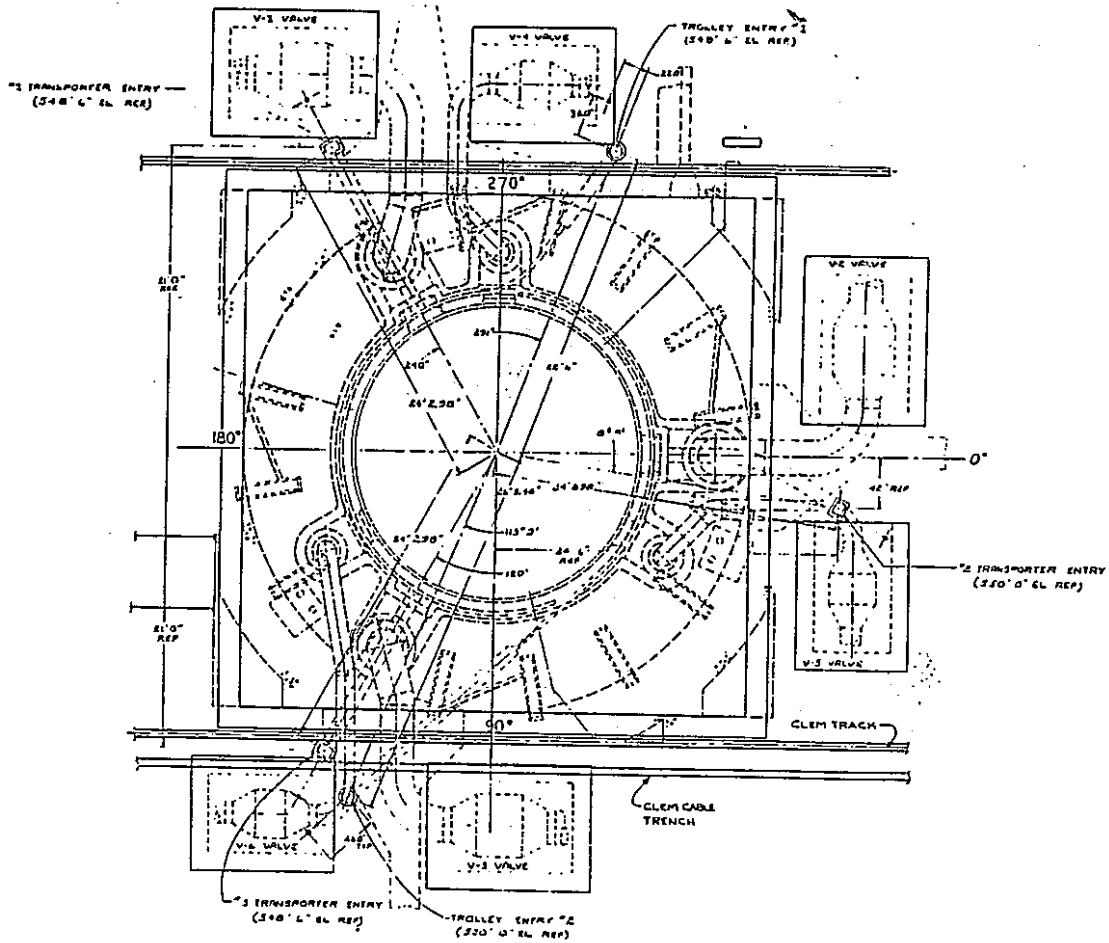


図 7.5.22 原子炉容器まわり検査機

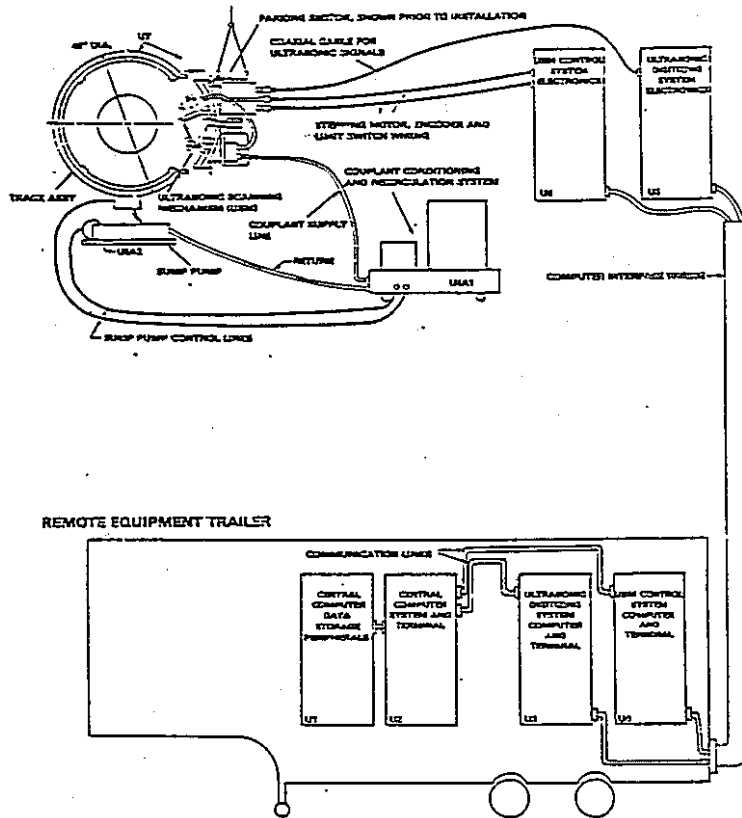


図 7. 5.23 Ultrasonic Scanning Equipment(USE) System

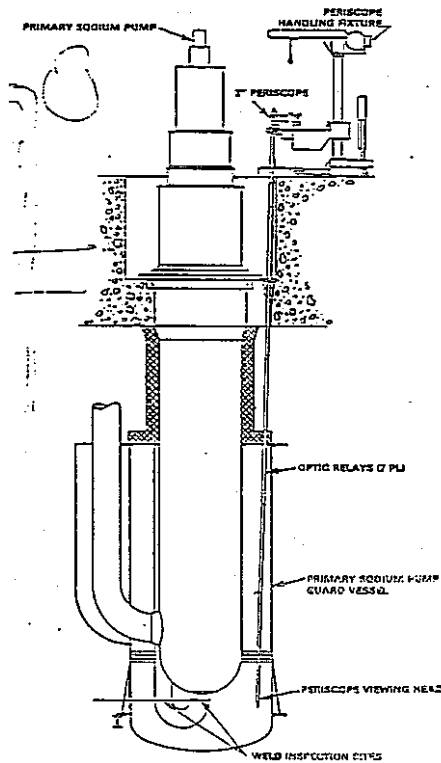


図 7. 5.24 ポンプ目視検査機



### 7.5.5 我国の I S I

我国の I S I についての考え方は諸外国の例と同様に原型炉「もんじゅ」で明らかにされた。したがって、検査機の開発も、本格的にはこれからの取組に依るところが大きく、安全審査等の結果により検査対象箇所も明確にされつつあり、今後の展開が待たれる。

配管の健全性についての考え方は欧米のそれとほとんど変わらず、冷却材として用いるナトリウムの圧力が低いこと、材料にはオーステナイト系ステンレスを用いているために延性に富むことにより LBB の考え方が適用できる。したがって I S I も、目視検査、ナトリウムの漏洩監視および材料監視が主体であり、体積検査については、さらに限定された場所になっている。

#### (1) 炉容器入口配管 I S I 装置

これまでに、原子炉容器入口配管溶接部に対する検査機器システムとして、工業用テレビによる目視検査および超音波探傷による体積検査が検討され、その可能性についての目途が得られるに至っている。

