

本資料は1998年3月26日付けで
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

高速増殖炉実用化に関する海外の動向

1987年6月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

本資料は、核燃料サイクル開発機構の開発業務を進めるために作成されたものです。したがって、その利用は限られた範囲としており、その取扱には十分な注意を払ってください。この資料の全部または一部を複写・複製・転載あるいは引用する場合、特別の許可を必要としますので、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

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



社 内 一 般
TN
PNC №9420 87-001
1987年6月

高速増殖炉実用化に関する海外の動向

神戸 満, 谷山 洋

要 旨

本報告書は広く海外FBR先進国の実用化の動向を調査検討したもので、今後の我が国としてのFBRの実用化方策を検討し、方向づけをすると同時に、実証炉一号のあり方を検討する上での参考に供することを目的として作成したものである。

調査の対策は我が国の指向している大型化によるコストダウンに焦点を絞ったことから、欧州を中心とし、米国については参考程度に引用することとした。



OFFICIAL USE ONLY

PNC^JN9420 87-001

June, 1987

The Current Perspective of Overseas Fast Breeder Reactor Development Programmes

Mitsuru Kambe and Hiroshi Taniyama

A b s t r a c t

A research on the current perspective of overseas fast breeder reactor development programmes has been made in order to discuss the orientation of Japanese first demonstration FBR as well as the optimum procedure for the introduction of the following FBRs into the existing economic network in Japan.

The most part of the report was devoted to the development programme of western Europe. In addition the efforts of the United States were briefly reviewed.

* Plant Engineering Office, Technology Development Division, O-arai Engineering Center, PNC.

高速増殖炉実用化に関する海外の動向

目 次

1. まえがき	1
2. 概 況	3
3. 技術的検討	7
3.1 プラント性能	7
3.2 技術基準	13
3.3 炉心・燃料	21
3.4 原子力蒸気供給系 (NSSS)	30
3.5 その他設備 (BOP)	60
4. あとがき	76

付 録	・ SPX-1 から SPX-2 への設計の発展
	・ SNR 設計の特色
	・ 高速増殖炉実用化に関する海外の動向(要約)

1. ま え が き

高速増殖炉（以下FBR）の開発はいま一つの転期を迎えようとしており、FBR開発国において実証化時代を前に資源と経済性のバランスを模索しつつ、FBR開発の意義についてあらためて議論が深められている。その主題はFBR固有の安全性の一層の進歩と経済性の確立を可能とする技術の開発をベースにした実用化への見通しの立証にある。これらの議論においては、巾広い研究開発に裏付けられたFBRのプラントの運転経験の蓄積（図1）と最近の、Super Phenix の運開とその後の順調な運転、SNR-300の建設、「もんじゅ」の着工と順調な建設などが共通の認識の基礎になっている。現在、実証化時代に向かって、各国においてそれぞれの開発段階と経済状況に応じて次期FBRプラントの設計検討が行われている。

FBR実用化への開発の考え方や技術的なアプローチの仕方に、国によって違いがあるが、それぞれの経験を十分に反映しつつ、なおかつ新しい技術や概念を取り入れ設計の高度化に大きな努力が払われている。最近の設計における世界共通の特徴は、建設費低減と原子炉固有の安全性の追求にある。もちろん、各国の開発段階と社会条件に応じて出力規模や炉型式の選択、あるいは燃料サイクルの検討等のウェイトの置き方に差があるが、そこには国際協力による共同開発と協調の布石とともに技術的な激しい競争が存在している。これらは各国の実験炉、原型炉の設計、建設、運転の経験と実績およびそれを支えている巾広い研究開発を基礎としたものである。

図2に世界のFBRの出力規模の趨性を示す。図からわかるように欧州、日本におけるスケール効果を活かすための大型化の指向とアメリカにおける金利、ユーザーの投資能力、許認可の長期化などへの対策のための中規模出力の組み合わせによる大規模化への指向が提案されている。

本資料は広く海外FBR先進諸国の実用化の動向を、今後の我が国としてのFBRの実用化方策を検討し、方向付けをすると同時に実証炉一号のあり方を検討する上での参考に供することを目的に調査・検討したものである。

調査の対象は我が国の指向している大型化によるコストダウンに焦点を絞ったことから、欧州を中心とし、米国については参考程度に引用することとした。

2章において実用化に向けての政策的な動向、実用化時期の見通し、経済的な見通し、技術的方向性等についての動向を概略的に示した。

3章においては技術的な面から ①プラント性能, ②技術基準, ③炉心・燃料, ④原子炉蒸気供給系, ⑤その他の設備 の各分野における主要トピックスについてその動向を紹介した。

付録に特にSPX-1からSPX-2への技術の進展状況を示すことを目的に対比表を添付した。

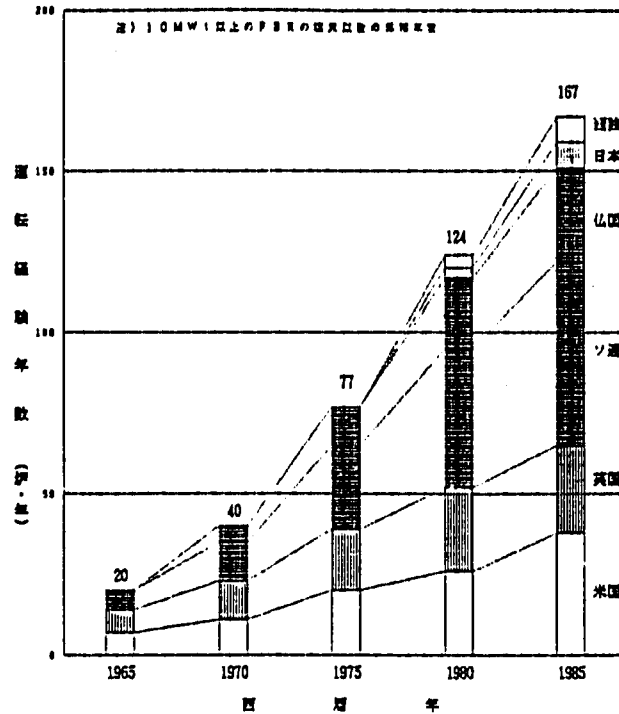


図1 世界のFBRの運転経験

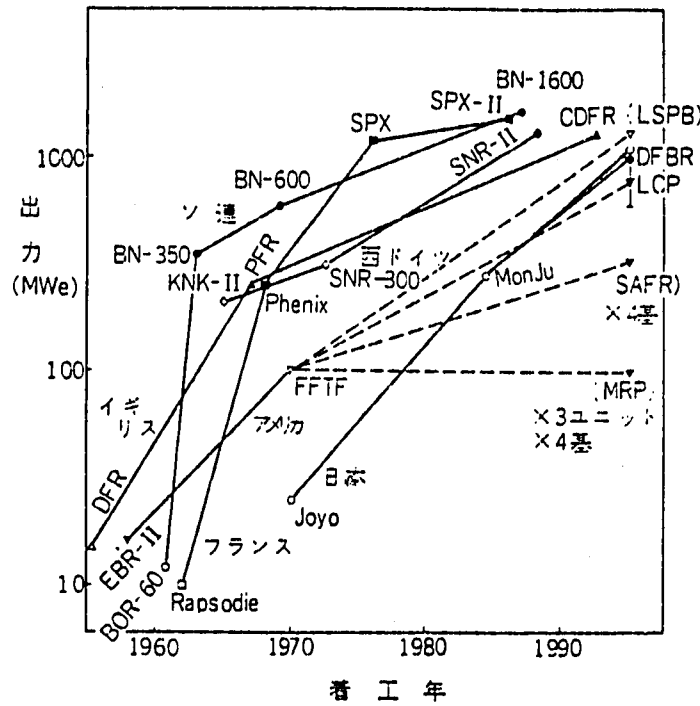


図2 世界の高速炉大型化の趨性

(注) 図中白ヌキはループ型, 黒ヌリはタンク型,

() 内は熱出力の1/4倍を電気出力として換算したもの)

2. 概 況

2.1 高速増殖炉開発の現状

高速増殖炉の研究開発は原子炉の発電への平和利用が最初に考えられた1940年代の初期から開始された。そして、今日までの50年近くにわたる先進各国の研究開発努力によって、現在商業ベースで利用されている軽水炉発電プラントと同じ規模の大型高速増殖炉発電プラントがソ連及びフランスで運転されている段階まで進んできた。

同時に、高速増殖炉技術開発に係わる技術的に未知であった様々な課題は多くの研究開発成果と実験炉及び原型炉の運転経験を通じて今やそのほとんどが既知のものとなり、必要な多くの関連技術が体系的に利用できるポテンシャルを先進各国が持ちつつある状況になってきた。

各国が高速増殖炉開発の初期の頃に考えていたように、「やがて予想されるウラニウム資源の枯渇に備えて、原子力の有する潜在的な可能性を最大限に利用するために高速増殖炉の開発が必要である。」とした目的と照らし合わせてみると、この50年近くに及ぶ世界各国の努力によって、このような初期の目的は、高速増殖炉発電プラントに関する限り、既に達成されつつある段階にまで進んできた。

そして再処理を含む高速増殖炉燃料サイクル技術については、なお最後の実証段階を残しているとはいえ、技術的見通しは十分にたてられる状況になってきた。

こうして、もし必要であれば今後数世紀にもわたって原子力エネルギーを発電に利用し、人類に電力を供給できる手段（FBR）を手に入れていることを実証してきた。この技術は今後更に信頼性の高いものとし、かつ経済性の高いものとしていく必要がある。

2.2 実用化に向けての課題

しかしながら一方、その間に、高速増殖炉に対する「当面の期待」は世界のエネルギー状況の変化とともに微妙に変化してきた。

石油資源、及びウラニウム資源の相次ぐ新発見、ウラン濃縮技術の進歩発展、軽水炉等の実用原子力発電プラントの安定的利用技術の確立、電力需要全体の伸びの停滞等が相乗的に作用して、高速増殖炉がどうしても必要となる時期は、当初考えられていた20世紀末頃ではなく、もっと先であるという見通しが次第に明確になってきた。

そして、それよりも早く高速増殖炉を商業利用するためには、既存の原子力発電技術と競合して、例えば「経済性においてより秀れている」ことを実証する必要がある、といったように高速増殖炉の置かれた環境が変化してきた。

もちろん高速増殖炉開発を通じて得られた高温構造設計技術、高速中性子照射データ、混合酸化物燃料の製造技術、ナトリウム等の液体金属特性データ、耐熱応力設計製作技術、薄肉構造物の耐震設計技術等の基盤的なデータは現在及び将来必要となる様々な他分野への応用可能な科学技術データであり、従来もそれら技術の他分野への波及的効果は大きかったし、わが国の技術セキュリティ的観点から見ると、今後とも特に重要なものであると考えられる。

しかしながら、そのような高速増殖炉開発に伴う派生的な利点を抜きにして、今後高速増殖炉を早期に実用化してゆくためには、「安全性を確保しつつ高速増殖炉発電の経済性を実証してゆく」ことが世界各国の高速増殖炉開発関係者に期待される大きな次の目標となってきた。

2.3 最近の諸外国の動向

我が国でようやく原型炉「もんじゅ」の建設工事が本格化されだした今年、フランスおよびソ連で高速増殖炉開発の歴史における重要な進展があった。欧州協力によってフランスに建設されたSPX-1が本年10月に70%出力を達成し、11月末には100%全出力運転を目指しており、またソ連において新しく実証炉BN-800の建設が着工されたというニュースである。

これらは各々120万KWe及び80万KWeの大型炉であり、このような大型炉の建設が現実のものとなっていること自体高速増殖炉技術が十分に成熟期に到達してきたことを示しており、今後残された経済性の問題が解決されるならば、かなり早期に大量の高速増殖炉が商業ベースで導入されることもあることを示している。

また一方、成熟期に達してきた高速増殖炉発電プラントの具体的なコスト予測がいよいよ可能な段階に達してきたため、逆に経済性において優位に立てないことが明確化してくると、残された資源論的な面での将来の可能性だけを残して、その技術開発は一定範囲で継続されるとしても、大規模導入のタイミングはかなり遅れることもありうる。

このような背景の下に、高速増殖炉開発に係わる先進諸外国は、残された経済性の課題の解決のために様々な努力を開始した。

フランスではフランス電力庁E d Fは Novatome 社と共にSPX-1の技術の延長上で大幅なコストダウンを目指したSPX-2の設計研究を1977年から続けており、来年又は再来年には外国からの共同建設のためのパートナーを得て着工したいとしている。

また原子力庁CEAは更に革新的な技術を取り入れた将来の実用炉のあるべき姿を求めてカダラッシュ研究所にECRAグループを作り1983年頃から本格的な検討を開始した。

西独でも、電力会社のRWEがインターアトム社に委託して1977年頃からSNR-2の設計研究を続けてきたが、これが1983年に一段落して炉型としてプール型を選定した後、欧州協力による本格的な詳細設計評価を開始しようとしたところ、関係各国の足並みがそろわず遅れているけれども、KWU/インターアトム社は自己資金による設計研究を継続している。

英国では長年続けてきたCDFRの設計研究を今もなお継続している他、1984年に新しい欧州5ヶ国協力覚書が締結されたのに伴って現在SPX-2, SNR-2の設計に各々約30名のNNC社の技術者を参加させている。

米国では長年続けてきた大型炉の設計研究はひとまず中断し、それに代る中小型炉の経済性達成に向けて設計研究を開始している。

これらの各国の設計研究努力は、我が国がこれまで実施してきたものよりもかなり本格的なマンパワーを投入したものであり、「もんじゅ」の設計及び工事認可段階が一段落してくる今後数年間については、我が国からの本格的な寄与も強く期待されている。

海外の設計研究の例として、西欧の設計主要目を表1に示す。

表1 海外の設計研究

項目		国名	フ ラ ン ス	西 ド イ ツ	イ ギ リ ス
原子炉名			Super Phenix-2	SNR-2	CDFR
設計実施者			NOVATOME	INB	NNC
電気出力 MWe			1520	1500	1520
炉型式/ループ数			タンク/4	タンク/8	タンク/4
原子炉出入口温度 ℃			547.5/395	540/390	540/370
主蒸気温度/圧力 ℃/kg/cm ²			487/182	495/173	490/178
総合的特徴 (設計の狙い)			<ul style="list-style-type: none"> Super Phenixのステップアップ。同規模サイズで出力20%アップ。 同型炉の増設によるコスト低減化。 燃料サイクルクローズプラント。 FBR固有の安全性重視 — HCDAを残留リスク以下にする —。 	<ul style="list-style-type: none"> Super Phenix, SNR-300の経験を活用する。 FBR固有の安全性重視, 静的な安全系システムの使用 — デザインベースからのHCDAの排除 —。 燃料サイクルの経済性重視。 	<ul style="list-style-type: none"> コスト低減。 FBR固有の安全性重視。
技 術 的 特 徴	炉心・燃料		<ul style="list-style-type: none"> 高信頼性炉停止システム。 分節型制御棒。 出力及びDPAの平坦化。 コンパクト燃料を減らして炉心コンパクト化。 短尺燃料ピン。 高燃焼度, 低圧損燃料集合体 	<ul style="list-style-type: none"> 高信頼性炉停止システム。 分節型制御棒。 増殖化0.8~1.2の範囲でフレキシブルな炉心設計及び管理。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心拘束型。 外側遮へい体固定。 グリッドスペース燃料集合体。 ラッパ管材質:フェライト鋼, クラッド材:Nimonic alloy PE16。 圧力駆動方式後備炉停止システム。
	原子炉構造・燃取系		<ul style="list-style-type: none"> ルーフスラブ空冷, 軽量化。 原子炉ピット壁ライナー状安全容器。 原子炉ピット壁水冷。 一重構造内部容器。 1サイクルの運転期間の延長。 使用済燃料炉内貯蔵方式 (IVST)。 Aフレーム式出入機。 	<ul style="list-style-type: none"> ルーフスラブ空冷, 軽量化。 二重構造内部容器。 使用済燃料炉内貯蔵方式 (IVST)。 Aフレーム式出入機。 	<ul style="list-style-type: none"> 二重回転ラグ + オフセットアーム式燃料交換機 ルーフスラブ空冷。 ガス断熱による原子炉壁冷却。 高・低温プール液位差によるIHX流動駆同力。 使用済燃料炉外貯蔵方式 (EVST)。 Aフレーム式出入機。
	冷却系		<ul style="list-style-type: none"> 2次系以降の非安全系化。 キャビテーション削減によるポンプコンパクト化。 2次系膨張タンク削除。 有液面一体貫流ヘリカルコイル式SG。 2次系ポンプ下吸込み式, 低位置配置 4 DRACS (強制循環)。 	<ul style="list-style-type: none"> 2次系以降の非安全系化。 2次系8ループ (7ループで定格出力運転可)。 一次系インデューサポンプ。 有液面直管型SG。 4 DRACS (自然循環)。 	<ul style="list-style-type: none"> DRACS用コイル内蔵型IHX (管側一次系)。 単段上吸込み一次ポンプ。 NaK冷却DRACS。 一体貫流J型SG (2基/ループ)。
	建家		<ul style="list-style-type: none"> 格納ドーム削除。 角型原子炉建家。 安全系施設の集中配置。 免震構造 	<ul style="list-style-type: none"> コンファインメント原子炉建家 (円筒型, 5.5mφ)。 安全系施設の集中配置。 非常系電源設備の節減。 	<ul style="list-style-type: none"> 円筒型原子炉建家 (4.6mφ)。 SG建家サテライト型配置。 耐震raft構造。

3. 技術的検討

いわゆる原子力先進諸国において、将来の発電システムとして考えられているFBRの位置付は、その国のおかれたエネルギー構造に第一義的に依存し、次いで流動する世界のエネルギー動向と密接な係りを有する。これらエネルギー政策的な側面は前章までに要約されており、ここでは純技術的な面から海外の動向を検討する。

米国における近年のFBR開発の特徴はSAFR, PRISMにみられるように、中・小型炉心(SAFRは35万kWe, PRISMは13.5万kWe)で金属燃料(酸化物燃料の検討もなされている)、径方向非均質炉心指向になっていることである。これは、同一規格で多数の炉を建設することによるコスト低減と固有の安全性によるライセンスビリティに重きを置くもので注目に値するものである。しかしながらCRBR中止以後依然としてFBR開発プログラムが固まっていないため、今後の展開に関しては不確定要素が多い。ここではヨーロッパ、中でもFBR開発の先頭を行く仏国を中心に述べる。

3.1 プラント性能

3.1.1 全般

- ・出力規模としては、実証炉段階であつてもFBRの場合は、100万KWeをその標準設計のスタートとしている。原型炉クラスが25万～30万KWeであるところから、スケールアップで4～5倍をとり、大型化によるコストダウンを図る傾向がある。

- ・仏国では、原型炉 Phenix (250MWe) → Super Phenix, SPX-1 (1250MWe) → SPX-2 (1500MWe), 独国ではSNR-300 (300MWe) → SNR-2 (1300MWe), 英国ではPFR (250MWe) → CDFR (1300MWe-1981, 1450MWe-1986) 等、ヨーロッパ諸国は実証炉2号機で更に出力を増大させる傾向にある。これはコスト低減を目指してプラントをコンパクトに設計する一方、炉心の性能向上を行い、発電コストでLWRのそれに近づけるという努力の現れである。

- ・SPX-2では、SPX-1より半径方向ブランケットを2層減じて1層とし、その分炉心最外周に2層の使用済燃料炉内貯蔵層を設け、SPX-1にあったほぼ

Phenix の主容器並の規模の使用済燃料炉外貯蔵槽 (E V S T) を削除した。

・SPX-1 からSPX-2 へは出力を20%上昇させた (3000MWt → 3600MWt) が、炉心の等価直径はほぼ同じで、燃料集合体数は 364体→388体とわずかに増加し、炉心高さも 1 m→1.2m と高くなっている。

・燃料の燃焼度も増大させて、燃料費を低減させる方向で、SPX-1 →SPX-2 の間では、最高燃焼度で 70,000MWd/t→150,000MWd/t, 平均で 44,000MWd/t→86,000 MWd/t と増大させ、燃料寿命 3 年への目標を掲げている。

・炉心の小型化や、主容器内機器の小型化に努力が払われ、SPX-2 では、SPX-1 より出力が20%アップしたにもかかわらず、主容器直径は21m→20m と小さくなっている。

・SPX-1 →SPX-2 の設計改良による主要な系統の物量削減の比は以下の通りである。

	SPX-1	→	SPX-2
炉体構造	1.0		0.52
燃取系	1.0		0.21
中間冷却系	1.0		0.55
ナトリウムポンプ	1.0		0.33
IHX及SG	1.0		0.8
崩壊熱除去系	1.0		0.57
建物コンクリート	1.0		0.4

・一方米国においては、CRBRの建設中止を契機に、LMFBRからLMR路線 (特に増殖性を指向しない) への変換が図られ、従来の大型化から中小型モジュラー化への解を探っている。これは同一規模で多数基製作、工場で作製して現地へ輸送・据付、ライセンスビリティの簡素化と工期短縮等による建設費低減を意図したものである。

・ IFR, PRISM, SAFR等の金属燃料を reference としMOX燃料を back up とする設計が進められているが、DOE/EPRI (COMO) によりLSPB (Loop型 1320MWe, 及びPool型 1370MWe) が、Westinghouse社では Low Cost (510°C) (529°C)

Plant としてPool型 1300MWe (三菱重工と共研) の検討が進められており、必ずしも大型化によるメリットの追求を放棄したわけではない。

・ FBRの増殖性については、次に述べるとして、もう一つの特色である温度条件については、原子炉容器出口温度で 480°C~550°Cの範囲での設計が検討されている。

・ 総じてヨーロッパは高温化を目指している。仏国では、SPX-1 (545°C), SPX-2 (550°C), 西独ではSNR-2 (540°C), 英国CDFR (540°C)等と炉容器出口温度が 540°C~550°Cを狙っており、高温化による効率アップを行いつつ、かつ燃料の長寿命化を追求している。

・ 一方米国では、MOX燃料での大型炉設計における中高温設計 (LSPB-Loop 510°C, LSPB-Pool 529°C) に対して、固有の安全性 (Inherent Safety) を追求した金属燃料を用いたモジュラー炉では金属燃料が、MOX燃料に比べて低融点であることから PRISM (470°C), SAFR (510°C) とやや低温側の設計になっている。

3.1.2 増殖性

(1) 概要

・ FBR開発の当初から1970年代までは、各国ともに、FBRに対する炉心設計のアプローチはほぼ同様であり、大型炉に対しては設定した平均燃焼度のもとで最小の倍增時間を満足するものという方向で炉心の設計パラメータが決められた。

・ 炉心径, 炉心圧損, 燃料交換間隔および燃料健全性に対する考え方の違いから、燃料ピン外径, ピンピッチ等について各国とも独自の値を選んでいる。

・ 天然U価格の動向, FBRの燃料サイクルに対する不確かさを考慮して、FBRの燃料サイクルコストを低減するために倍增時間の短縮を追求することは、過渡期とし

での現時点では得策ではないとの見方が一般的になってきている。

- ・燃料の炉内滞在時間、燃焼度、運転日数を延ばすことが燃料サイクルコストの低減に効果的であるとの方向で炉心設計を行っている例が増えている。

- ・径ブランケットを削減して燃料費を低減するオプションもとられている。

(2) 米国

- ・大型FBR計画から撤退した米国においては、安全性を第1に重視した PRISM, SAFR に代表される小型、中型炉の開発計画が提唱されている。

① PRISM (Power Reactor Inherently Safe Module)

- ・PRISMでは、レファレンス炉心は金属燃料による径方向非均質炉心であり、増殖比 = 1.28 を得ている。⁽¹⁾ しかし、もともと高増殖性を狙ったものではなく、燃焼反応度損失を $0\% \Delta k/k$ 近くまでに引き下げて反応度事故に対する安全性を計ったとの説明がなされており⁽⁷⁾、増殖比の増加は副次的なものともみべきである。

- ・また代替炉心としての酸化物燃料炉心も、前設計の均質炉心⁽¹⁾ (増殖比 = 1.04 ~ 1.05) から径方向非均質炉心に変更されており⁽⁷⁾ 結果として前設計よりも高い増殖比となっていることが予想される。

② SAFR ^{(2), (3)}

- ・ANLの提唱するIFR概念と一体となって設計が進められている。

- ・レファレンス炉心は、安全性の観点から金属燃料による径方向非均質炉心である。

- ・燃料の炉内滞在時間は4年を目標とする。

- ・増殖性を高める考え方はなく、レファレンス炉心では、再処理時の煩雑さから、軸ブランケットは削除しており、増殖比 = 1.02 を得ている。

- ・代替炉心の酸化物燃料炉心でも軸ブランケット厚は、15 cmとして削減し、増殖比 = 1.05 となっている。

(3) 仏国 (SPX-1 → SPX-2) (4), (6)

・炉心設計におけるSPX-1からSPX-2での大きな設計変更点は、ブランケット部の削減、燃料の炉内滞在時間の延長である。

・炉心径の増加を抑えるため炉心高さを100cmから120cmに増加するかわりに、上部軸ブランケットを削除して、燃料集合体長の低減(5.4m → 4.85m)を計っている。径ブランケットも一層としており、増殖比 = 1.03 (PWRのPuの時)としている。
(SPX-1では増殖比 = 1.24)

・Puの自給自足が容易に行えれば良いとしている。

・燃料の炉内滞在時間を1.75年から3.07年に延ばしている。

(4) 西独 (SNR-2) (4), (5), (6)

・1985年のIAEA, IWGFRの調査時点では増殖比 = 1.12

・軸ブランケット厚: 50cm, 径ブランケット: 120体 (1~2層) であり、軸ブランケットは各国に比して最も厚い。

・燃料の炉内滞在時間は、3年 (1100日) であるが、運転サイクルが530日であることが特筆すべき点である。

・詳細は不明であるが、1985年の "Status of LMFBR" Technical Report No.246, IAEAによると、ブランケットを削減する方向とのことである。

(5) 英国 (CDFR) (4), (6), (8)

・1985年のIAEA, IWGFRの調査では、増殖比 = 1.27 であり、各国に比して高い増殖比をとっている。

・軸ブランケット厚: 40cm, 径ブランケット3層としており、他のヨーロッパ諸国に

比べて、増殖性を重視した炉心配置になっている。

・設計が見直され、1985年設計 (CDFR 85) では、軸ブランケットを30cmに削減している。

・燃料の製造コストの点から、最大線出力の増加 (420w/cm→500w/cm) と共にピン外径を 5.84mmから 6.6mmに増加し、S/Aの寸法を以前の設計 (CDFR 81) と等しくしており、増殖比は前設計と同様の値となっている。

・燃料の炉内滞在時間は、1.5年 (550日) であり、各国の設計例に比して最も短い。

Reference

- (1) S.VAIDYANATHAN et al., PRISM Fuel Design and Reliability Evaluation, Tucson, Arizona, Sept. 7-11, 1986
- (2) D.S.Bost et al., Metal and Oxide Fuels for the Sodium Advanced Fast Reactor, Tucson, Arizona, Sept. 7-11, 1986
- (3) Y.Orechwa et al., Development of an LMR Core Design using Metallic Fuel, Tucson, Arizona, Sept. 7-11, 1986
- (4) IWGFR, LMFBR Plant Parameters, IAEA, VIENNA, 1985
- (5) Status of LMFBR, IAEA, 1985, p76
- (6) W.Marsh, The Breeding Ratio of Fast Reactors—Post and Present Trends, IAEA-SM-284/25, Lyons, France, 1985
- (7) P.R.Pluta (GE), 口頭発表, 金属燃料高速増殖炉開発についてのワークショップ, 1986年11月動燃本社にて
- (8) J.A.G.Holmes, Progress in UK Commercial Fast Reactor Design, August 1986, W86R010/0034, National Nuclear Corporation Limited

3.2 技術基準

3.2.1 安全設計基準

(1) 安全設計に関する基本的考え方

SPX-2の安全設計の基本思想に関して、仏原子力庁（CEA）原子力安全防護局（IPSN）のF.Justin及びP.Tanguyは、事象の発生頻度に立脚した事故分類及び信頼度の概念を取り入れた防護ライン（lines of defence, LOD）の考え方を示している。⁽¹⁾

これによると、事故分類に関しては図3.1に示すように設計基準事故（DBA）は発生頻度 $\geq 10^{-6}/R \cdot Y$ の範囲とされる。これを下回る $10^{-7} \sim 10^{-6} / R \cdot Y$ の範囲のものは、高度に仮想的とみなされるが、その結果は許容できる値まで抑制されなければならないとされている。この範囲がいわゆる設計基準外事故（BDBA）であり、防災計画（敷地周辺の10km以内が対象）の立案に当たって考慮されるものである。現在までにBDBAと考えられているものは 1) 手動スクラムが必要な緩慢な過渡変化でのスクラム失敗、2) 1燃料集合体の熔融、但し隣接6集合体への伝播の恐れがあるもの、3) 主容器及び安全容器の気密性の喪失、4) 1本の伝熱管の両端破断を上回るSGのNa-水反応、5) ルーフスラブ上の大規模なNa火災とされている。さらに、発生頻度 $< 10^{-7}/R \cdot Y$ の範囲は、残留リスクであり設計外の領域である。

しかしながら、これらDBA、BDBA及び残留リスクの境界を確率論的、定量的基礎に基づいて決定することは、現状ではほぼ不可能であるため、実際の適用に当たってはLODの考え方が用いられている。この場合、defenceとして、「A-LOD型」と「B-LOD型」の2種類を考える。「A-LOD型」は、故障確率が $10^{-3} \sim 10^{-4}/R \cdot Y$ となる障壁や安全級システムからなる高強度な防護ラインであり、又「B-LOD型」は、故障確率が $10^{-1} \sim 10^{-2} / R \cdot Y$ となる完全には安全級でないシステムや保守的なマージンを設計で考慮していないシステムからなる中強度な防護ラインである。「B-LOD型」は、人的介入、防災等のハードウェア（システム）以外の要因にもcreditをとってよいことが特徴である。この考えでは、これら高強度な防護ラインと中強度な防護ラインの組合せによって深層防護の充足性を評価することを主張している。例えば、「A-LOD」1個で保護されるものは設計で考慮すること（DBA）、「A-LOD型」2個で保護されるものはBDBAとして扱うこと、さらに「A-LOD型」2個と「B-LOD型」1個で保護されるものは残留リ

スクとするものである。このようにして、炉心溶融に至る事象に対して「A-LOD型」2個及び「B-LOD型」1個の組合せ等のような適切な数及び質の防護ラインを設定することにより発生頻度を $10^{-7}/R \cdot Y$ 以下に抑え、残留リスクとすることができると主張している。

一方、SNR-2の安全設計については、ドイツ連邦内務省（BMI）主催のパネル討論会「大型高速増殖炉の安全技術上の基本問題」（“Sicherheitstechnische Grundsatzfragen grosser Schneller, Brutreaktoren”）の結果に基づく検討にその基本的な考え方が示されている。これによると、事故の分類については

- 1) 設計基準事故
- 2) 設計基準外事故
- 3) 残留リスク

となっている。また、炉心崩壊の恐れのある事象の分類については、炉心設計が適切であれば炉心崩壊を伴う仮想事故シーケンスが起っても高い機械的エネルギーが発生しないという調査結果及びSNR-2の安全性概念によりこのような事故シーケンスはほとんど起こりそうもないことから、ドイツ連邦共和国原子炉安全委員会（RSK）は、炉心崩壊に対する対策を設計に組み入れる必要はないと考えている。

(2) 安全設計方針

SPX-2の安全設計方針については、仏電力庁（EdF）の要請に答えた文書回答の形で原子力施設安全本部（SCSIN）の考え方が資料3に示されている。また、SNR-2については、資料4にINTERATOMの考え方が示されている。以下ではこれらの資料を参照して安全設計上興味ある幾つかのシステムに関して説明する。

(原子炉停止系)

(SPX-2)

EdF提案ないし基本仕様に対してSCSINは次の追加検討を要求している。

- ① 原子炉停止系の故障確率が低いこと、及び制御棒と駆動機構の品質管理と多重性・独立性について定められる規定の有効性を証明する解析又は試験
- ② 第3又は第4分類の運転状態において、2つの原子炉停止系の1系統が作動しない場合でも、他の系統だけで炉停止余裕が十分である信頼性の証明

(SNR-2)

SNR-2では、CDAを設計基準から排除するため通常の独立2系統の原子炉停

止系に加えて、さらに第3の原子炉停止系を導入することが考えられている。

〔炉心支持構造物の健全性〕

E d F 提案の健全性評価法

- (1) 入念な製作管理による欠陥の発生防止
- (2) 検出されない欠陥の成長評価と地震時に急速伝播しない証明
- (3) 成長欠陥、きずにより支持機能、冷却材循環、崩壊熱除去機能上支障となるような急速破壊や座屈等を生じないこと。

は基本的に受け入れられたが、追加検討として供用期間中検査の方法の改善があがっている。また、地震荷重によるポンプ・ダイヤグリット間接合部の破損に対するリスクについて特に注意が向けられている。

〔崩壊熱除去系〕

資料3によると、SCSINはEdFに対し、崩壊熱除去系に係る設計基準事故（第4分類）として、崩壊熱除去系の2ループの時間遅れを持った機能喪失（最初のループの機能喪失後、もう1ループの喪失を考慮）の検討を要求していることが記されている。この場合、2番目のループの機能喪失時に外部電源喪失を重ね合せることを考慮することとされている。SPX-2は外部電源の喪失時に安全上重要な系統・機器に供給する非常用電源としてディーゼル発電機群から構成される2系統の内部電源を有しているので、外部電源喪失時に単一故障として健全2ループに給電するディーゼル発電機の立上りの失敗を仮定すると、2次熱輸送系全ループ（4ループ）の機能喪失に至ることになる。我が国の規制慣例からすると、設計基準事故の起因事象として上記のような2重故障を想定するのは一見奇異に感じられるが、これはSPX-2が(N-1)ループ運転(N:全ループ数、4)を設計条件としていることによるものと考えられる。SPX-2では2次熱輸送系を非安全系としているが、その背景には2次熱輸送系全ループ喪失が設計基準となり結局 credit をとれない事情があったものと推測される。このように(N-1)ループ運転を行うか否かの選択は、2次熱輸送系を非安全系としたプラント設計を志向する場合に考慮すべき事項の1つといえる。

なお、SPX-1の直接炉心冷却系は、当初除熱量の計算において申請者側が最確値を使用したのに対し規制側は保守的評価を要求したこと、安全容器材質を炭素鋼からステンレス鋼に変更したことにより放散熱が減少したことなどの理由により追加さ

れたものと言われている。

(燃料集合体)

(SPX-2)

燃料集合体事故について、安全評価上の検討は次のようになっている。

- ① DBAとして燃料集合体事故を引き起こす可能性のある起因事象を検討し設計上の最大想定損傷 (maximum credible defect) を定義し証明する。この想定損傷に対して燃料集合体の溶融を回避するための安全措置を検討すること。
- ② BDBA事象として、瞬時入口完全閉塞を仮想しても、燃料集合体の破損伝播が隣接する6集合体まで制限されることを立証すること。なお、深層防護の考え方にに基づき、溶融落下した燃料は原子炉主容器内のコア・キャッチャ (7燃料集合体の溶融に対応) に保持される余裕度が与えられている。

(SNR-2)

最終案はまだ出ていないようである。資料2では、(1)燃料要素の溶融問題については、冷却障害を適切に検出する予防対策により解決されること、(2)しかし、安全迅速な検出を保証する追加解析が必要であることを指摘している。さらに、(3)原子炉容器の内部において燃料デブリを安定に冷却・保持しうることを示すためのR&Dが必要であるとしている。

(格納系)

(SPX-2)

資料1添付-3によると、炉容器内部構造物の損傷によるリスク、燃料集合体事故及びNa-水、空気反応に関する研究結果が良好なものであり、又供用期間中検査とこれに伴う手続き、設計及び建設に関する規定が満足されるものであることを前提として、炉心溶融事故は残留リスクの領域に含められると考えており、これより格納系の設計基準は地震による外部事象等の他の事象になることを述べている。なお、SPX-2のBDBAとして、現実的に決められる条件下での主容器及び安全容器の気密性の喪失を考慮すること、並びに1次系バウンダリが3気圧の静的内圧に耐える能力を有すること及びしゃへいプラグ (closure head) が動的荷重に抗しうるように能力を向上させることが要求されている。

(SNR-2)

資料4によれば、格納系 (confinement) の目的は、

--外部事象（地震、航空機落下等）からのFP収納部の防衛

--放射性物質の制御不能な地上放出の防止

--事故時に放射性物質の環境への放出を可能な限り低減すること

である。原子炉建物の円筒部のコンクリート壁は軍用機の衝突に耐えるようになっている。また、confinementの設計基準事故として、1%燃料破損を仮定して1次系カパーガスの全インベントリの放出を想定している。

R e f e r e n c e

1. La philosophie Française de prise en compte des accidents dans les réacteurs à neutrons rapides, Fevier, 1984.
2. Safety Concept of Fast Breeder Reactors, GRS, mrs, Sep.9,1985.
3. Décision relative aux obligations et caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux futures tranches nucléaires de 1500MWe comportant un réacteur intégré à neutrons rapides refroidi au sodium, transmitted by letter SIN n° 5100/83 of september 30,1983.
4. UWe Jungst, Basic Design of the SNR 2 Safety System, Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, 1985.

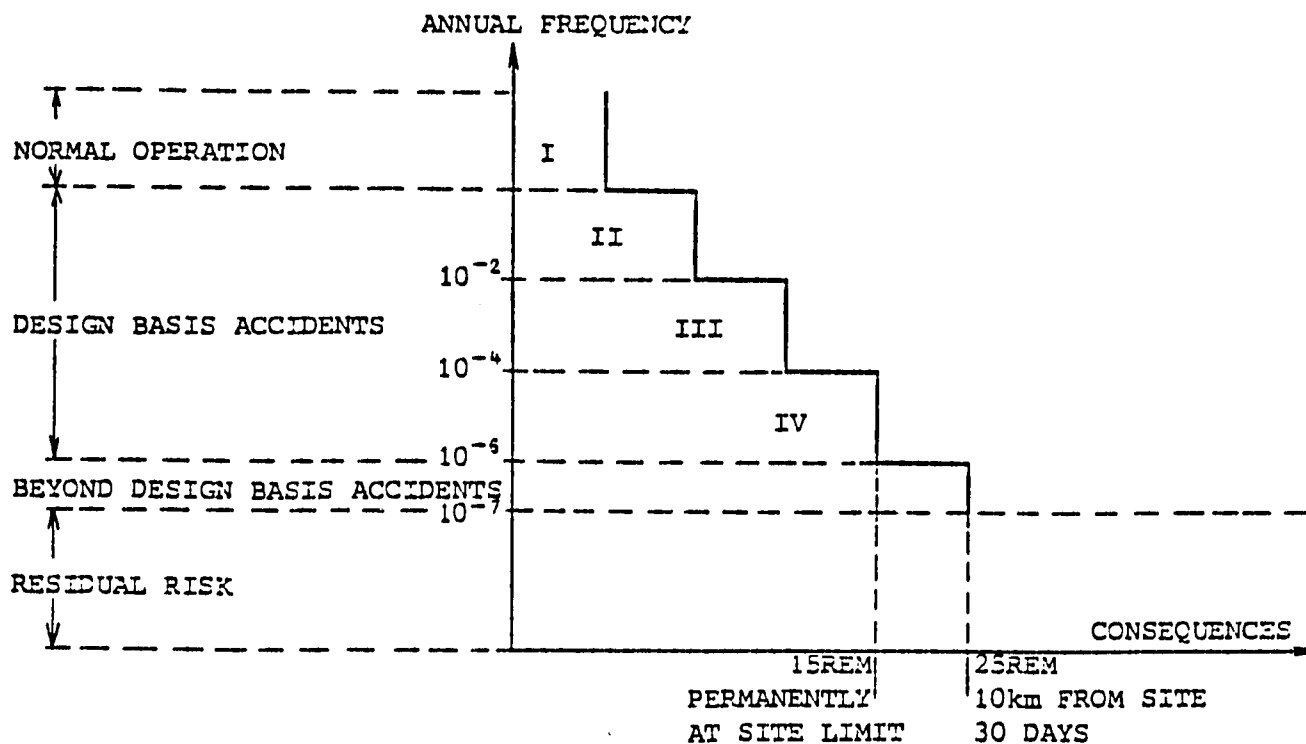


図 3.1 Classification of Accidents in the SPX 2-Safety Approach

出典 : G.Heusener, Key Issues in Safety Design Criteria for European Commercial Size Fast Breeder Reactors, Proc. of the IAE Intl. Symposium on LMFBR Development, Tokyo, Nov. 1984.

3.2.2 構造設計基準

フランスにおけるFBRの構造設計は、実験炉 Rapsodie、原型炉 Phenix の段階では体系立った設計・建設基準は持たず、当時までの経験、試験研究、工学的判断に基づく保守的な方法によってきた。実証炉 Superphenix の段階では、前の2つの炉の設計、建設、運転の経験と長年の研究開発の成果が取り入れられた。この時期にフランス原子力庁 (CEA) はRAMSES (Règles d'Analyses Mécaniques des Structures aux Températures Elevées) 委員会を組織し、タンク型FBRの設計規則を基準化する活動を開始した。1978年にはCEA, EDF (Electricité de France) 及び Novatome からなる委員会が組織され、さらに1980年にはEDF, Framatome 及び Novatome により原子力プラント機器設計・建設基準協会AFCEM (Association Française pour les Règles de Conception et de Construction des Matériels des Chaudières Electro-Nucléaires) が設立され、両組織が共同でフランスのタンク型FBR機器の設計・建設基準の作成に取りかかった。

このようにして、1985年6月、RCC-MRと呼ばれる設計・建設基準がフランス規格協会AFNOR (Association Française de Normalisation) から出版、公開された。

RCC-MRは機器の設計、材料、製作、溶接、検査に亘る広範囲の基準を含んでいる。RCC-MRの高温設計規則の特徴的な事項の要点を以下に示す。

i) クリープが無視できる規則……温度-時間ブロックとクリープクロスオーバー曲線より使用分数和1以下で判定。

ii) ラチェット評価……有効1次応力 (effective primary stress) の概念を使用。

1次応力 P と繰返し2次応力範囲 ΔQ から2次応力比 $S_R (= \Delta Q/P)$ を求め、有効率線図 (efficiency diagram) から S_R に対する有効指数 (efficiency index) V を読み取り、この値から有効1次応力 $P_{eff} (= \Delta P/V)$ を評価する。求めた有効1次応力 P_{eff} を、クリープが無視できる領域では $1.2S_m$ 以下、クリープが無視できない領域ではクリープの使用分数和を1以下に抑える規則となっている。

iii) クリープ疲労評価

クリープと疲労の線形損傷則を用いている点と、弾性解析結果からひずみ範囲を求めるのにノイバー則を用いている点ではASME Code Case N-47と同じであるが、細部の評価手法は異なっている。疲労損傷の評価では保持時間のない連続サイクルの

疲労曲線を用いる。繰返しひずみ範囲は、弾性解析結果をベースにして、1次応力範囲による塑性ひずみの割増し、ノイバー則による塑性ひずみの割増し、多軸効果（ポアソン比）による塑性ひずみの割増し、及びクリープによるひずみの割増しを加算して評価する。

クリープ損傷の評価では、各事象に対するクリープ応力の上限值に対して損傷を評価しており、応力緩和は考慮していない。

iv) 座屈基準

タンク型FBRでは主容器及び内部構造物が薄肉大口径であり座屈強度の確保が重要となる。フランスは、このための座屈基準としてASME Code N-47では十分でないと判断し、1970年代後半より約10年間、国を挙げての大規模な座屈の試験と理論的研究を実施した。その結果、RCC-MRに見られるような詳細な座屈防止の規則と手順が定められた。

座屈荷重の推定には弾性解析あるいは非弾性解析を用いることができ、いずれの場合も、想定される最大の形状不整を考慮する。このうち、弾性解析による場合は、不整のない公称寸法形状の構造物に対する固有値解析により分岐座屈荷重を求めるだけで、あとは設計線図から初期不整や塑性による座屈荷重低減係数を読み取り簡易に弾塑性座屈荷重を評価できるようになっている。設計線図は、軸圧縮や外圧を受ける円筒殻、外圧を受ける球殻などタンク型FBRの内部構造物を代表させた多数の実験結果との比較を通して妥当性が確認されてきた。

このようにして求めた座屈荷重にさらに運転状態に応じた安全係数が考慮されるが、RCC-MRで用いられている荷重制御型弾塑性座屈の安全係数は表3.1に示すように、Code Case N-47やわが国の「高温構造設計方針」のそれより小さい値を用いている。

表3.1 座屈安全係数（荷重制御・弾塑性座屈）

運 転 状 態	RCC-MR	Code Case N-47 「高温構造設計方針」
Level A (I, II)	2.5	3.0
Level C (III)	2.0	2.5
Level D (IV)	1.3	1.5

3.3 炉心・燃料

(1) 炉心型式

径方向非均質炉心概念は1975年仏国から提唱され、⁽¹⁾ 高増殖性、低Naボイド反応度などの点が注目された。しかしながら、その後の設計研究で制御棒の挿入・引抜による出力分布変動が大きい、炉心・ブランケット境界における冷却材出口温度差が大きい、炉心のドップラー反応度が小さい、燃焼に伴う出力分布変動が大きい等の短所も明確になってきた。ヨーロッパでは均質炉心と比較して失うものが多いとの判断から近年は均質2領域炉心が主流である。

一方、出力分布平坦化、地震時の制御棒上下振動による挿入反応度の低減等で近年日本で評価されている軸方向非均質炉心については、ヨーロッパでは表立った動きは見られない。しかしながら、軸非均質燃料要素の照射試験が Phenix 炉で行われている⁽²⁾ ことから研究自体は進められているようである。

(2) 炉心形状

これまでの設計では主として、炉心での冷却材圧損、炉心部での冷却材温度上昇、Naボイド反応度の観点から炉心高さは約100cmに採られてきた。

ところが Super Phenix 炉 (SPX-1) において制御棒の挿入パターンの変化により、炉内の中性子束分布が大きく変動し、且つ制御棒の干渉効果が Phenix 炉と比較して桁違いに大きいことが確認された。⁽³⁾

このことから、Super Phenix - II (SPX-2) では炉出力がSPX-1の約1.2倍になる出力増加に対処する方法として炉心径はほぼ保存して、炉心高さを100cmから120cmに増やす方向を採っている。

(3) 炉心出力の平坦化

これまでの炉心設計は炉心の出力ピーキング係数を可能な限り小さくすることを設計目標のひとつとしてきた。

一方、近年の炉心・燃料設計は燃料サイクル費低減の観点から高燃焼度、長寿命が設計上の重点目標となってきた。燃料を長寿命化するためには、炉心材料のスエリングが現状では最大の障壁である。従って、スエリングに直接影響するDPA (Displacement Per Atom) を炉心内で平坦化することが、炉心内の燃料の寿命を均一化し、結果として燃料を長寿命化するのに有効となる。この観点からSPX-2ではSPX-1の出力分布平坦化路線からDPA平坦化路線に変更している。

この路線変更は炉心設計における新たな動きとして注目される。

(4) ブランケット厚さ

1970年までは短い倍增時間と高い増殖比が重要な炉心設計のゴールであったが、現在のゴールは主に炉心のコンパクト化と燃料サイクルコストの削減である。従って、ブランケット厚さは薄くなる傾向にある。

SNR-300は当初5列の径方向ブランケットを持っていて、増殖比が1.22であったがコスト削減と炉出力増加の理由からブランケット1列が炉心燃料にかわり、2列のブランケットが反射体になった。

結果として、径方向ブランケットは2列になり増殖比は0.96となった。(後にピン径を6.0mmから7.6mmにして増殖比は1.15まで上げている)

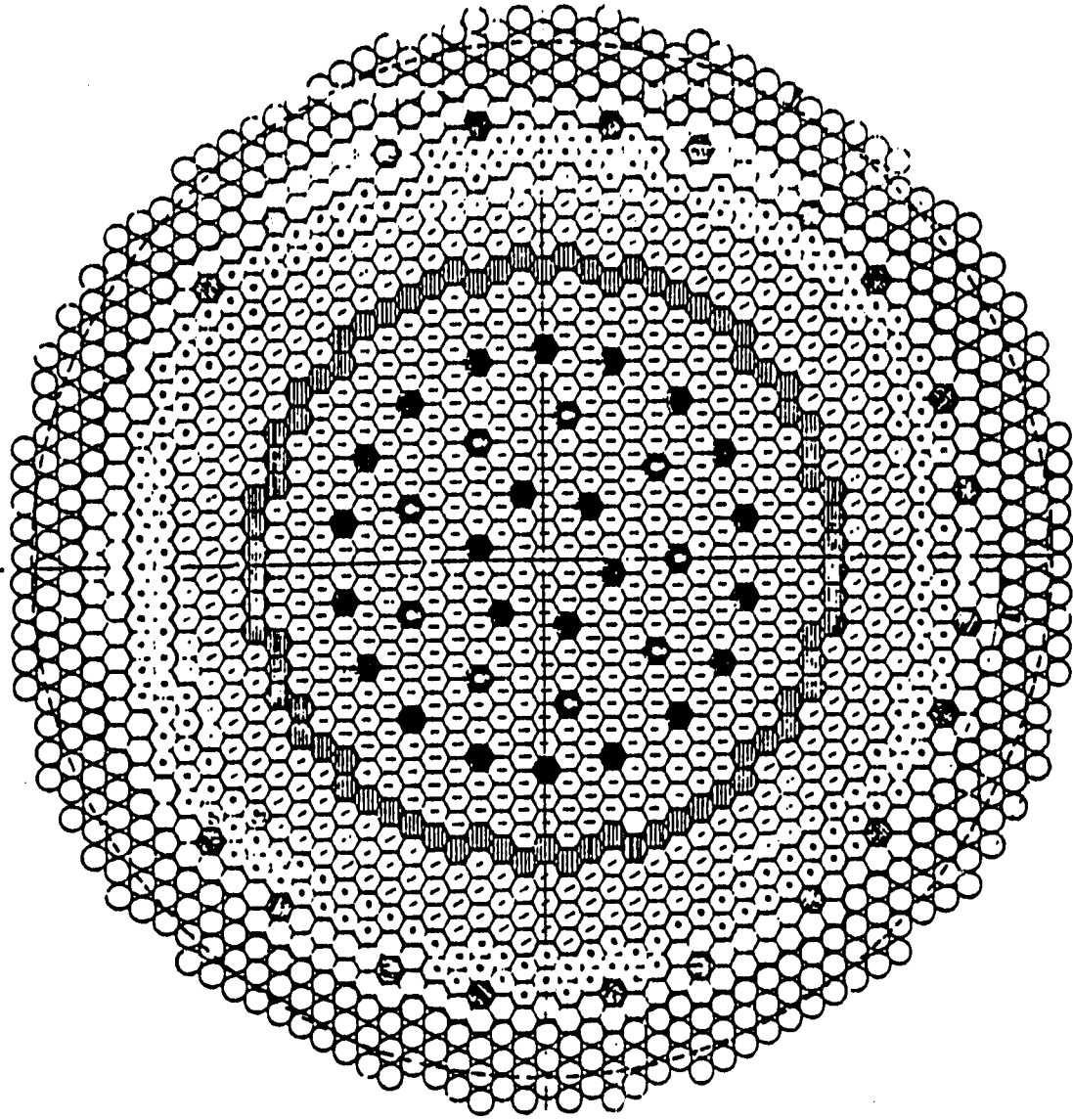
SPX-1は軸方向に2つ(上下それぞれ30cm)、径方向に3列のブランケットを有していたが、SPX-2では強いコスト削減の要求から上部軸ブランケットを削除し径方向ブランケットは1列のみとなっている。(図3.2参照)

(5) 中性子遮蔽体

SFX-1は、ステンレス鋼の中性子遮蔽体を用いたため10列(10層)であったがSPX-2ではB₄C遮蔽体を用いることにより4列(ステンレス鋼1列+B₄C3列)に削減している。また、SPX-2では上部軸方向遮蔽体にB₄Cを使用している。炉心のコンパクト化と軽量化のため、より高性能の中性子遮蔽体を追求している。

(6) 炉心拘束法

表3.2に炉心拘束法の分類を示す。世界各国のFBRは固定枠型かFree Standing型のどちらかに振り分けられる。仏国は一貫してFree Standing型を採用しているが1984年の専門家会議⁽⁴⁾では両者の優劣については結論が得られていない。



DIAGRID		24	1147	control and safety s.a.
		9		safety s.a.
		388		fuel s.a.
		78		blanket s.a.
		270		shielding s.a.
		200		internal storage
		40		debugging
		5		empty
		5		exceptional storage
		458		shielding s.a.
LATERAL SUPPORT		396	396	shielding billet

Fig 3.2 SPX-2 CORE

表3.2 炉心拘束法の分類

固 定 枠 型	Free standing型	Leaning post型
<p>ある程度炉心を拘束する方式で拘束リングを持つ。変形量は小さいが集合体にかかる荷重は大きくなる。</p> <p>スペーサパッドは多くの場合、集合体頂部と上部軸ブランケット部の2ヶ所にある。炉心により拘束リングやスペーサパッドの位置、数にバリエーションがある。</p> <p>地震に対しては Free standing 型より優位である。</p> <p>例) FFTF JOYO, MONJU BN350:BN600 KNK-II, SNR-300 CDFR</p>	<p>炉心の外層に位置する数層の径方向遮蔽体を曲げに対して剛な構造にすることにより炉心燃料の変形を吸収し且つ拘束する。(径方向遮蔽体がソフトスプリングの役目をする) natural型, Free Flowering 型とも云う。</p> <p>集合体寿命はスペーサパッドでの荷重リミットで決まる。集合体配列が乱れる可能性がある。</p> <p>SPX-1, 2の場合、スペーサパッドは上部軸ブランケットにある。</p> <p>一般に径方向遮蔽体のエントランスノズル (foot, spike) は長い。</p> <p>例) EBR-II SNR-2 Rapsodie, Phenix SPX-1, 2</p>	<p>自由変型を許すもので拘束法としては最も緩い。拘束力が弱いため集合体にかかる荷重は小さいが、かわりに変形量 (特に燃料頂部) が大きい。</p> <p>集合体寿命は燃料交換機の位置決め制限で決まる。</p> <p>寿命を延ばすためには集合体を時々回転させて曲がり伸ばすか、低スエリング材の開発しかない。PFRの場合、スペーサパッドは下部軸ブランケットにあるのみでそれより上は free。</p> <p>例) PFR</p>

(7) 燃料化学形態

① SAFR

- ・金属及び酸化物燃料相互に交換可能な炉心を設計可能であることを示した。⁽⁵⁾

(8) ペレット形状

① SPX-2⁽⁶⁾

- ・中空ペレットは出力を10%向上させることができるが、中実ペレットを採用することにより、SPXのペレット外径を変更することなく、炉心の核物質量を最適化できるので、SPX-2では中実ペレットとした。

(9) 燃料ピン支持方式

① CDFR⁽⁷⁾

- ・Wire型は燃料製造コストの面から優れているが、Grid型はそれ以上に燃料の燃焼度を向上させ得る可能性がある。
- ・Grid型について、炉心圧損、ピンの支持、再処理時の解体性の観点から研究開発中である。

② CRBR⁽⁸⁾

- ・FFTfを用いてCRBR用燃料のWire型及びGrid型の照射試験を行い、両者とも満足すべき挙動を示した。ただし、Grid型ではRTCBテストにおいて被覆管のスエリングによる、冷却材流量減少及び局所的な温度上昇により破損した例がある。

(10) 炉心材料

① ヨーロッパ⁽⁹⁾

- ・オーステナイト鋼 (15Gr-15Ni近傍の合金)
SPX-II, SNR-II, CDFR等の燃焼度を、18~20%程度 (>150DPA) まで増加させるのに適用する。
- ・高Ni合金 (PE16, インコネル等)
高照射下でのスエリング特性は優れているが、照射による脆化がその使用を制限している。
- ・フェライト/マルテンサイト系合金 (EM10, FV448, 1.4914等)
耐スエリング性は優れているが、低クリープ強度のため、その使用が、ラップ管に制限されている。EM10等は、低温脆性を組成熱処理により制御しうる有望

鋼である。

- ・分散強化フェライト鋼 (DT2906等)

クリープ強度の改善により、被覆管への適用する。

② 米国⁽¹⁰⁾ (11)

- ・20%CW316SS

集合体の変形による燃交の困難さによって、およそ $17 \times 10^{20} \text{ n/cm}$

(約100,000MWd/t)程度が、限度と判断されている。

- ・D9 (改良オーステナイト鋼)

20%CW316SSと比べて、耐スエリング性の改良により、50%程度寿命が延長された。しかしながら、照射量が増大するとスエリングが生じ、LMRの経済性を達成するに必要な長寿命は無理である。

- ・HT-9 (フェライト鋼)

耐スエリング性に優れ、現在研究開発中である。本炉心材料では著しく長寿命化した場合のFCMIが燃料寿命を制限するであろう。現設計にても200,000MWd/tさらにプレナム体積を増すことにより300,000MWd/tの燃焼度が可能と推定している。

- ・分散強化フェライト鋼

PNCと共同で研究開発を開始した。

(11) 燃料集合体

① SPX-1⁽¹²⁾

- ・燃料ピンとラッパ管の相互作用のリスク無しに、燃料ピンの振動を除去するためピン/ラッパ管の隙間を小さくした。
- ・ラッパ管の膨れは燃料集合体間の隙間以下に制限しているため、ラッパ管肉厚を厚くして、冷却材 (Na) の圧力によるクリープ変形に対処した。
- ・SPX-1の第1炉心用燃料はフェニックスにて十分確証された。今後、耐スエリング性の高い材料を使用することによって集合体の主な形状を変えることなく燃焼度の増加が可能であろう。

(12) 燃料破損率

① SAFR⁽⁵⁾

- ・通常運転時及び Anticipated events で、0.1%以上の燃料を破損させない。

② SPX-1⁽¹³⁾

- ・一次系の汚染を可能な限り小さく押えるために、燃料破損率を1 failure/Year 以下を目標とした。

(13) 燃焼度

① CDFR⁽¹⁴⁾

- ・LWRと競合しうるためには、20% h.a.の燃焼度と資本費として現在より15~20%下げることが必要である。
- ・燃焼度が10%から15%に増加すると発電コストで5%減少する。⁽⁷⁾

② SPX-2⁽¹⁵⁾

- ・新しい炉心材料の開発によって、70,000Mwd/t (SPX-1) から150,000Mwd/t (SPX-2) へ燃焼度を増加することが可能である。

③ SAFR⁽⁵⁾

- ・HT-9による160,000Mwd/tの燃焼度は、データベースは無いが、挙動解析コードによる評価では、到達可能と判断した。

(14) 軸方向非均質燃料

① 仏国⁽¹⁶⁾

- ・Phenixにて、軸非均質燃料を11.6~15at%まで照射した。PIEはまだ完了していないが、全般的に満足すべき結果を得た。

(15) 燃料開発

① 米国⁽¹¹⁾

- ・1990年代前半、PRISM及びSAFR等のAdvanced Reactor用燃料として、酸化物、金属、及び炭化物から、良いものを選択する。

② 仏国⁽¹⁷⁾

- ・高速炉の運転に悪影響なく、かつ従来の再処理手法が適用可能との要求より、CEAは新型燃料として、窒化物燃料を選択し、来年からフェニックス炉にて照射を開始する。

References

- (1) Mougnot, J.C., et al : Proc. European Nucl. Conf., 4,133(1975)
- (2) Boidron, M., et al : "In Pile Behaviour of Axially Heterogeneous Fuel Elements."
Proc. International Conf. on Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors.
Tucson (1986)
- (3) スターク, H. 他 : "Creys--Malville 発電所の炉心と Super--Phenix - II のための
開発." IAEA-SM-284/20 リヨン (フランス) (1985)
- (4) IWGFR-54. Proc. Specialists' Meeting on Predictions and Experience of
Core Distortion Behaviour, Wilmslow (1984)
- (5) D.S.Bost et al., International Conference on Reliable Fuels for Liquid Metal
Reactors, Tucson, Arizona. P.1-61 (1986)
- (6) RNR-1500
- (7) A.R.Lunt, Nucl. Energy 21(5) 335 (1982)
- (8) P.J.Levine et al, (5)と同, P.3-92
- (9) K.Ehrlich et al,(5)と同, P.4-1
- (10) R.W.Powell, et al,(5)と同, P.4-17
- (11) R.J.Neuhold, et al,(5)と同, P.4-16
- (12) P.Clauzonet, et al, Nuclear Europe 11 (1985) P.35
- (13) G.Marbach, et al, (5)と同, P.1-83
- (14) R.D.Vanghan, Nucl. Energy 25(2) 65, 1986
- (15) J.P.Crette et al, Nucl. Energy 25(2) 85, 1986
- (16) N.Boidron et al, (5)と同, P.3-17
- (17) Nuclear Fuel Aug. 25, 1986 P.4-5