検査機器の構成は図 7.5.25 のように、ガードパイプと入口配管の約 300 mm の狭隘空間にガードパイプ側に設けられたレールに沿って、検査台車を挿入する遠隔挿入駆動システム、超音波探触子および工業用テレビが被検面を走査スキャンニング機構等からなっている。

超音波探傷システムおよびスキャンニング機構は全て、高温、高放射線に耐えるように開発されているが、工業用テレビのみが液体窒素ガス供給システムで冷却されるようになっている。これらの検査機能、耐環境性はフルモックアップ試験で確認されているが、今後、原子炉容器本体の検査システムの開発が進められよう。

#### (2) その他の I S I 検査機の開発

「もんじゅ」では、炉停止状態でも炉心の崩壊熱除去のため冷却材ナトリウム約 200 °C で循環運転される。I S I の対象となるループはナトリウムをドレンするが、原子炉容器内ナトリウムはドレンされない。したがって I S I を含む原子炉廻りの検査は、高温 (220 ± 20 °C)、高放射線レベル (約 10<sup>3</sup> R/h)、窒素ガス雰囲気という厳しい環境条件下で行なわれるだけでなく、曲りくねった案内管を經由して約 40 m 先の狭隘な検査箇所 (G/5 ~ R/V 間 300 ± 50 mm) に到達する必要がある。このための遠隔検査機には、耐熱性、耐放射線性、アクセスの柔軟性、小型軽量化が求められ、高信頼性と故障時でも系外に確実に取出せる機構が特に重要となる。

現在、上記の条件を満足する検査機を開発するために、まず冷却装置のいらない目視検査用のセンサーとして、光イメージガイド、またカプラントの供給、回収手段を必要としない体積検査用センサーとして EMAT (電磁超音波法) の開発を進めている。

1次冷却系の定期検査時放射線レベルは当該ループのナトリウムがドレンされていることもあって原子炉廻り程ではない(約1R/h)が、被曝低減化のため1次冷却系機器配管のISIには遠隔操作化が望まれる。1次主配管溶接部のISIを行なう場合は、図7.5.26に例示するような保温材着脱操作を含む遠隔検査装置が必要となろう。この場合、保温のパッケージ化、パッケージ保温着脱や検査治具を配管に着脱するためのパワーマニピュレータ、遠隔自動目視超音波探傷装置、これらを積載する移動台車の開発が必要である。

また、IHXやポンプの外観検査のために例えば図7.5.27に示したようなペリスコープ方式も有効であると考えられる。

いずれにしても「もんじゅ」段階で検査機としては、まだ未着手のものあり、上記の概念の一例を示したが、アクセス法も含めて、クロユントとの整合性を十分に考慮して開発を進める必要がある。

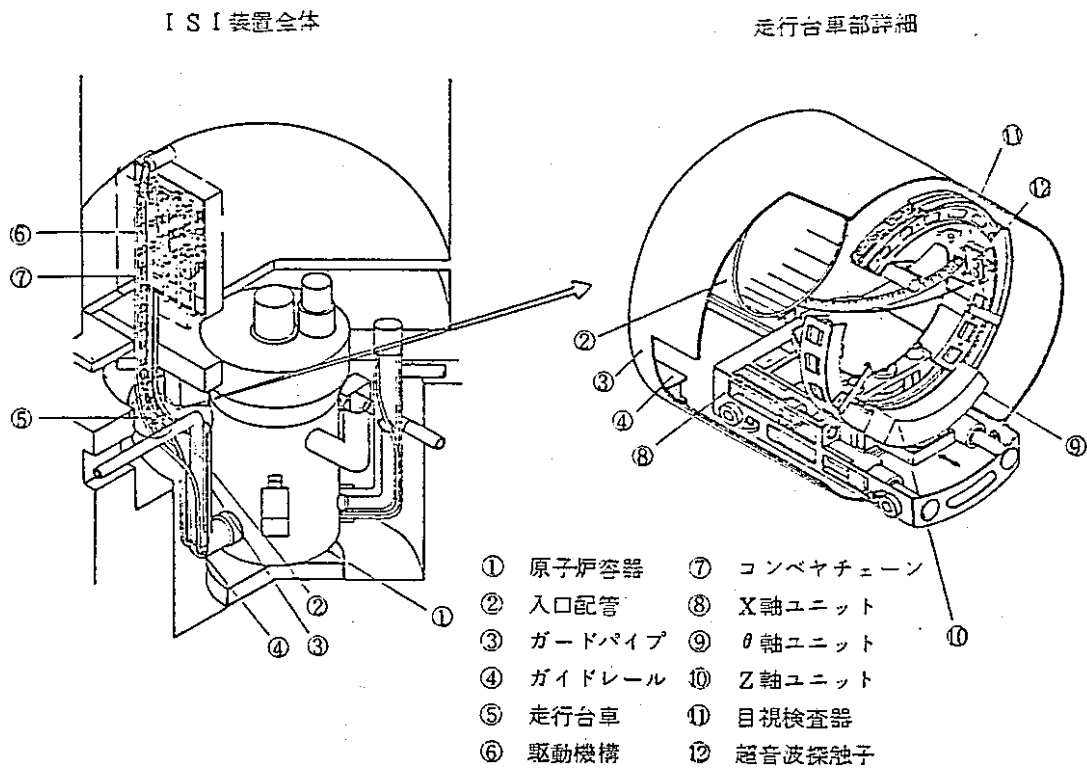


図 7.5.25 「もんじゅ」 I S I 機器の概念図

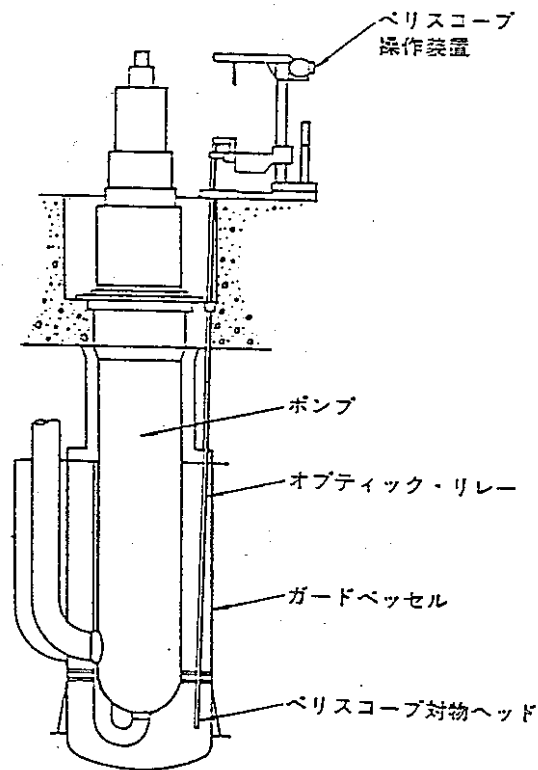


図 7.5.27 ポンプ外観検査用ペリスコープ概念図

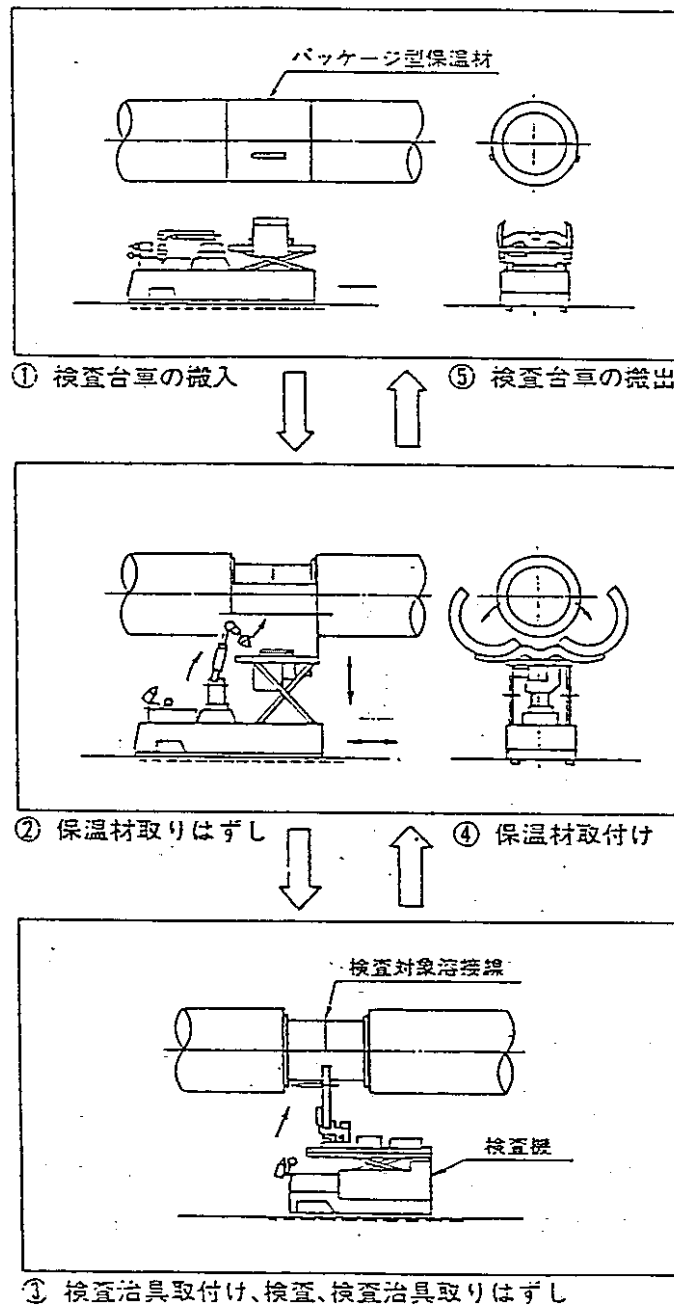


図 7.5.26 配管溶接部検査概念図

### 7.5.6 保守・補修

FBRの保守・補修作業は、軽水炉と同様、放射線環境下の作業である反面、特に冷却材としてナトリウムを使用していることにより環境条件が異なっている。したがって、補修も含めて種々の作業の遠隔化が望まれる。

我国のFBR開発は、現在原型炉以降の設計進捗に伴ない、保守・補修計画も進みつつあり、遠隔作業を必要とする対象も明らかにされつつある。表7.5.6に冷却材バウンダリを形成する機器等の修理交換に関する検討対象機器例を示す。高放射線下での比較的長時間を要する作業が多く、全般に重量物である。

中間熱交換器(IHX)を例にとると、伝熱管の検査とプラグの概念は図7.5.28のようなものが想定される。また伝熱管補修のプロセスはおおよそ図7.5.29のような手順になると考えられ、それぞれのプロセスで遠隔自動装置を必要としていることがわかる。

#### 遠隔保守点検機器開発上の技術的課題

原子力用遠隔(自動)保守点検機器に共通する特殊性は主に次の4点と考えられる。

- ① 放射線環境下での作業故、遠隔化が必要とされること。
- ② 作業内容が複雑多岐で、使用頻度も少なく一般化しにくいこと。
- ③ 作業空間が固定的で、狭隘部での作業も多いこと。施設側の改善が一般に困難なこと。
- ④ プラントに危害を及ぼさないように、特に信頼性向上やフェール・セーフ機構が必要であること。