表3.3

* () 内は金属燃料仕様

	仏 (SPX-II)	英 C D F R	独 S N R - II	米* S A F R
1. 燃料ペレット				
① 組織	(U,Pu)O ₂	(U,Pu)O ₂	(U,Pu)O ₂	(U,Pu)O ₂ , U-Pu-Zr metal
② ペレット形状	中実	中空	-----	-----
③ 密度 (%T.D)	95.5	80 (スミア)	93	82.5 (75) (スミア)
2. 燃料ピン				
① 全長 ■■	2690	2377	2900	-----
② 伊心高さ ■■	1200	1000	1000	1016 (914)
③ 軸ブランケット (上/下) ■■	0/300	400/400	400/400	152/152 (%)
④ プレナム (上/下) ■■	-----	370 (下)	-----	-----
⑤ ピン径 ■■	8.5	5.84	8.5	7.37 (7.24)
⑥ 被覆管肉厚 ■■	0.56	0.38	0.56	0.56 (0.56)
⑦ Wire径 ■■	1.5	-----	-----	-----
⑧ 材料	インコネル, EM12	C.W 316 SS	1.4970	HT-9 (HT-9)
⑨ ピン支持	Wire	Grid	Wire	Wire (Wire)
3. 集合体				
① 全長 ■■	4850	4280	4850	
② Pin/assembly	271	325	271	271 (271)
③ 内対面距離 ■■	-----	135.4	-----	146 (140)
④ 肉厚 ■■	-----	2.6	-----	3.3 (3.56)
⑤ 材料	インコネル, EM12	PE16	-----	HT-9 (HT-9)
4. 照射条件				
① 線出力 w/cm	480	420	430	426
② 被覆管温度 °C (nomin. max)	700	670	650	587 (586)
③ B.U(集合体最高)	140,000MWd/t	10%	140,000MWd/t	160,000MWd/t (145,000)
④ 伊内滞在日数	1400	550	1100	1460 (1460)
⑤ fast fluence	3.08×10 ²³ (220dpAF)	104dpAF	-----	2.5×10 ²³ (3.5×16 ²³)
⑥ day/cycle	280	-----	-----	365 (365)
⑦ Na入口温度 °C	390	370	390	358 (358)
⑧ Na出口温度 °C	550	540	540	510 (510)

3.4 原子力蒸気供給系 (NSSS)

3.4.1 原子炉構造

(1) 炉心配置 (図3.3)

SPX-1では炉心中心を原子炉容器中心に対して偏心配置とし、容器内機器配置のコンパクト化を狙った。しかし、この配置は熱流動及び構造強度評価上、非対称性に起因する諸問題を誘起した。すなわち、炉心槽側面と内部容器（コニカルストラクチャ）とにより形成される環状空間に非対称性に起因する対流が発生する。

この対策としてこの環状空間に対流防止装置 (Anti-convection device)^{1), 2)} を設けることにより、ナトリウム淀み層を形成することにした。

この経験に基づきSPX-2では炉心を原子炉容器に対して同心配置とした。なおSPX-2でもAnti-convection device を設けている。

(2) 隔壁

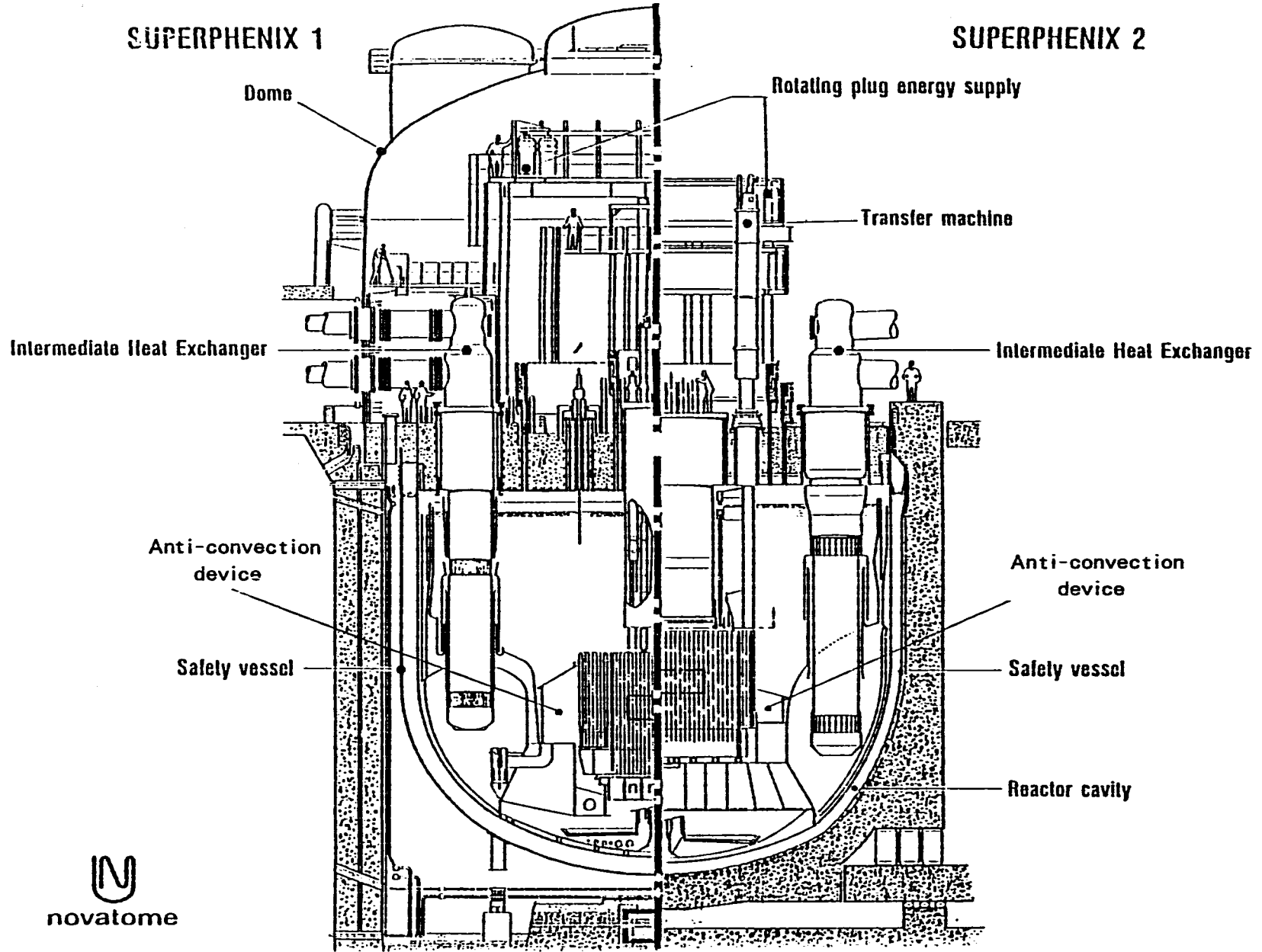
Phénix の隔壁構造を図3.4に示す。本構造においては、レダンのIHX貫通部に隙間が設けられ、レダンの上面から下面へホットプレナムのナトリウムがリークする設計となっている。内部容器と主容器とで囲まれる環状空間ではストラティフィケーションが発生する可能性のあることが、設計段階で判明した。

ストラティフィケーションの対策としては、①レダンに大きな温度勾配を与えないように、レダンからのリーク量をIHXへの流量の4%とし、かつHorizontal plate を設ける。これによりストラティフィケーションの領域をHorizontal plate より下方で安定させる、②上記条件におけるストラティフィケーションの温度勾配は $4^{\circ}\text{C}/\text{mm}$ となるため、主容器保護のためVertical Baffle を設ける、³⁾を採用した。

SPX-1の隔壁構造は、当初案はPhénixのそれに近いものであった (図3.5①)。しかしホットプレナムとコールドプレナムを隔てるコニカルストラクチャの熱応力評価により、この部分の熱応力が非常に厳しいことがわかり、トロイダルストラクチャを追加した (同図②)。この結果、コニカルストラクチャの熱貫流率を低下させることができた。さらにこの部分の対流を抑止することを目的に、炉心部とコニカルストラクチャの間に対流防止装置 (Anti-convection device) を加えることによりナトリウム淀み層を形成するとともに (同図③)、炉壁冷却に用いた冷却材の下降流路を形成する壁を加えることになった (同図④)。これが最終的なSPX-1の隔壁構造である。⁴⁾

REACTOR ASSEMBLY : CROSS SECTION THROUGH INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS

PNC N9420 87-001



— 31 —



图 3.3 - (1)

REACTOR ASSEMBLY : CROSS SECTION THROUGH PRIMARY PUMPS

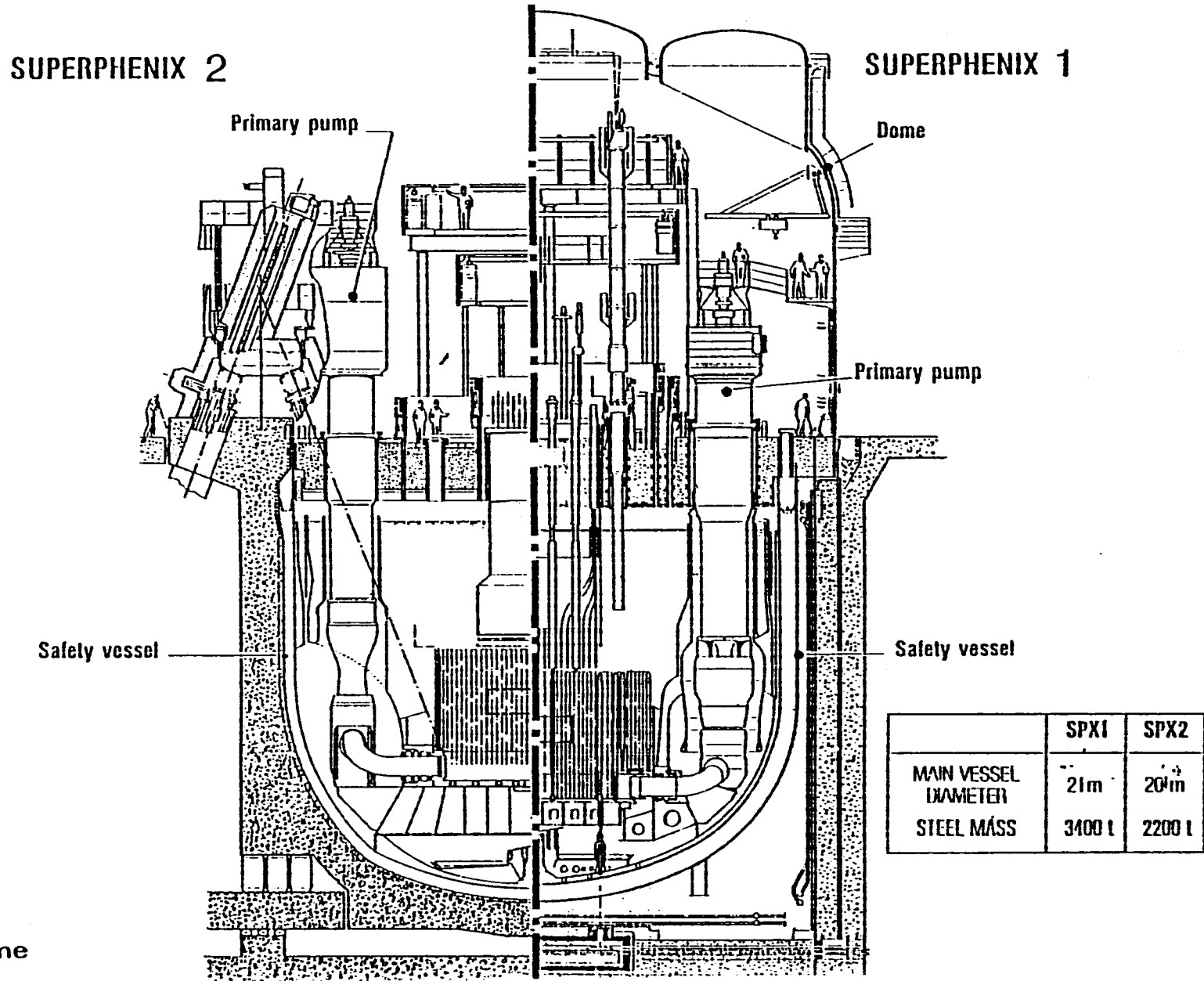
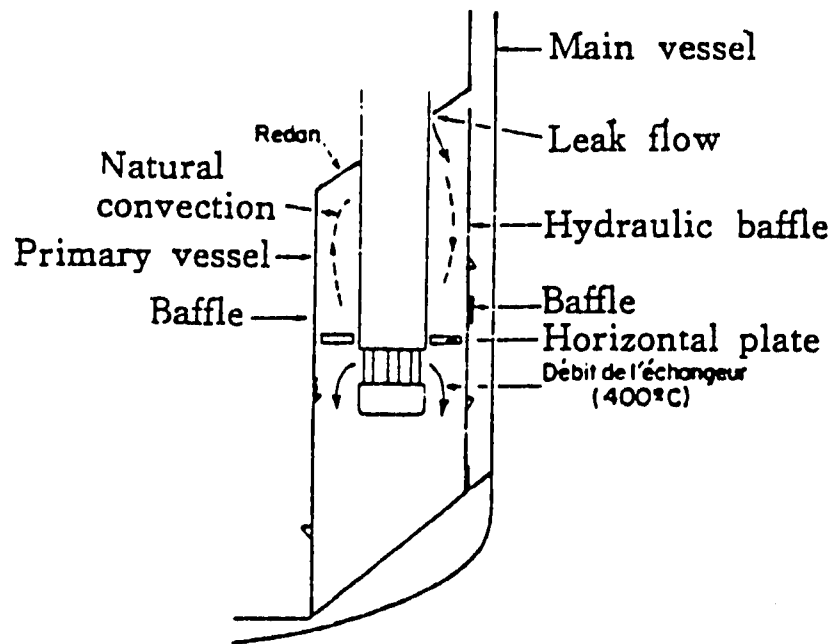


图 3.3 - (2)





Coupe radiale dans le plan d'un échangeur.

☒ 3.4 Schematic of redan structure (Phénix)

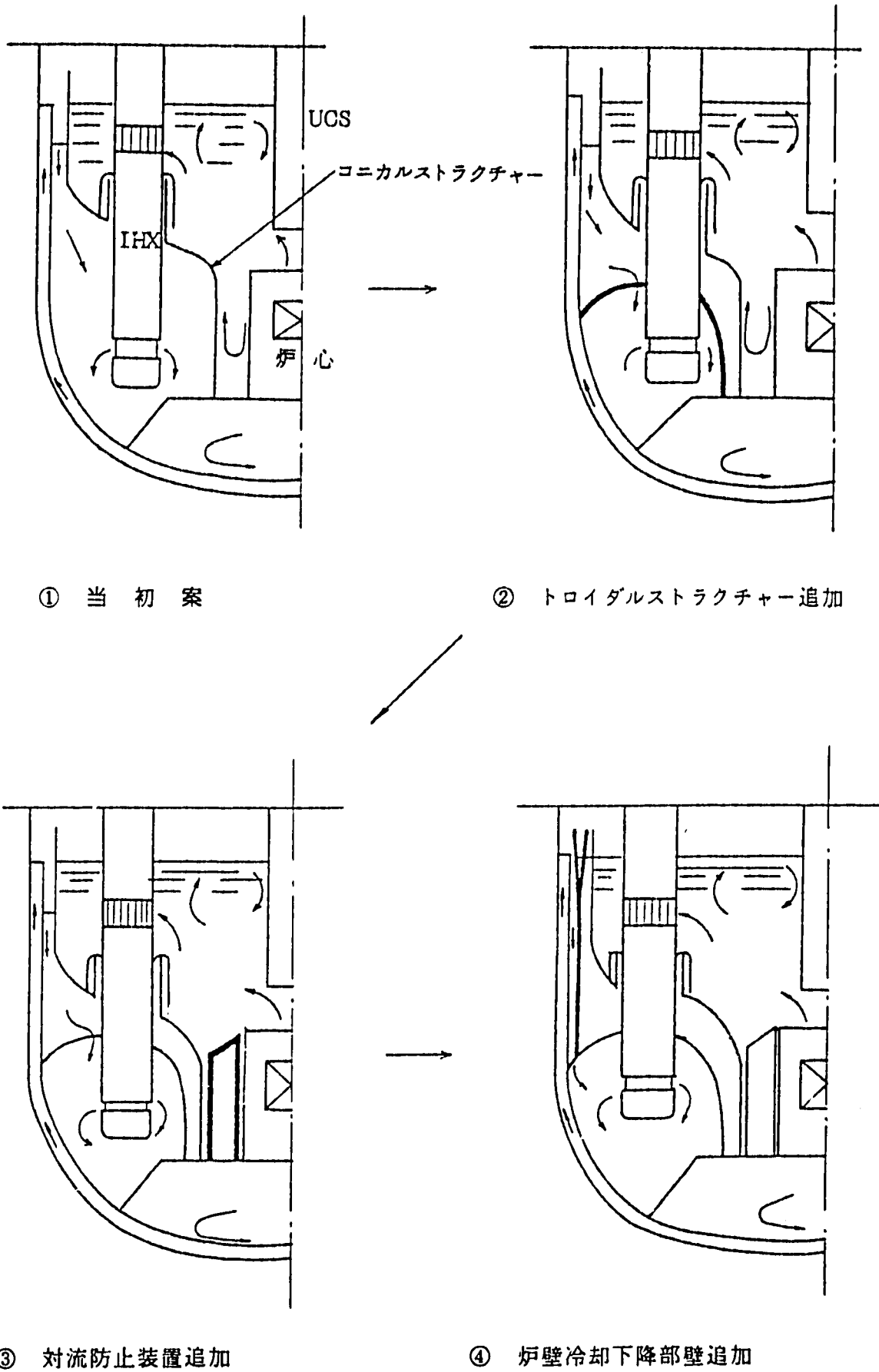


図3.5 SPX-1 隔壁構造の変遷

SPX-2の隔壁構造は一重構造となっている(図3.6)

(3) 炉壁冷却方式

Phénix の設計段階においては、主容器を 500℃以上の設計とすることは好ましくないとの観点より、コールドプレナムからのバイパス流により主容器壁を冷却する方式(以下“炉壁冷却方式”と略す)が採用された(図3.7)。

炉壁冷却方式を採用した場合の主容器および内部容器の温度分布を求める方法としては、解析は3次元のため非常に困難で、一方、水中試験ではナトリウムと水のプラントル数が異なるためその模擬が困難である。そこで縮尺模型を用い温水または塩水を用いた流動試験により流速分布を求め、これに基づいて2次元解析にて自然対流効果を考慮して実際の温度分布を求めた。

炉壁冷却方式は、主容器をクリープ効果が顕著でない温度に保持できる点で有利であるが、冷却パスの反転部レベルにおいてストラティフィケーションが発生する可能性があることが欠点である。すなわち炉壁冷却の流路は「もぐりせき」形の仕切り板より構成されており(図3.8)、

炉壁冷却アニュラス液面部のナトリウムに温度成層化現象が生じ、この層を介した内部容器内の高温ナトリウムからの熱伝導により、原子炉容器壁にて液面近傍に高温の「こぶ」をもつ軸方向温度分布が生じた。⁵⁾

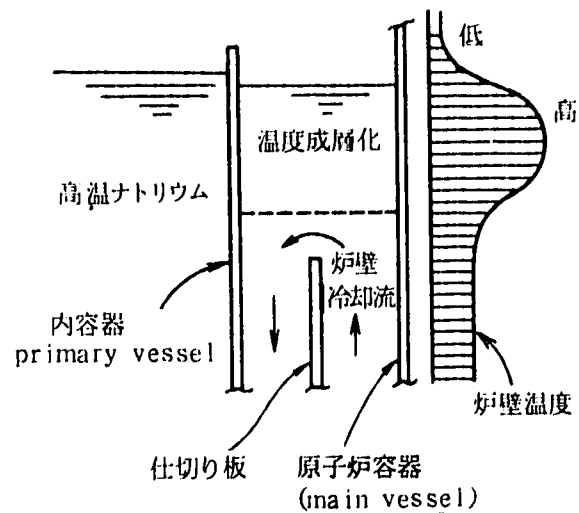


図3.8 Phénix の炉壁冷却方式

このような温度分布の「こぶ」は大きな熱応力の下での進行性変形、座屈の防止、クリープ疲労損傷の制限等に関連する負担を増大させ、炉壁冷却方式の存在意義を問うものになりかねない。

炉壁冷却方式のもう一つの問題として流路を構成するバッファの流力振動がある。

流力振動の原因としては、

- (a) ナトリウム中部材の後流(wake)に発生する渦などによる起振が、容器やバッファの固有振動数の一つと一致することによる共振
- (b) 局所的振動不安定(local instability)による起振

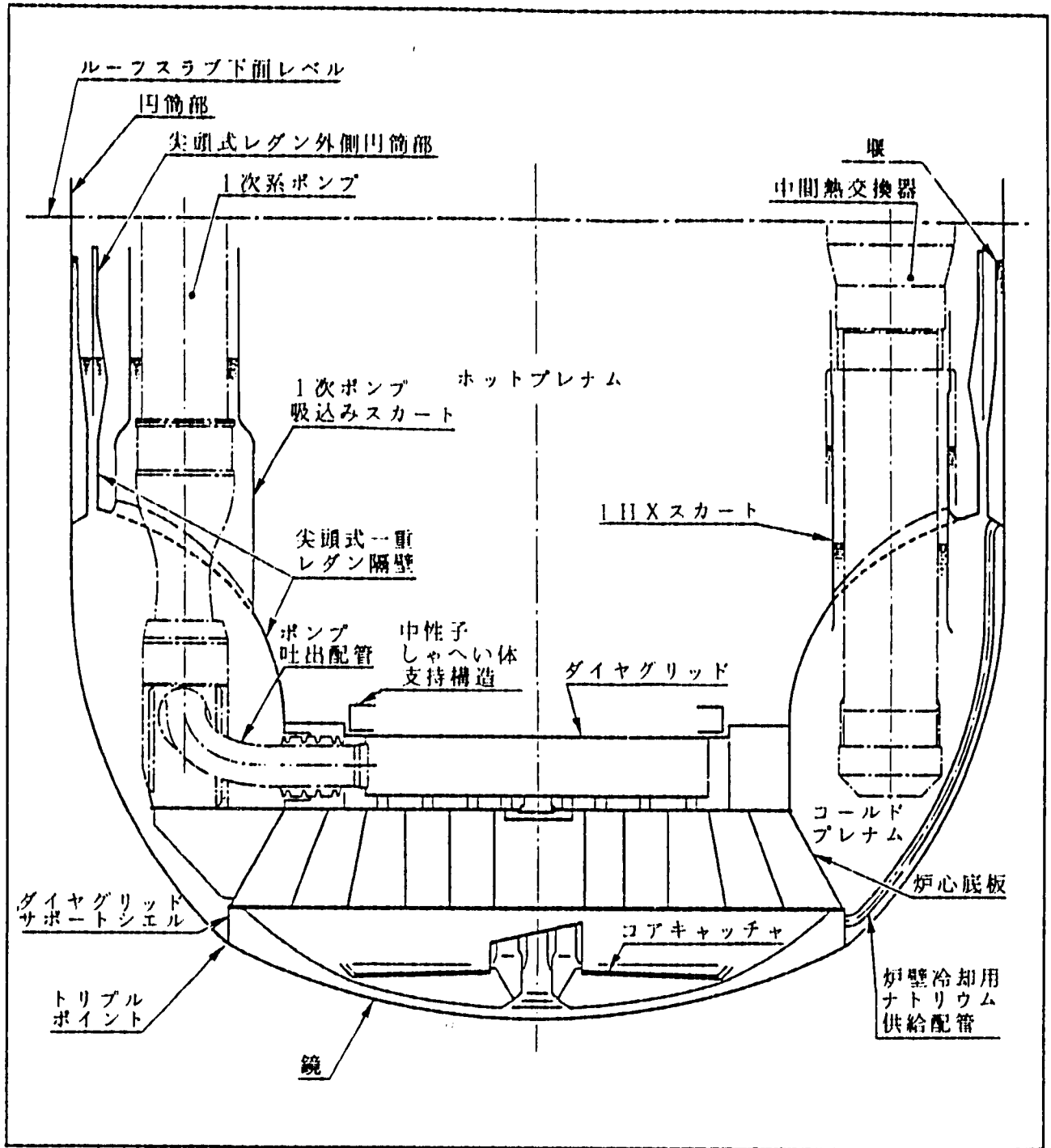


図3.6 SPX-2炉容器内部

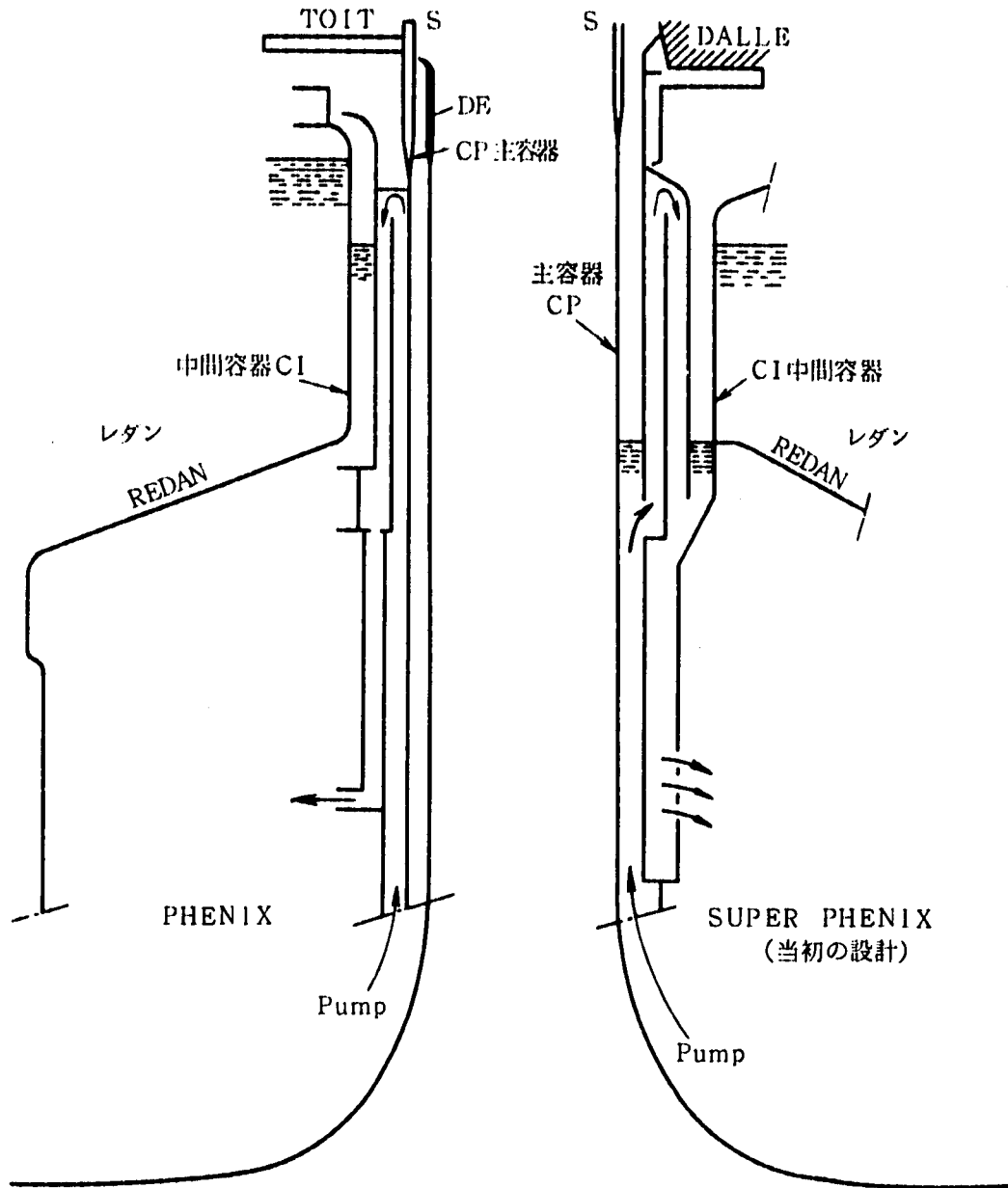


図3.7 Reactor vessel cooling of Phénix and Super Phenix

(c) 非定常流 (unstationary flow) による起振

などが考えられる。

これらの流力振動による問題としては、疲労によりナトリウム中の溶接部にクラックが入る可能性などが考えられている。

Phénix の設計段階においては流力振動に対する検討のため、以下の試験が実施された。

(a) 主容器バッファに関しては、流力剛性を模擬した 1/4縮尺模型 (SOGREAH) により、振動数が直接測定された。

(b) 主容器および中間容器に関しては、縮尺模型によりメカニカル・インピーダンスを決定する方法により、間接的に振動特性が求められた。

上記試験に基づく改良点としては、内部容器の固有振動数を上げるため、内部容器上部に“補強リング”を設けることになった。³⁾

SPX-1 の炉壁冷却方式は Phénix の経験に基き、冷却バスの反転部形状などが変更された。図 3.7 は初期の設計を示すもので、冷却バスの上端が閉じたサイフォン状の冷却バスとなっている。⁵⁾ 最終的に採用された方式を図 3.8 に示す。これは冷却バス上端が開放されコールドプレナムからのナトリウムがせきを越えて流れ落ちる方式である。試運転の際にこのサーマルバッファに異常振動が認められた。

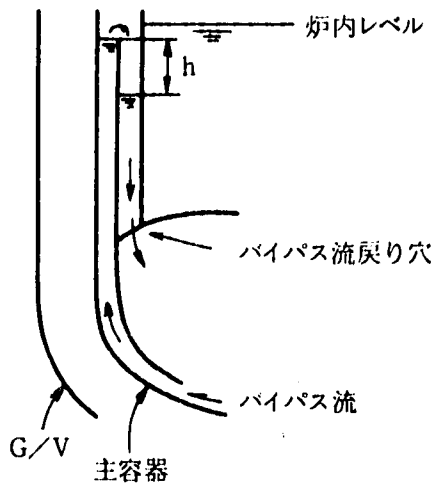


図 3.9 SPX-1 の炉壁冷却方式 (最終案)

1984年12月にこの問題が明らかとなり、パリ近くのEdFの施設で直径5mφのプラスチックモデルで水中試験が行われた。

当初 図 3.9 のレベル差 h は 1 m だった。

バイパス流量はポンプ吐出量の 3.5 % である。

対策としては、バイパス流量を増加させればよいことが判明した。そのためにはバイパス流戻り穴を大きくするか、または Assembly のエントランスノズルを改良すればよい。しかし前者は炉内にあるため改良を加えるのが困難である。よって全部で 19 本の Assembly に対し改良を加えた。

どの領域の Assembly が変更されたか明らかでないが、①通常の燃料および②燃料集合体 1 体当たり燃料ピンが 6 本程度抜き出された中空領域を有する集合体 (Diluent)

の2種類に対して計19本改良が加えられた。これは初装荷燃料なので Diluent はかなり入っている。本改良により、バイパス流量は4.5%となり、上図のレベル差hは50cmとなった。⁶⁾

この様にSPX-1においてはPhénixの開発段階で経験した炉壁冷却パスに起因する流力振動の問題が、実機建設後に明らかとなったわけで、この点ではPhénixの経験が有効に反映されていなかったとも考えられる(流力振動の観点からは当初設計の「サイフォン状冷却パス」の方がバッファの剛性が高く、好ましいと思われる)。

SPX-2の炉壁冷却方式は基本的にはSPX-1のそれと同様だが、バッファはレダンの上方にのみ設置されている(直径19.7m, 高さ5.1m)。低温ナトリウムは細い16本の配管により高圧プレナムからレダン上方の環状空間に送られる。

この方式はSPX-1の様に2重の容器により環状空間を構成する方式よりもバッファの剛性を高めることが容易であり、SPX-1の経験に基づいた設計と考えられる。

(4) 主容器

SPX-2の設計ではSPX-1に比べ主容器の径、高さ、重量とも小型化、軽量化されている。

SPX-2の主容器はEDF-SPHタイプのステンレス鋼製で直径20mまで縮小されている。これは燃料ポストをレダンの切り込みに配置させたことと炉心上部機構を0.5m偏心させたことによって達成された。

主容器は肉厚20mmの円筒部分と、35mmの球形部分と肉厚35~70mmの底板が1箇所接合されて形成される。この接合部では炉心構造物支持板からの荷重2000tonが加わる。

SPX-1とSPX-2の比較は次のとおりである。

	SPX-1	SPX-2
主容器	円筒状、底部は球面	円筒状、及び2つの球面
○内径	21 m	20.0 m
○高さ	15.53 m	16.72 m
○材質	EDF-SPH鋼	EDF-SPH鋼
○重量	396 t	240 t
内部構造		

○内部容器	2個のレダン	1個のレダン
○炉心底板 (platelage)	環状構造 (φ13.85 m)	円板構造 (φ13.30 m)
○レダン (sommier)	ボルト締め	溶接

(5) ルーフスラブ

ルーフスラブの比較を以下に示す。

	S P X - 1	S P X - 2
○スラブの形式	水冷式	空冷式
○温度	50℃	120℃
○底板下部及側部の熱保護	有り (金属断熱材)	なし
○底板上部の熱保護	なし	有り (ミネラル断熱材)

S P X - 1 のルーフスラブの冷却¹⁾は、ルーフスラブを構成するボックスの内面に溶接された水冷配管により行われる。ただし回転プラグを回す際にはこの冷却系は停止され、代わってプラグに設けられている空冷熱交換器により冷却される。上記ボックスにはコンクリートが充填される。

S P X - 2 のルーフスラブは空気冷却であり、周辺が炭素鋼で、生体遮蔽の為にコンクリートをつめ込んだ30体のケーソンから構成されている。冷却空気は35℃で流入し 115℃で流出する。ルーフスラブの下には断熱材は無い。冷却空気は4列の送風口から送られる。その空気は二次熱交換器の水で冷却される。

(6) 安全容器

安全容器の比較を以下に示す。

	S P X - 1	S P X - 2
○安全容器	スラブから吊り下げ (冷却なし)	原子炉容器ピットのコンクリートに固定 (冷却あり)
材質	オーステナイト鋼	A 4 2 鋼
重量	264 t	77 t (膜状)
主容器からの距離	700 mm	300 mm
○原子炉容器ピットの形	円筒状	タンク状

○原子炉容器ピットの内径	24.10 m	20.92 m
○原子炉容器ピットの冷却	ライナに溶接された水管	コンクリートの水管
○特記事項	最終冷却ループ (RUS)	ライナーが安全容器である。

SPX-2の特徴の一つであるコンクリートライナー張り安全容器については、既によく知られているところであるが、アルミナ系のNaと反応しにくいコンクリートを開発採用しているとのことである。(我が国でもPNCが開発中)。

又、コンクリートの冷却のために水冷配管が設置されている。

(7) ダイアグリッド

SPX-1ではボルト締め構造だが、SPX-2では溶接構造に変更された。

3.4.2 1次主循環ポンプ

(1) 全体構造

① Phénix の1次主循環ポンプ⁷⁾

ポンプの仕様を表3.5に示す。図3.10にポンプ断面の概略と主要寸法を示す。本ポンプはタンク型用のコールドレグ・ポンプで単段片吸込型である。

ポンプ吐出側にはフロート式逆止弁が設けられポンプトリップにより自動的に作動する。

逆止弁の下流側にはDouble ball joint 付のVertical sleeveが取付けられてポンプの下部が支持される。これは熱膨張差により炉心下部構造に対して相対変位が生じ、ポンプが傾くことを許容するような構造となっている。

締切り装置としてはフロート弁が備えられ、ポンプトリップにより自動的に締切りが行われる。

本ポンプの開発段階において、逆止弁の締切り性能に関しての不具合が判明し、改良が行なわれた。すなわち1基のポンプが停止し、残りの2基のみで運転する場合、低流量域においては停止したポンプの逆止弁が締め切らないことが判明した。

そこで逆止弁近傍の流路の変更を行なった。⁸⁾

② SPX-1の1次主循環ポンプ⁷⁾ (図3.11)

このポンプは最大径2.5mφ、全長15m、全重量120ton(モータは別、生体遮蔽は含む)となり、大型であるためPhénixのポンプの実績を外挿することが困難で

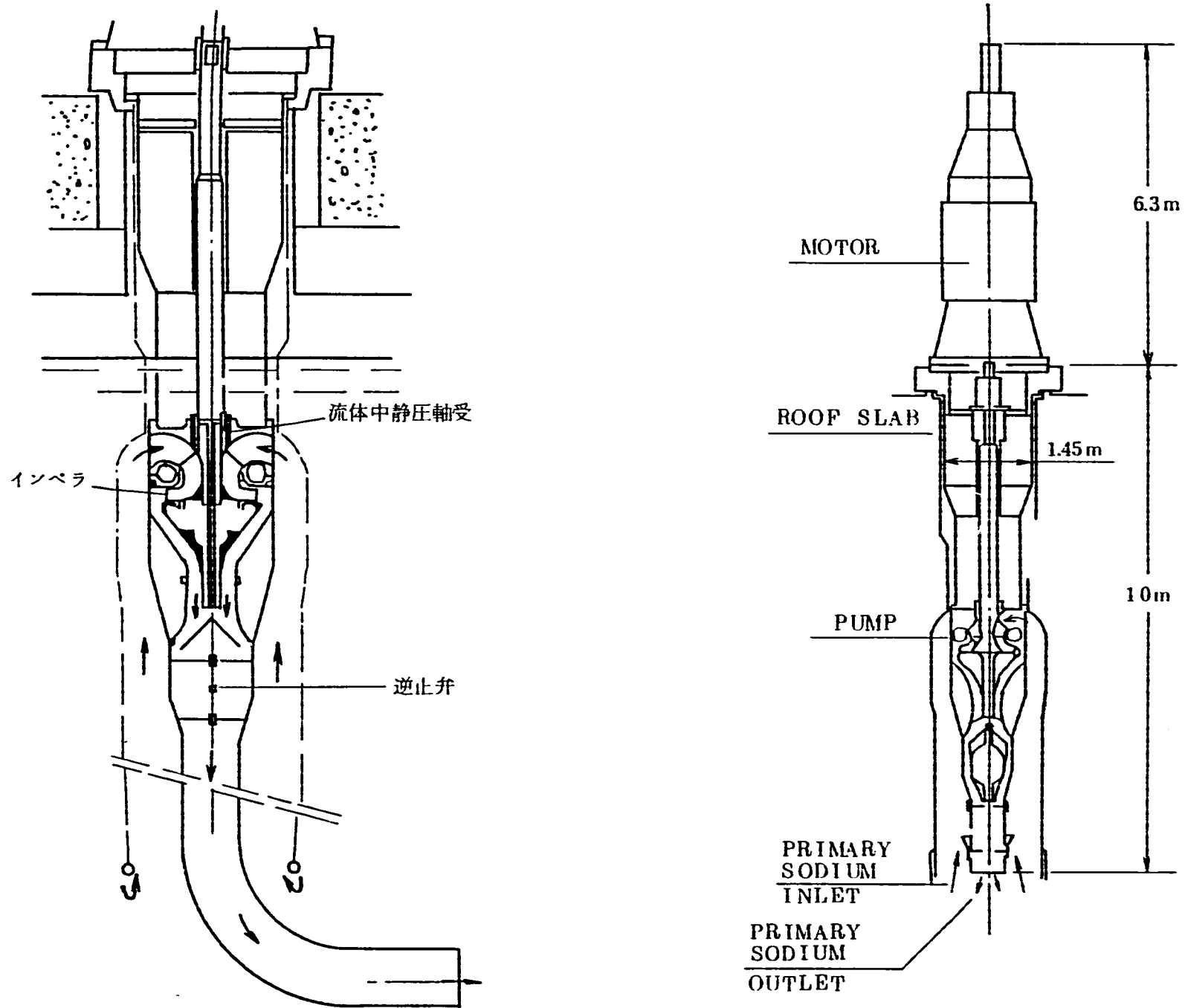


図3.10 Phenix primary pump (フェニックス1次主循環ポンプ)

ある。特にスペースの制約より Double ball joint および大曲率のエルボは使用できない。その結果ポンプに可動性を与える方式となった。

この方式は、ポンプの上部を Flexible ring で支持し、熱膨張差によるポンプの傾きを許容できるようにしてある。

一方、ディフューザの下端には球形の部材が取付けられ、高圧プレナムに接続するシリンダ内を摺動する。Phénix の場合と同じくこの部材には摺動を容易にするための合金が使用されている (図 3. 13)。”

上述の支持方式に対応するため、Hydrostatic bearing についてはポンプの傾斜を考慮したうえで、起動・停止時の摩擦を低減する研究が行なわれている。

締切り装置は、吸込みストレーナに取付けた“円筒状止め弁”より構成される。(図 3.12) この開閉はポンプのプラグ上から機械的に遠隔操作される。Phénix の場合のような自動締切りのフロート弁はスケールアップが不可能であった (Phénix の 1 次ポンプ開発段階で経験したフロート式逆止弁の不具合が反映されている)。

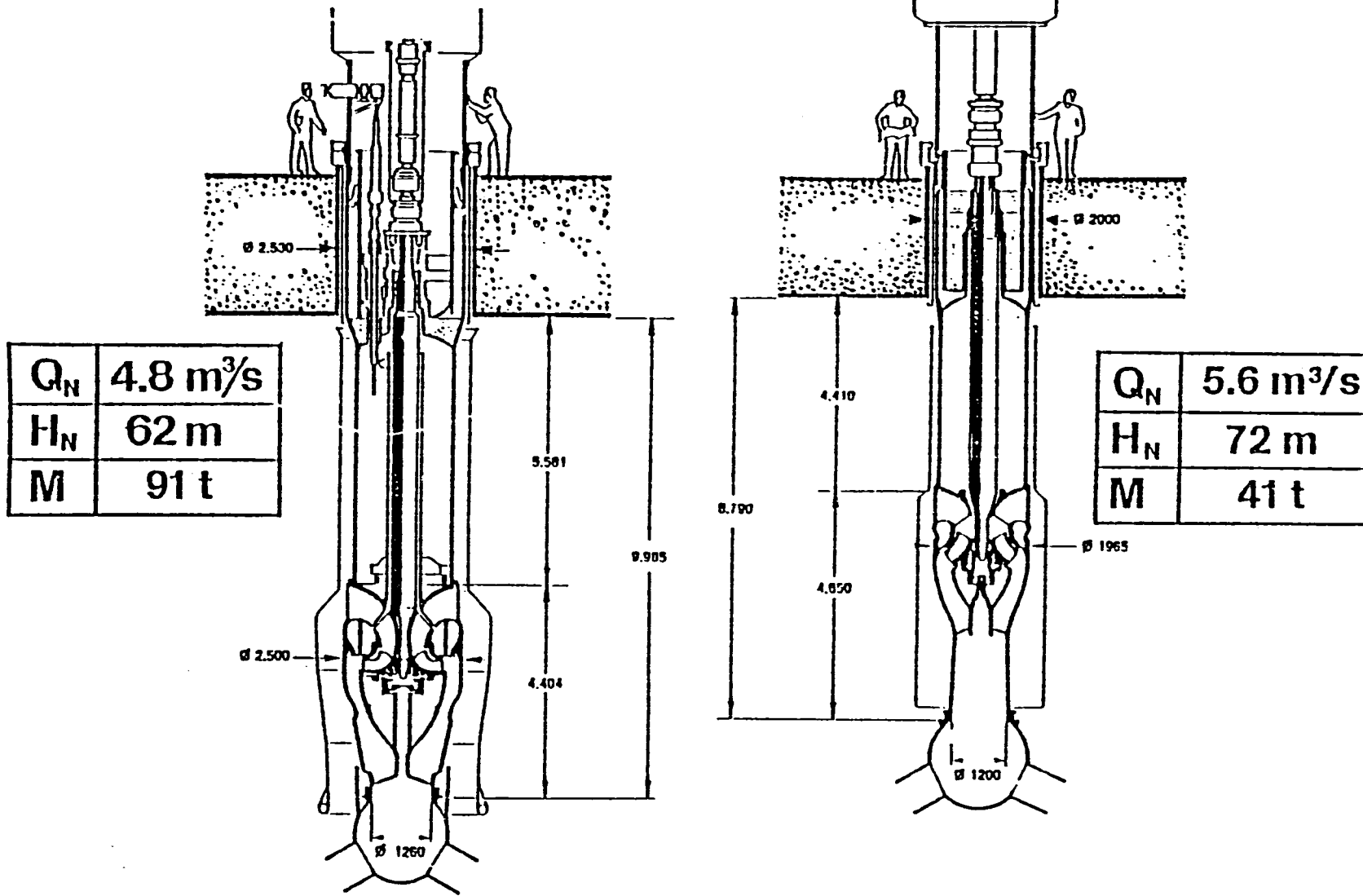
表 3.5 フェニックス 1 次主循環ポンプの仕様

Design characteristics of Phénix primary pump¹⁾

Operating speed (rpm)	810
Operating speed range (rpm)	100 ~ 810
Flow rate (kg/s)	1030
Pump power (KW)	650
Head	48
Number of Coolant loops	3
Number of pumps/loop	1
Pump location	Cold leg

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2



3.11 PRIMARY PUMPS

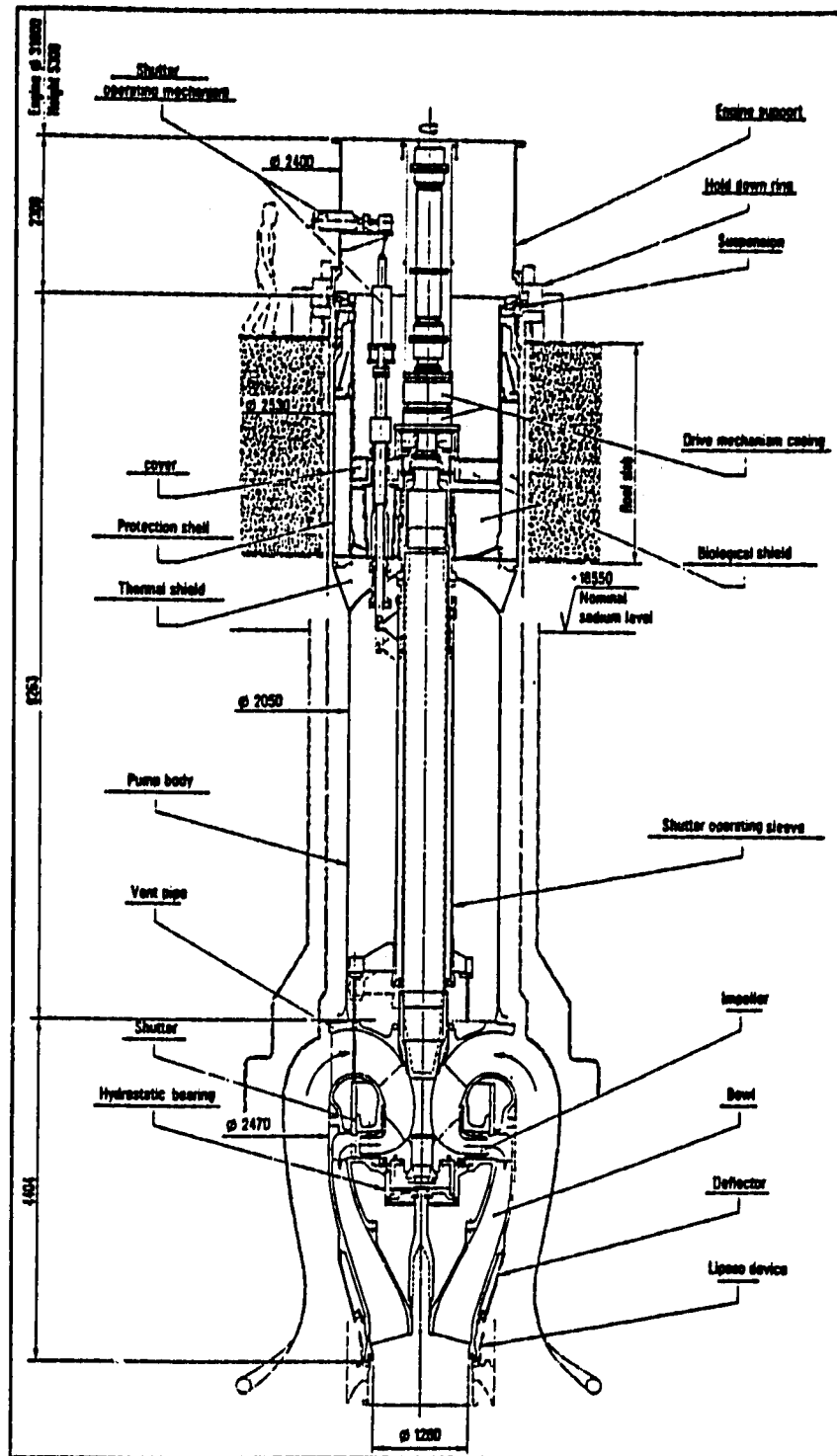


図3.12 Super Phenix 1⁽¹⁾

出典(1) NERSA発行, The Creys-Malville power plant, 1985 Edition, P.70

(6) Cadarache研究所にてPierre Le Coz (Ingénieur au Service de Technologie des Réacteurs Avancés) より聴取

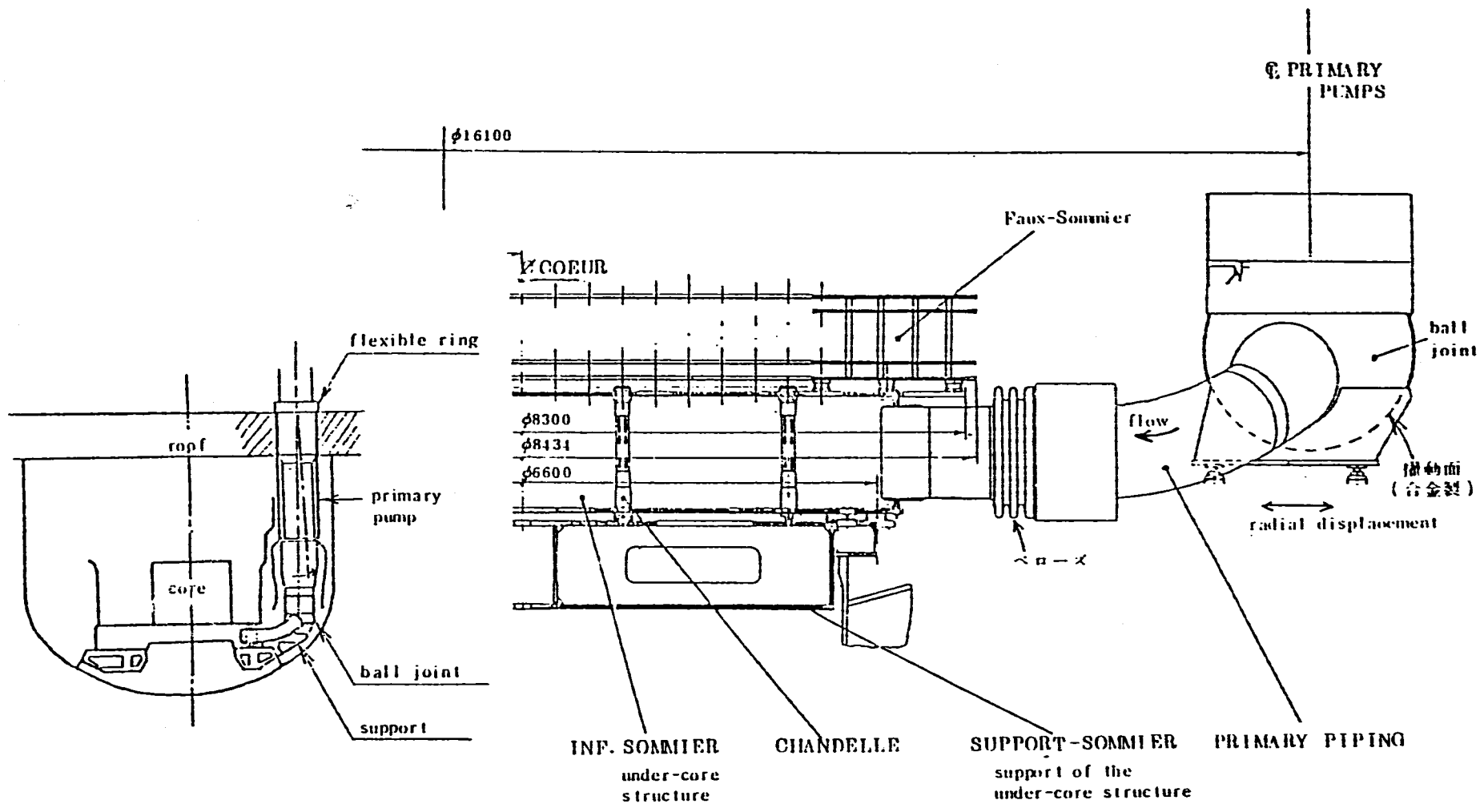


図3.13 スーパーフェニックス1次主循環ポンプ支持方式

③ SPX-2の1次主循環ポンプ(図3.11)

SPX-2のポンプはSPX-1のそれに比べ流量、揚程ともに増大しているが、本体重量は大幅に削減されている。これは後述するインペラの小型化が主な原因であるが、この他に以下に示す合理化も物量削減に寄与している。

〔逆止弁の削減〕⁶⁾

SPX-2では(N-1)ループ運転は行わないため、逆止弁を削除した。すなわちこれまでにPhénixの1次ポンプを7回引き抜いた実績に基づき、短時間でポンプの引抜き・交換ができる自信があるため、ポンプが故障した場合には直ちに原子炉を停止し、ポンプを交換することになっている。なおタンク型炉の場合には逆止弁がなくても1基のポンプがトリップした場合に他のポンプの吐出圧によりIHXに逆流が生ずることはない。

〔ポンプ支持方式の変更〕⁶⁾

SPX-2のポンプはルーフスラブに固定し、吐出管の熱膨張は介在する連結管の傾きにより吸収する方式とした(図3.14)。従ってポンプ本体はPhénixおよびSPX-1の場合とは異り、常に鉛直に支持されている。この理由は支持構造の簡素化のほか、傾きを許容するとナトリウム中軸受の負荷が大きくなるため、これを避けたものと推定される。

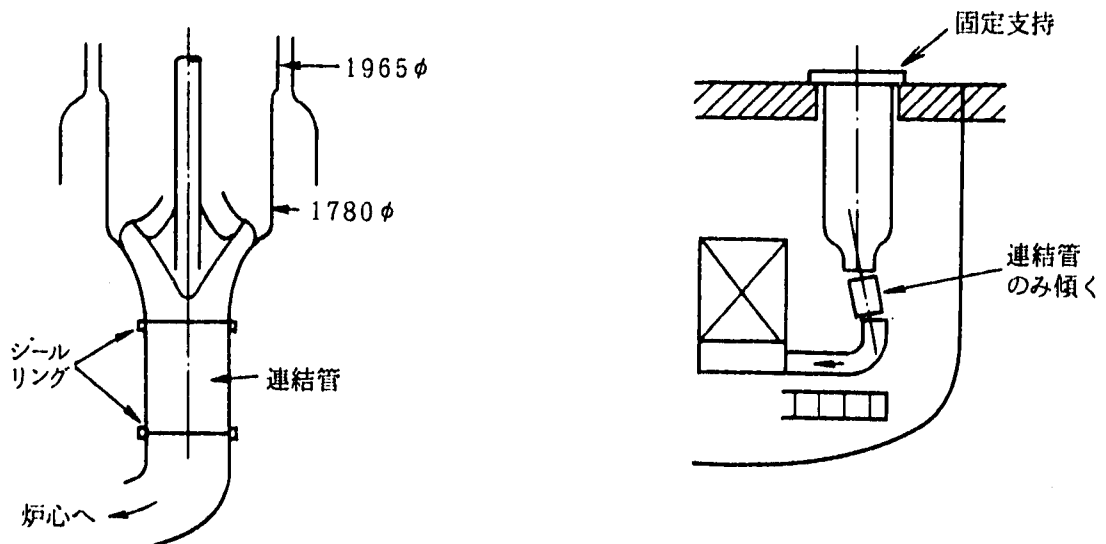


図3.14 SPX-2の1次主循環ポンプ支持方式

(2) インペラの設計⁶⁾

SPX-2の1次ポンプはSPX-1のそれに比べ、流量および揚程が大きいにもかかわらずコンパクトになった(表3.6)。この理由は、設計指針を変えキャビテーションマージンを削減したことによりインペラが小型化したためである。(インペラが小型化されるとインペラ周辺の流動条件より、ケーシング直径もインペラ直径にほぼ比例して小型化される)。

キャビテーション設計指針は

Phenix および SPX-1 の 1 次ポンプに対して

(0%ヘッド低下に先行する不安定現象の開始点により定義される req. NPSH) + 2m

SPX-2 のポンプに対して

(0%ヘッド低下により定義される req. NPSH) + X%

(Xは未定だが20%程度とのこと)

このようなキャビテーションマージンの削減は、音響検出法によりキャビテーション発生点を正確に検出することが可能となったためである。

3.4.3 2次主循環ポンプ

SPX-1およびSPX-2の2次主循環ポンプの比較を表3.7および図3.15に示す。

(1) 全体構造

SPX-1のポンプ⁷⁾には膨張タンクが取付けられている。膨張タンクを備える理由としては、運転中の液面変動を許容でき、過渡的流動状態における圧力波(特にNa-水反応時の衝撃圧)を緩衝できるためである。

膨張タンクはナトリウム容量が55m³、およびカバーガス容量が15m³ある。また、ポンプ本体の重量(ナトリウムは含まず)が94tonである。従って、ナトリウムがチャージされた場合の重量は約140tonにも達する。このような“大容量ナトリウムタンク”のサポートを耐震上有利にするため、サポートはナトリウム充填状態のポンプの重心に近いレベルで行われていることが推定される。

吐出ノズルを斜め下方に備える理由は、ポンプを支持するフロアとの干渉を避けるためと推定される。また吐出ノズルを2個備える理由としては、各ループに2基存在するIHXへの配管引廻し上有利なためと推定される。

表3.6 1次主循環ポンプの比較⁶⁾

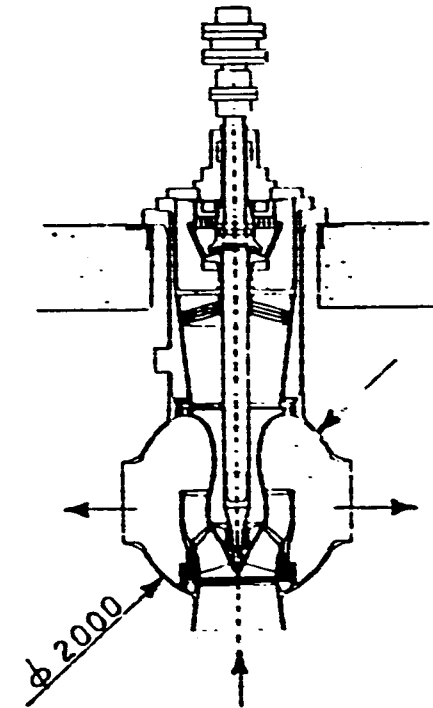
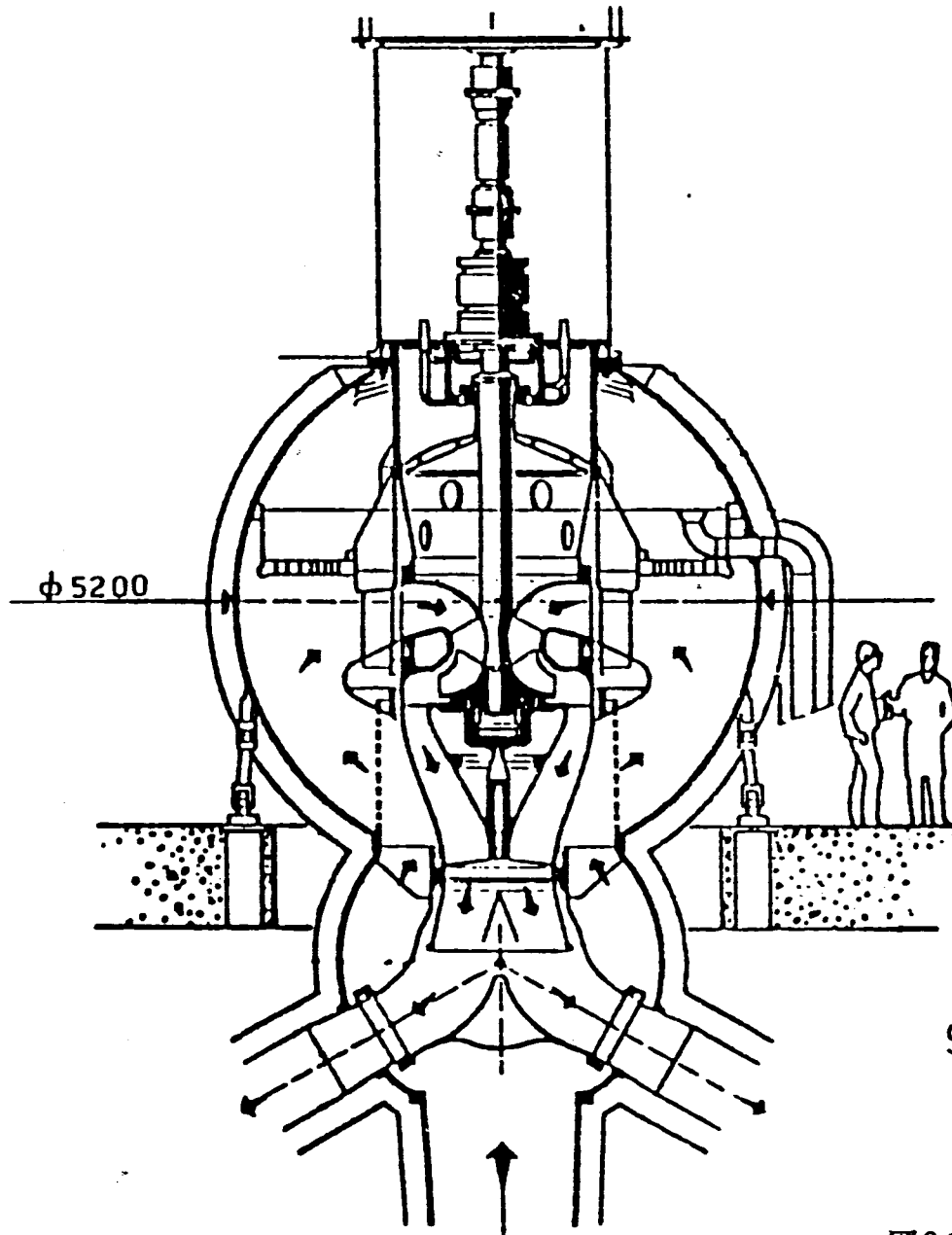
		SPX-1	SPX-2
Available NPSH	H_{av} (mNa)	16.83 (推定値)	14.73 (推定値)
回 転 数	N (rpm)	460 仕様値	630 仕様値
流 量	Q (m ³ /min)	288 仕様値	324 仕様値
揚 程	H (mNa)	62 仕様値	65 仕様値
吸込比速度	S	939 推定値	1510 推定値
インペラ直径	D (mφ)	1.49 推定値	1.11 推定値
高圧プレナム直径	D _c (mφ)	2.47 図面中の記入値	1.78 図面中の記入値
吸込スカート直径	D _s (mφ)	3.64 推定値	図面未入手
重量 (1基当り)	W (ton)	120 仕様値	80 仕様値