FBR用遠隔(自動)保守点検機器開発のための要素技術はおおよそ以下の通りである。

#### (1) センサーの開発

耐熱耐放射線性を重点に小型軽量なセンサーを開発する。例えば、ファイバ・スコープ、ペリスコープ、立体TV、非接触式超音波探触子、リモート温度センサー、位置センサー、触覚センサー、線量率計、酸素濃度計などが考えられる。

#### (2) 信号伝送処理法の開発

ISIの遠隔操作化に伴ない、目視信号や渦流・超音波探傷信号の伝送処理法の開発が必要となる。また光ファイバによる信号多重伝送や無線による信号伝送についても環境条件を含めて検討すべきであろう。この他パターン認識を含む画像処理や、マン・マシン・インタフェースについても他分野技術の利用が期待される。

#### (3) 多機能マニピュレータの開発

遠隔保守点検機器に使用できるマニピュレータの開発で、特に多自由度、小型軽量、器用さ、制御のしやすさ、信頼性、耐放射線性および耐熱性(炉容器廻り)が重要テーマである。

#### (4) 走行装置の開発

当面原子炉廻りおよび1次冷却系の検査(I S I)用には既存技術を応用しやすい軌道式を開発目標にし、将来的には無軌道自走式を指向すべきであろう。動力供給法についても内部搭載方式と外部供給方式を十分検討すべきであろうし、後者でも誘導方式が実用化されれば長尺の動力ケーブルの処理が不用になり魅力的である。

#### (5) 制御法の開発

最も重要なテーマの1つであり、多自由度系における位置制御、力制御を含む最適制御法の確立と使いやすい制御言語の開発が待たれる。制御法に関しては他分野での開発技術をFBRに 응용していくのが得策と思われる。

以上の要素技術の中には軽水炉や他の分野で開発されている技術を容用できるものも少なくない。しかしながら、FBR固有の機器も多く環境条件も厳しい上、図7.5.30に示すようにプラント設計との整合性が特に重要であり、FBR用遠隔保守点検機器の開発はできるだけ早い段階から着手するのが得策である。

この場合、基本的には以下のステップで順次自動化を図っていくのが現実的と思われる。

- ① 手動遠隔操作 (人間による完全コントロール)
- ② 半自動遠隔操作 (判断は人間が行なう)
- ③ 完全自動遠隔操作 (指示のみ人間が行なう)

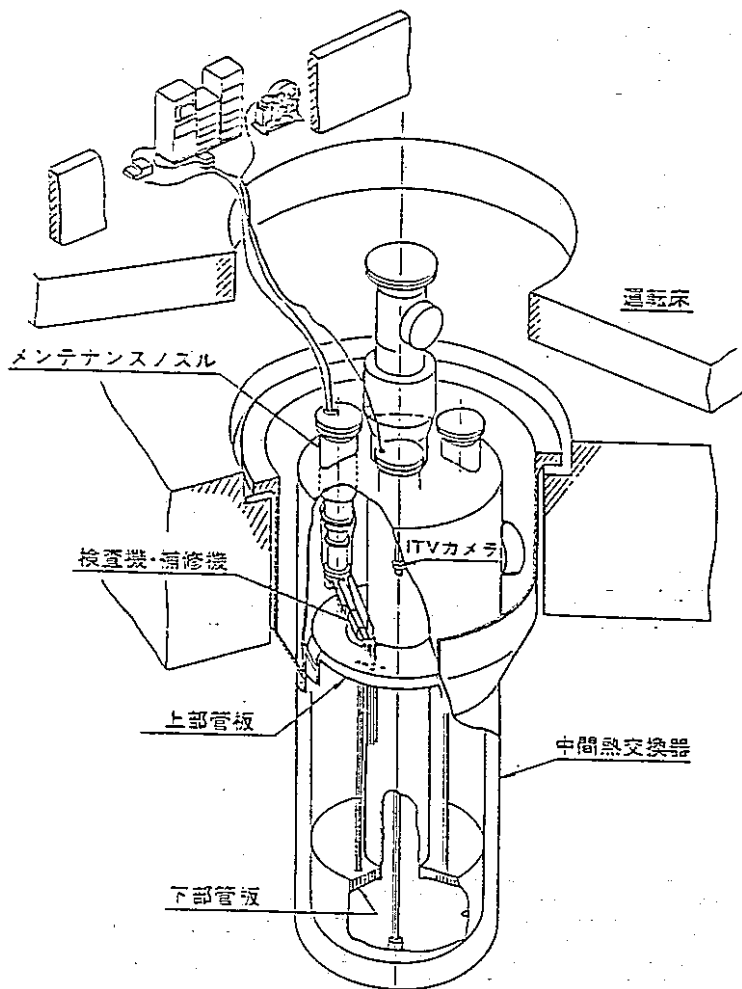


図 7. 5.28 中間熱交換器伝熱管検査と補修の概念図

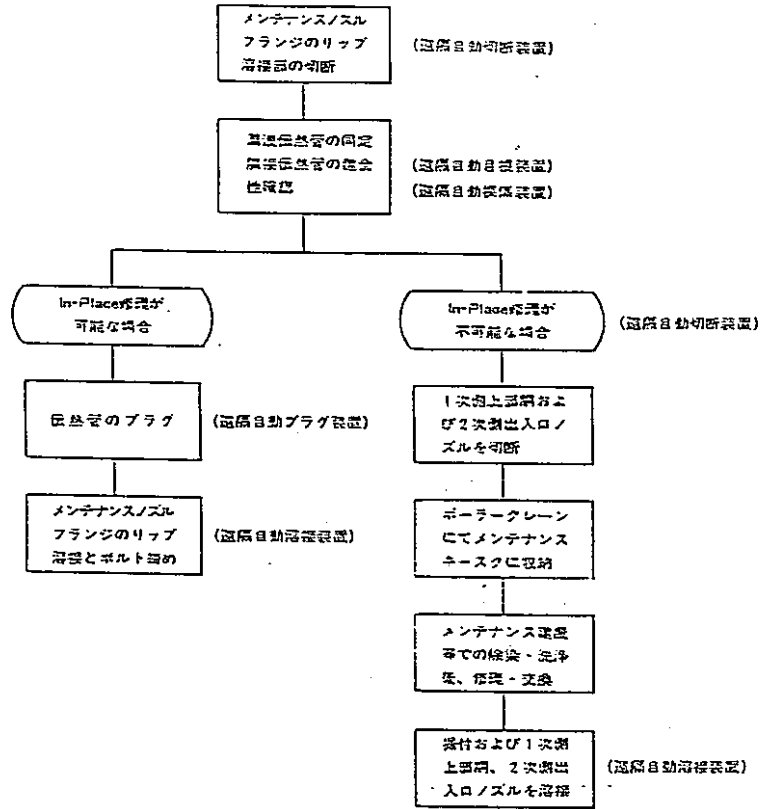


図 7.5.29 中間熱交換器伝熱管補修想定手順

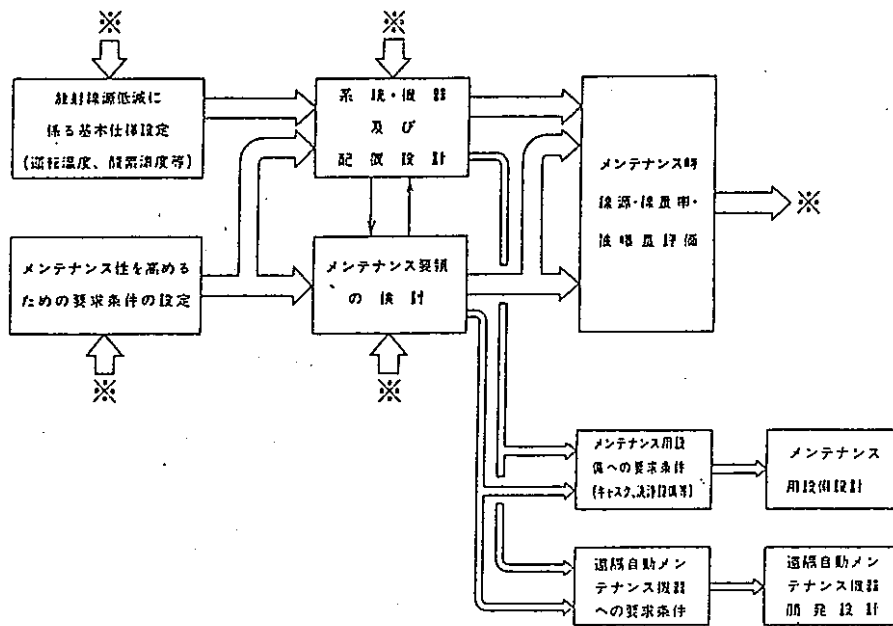


図 7.5.30 FBRメンテナンス関連設計検討手順



## あ と が き

昭和57年8月に実証炉設計技術検討ワーキンググループが発足し、約2ケ年の間に、各メンバーは、日常業務とは別に勤務時間外等により調査したので、内容が充分でないと思われるが、少しでも早く、多くの人々の検討資料として、役に立てて頂ければと思い、報告することにした。

本報告書をまとめるまでに、高速増殖炉開発本部、開発調整室、奈良実証炉ブロックリーダー（現、大洗工学センター高速炉機器開発部）や室員の多くの方々に、御指導頂いた。また、企画部、石上調査役等には数多くの資料を提出して頂いた。ここに深く感謝する次第である。

本実証炉設計技術検討ワーキンググループの発足や会議の運営にあたり、望月理事、野本副本部長、堀開発調整室長、各ブロックリーダー、大洗工学センター関連部長（厚母、井滝、松野、三本各部長）等、数多くの御協力を得ましたことを感謝します。

当ワーキンググループの発足以来、約2ケ年が経過し、発足当初計画したPhase-1：「世界各国の技術調査」を一応終了し、今後は、Phase-2に移行すべき段階にきている。