表3.7 2次主循環ポンプの比較

	<u>SPX-1 SECONDARY PUMP</u>	<u>SPX-2 SECONDARY PUMP</u>
TYPE	CENTRIFUGAL	MIXED FLOW
CAPACITY	3.8 m ³ /sec	4.5 m ³ /sec
HEAD	28.1m	28.9m
SPEED	500 RPM	945 RPM
TEMPERATURE	345 ℃	345 ℃
PUMP TOTAL WEIGHT	24500 kg	12500 kg
PUMP MANUFACTURING COST	100	53
EXPANSTON TANK WEIGHT	40500 kg	—
NPSH required		17.9m
IMPELLER OUTLET DIAMETER		846 mm
BOWL INTERNAL DIAMETER		1950mm

SPX-1 SECONDARY PUMP

SPX 2 SECONDARY PUMP



SCALE 1:75

图3.15

これに対してSPX-2⁶⁾のポンプには膨張タンクは無く、2次系の液位変動はSGの自由液面で吸収する。膨張タンクを削除した理由としては、球型タンクの液面近傍部の応力解析が難しい⁶⁾とのことで、これも一因と考えられる(耐圧性および物量削減の点では球型タンクは合理的ではある)。

(2) インベラ設計⁶⁾

1次主循環ポンプの場合と同じく、キャピテーションマージンの削減により、SPX-2のポンプはSPX-1のそれに比べ流量および揚程が増加しているにもかかわらずインベラおよびポンプ本体のコンパクト化が達成されている。本体重量はSPX-1が24.5 tonに対し、SPX-2が12.5 tonである。このため製造コストの比は100:53となる。この他にSPX-1のポンプには前述の膨張タンク40.5 tonが加わる。

3.4.4 中間熱交換器¹⁰⁾ (表3.8および図3.16)

SPX-2のIHX型式はSPX-1のそれと同じだが、伝熱管は直径を大きく、かつ薄肉にした。また伝熱管有効長も増加した。これは主容器の直径低減のためにIHX本体を細くする観点から決定された。伝熱管の耐圧強度は当然SPX-2の方が低い。この理由は定格運転圧力はSPX-1と同じだが、ナトリウム水・反応時の発生圧をSPX-1の場合よりも小さく設定したためである。⁶⁾

すなわちナトリウム-水反応に対する正確な予測がIHXのコンパクト化に寄与している。

タンク型炉のIHX特有の問題として主容器側と炉心側との温度不均一がある。これは主容器の小型化にともない注意を要するが、既にSPX-1のIHXの開発段階で、径方向温度分布に起因する伝熱管外層とシェルの干渉について、計算による確認が行なわれている。⁶⁾

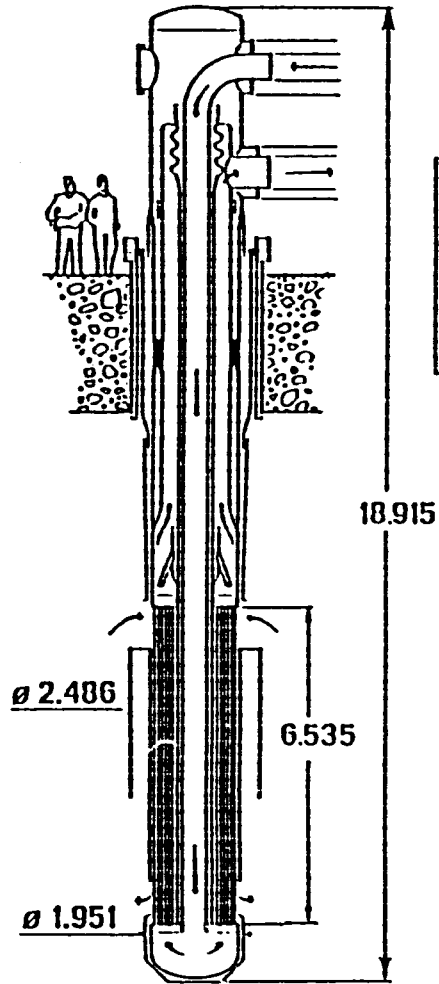
SPX-1のIHXの場合、径方向の温度差は最大30℃であるという。一方、PhénixのIHX実機には多数の熱電対が取付けられ、実際の温度分布が測定されている。

伝熱設計手法としては、基本的な伝熱計算式が我が国で用いられているものと異なり、更に伝熱マージンのとり方などがPhénix実機のデータおよびSPX-1の開発経験に基づいて合理化されている。

表3.8 中間熱交換器の比較

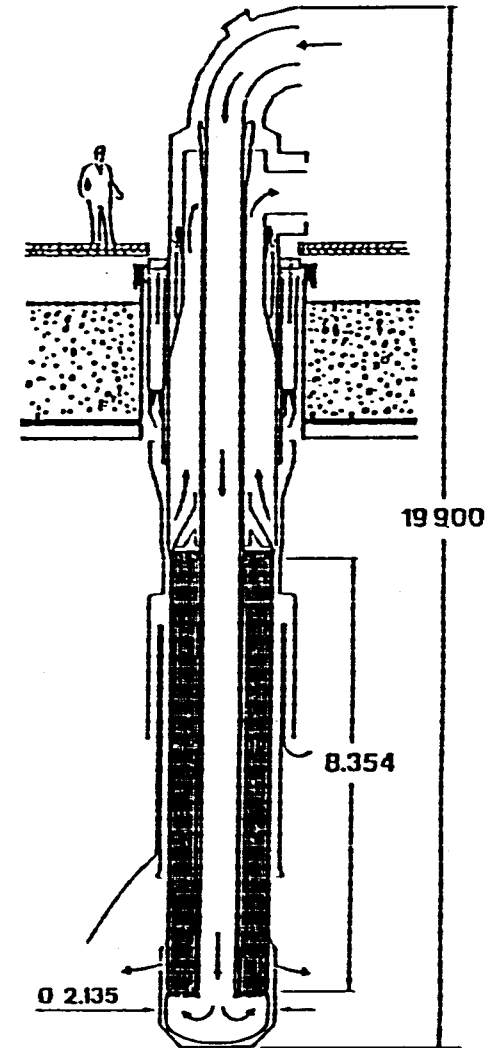
	S P X - 1	S P X - 2
熱出力 (MW t)	375	450
1次側Na温度 (°C)	392/542	388/548
2次側Na温度 (°C)	345/525	345/525
1次系流量 (kg/S)	1970	2232
2次系流量 (kg/S)	1633	1962
チューブ数	5377	3762
チューブ内径 (mm)	12	15.5
外径 (mm)	14	17.1
伝熱面積 (m ²)	1537.5	1689.3
径方向管ピッチ (mm)	19	24.3
周方向管ピッチ (mm)	20	25.4
総重量 (t)	11.9	10.5
I H X高さ (m)	18	20
径 (m)	2.7	2.76

SUPERPHENIX 1



	SPX1	SPX2
POWER	375 MW	450 MW
MASS	74 t	74 t

SUPERPHENIX 2



3.16 INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS

3.4.5 2次冷却系配管引廻し¹⁰⁾ (図3.17)

以上の効果を総合してSPX-2の配管全長は810mになり、SPX-1に比べ30%低減された。これにともないスナバの数も大幅に削減された。

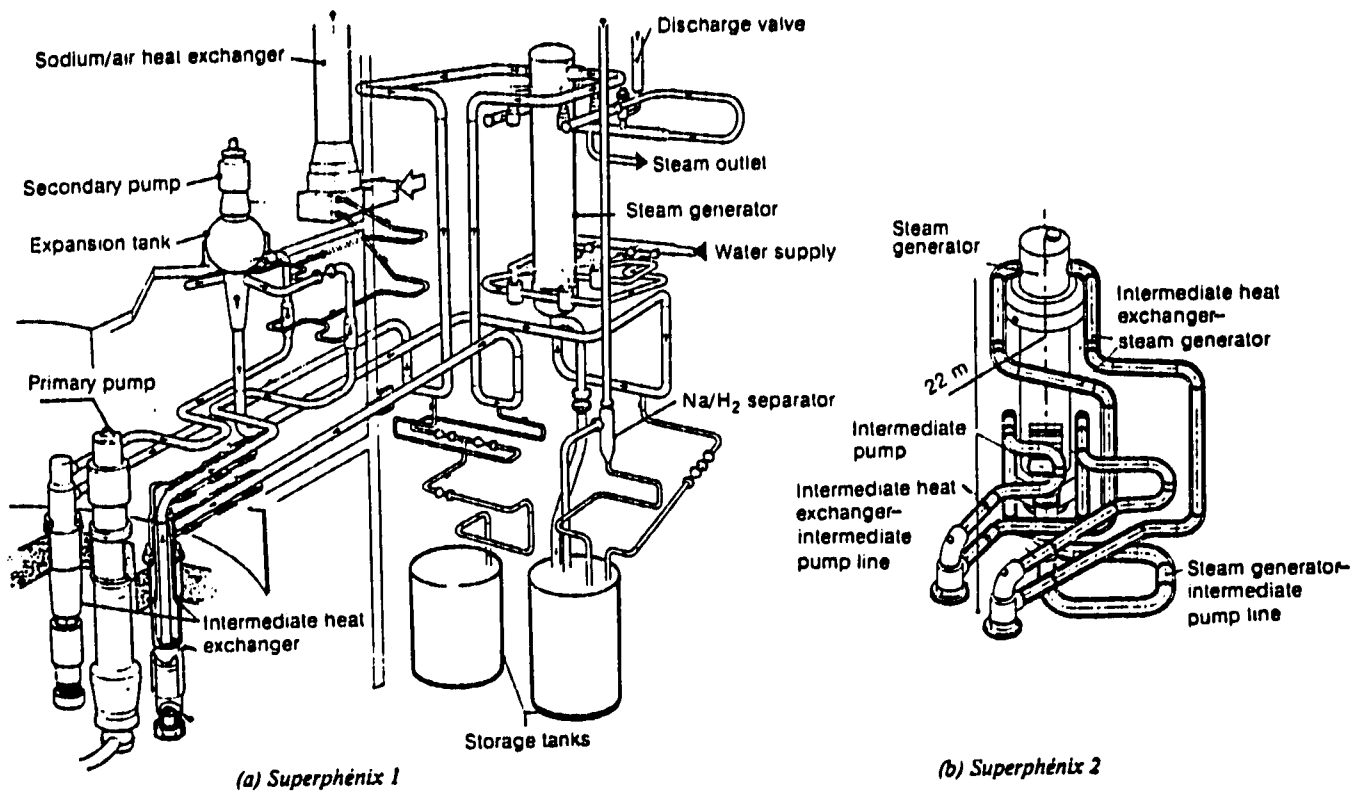


図3.17 2次系配管引廻し

3.4.6 蒸気発生器¹⁰⁾ (図3.18 および表3.9)

SPX-2のSGはSPX-1のそれと同じく、Alloy 800を用いたヘリカルコイル、ワンスルー型である。SPX-1のSGは有液面型だが2次冷却系の液面変動は2次主循環ポンプに設けられた膨張タンクでも吸収する方式である。SPX-2では有液面型であり液面変動はSGで吸収する。自由液面は本体上端のホットレグのほか、本体中心部（ヘリカルの内側）の下端部のコールドレグにも存在する。これはナトリウム-水反応時の衝撃圧力の吸収を容易にするためである。なお、ナトリウム-水反応の設計圧力はSPX-1の場合よりも低減されている。これはその後の研究開発により、より正確な知見が得られたためである。⁶⁾

SPX-2のSGはSPX-1のそれに比べ出力は750MWから900MWに増加したが、寸法および重量はわずかに増加しただけである(表3.9)

なお、代案として225MWのフェライト鋼、ワンスルー型、直管型SGの開発が行われている。

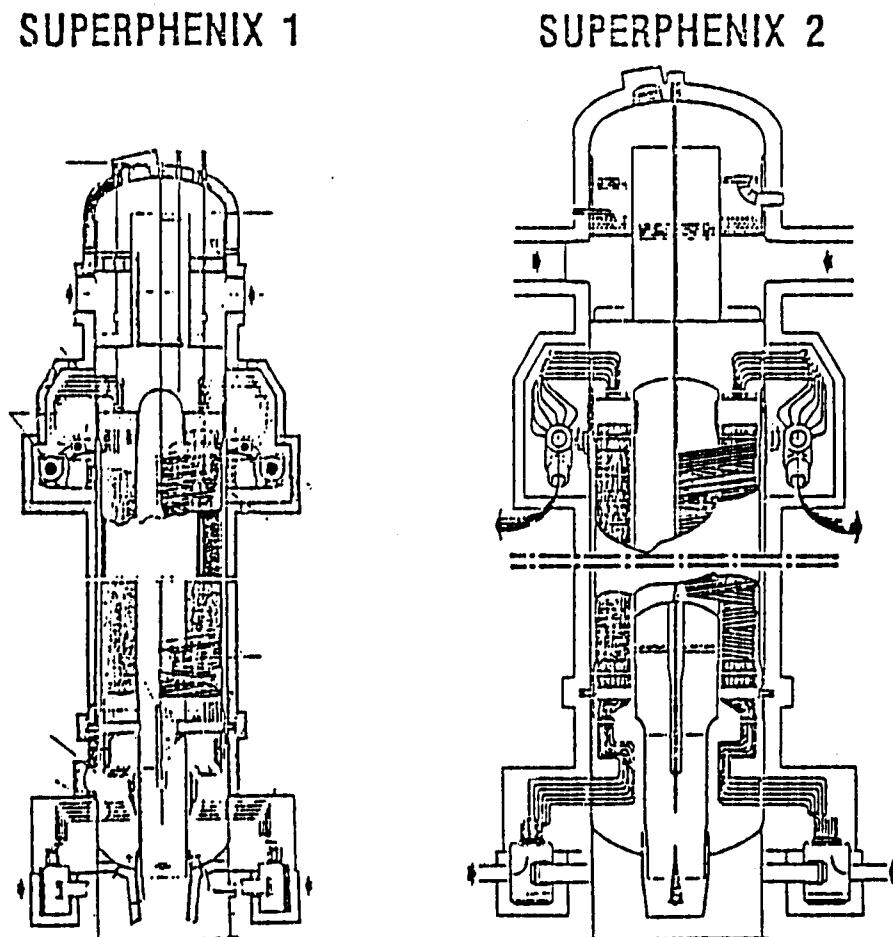


図3.18 (1) STEAM GENERATORS

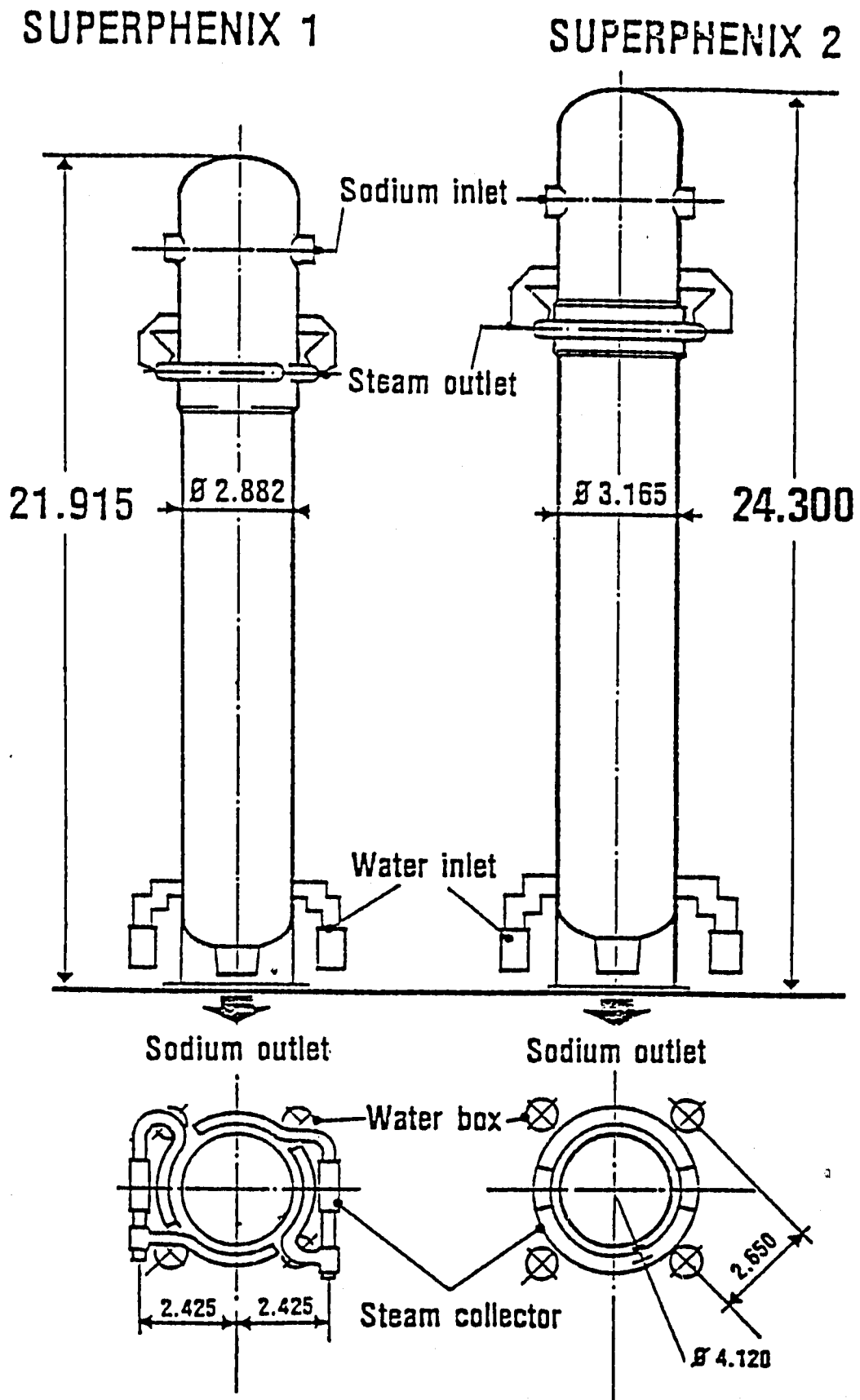


图 3. 18 (2) STEAM GENERATORS

表3.9 SGの比較

蒸気発生器	SPX-I	SPX-II
型式	管板のないヘリカルボビン	
蒸発器当りのモジュール数	1	1
材料	チューブ：インコロイ／胴：オーステナイト鋼	
蒸気再熱器の方式	蒸気を用いる	蒸気を用いる
出力	750 MW	900 MW
高さ	21.915m	25.3 m
胴内径	2.888 m	3.115 m
重量	191 t	217 t
蒸発器のチューブ数	357	423
チューブ当りの全長	91.5 m	99 m
チューブ径	25 _{mm} (肉厚 e=2.6 _{mm})	25 _{mm} (e=2.6 _{mm})

Reference

- 1) The Creys-Malville Power Plant, 1955 Edition, EdF.
- 2) 特許公報、昭59-795, “原子炉の圧力容器内の対流を減少させる構造物”
1984年1月9日公告
(発明者:ジャン・ピエール・バンク, 出願人:CEA)
- 3) J.P.DUPORT et al, “Incidence des problèmes hydrauliques sur la conception des réacteurs rapides au sodium”. IAEA-SM-130/32, 1970
- 4) Novatome の技術者より聴取したメモ (未公開). 1982.
- 5) A. DAUBERT et al., “Etudes de thermohydraulique appliquee aux réacteurs rapides refroidis par sodium”. Eur. Nucl. Conf. (GBR) (9) 444-452, 1976.
- 6) PNC N9600 86-001, 「ナトリウムポンプのキャビテーションに関する専門家会議」
海外出張報告書, 1986年2月.
- 7) R. Chabassier et at., “Les pompes primaires à sodium de Phénix et Super Phénix”. La houille blanche No. 7/8, 1977.
- 8) B.I.S.T., Commissariat a l' Energie Atomique No. 199 Janvier 1975
(邦訳; PNC N951 76-13, “フェニックス炉のスタートアップ試験”)
- 9) P. GIORDANO et al., “The contribution of Italian Industry to the development of reactor components and fuel handling systems of fast reactors”.
IAEA-SM-225/56, Bologna, 1978.
- 10) J.P.Crette et al., “From Superphénix 1 to Superphénix 2 ”.
Nucl. Energy, 1986, 25, No.2, Apr., 85-92.

3.5 その他設備 (BOP)

3.5.1 崩壊熱除去系

表 3.11 に崩壊熱除去系の比較を示す。表中には崩壊熱除去系の構成とあわせて、信頼度評価の結果も示す。以下に各国ごとに大型炉の崩壊熱除去系について検討する。

(1) フランスの大型炉の崩壊熱除去系

SPX-1 は以下の通り設計されている。

① 運転上の目的

炉停止後に原子炉を保守可能な温度範囲 (180℃～250℃) までいち早く冷却すること、過渡事象時には、機器や構造物の寿命を損なわない範囲に冷却材温度を維持する。

② 安全上の目的

炉心冷却を保証し、全てのシステムの運転条件に対して、バウンダリの健全性が損われないように構造材温度を制限する。

SPX-1 ではほとんどの運転条件に対して、通常、水・蒸気系によって崩壊熱は除去されるが、崩壊熱除去系としては表 3.11 に示すように、IRACS, DRACS, キャビティ冷却系 (VCS) の 3 系統を備えている。このため、きわめて高い信頼性が達成されている。

一方、SPX-2 ではコストの観点から 2 次系を安全系としない方針とし、IRACS を除外した。また、VCS も同時に除外した。(図 3.19, 図 3.20 参照)

この結果、システムの簡素化がはかられたことによってコストダウンが図れ、かつ表 3.11 に示される様に 3.7×10^{-8} / 炉年という高い信頼性が確保されている。SPX-2 の崩壊熱除去系は、通常の水・蒸気系が利用できない場合にも冷却能力を確保するために直接に空気冷却を利用する。この結果、冷却材喪失事故やナトリウム・水反応を防止することができる。崩壊熱除去系の高い信頼性を確保するために、単一故障基準に基づいて設計し、非常用電源を備える。また、外部事象や火災を考慮して配置の分離がなされる。本システムは、図 3.21 にもある通り、電磁ポンプによる強制循環で作動するが、強制循環に失敗した場合の影響を緩和するためにできるだけ自然循環を促進する設計となっている。

表 3.12 に DRACS の運転方式を示す。表中には、CDFR と SNR 2 の例もあわせて示す。SPX-2 の DRACS は 4 ループ独立な設計であり、系統分離の

原則を守るために2ループずつ建屋の片側に配置されている。本システムはDHX, ACS, 電磁ポンプ, 配管, 補助ループで構成されており(図3.21), 1次側と2次側は強制循環、空気側は自然循環で設計されている。空気冷却器は40mのチムニーに設置し、空気側出入口にバドルを設けて流量制御を行う。DRACS待機時は電磁ポンプを作動させ、バドルを閉じることによってループ全体を高温プレナム温度に維持して凍結を防止する。非常電源は2ループごとに独立な2系統とし、系統分離されている。DRACSに関する機器は全て安全系とし、耐震安全設計がなされている。1次系冷却材の平均温度は、運転状態2で520℃, 3で530℃, 4で630℃に制限される。

SPX-2の崩壊熱除去系の設計を規定する事象は、(水蒸気系喪失+外部電源喪失+ディーゼル発電機1台故障)であり、このとき運転状態2の条件を満足させるために、26MWtの除熱容量が必要となる。

設計基準外のケースとして、自然環境による徐熱が可能である。この場合、除熱容量は30%であり、4ループが必要となる。

(2) SNR2の崩壊熱除去系

西独の実証炉SNR2では、炉心溶融事故を排除すべく、原子炉停止系と崩壊熱除去系による防護(protection)を基本としている。この目的のために、崩壊熱除去系には高い信頼性が要求されている。

SNR2の崩壊熱除去系は通常水・蒸気系と、安全系である直接炉心冷却系(DRACS)から成っている。通常炉停止時とほとんどの原子炉スクラム時には、2次系とSG, 水・蒸気系によって崩壊熱が除去される。この場合、全てのシステムは強制循環によって流量が確保される。しかし、これらのシステムは非安全系であり、非常用電源は供給されていない。従って、水・蒸気系の故障, 電源喪失, 外部事象(地震や航空機衝突)時にはこの崩壊熱除去系は利用できない。

崩壊熱除去系の多様化のために、互いに独立な4ループのDRACSが加えられている。図3.22, 図3.23にDRACSを示す。このシステムは浸漬型熱交換器(IC)、自然循環による2次系、Na-空気熱交換器(ACS)から成っている。ACSは図3.24に示すように分離されたチムニーによって放熱される。DRACSは、全て自然循環に依存すべく設計されているため、ポンプやファンはない。通常運転時の熱損失を抑えるため、チムニー内の空気冷却器出入口にはダンパーがあり、DRAC

S起動信号によって開となる。空気冷却器出入口には少なくとも1つのダンパーが必要であり、空気冷却器に急激な熱過渡が負荷しない様にダンパーのひとりで起動時に制御可能である。DRACSで唯一の動的機器であるダンパーは、多重性を備えていること、DRACSからの熱損失は避けられないことから逆にあらゆる条件において流量は確保されることから本システムの非信頼度は十分に低い。DRACSの流量と温度は常時測定されており、必要ならば流量確保のために制御可能なダンパーを若干開けて運転される。

さらに、このダンパーは自動開操作の他に、制御室からの手動操作、現場での手動開操作が可能である。このシステム固有の余裕時間は少なくとも0.5時間はあるため、自動操作に失敗した場合には手動で操作できる。

表3.12からもわかる様にSNR2はもっとも自然循環を積極的に活用した炉であり、また、SPX-2と並んでDRACS以外の崩壊熱除去系はない設計である。自然循環に依存する割合が増している結果、1ループ当たりのDRACS除熱容量は大きくなっている。

SNR-2の崩壊熱除去系では、ACSのダンパーが唯一の動的機器である。スクラム後にダンパーが開となる時刻が30分遅れた場合の炉容器壁の最高温度は、スクラム後すぐにダンパーが開となる場合と比較して大きな差がない。すなわち、ダンパーを手動で操作することが許されることとなり、崩壊熱除去系の信頼性は向上すると考えられる。

(3) CDFRの崩壊熱除去系

イギリスでは崩壊熱除去系の信頼性を確保するために、多重性、多様性、系統分離の思想がとられている。1次系冷却材温度の制限値は通常運転時には高温プレナムで540℃、低温プレナムで370℃とするが、事故時には650℃まで許容される。CDFRのNaインベントリは3,000トンであり、この熱容量によって12時間までならば崩壊熱を吸収することが可能である。この時刻には崩壊熱は30MWまで低下しており、ポンプによる10%強制循環流量を仮定すれば15MW程度の除熱容量で温度条件は満足される。

CDFRの崩壊熱除去系を図3.25に示す。2系統の100%容量の蒸気プラントと、4系統の除熱容量18MWのDRACSで構成されている。

通常炉停止時と、電源喪失以外の原子炉トリップ時には、蒸気タービン駆動の給水

ポンプ (MBFP) (100%除熱容量) が主タービン停止後もしばらくの間は運転可能である。崩壊熱レベルが50MWまで低下すると、電源駆動の補助給水ポンプ (50%除熱容量) に引きつぎ、さらに崩壊熱が低下すれば蒸気タービン駆動の補助給水ポンプ (ABFP) (25%除熱容量) に引きつぐ。1次系ポンプ回転数は定格の20%に、2次系は熱過渡緩和のために自然循環となる。

電源喪失による原子炉トリップ時には凝縮器の冷却水は供給されないためMBFPはトリップする。蒸気駆動の補助給水ポンプが自動的に起動する。給水タンクは、7日間の除熱に必要な水を貯蔵し、またベントを通じて大気中に蒸気を放出することも可能である。2次系流量は自然循環、1次系流量はバッテリーにより10%強制循環となる。

このように蒸気プラント崩壊熱除去系は 2×660 MWの能力があり、電源を必要としない。このシステムを図3.26に示す。

蒸気プラントは非安全系であるが、DRACS (Naループ) は安全系であり、蒸気プラントDHRの故障あるいはAC電源喪失によって自動的に起動する。図3.27にNaKループを示す。ポンプやバルブなどの動的機器は含まれないが、空気側は電動ファンによる強制循環を用いる。但し、自然循環時にも67%の除熱性能が確保される。電源喪失時にも1ループのみの除熱で高温プレナム温度を 650°C 以下に制限できる。表3.13に、崩壊熱除去方法と初期条件を示す。

3.5.2 建屋配置

(1) SPX-1とSPX-2

SPX-1とSPX-2の建屋配置の違いを図3.28に、SPX-2の建屋鳥瞰図を図3.29に示す。

SPX-2の原子炉建屋は、平行6面体形状がとられている。これにより、建設時の土木工事が簡素化されるとともに、天井クレーンによる重量物運搬操作が単純化される。

SPX-2では、耐震上の要求から、原子炉建屋と電気建屋は同一のベースマット上に建てられ、そのベースマットは免震ベアリングパットで基礎から分離される。これにより、地震時の水平方向荷重を減衰させる。鉛直方向地震荷重は、炉容器下端部をヘリカルスプリング緩衝器のリング上に設置することにより減衰させる (図3.20