動燃内においては、昭和59年3月16日および4月1日に、大幅な人事異動が行われ、大洗工学センター内にFBR大型炉グループが発足し、新しい局面を展開しつつある。

一層の御支援を期待する。

(付) 実証炉設計技術検討ワーキンググループ  
メンバー一覧

(本 社)	佐々木 修 一	(実証炉 Gr)
	大 谷 暢 夫	(炉物理 Gr)
	坂 本 寛 己	(システム設計 Gr)
	服 部 直 三	(高速炉工学 Gr)
	赤 対 稚 博	(現, 三菱重工)
(大 洗) 主 査	亀 井 満	(機器開発室)
	中 本 香 一 郎	( " )
	林 道 寛	( " )
	久保田 淳	( " )
	片 岡 一	( " )
	軍 司 稔	( " )
	今 井 熙	(システム設計開発室)
	中 西 征 二	(構造物強度試験室)
	平 野 正 敦	(ナトリウム材料開発室)
	高 橋 克 郎	(炉心安全工学室)
	宮 口 公 秀	(プラント安全工学室)
	黒 羽 光 男	( " )
	布留川 修	(高速炉工学室)
	池 上 哲 雄	(原子炉技術課)
	小 山 真 弘	(照 射 課)
	鹿 倉 栄	(現, 東海 P U 燃設計開発課)
	松 島 英 哉	(照射燃料集合体試験室)
	横 田 淑 生	(現, 科学技術庁)
	神 戸 満	(高速炉機器開発部)
	瀬戸口 啓 一	(原子炉第 2 課)
(事務局)	山 田 栄 吉	(高速炉機器開発部)