参照)。

3.5.3 格納系

(1) SPX-1とSPX-2

SPX-1とSPX-2を比較すると、SPX-2ではドームが削除されている。これは、炉心崩壊事故に関する研究の進展と炉心崩壊事故の防止を配慮した設計により、これを設計基準事象から排除したことによるものである(図3.20参照)。

主容器からの漏洩ナトリウム対策としての安全容器は、SPX-1では容器方式であるが、SPX-2では、コンクリートピットにライナーを張った方式であり、コンクリートは水の循環ループにより冷却することとしている(図3.30, 図3.20参照)。LOD基準に従い、サイト選定および緊急プランを検討する上で現実的に設定された条件のもとでの主容器と安全容器の気密性の喪失を考慮しなければならない。このことから、ナトリウム-コンクリート反応の広範囲な研究開発が必要であり、現在進行中である。ナトリウムと反応しにくいアルミナ系のコンクリートを開発採用しているといわれている。

2次格納は、漏洩を制限し、大気圧以下に維持した原子炉建屋が受けもつ(図3.31参照)。排気は、スタックからの放出前にモニターし、必要に応じて処理が行われる。事故時の換気と浄化に対する要求性能については、まだ議論の対象である。結論は、燃料健全性に関する事故解析結果とカバーガスの1次格納系における漏洩の局在化と検出の可能性に依存すると考えられている。

(2) SNR2

炉容器からの冷却材漏洩は、ステンレス製のガードベッセルで受ける。炉容器とガードベッセルの間のアニュラスは N_2 で不活性化される。通常運転時のルーフスラブと回転プラグの冷却はデッキ内の強制循環で空気冷却され、外部電源喪失のような場合は、動的な冷却なしに、少なくとも12時間は、ルーフとプラグの健全性を維持できる。原子炉建屋内のルーフ上でのナトリウム火災を防止するため、格納バウンダリまでのナトリウム配管には、リークジャケットが設けられる。

格納系は主に、原子炉建屋の外部コンクリート構造と、事故時のオフガス系(2×100%の多重性)からなる(図3.32参照)。

格納系は、下記の役割を果す。

- ① 多量の放射性物質を、地震、航空機墜落、ガス雲の爆発、テロリストの攻撃から守る。
- ② 放射性物質の無制限な大気放出を防ぐ。
- ③ 事故時の公衆被ばくを可能な限り低く抑える。制限値は以下のとおり。

全身 5 rem , 甲状腺 15rem , 骨 30rem

円筒状の原子炉建屋の外径は55m、コンクリート壁の厚さは2 mで、軍用機の墜落に耐える。

格納系の放射性物質放出に係わる設計基準事故は、1%の燃料ピン破損率を仮定したときの、1次カバーガス系の全インベントリーの放出である。これは、Na中での1燃料集合体の全ピン破損を考慮した燃料取扱系からのガス放出を包絡している。設計基準事故での放射性物質の環境放出は、全身で2 rem に相当する。オフガス系の破損を仮想し、無制御な地上放出が生じても、制限値を越えない。

3.5.4 燃料取扱系

1) SPX-1とSPX-2

SPX-1では、炉外燃料貯蔵ドラムで使用済燃料を貯蔵するのに対し、SPX-2では、洗浄と水中貯蔵の前に、使用済燃料の減衰貯蔵を炉容器内で行なう。これは1/2炉心の容量を持つ(図3.33参照)。Phenixでも採用されたこの方式では、炉外取扱上はかなり楽になる。炉心からの取出し時の崩壊熱は、SPX-1で28kWであったものが、SPX-2では10kWまで下がる。

SPX-2では、Phenixと同様のオフセットアームを有するシングルの移送機を採用したことにより、炉心を容器の中心に置き、しかも炉心配列数を増加させたにもかかわらず、大回転プラグの径は、SPX-1より大きくなる。この決定は、サブアッセンブリーの曲がりの問題から得た知見と、取出そうとするサブアッセンブリーの上へ直接的に位置ぎめするように設計された移送機を採用することは重要でないということからなされた。使用済燃料は、片道のAフレーム斜道システムと単純な旋回軸移送ロックを使って取出される。この選択により、移送ロックの設計はかなり簡素化された(図3.34参照)。これにより、物量と全体的な大きさの両面から経済性が増した。

表3.11 高速増殖炉の崩壊熱除去系比較

項目		プラント名	(仏) Phenix	(仏) Super- Phenix1	(仏) Super- Phenix2	(英) PFR	(英) CDFR	(英) PLBR (WH)	(米) PLBR (GE)	(米) PLBR (AI)	SNR2	SNR-300 (ループ)	CRBRP (ループ)
定格熱出力 (MW)			563	3,000	3,600	600	3,300	2,550	2,900	2,900		770	
定格電気出力 (MW)			250	1,240	1,500	250	1,320	1,000	1,000	1,000	1,500	300	
2次主冷却系ループ数			3 (IHXは6基)	4 (IHXは8基)	4 (IHXは8基)	3 (IHXは6基)	4 (IHXは8基)	6	6	6	4 (IHXは8基)	3	
S G 水側	貫流		○	○	○		○	○					
	再循環					○			○	○			
D R A C S	除熱容量 ×ループ数 (N)		・C/V水管冷却 1.8MW×2	・ネットプー# 浸漬 5.7MW×4	・ネットプー# 浸漬 25MW×4	・IHX組込 5.0MW×3 ・R/Vキャピ ティ冷却 4.5MW×1	・IHX組込 19MW×4	・IHX組込 4.0MW×6	・IHX組込 6.8MW×6 ・IHX並列 17.0MW×3	・IHX並列 9.0MW×3	30MW×4	×5	×7
	容量×(N-1) 定格熱出力 (%)		0.3	0.6	2.2	1.7 0	1.4	0.8	1.2 2.4 1.2	0.6			
他のACS	IRACS			○				○					
	SGACS		○		なし	なし	○×②		なし	○	なし	○③	○③
備考				その他R/Vキャピティ冷却方式も設置されている(2ループ)	DRACSのみ	DRACSのみ			DRACSのみ				
信頼性 (/ 炉年)			2×10 ⁻⁸	5.8×10 ⁻⁹	3.7×10 ⁻⁸	10 ⁻⁴ ~10 ⁻⁵	10 ⁻⁷					10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁶

表3.12 Design features of emergency decay heat removal systems

	CDRR	SPX-2	SNR 2
Capacity	4 × 19 MW	4 × 26 MW	4 × 30 MW
Mode of Operation			
Pool	Forced Convection	Forced Convection	Natural or Forced Convection
Intermediate Loop	Natural Convection	Forced Convection	Natural Convection
Air Side	Forced Convection	Natural Convection	Natural Convection
Remarks:	Capacity of 67% with Natural convection on Air side	Natural Convection considered in BYDA capacity about 30%	

表3.13 Starting conditions for and the mode of Decay Heat Removal

	Normal Operation	Loss of Main Electrics	Low Probability Events**		
			Diesel Failure	Battery Failure	Seismic Event
<u>1. Starting Conditions</u>					
(a) Shut-down * (i) Controlled	X				
(ii) Trip	X	X	X	X	X
(b) Primary flow (i) 60-100%	X				
(ii) 10% pony motor	XA	X	X 1/2hr		X
(iii) Natural Circulation	A	A	A	X	A
<u>2. Mode of Decay Heat Removal</u>					
(a) Steam Plant (i) Electrically driven	X				
(ii) Steam driven	XA	X	X	X	
(b) Nak loops (i) Forced air convection	XA	XA		XA	X
(ii) Natural	A	A	A	A	A

X = preferred method * from any power up to full power and any irradiation time up to 1 year

A = alternative ** assuming loss of main electrics

XA = preferred alternative

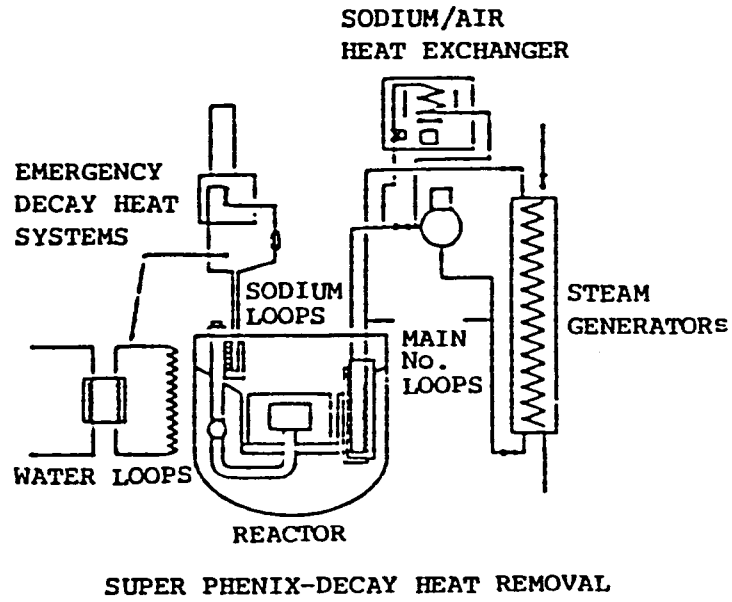


図3.19

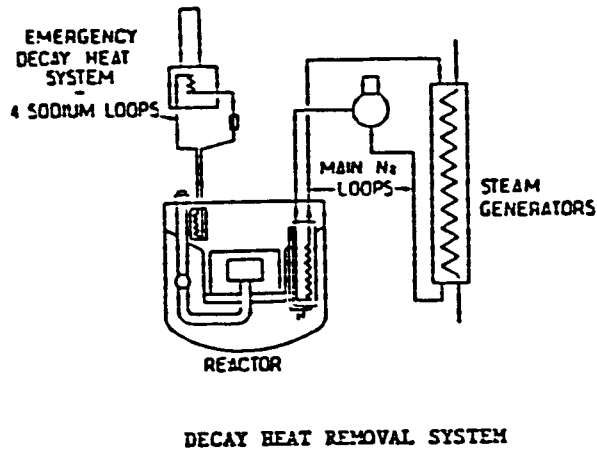


図3.20 SPX-2の崩壊熱除去系

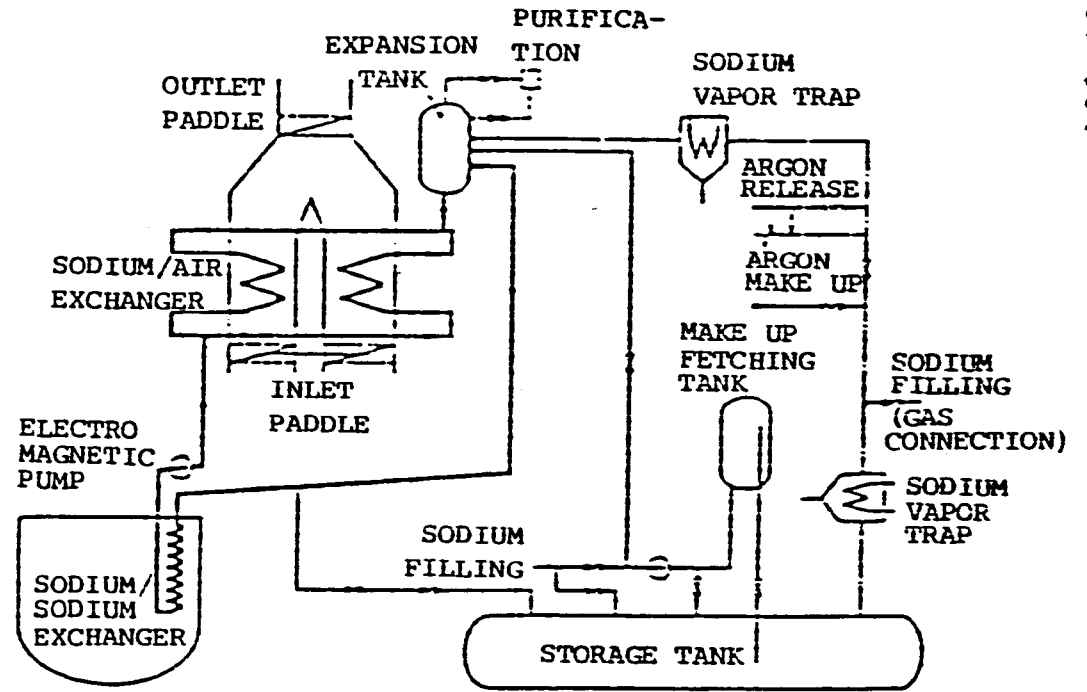
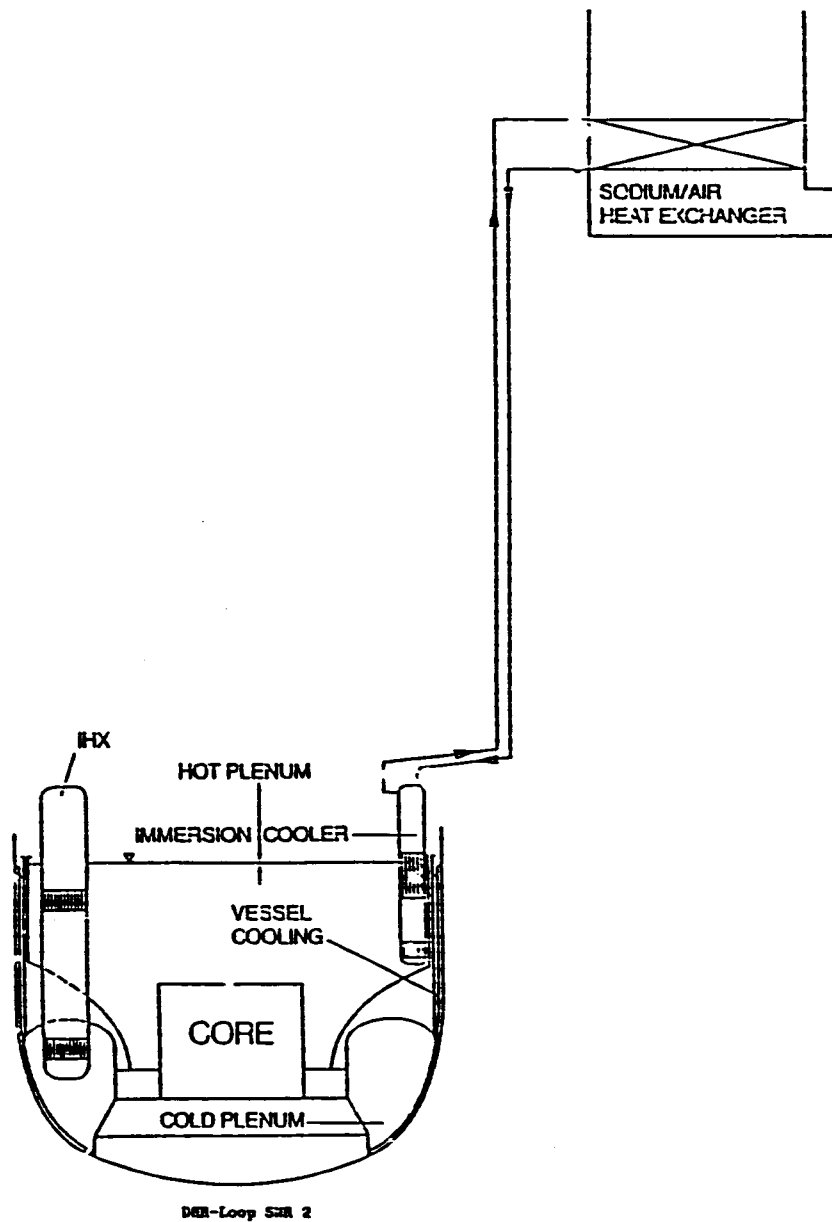
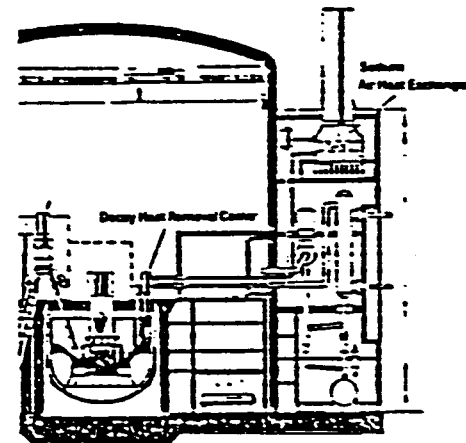


図3.21 SPX-2のDRACSループ



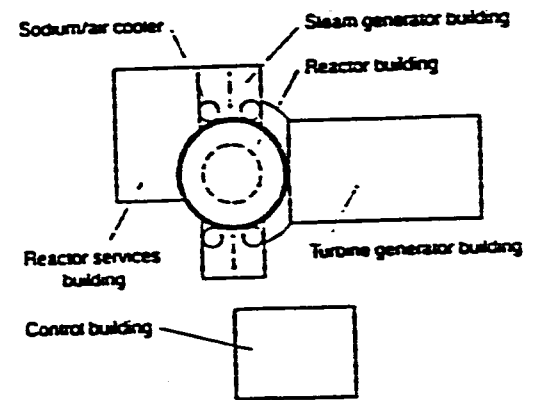
DER-Loop 2

3.22



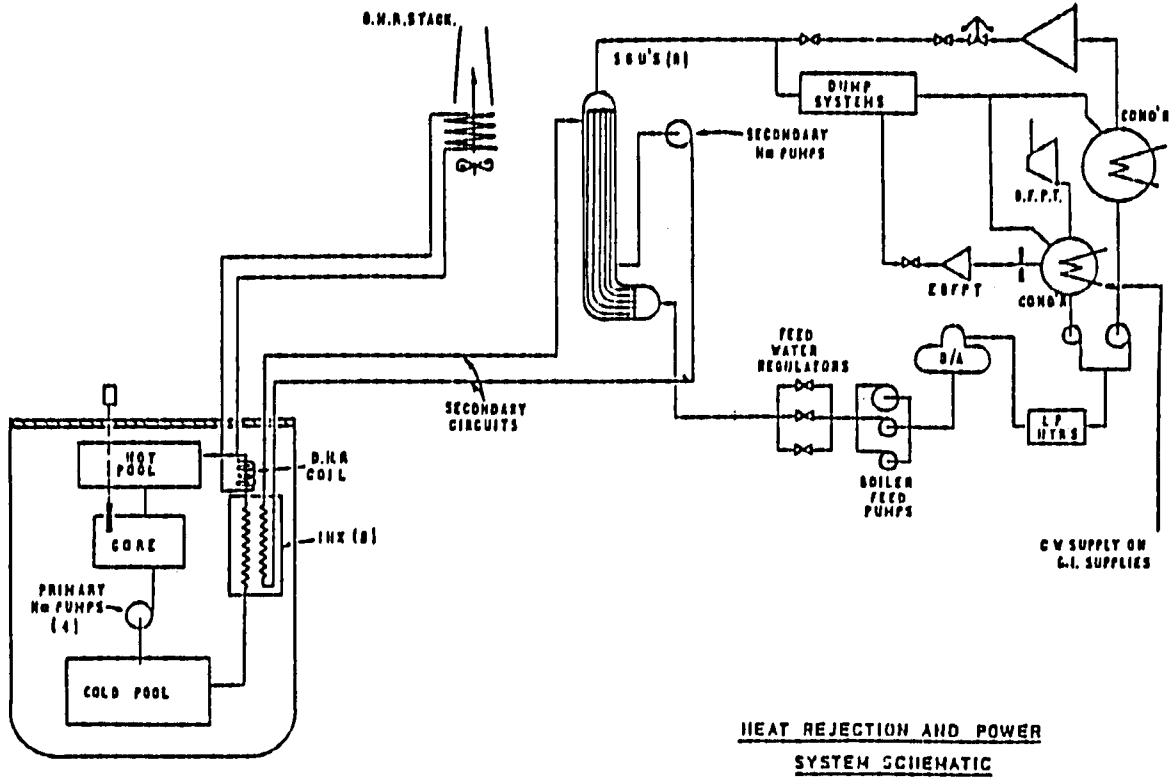
Reactor building with decay heat removal system

3.23



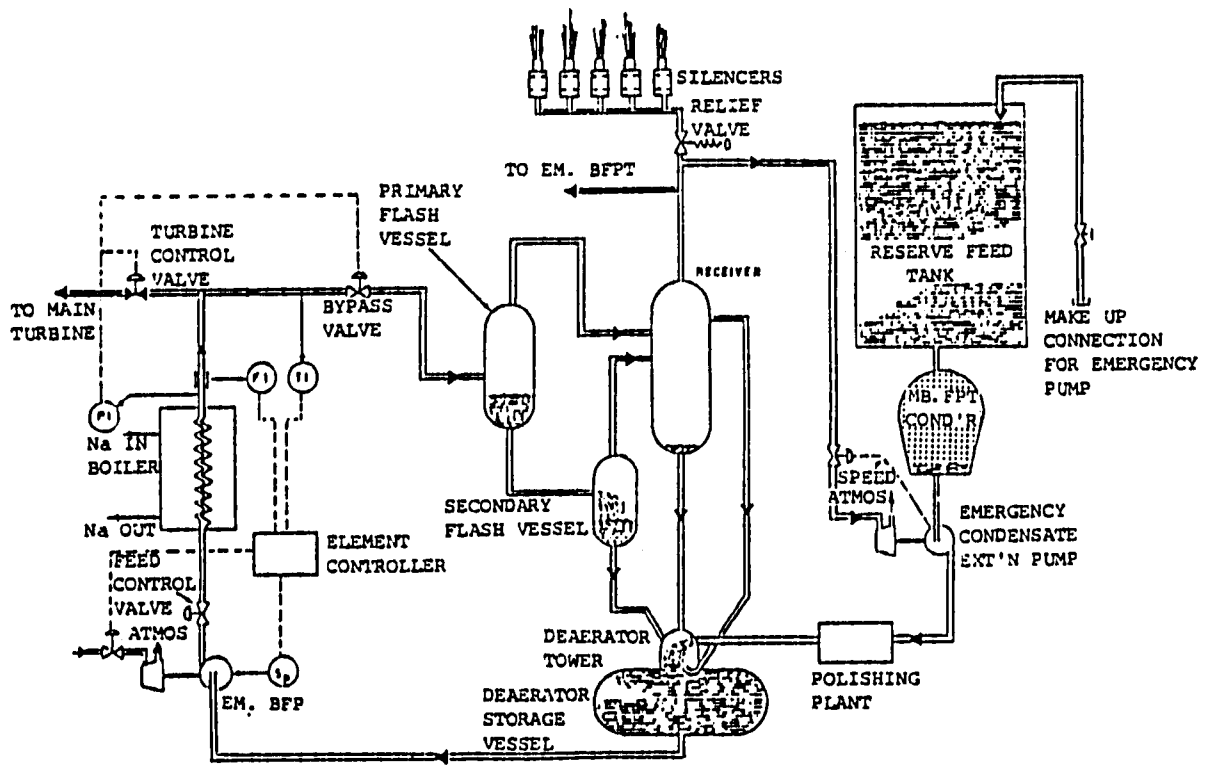
Site Plan

3.24



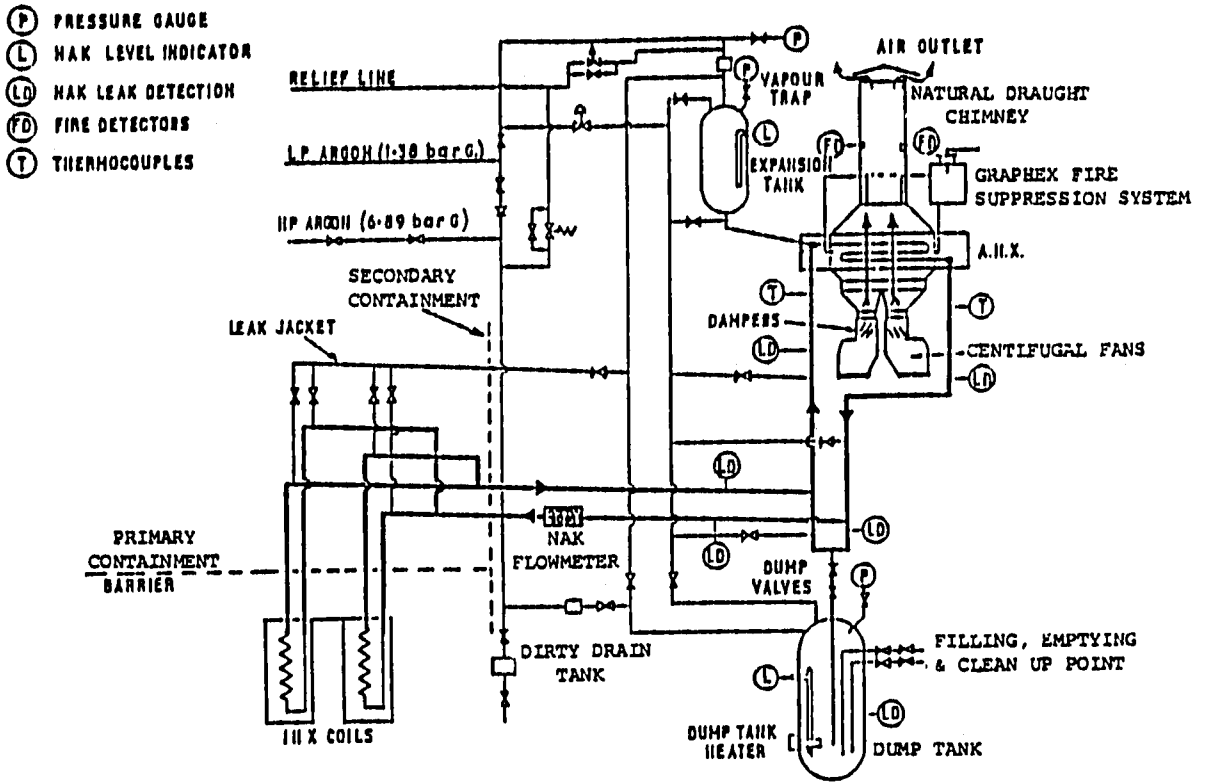
HEAT REJECTION AND POWER SYSTEM SCHEMATIC

3.25



REVISED STEAM PLANT DECAY HEAT REMOVAL SYSTEM (MARCH 1983)

3.26



THERMAL SYPHON DECAY HEAT REJECTION SYSTEM TYPICAL CIRCUIT FLOWSHEET

3.27

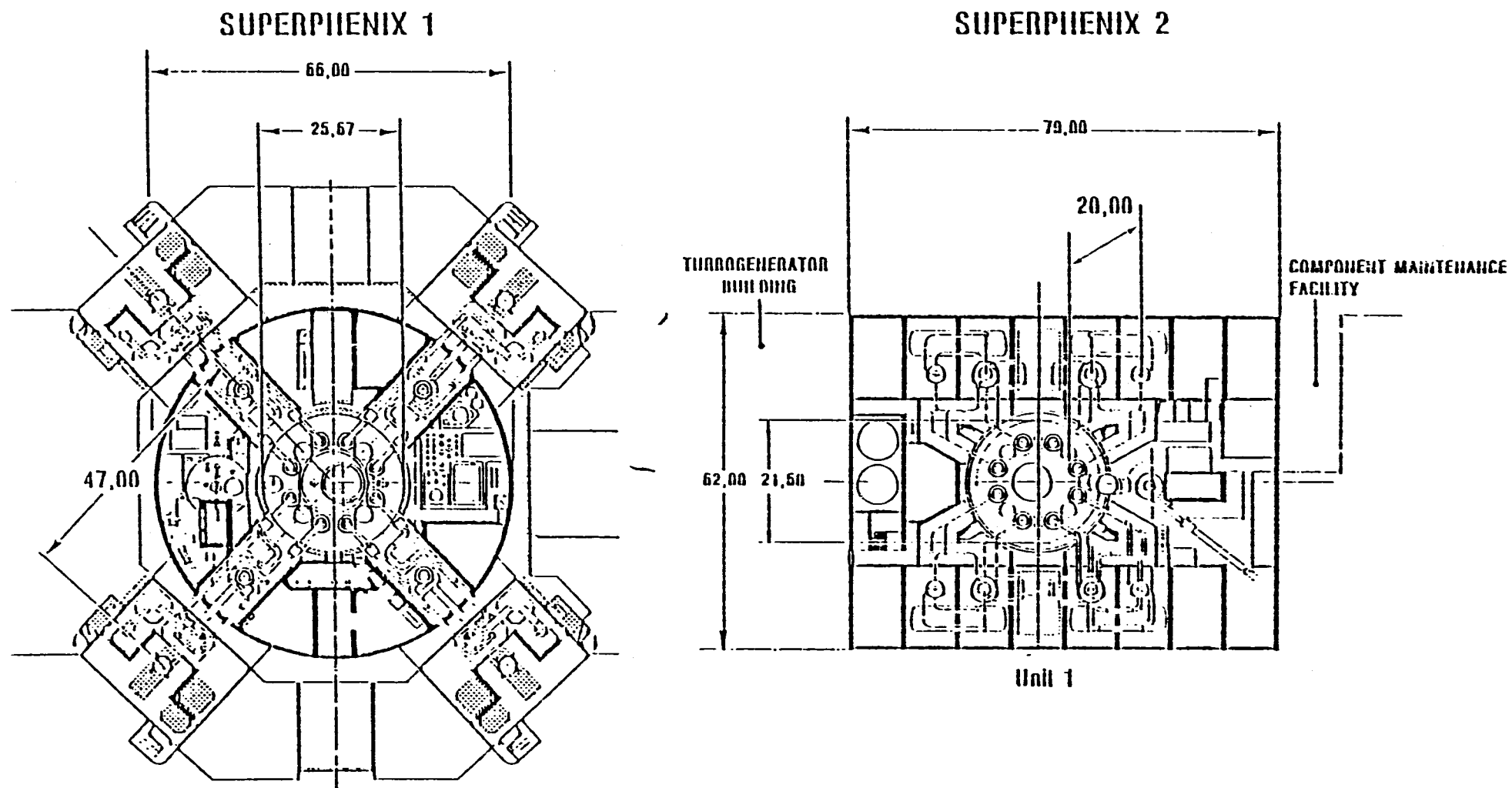


图 3.28 原子炉建屋配置图

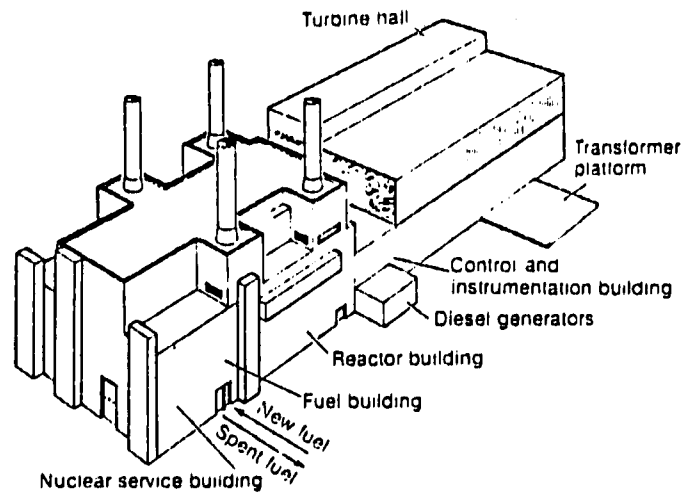
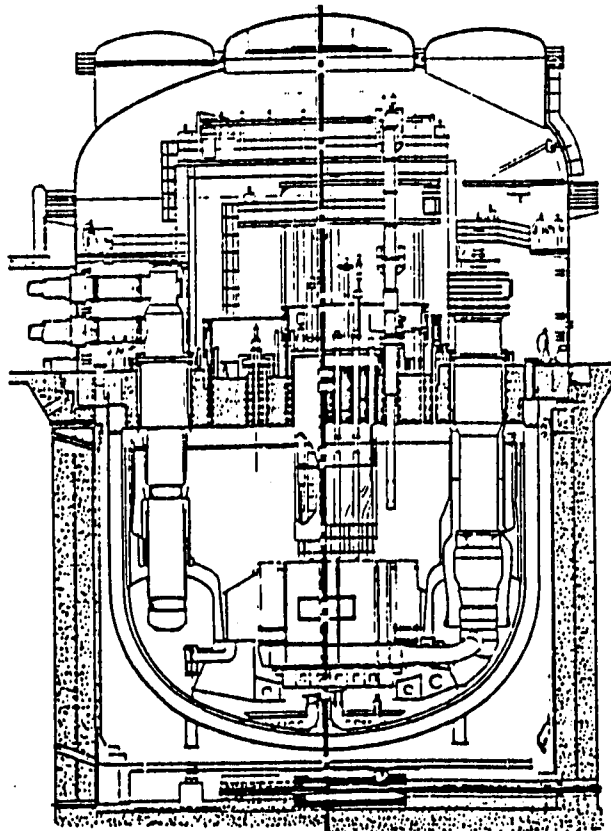
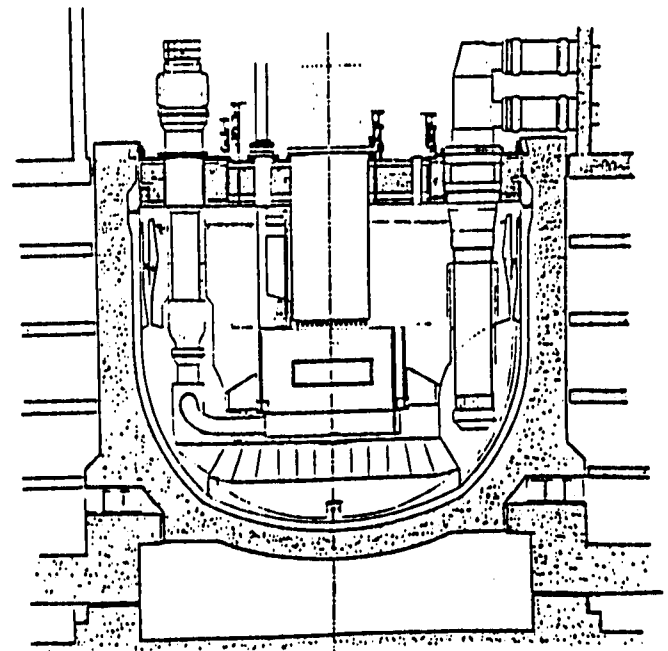


図 3.29 SPX2 鳥かん図



(a) Superphénix 1



(b) Superphénix 2

図 3.30 Reactor blocks. The steel masses are 3400t and 2200t for Superphenix 1 and Superphenix 2 respectively

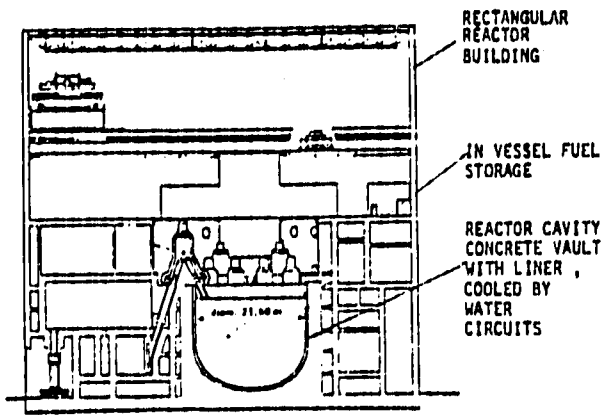
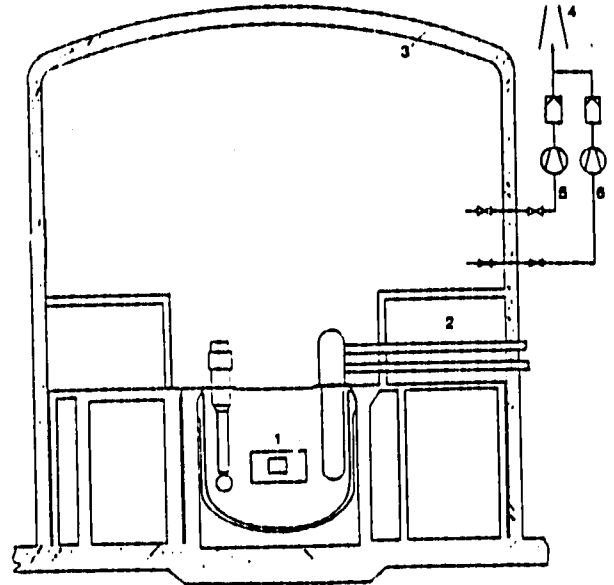


图 3.31 CONTAINMENT SYSTEM (SPX-2)



- | | |
|----------------------------|---------------------------|
| 1 Reactor vessel | 2 Secondary sodium system |
| 3 Outer-concrete structure | 4 Stack |
| 5 Off-gas system | 6 Normal venting system |

图 3.32 Confinement System (SNR2)

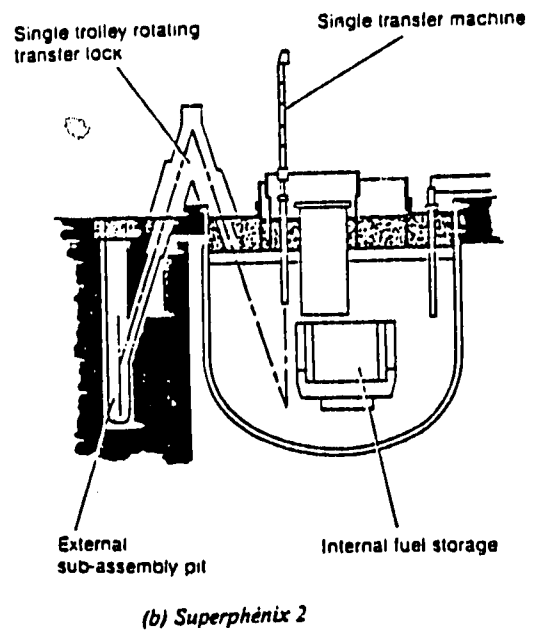
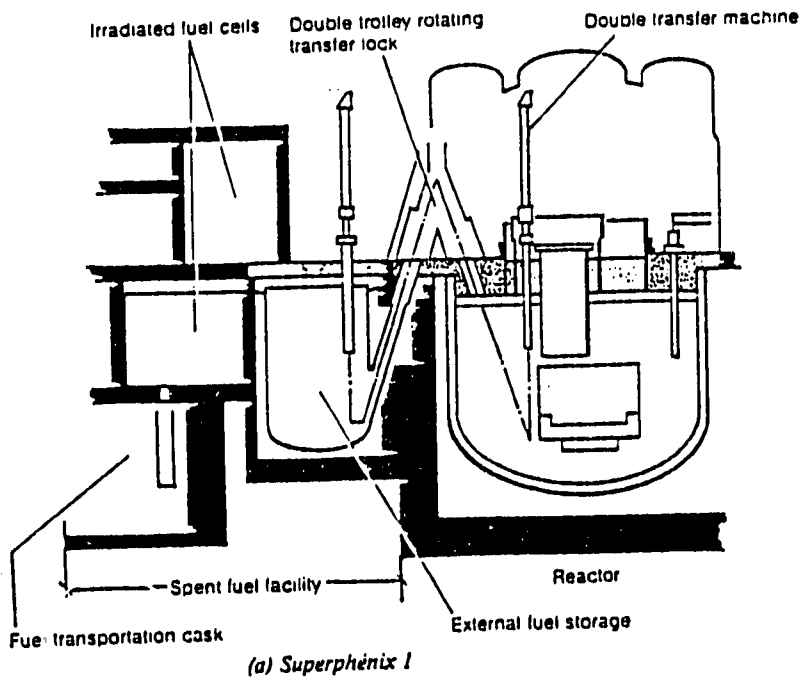


图 3.33 Fuel handling equipment

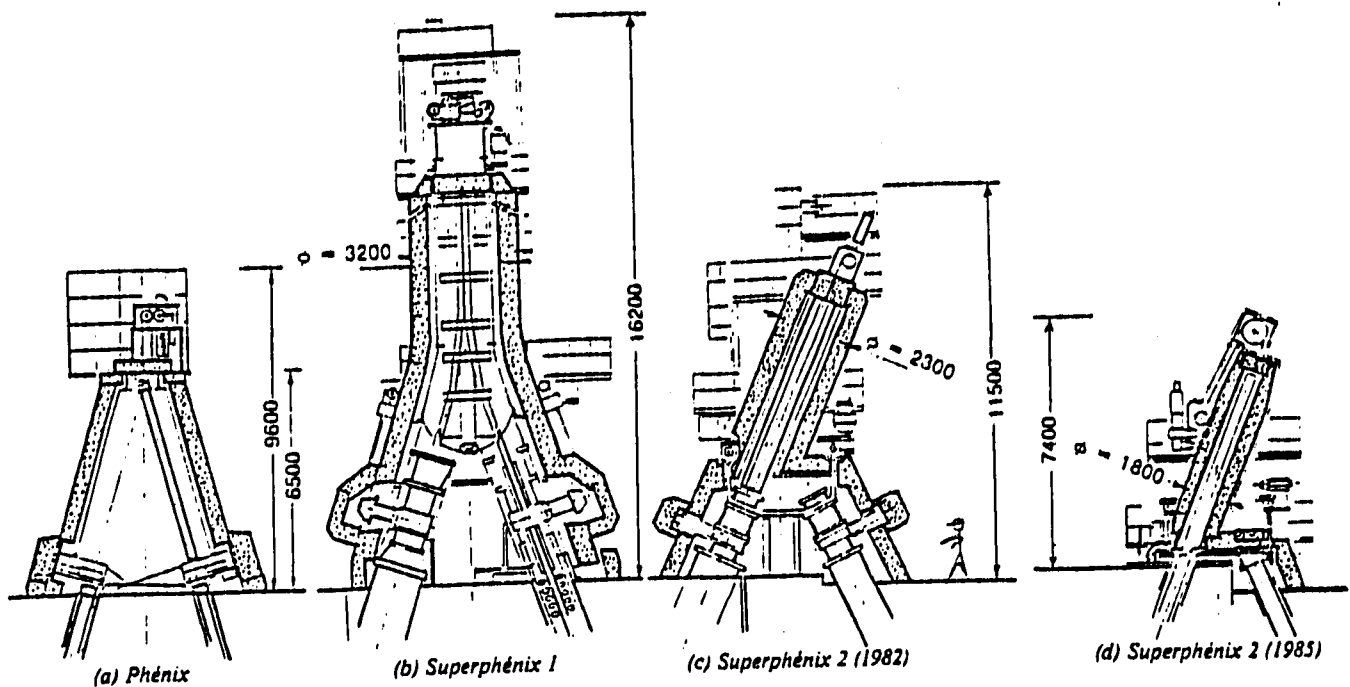


图 3.34 Transfer lock (all dimensions in mm)

Reference

- (1) Proc. of 2nd Specialists' Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, BNL April, 1985
- (2) Proc. of the Int. Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, April, 1985
- (3) Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Lyon, 1982
- (4) Proc. of the IAE Int. Symposium on LMFBR Development, Tokyo Nov. 1984
- (5) Nucl. Energy, 1986, 25, No.2, Apr.

4. あとがき

この動向調査によりウラン需給緩和基調の下で実用化移行段階を迎えているFBR開発の進路は技術的内容においても移り変わりつつあることが伺われる。

我が国はFBR開発における後発国に属する。先発諸国の中でも、先頭に位置するフランスの開発思想は、「FBR発電プラントのような多種多様な技術が集大成されてできるプラントは経験の積み重ねにより一步一步実用化に到らしめる」べきものと理解される。

その象徴的な事象として、我が国でいえば実証炉2号に相当するSPX-2の段階で、初めて規制基準としての安全設計指針や高温構造設計指針RCC-MRを整備しようとしていることに伺われる。我が国では原型炉段階において、これらの整備が計られている。SPX-1の運転試験経験とSPX-2の設計の方向を見ても、炉心設計や機器設計などの各分野で経験した不具合を次の炉に反映して技術の高度化を達成する姿勢が伺える。その技術的背景はつまびらかでないにしても、公開資料によって相当な情報が得られる。後発国たる我が国は、これらの情報を利用することにより、数少いプラント建設の機会を活用して、1ステップ当りの技術高度化の度合を高めることが可能となるだろう。

先進国のひとつである米国は、核不拡散政策に由来する使用済燃料再処理路線の凍結等により、FBR開発路線はLMR路線へ転換されており、その動向は参考に止まるが、安全性確保の考え方は注目すべきであろう。

なお、本調査資料は、調査結果をそのまま記載しておくことが技術資料として有意義であると考え、特定の編集方針により手を加えることは控えたものである。

付 録

- ・ S P X - 1 から S P X - 2 への設計の発展
- ・ S N R 2 設計の特色
- ・ 高速増殖炉実用化に関する海外の動向(要約)

SPX-1 から SPX-2 への設計の発展

系 統	項 目	設 計 内 容		SPX-1 から SPX-2 への設計の発展 (コスト低減等)	備 考
		SPX-1	SPX-2		
プ ラ ン ト 全 般	1. プラント出力				
	(1) 熱出力	3000MW	3600MW	(1) スケールアップと物量削減によりコストダウンをはかる。(同型炉をシリーズに建設し、コストダウンをはかる。)	
	(2) 電気出力	1242MW	1520MW	(2) 原子炉構造部寸法をSPX-1と同程度にする。 (3) 仏PWR標準シリーズのタービン及び発電機を使用する。	
	2. 冷却系各部温度				
	(1) 炉心出入口温度	545℃/395℃	547.5℃/395℃	(1) 燃料の制限温度を(クラッド上限温度)をSPX-1と同レベルにする。	
	(2) SG出入口温度	345℃/525℃	345℃/525℃	(2) 2次系の温度を変えずに1次系の温度を揚げることにより、IHX伝熱面積、一次系流量を有利にする。	
	(3) 蒸気条件(タービン入口)	487℃/177bar	487℃/179bar	(3) 水/蒸気系にはナトリウム加熱の再熱器を使用しない。(SPX-1、SPX-2共通) PWR用に設計された高速水分離器を使用する。 蒸気条件はSPX-1に類似したものにする。	
	3. 建屋配置				
	(1) 免震構造		① 原子炉建屋と電気関係の建屋は sole raft上に免震パッドを介して建てられる(水平荷重の軽減) ② 原子炉ピットはヘリカルスプリングダンプ上に設置する。(垂直荷重の軽減)	(1) 免震構造の採用により、地震に敏感な高速炉炉心及び構造物の構造設計を有利にする。 (2) HCDAの排除、2次系の非安全化、安全系施設の原子炉建屋等への集中化により建屋配置設計を有利にする。	プラント全体図 FIG. 1

PNC N9420 87-001

系統	項目	設計内容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備考	
		SPX-1	SPX-2			
炉心及び燃料	1. 炉心設計					
	(1) 炉心燃料集合体	364本	388本	(1) SPX-2ではSPX-1と同規模炉心で出力を1.2倍とするためにブランケット層数を減らし、この分炉心燃料集合体数を増やし、また、上部ブランケットを削除し炉心高さを増やしている。(この結果、増殖比は約1.2から約1.0に減っている) (2) 経済性の観点から被覆管のDPAを平坦化する方法を採用している。	燃料集合体概念図 FIG. 2	
	(2) 炉心高さ	100cm	120cm			
	(3) 上下ブランケット高さ	30cm/30cm	30cm/0cm			
	(4) ブランケット層	3層	1層			
	(5) 運転日数	320日/サイクル	280日/サイクル			
	2. 燃料設計					
	(1) ペレット中心孔径	2.8mm	0mm	(1) 被覆管及びラッパ管の中性子損傷を127dpaから220dpaに引き上げている。(新材料の開発) (2) ピン外径を変えずにスパーサワイヤ径を大きくすることにより、低圧損(約5kg/cm)とし、ポンプ動力の低減をはかっている。 (3) 被覆管上限温度はSPX-1と同様700℃としている。		
	(2) スパーサワイヤ	1.2mm	1.5mm			
	(3) 集合体全長	5400mm	4850mm			
	(4) 最大燃焼度	70000Mwd/t	140000Mwd/t			
	3. 制御棒設計					
	(1) 制御棒数			(1) 主炉停止系は剛体型制御棒(SCP)、後備炉停止系は分節型(3分節)制御棒(SAC)を採用している。 (2) 電源喪失により炉を停止させる“SADE”システムを採用し、信頼性を高めている。		
	主炉停止系	21	24(SCP)			
	後備炉停止系	3(SAC)	9(SAC)			

系統	項目	設計内容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備考
		SPX-1	SPX-2		
原子炉構造	1. 主容器				原子炉構造図 FIG. 3 物量比較 Table 1
	(1) 径/高さ	21m/24.5m	20m/20m	(1) 炉出力が増加してもSPX-1K形状よりも大きくさせない。 炉内構造物及び炉心上部機構の配置検討 炉内伝熱流動の検討	
	(2) 重量	4700ton	2500ton		
	(3) 1次系Na量	3500ton	3050ton		
	2. 炉心支持構造				
	(1) 炉心底板	環状構造	円板構造	(1) 炉心底板径の縮小、製作コストの低減を目的にしてダイアグリッド固定法は溶接としている。	
	(2) ダイアグリッド固定法	ボルト締め	溶接		
	3. 内部容器				
	(1) 構造	二重構造	一重構造	(1) 内部容器を一重構造とし、コンパクト化をはかっている。	
	4. ルーフスラブ				
	(1) 形式	水冷式	空冷式	(1) HCDAの排除によりルーフスラブの空冷化を可能とした。また、熱しゃへい板を削除した。	
	(2) 温度	50℃	120℃	(2) 主容器 transition piece の異材溶接部のISIを可能とする。	
	(3) 熱しゃへい板	あり	なし		
	5. 安全容器				
	(1) 構造	ルーフスラブから吊り下げ	原子炉ピット壁のライニング構造	(1) 安全容器を原子炉ピットのライニング構造とすることでルーフスラブ吊下げ荷重の軽減をはかっている。 (2) SPX-2原子炉ピットのコンクリートはナトリウムと反応しにくいものを開発、使用する。また、コンクリートは水冷とする。	
	(2) 材質	ステンレス鋼	A42鋼(軟鉄)		
	(3) 重量	264ton	77ton(膜城)		
	6. 格納ドーム	あり	なし	(1) HCDAの排除により格納ドームを削除した。	

系 統	項 目	設 計 内 容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備 考
		S P X - 1	S P X - 2		
1 次 主 冷 却 系	1. 中間熱交換器			(1) 伝熱面積は増加しているが重量は減っている。 (2) 伝熱管長を長くし、太くするとともに肉厚を減らしている。	構造図 FIG. 4
	(1) 伝熱管内/外径	12mm/14mm	15.5mm/17.1mm		
	(2) 伝熱面積	1537.3m ²	16893m ²		
	(3) 高さ/径	18mm/2.7mm	20mm/2.76mm		
	(4) 重量	11.9ton	10.5ton		
	2. 1次主ポンプ			(1) キャビテーションマージンの削減により、ポンプをコンパクト化している。	構造図 FIG. 5
	(1) 定格流量	4.8m ³ /s	5.4m ³ /s		
	(2) 回転数	500rpm	711rpm		
(3) ポニーモータ	あり	なし			
(4) 重量	91ton	41ton			
					物量比較 Table 1

系 統	項 目	設 計 内 容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備 考
		S P X - 1	S P X - 2		
2 次 主 冷 却 系	1. 一般				
	(1) 配管径	711.2mm	760mm 1000mm	(1) 膨張タンクの削除(有液面SGへの統合)による冷却径のコンパクト化。	ループ比較図 FIG. 6
	(2) 配管長	1180m	716m		
	(3) Na重量	1500ton	1300ton		
	(4) 膨張タンク	あり	なし		
	2. 2次主ポンプ				
	(1) 定格流量	3.27ton/s	2.92ton/s	(1) キャビテーションマージンの削減により、ポンプのコンパクト化をはかっている。	構造図 FIG. 7
	(2) 回転数	537rpm	804rpm		
	(3) 重量	63.5ton	18ton		
	3. 蒸気発生器				
	(1) 型式	有液面一体貫流型	有液面一体貫流型	(1) SG自由液面部の対流防止機器を利用してナトリウム-水反応の補助的な保護を行う設計としている。	構造図 FIG. 8
	(2) 出力	750MW	900MW	(2) 膨張タンク機能をSG自由液面部に持たせることにより2次径のコンパクト化をはかっている。	
	(3) 高さ	21.9m	25.3m		
	(4) 胴内径	2.9m	3.1m		
	(5) 重量	191ton	217ton		

系統	項目	設計内容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備考
		SPX-1	SPX-2		
燃料取扱系	1. 燃料交換間隔	1月/2年	2月/2年	(1) 燃焼度向上により燃料交換間隔を広げている。 (2) 燃料出入機の小型化、シンプル化をはかっている。 (3) 炉内貯蔵方式の採用により、原子炉構造のコンパクト化をはかっている。	貯蔵方式比較図 FIG. 9
	2. 炉内移送時間	0	15日/2年		
	3. 移送機	2台	1台		
	4. 使用済燃料貯蔵方式	炉外貯蔵	炉内貯蔵		

系 統	項 目	設 計 内 容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備 考
		S P X - 1	S P X - 2		
崩 壊 熱 除 去 系	1. 方式	(1) 2次系ループに空 気冷却器を設置する IRACS方式 1次系：強制循環 2次系：強制循環 除熱量：約5MW /ループ	(1) DRACS方式 1次系：強制循環 2次系：強制循環 除熱量：約26MW /ループ	(1) IRACS方式削除による崩壊熱除去系のコンパクト化。 (2) DRACS方式の採用による2次系の非安全系化。 *) SPX-1のDRACSは安全容器材質を炭素鋼からステンレス鋼に変更したことにより放散熱が減少したため、建設中に追加設置されたものである。	比較図 FIG. 10
		(2) DRACS方式*	通常時：2次主冷却系による崩壊熱除去 事故時：DRACSによる崩壊熱除去		

系統	項目	設計内容		SPX-1からSPX-2への設計の発展 (コスト低減等)	備考
		SPX-1	SPX-2		
タービン・発電機系	1. 基数	2	1	(1) PWR標準シリーズのタービン・発電機を使用することにより、コスト低減をはかる。	
	2. タービン構成	600MW×2	PWRアラベルN4型×1 1500MW		
	3. 乾燥器・加熱器	中圧と低圧の間	高圧と中圧の間		
	4. 発電機	690MW×2	1650MW×1		

Table1. プラント各部の物質比較

	SPX-1	SPX-2
-Reactor unit (excluding dome and safety vessel)	1	0.52
-Fuel handling equipment	1	0.21
-Secondary and auxiliary circuits	1	0.55
-Mechanical sodium pumps	1	0.33
-Intermediate heat exchangers Steam generators	1	0.80
-Decay heat removal (excluding stacks)	1	0.57

VUE ISOMETRIQUE

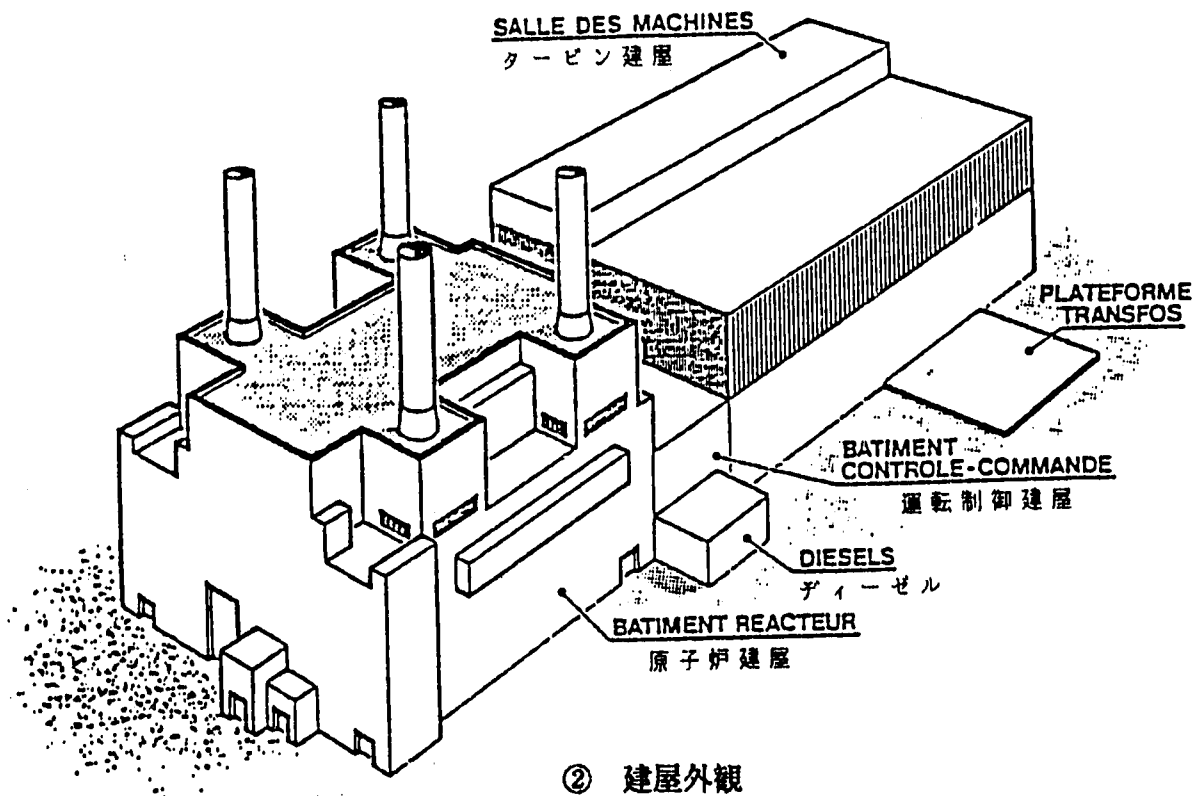
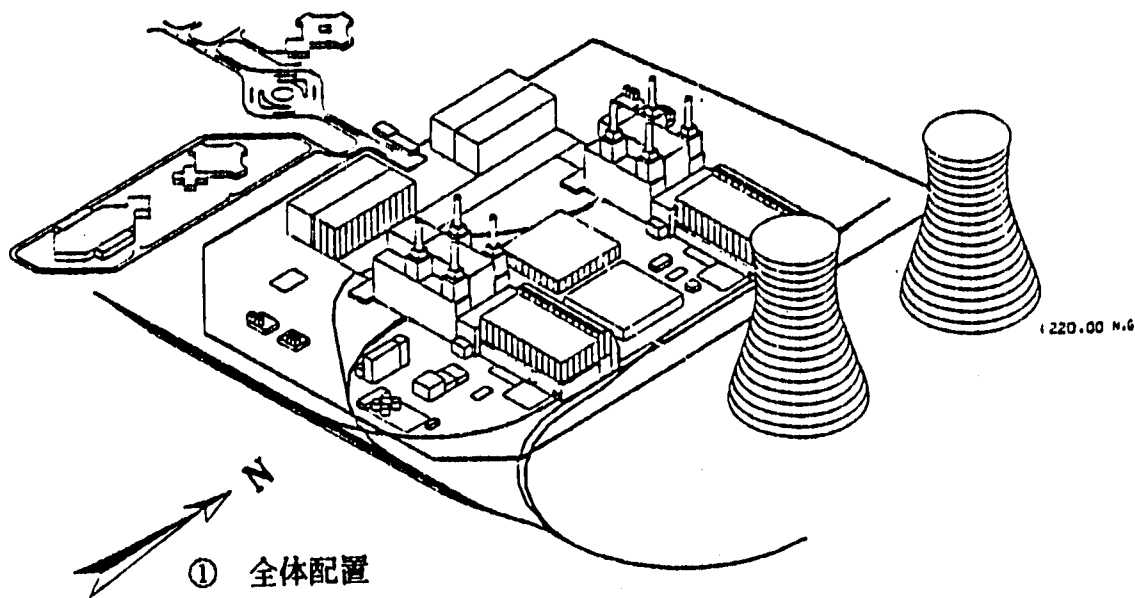
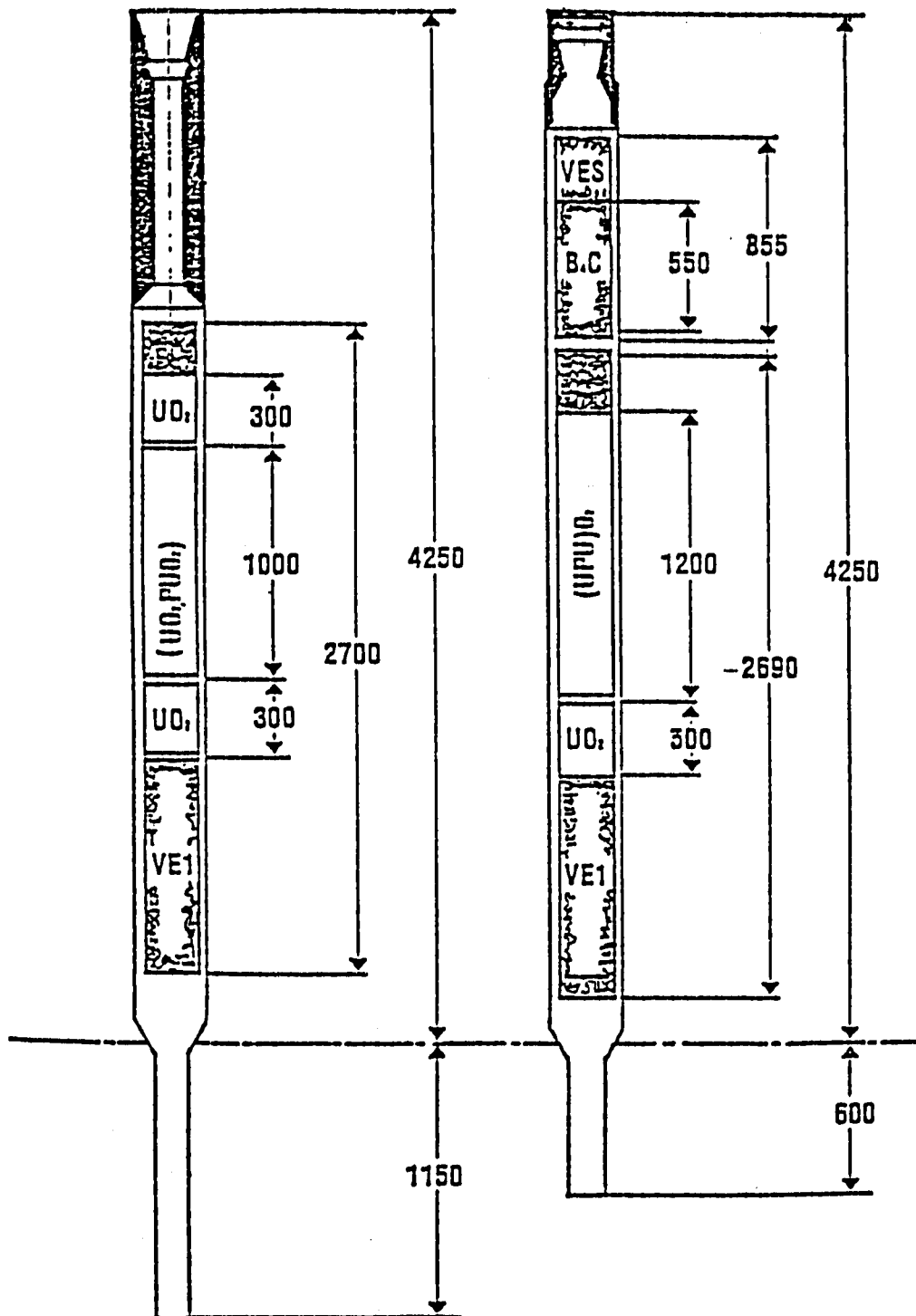


FIG. 1 建屋配置図

FUEL SUB-ASSEMBLY

SUPERPHENIX 1 SUPERPHENIX 2

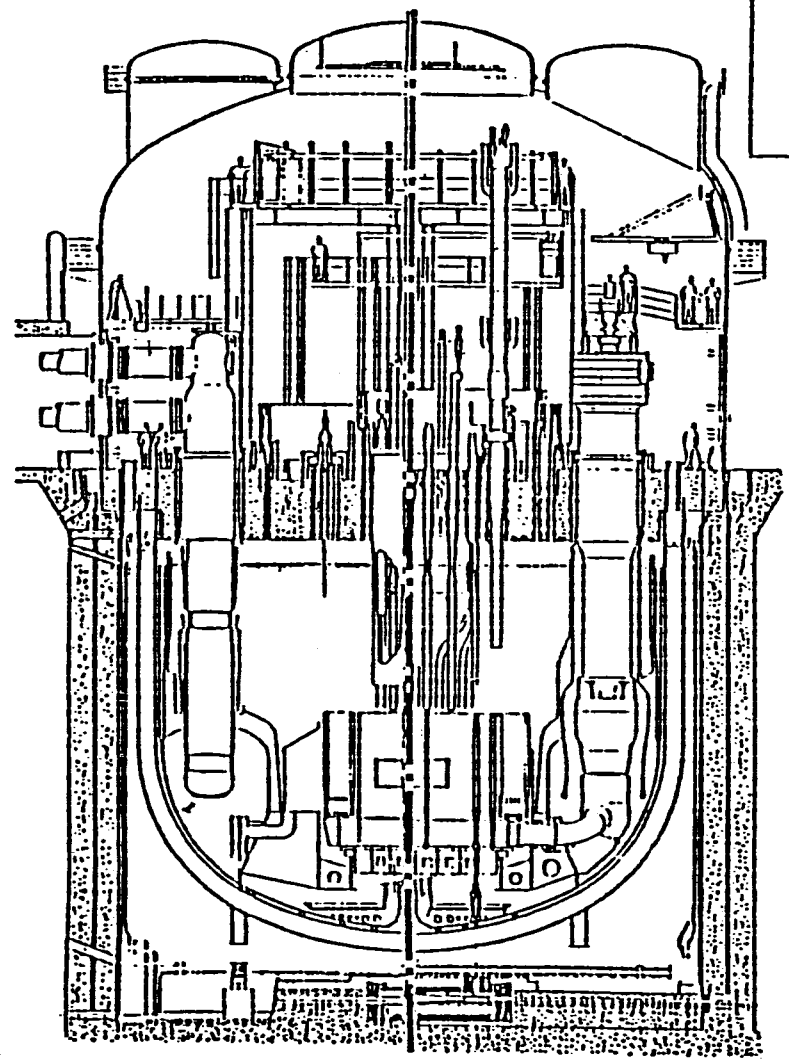


5400 mm	Total length	4850 mm
271	Number of pins	271
590 kg	Weight	450 kg
1000 mm	Core height	1200 mm

FIG. 2 燃料集合体概念図

REACTOR BLOCK

SUPERPHENIX 1



	SPX1	SPX2
MAIN VESSEL DIAMETER	21m	20m
STEEL MASS	3400 t	2200 t

SUPERPHENIX 2

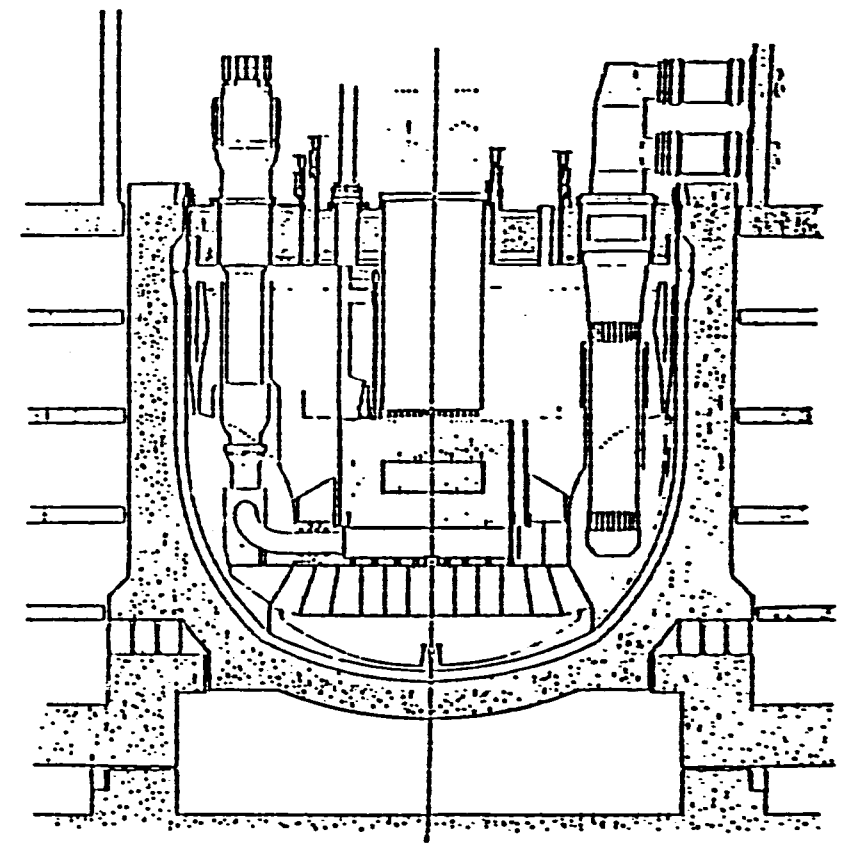
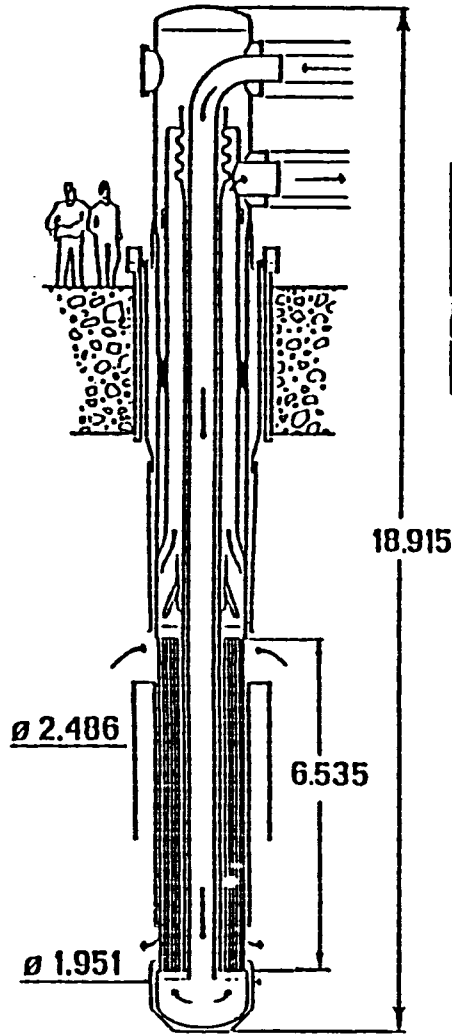


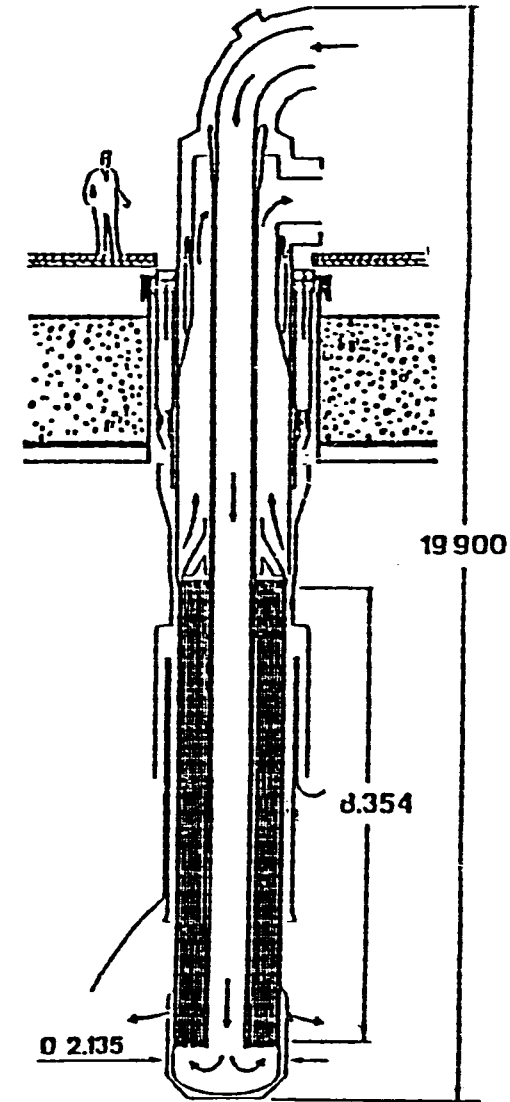
FIG. 3 原子炉構造比較

INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS

SUPERPHENIX 1



SUPERPHENIX 2



	SPX1	SPX2
POWER	375 MW	450 MW
MASS	74 t	74 t

FIG. 4 中間熱交換器構造図

PRIMARY PUMPS

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2

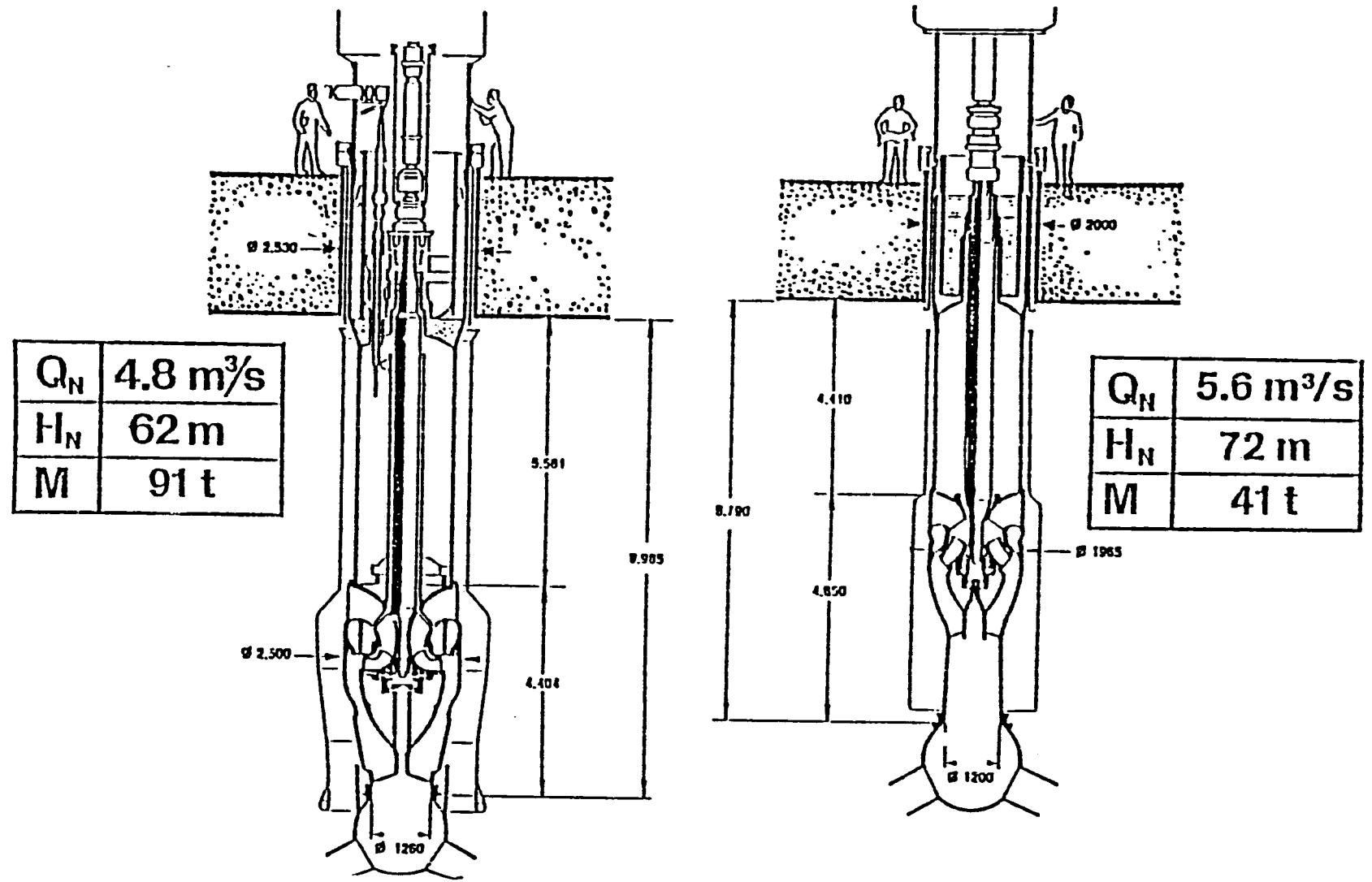


FIG. 5 1次ポンプ構造図

INTERMEDIATE LOOPS

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2

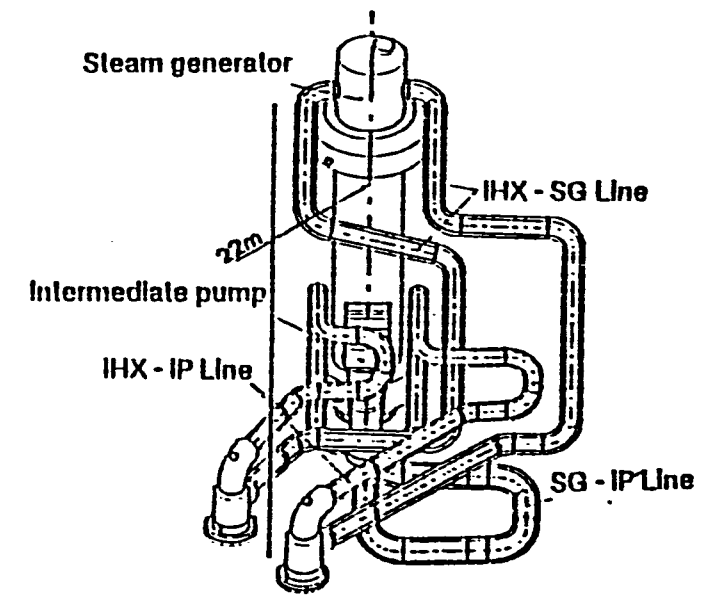
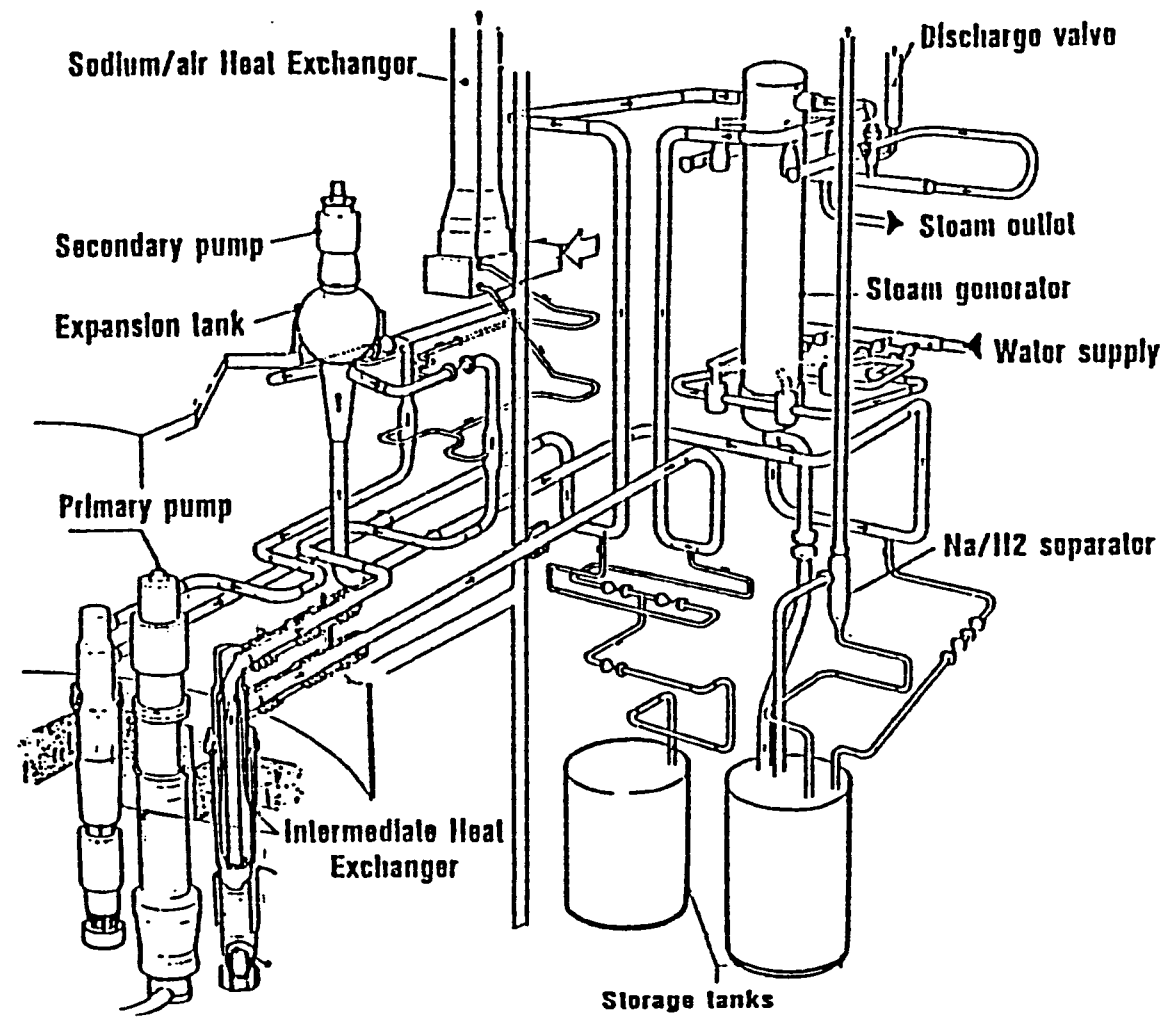


FIG. 6 2次系ループ配置配管図

SECONDARY PUMPS

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2

Q_n	$3.5 \text{ m}^3/\text{s}$
H_n	30 m
M	62 t

Q_n	$4.5 \text{ m}^3/\text{s}$
H_n	32 m
M	17 t

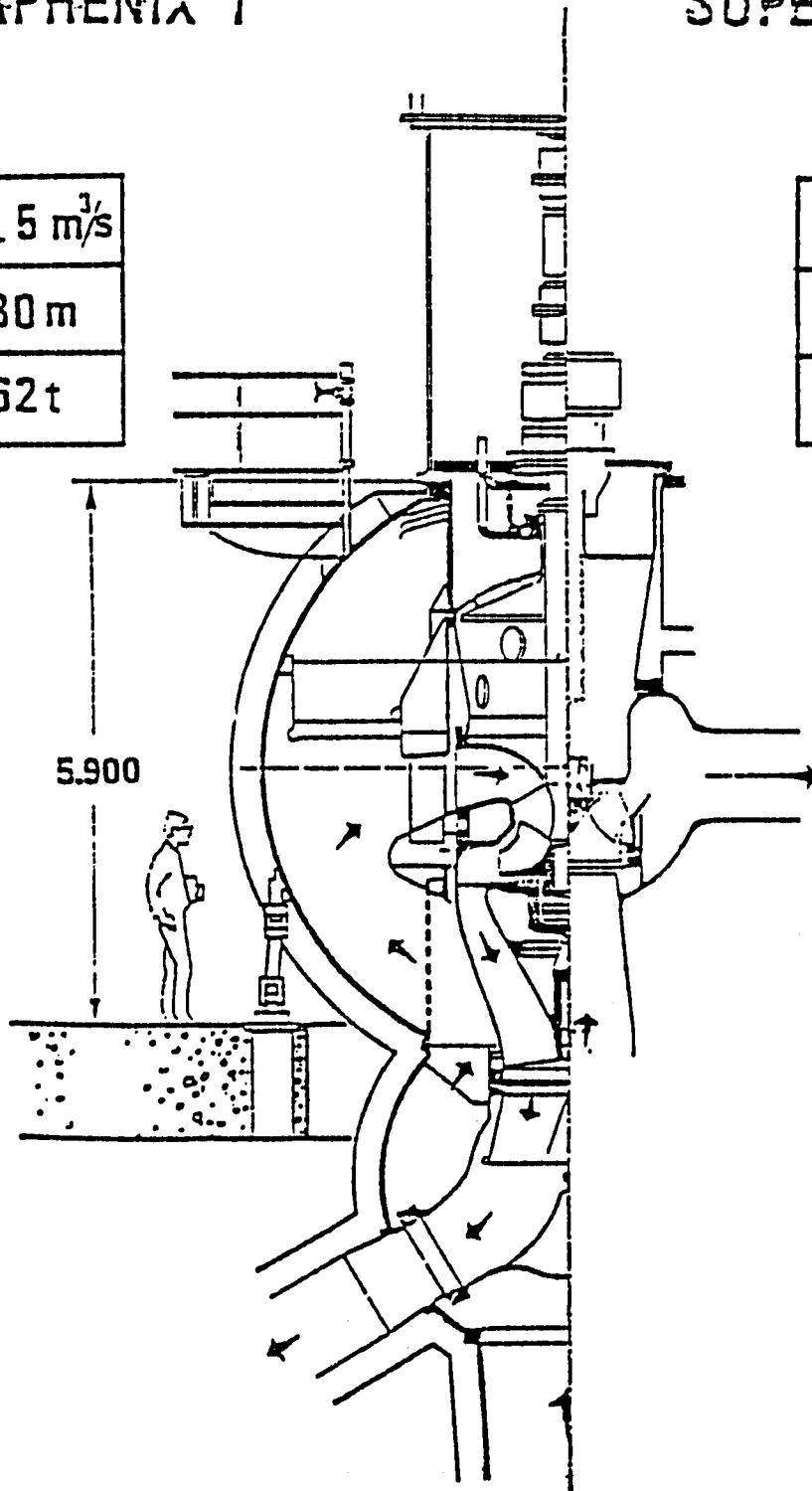
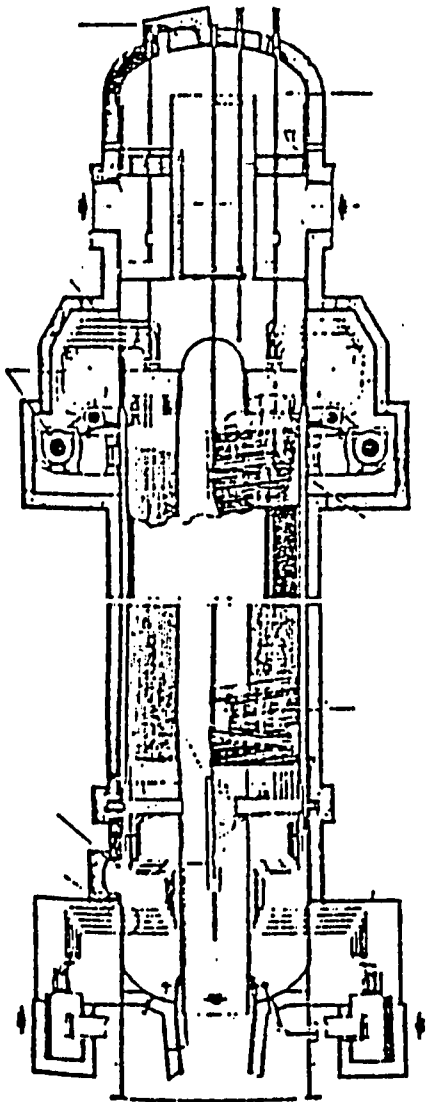


FIG. 7 2次系ポンプ構造図

STEAM GENERATORS

SUPERPHENIX 1



SUPERPHENIX 2

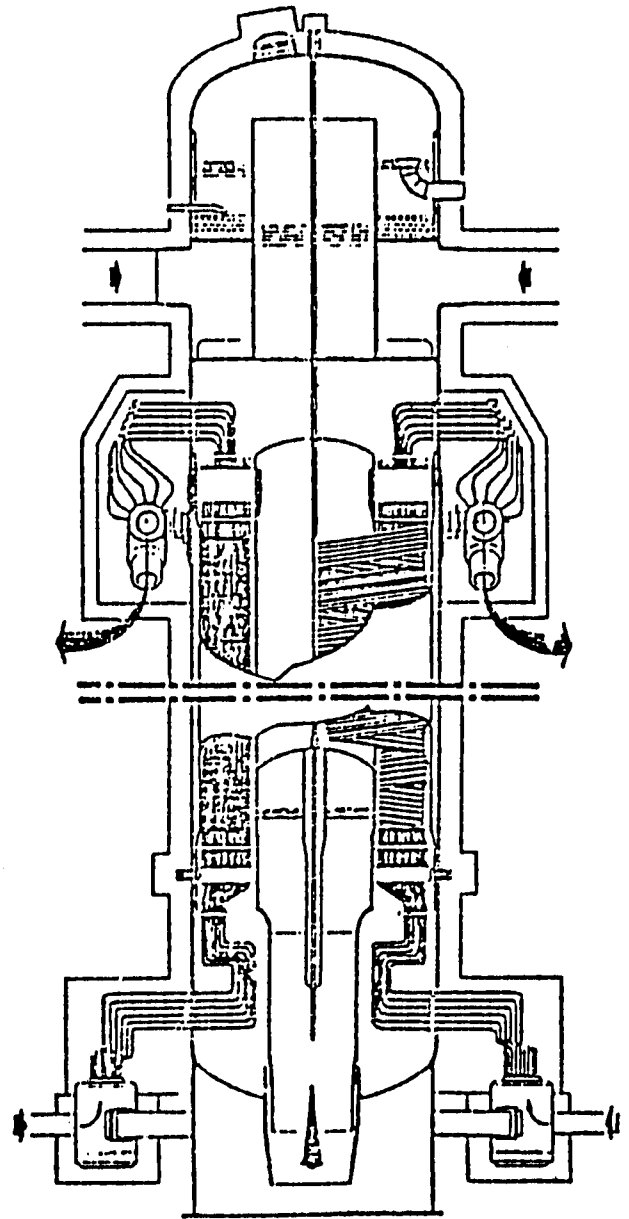


FIG. 8 S/G断面图

FUEL HANDLING EQUIPMENT

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2

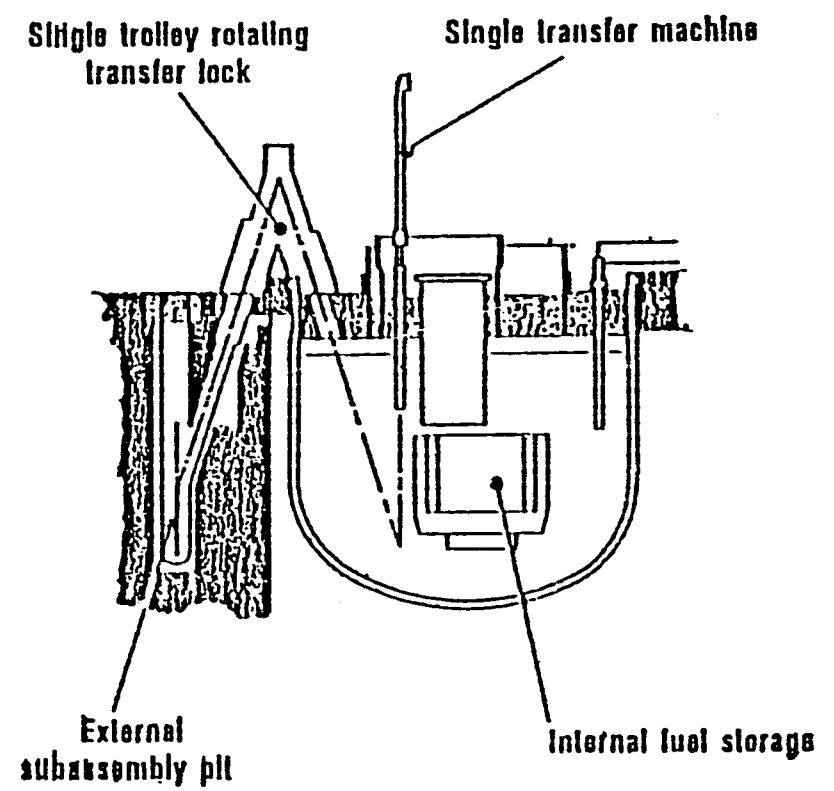
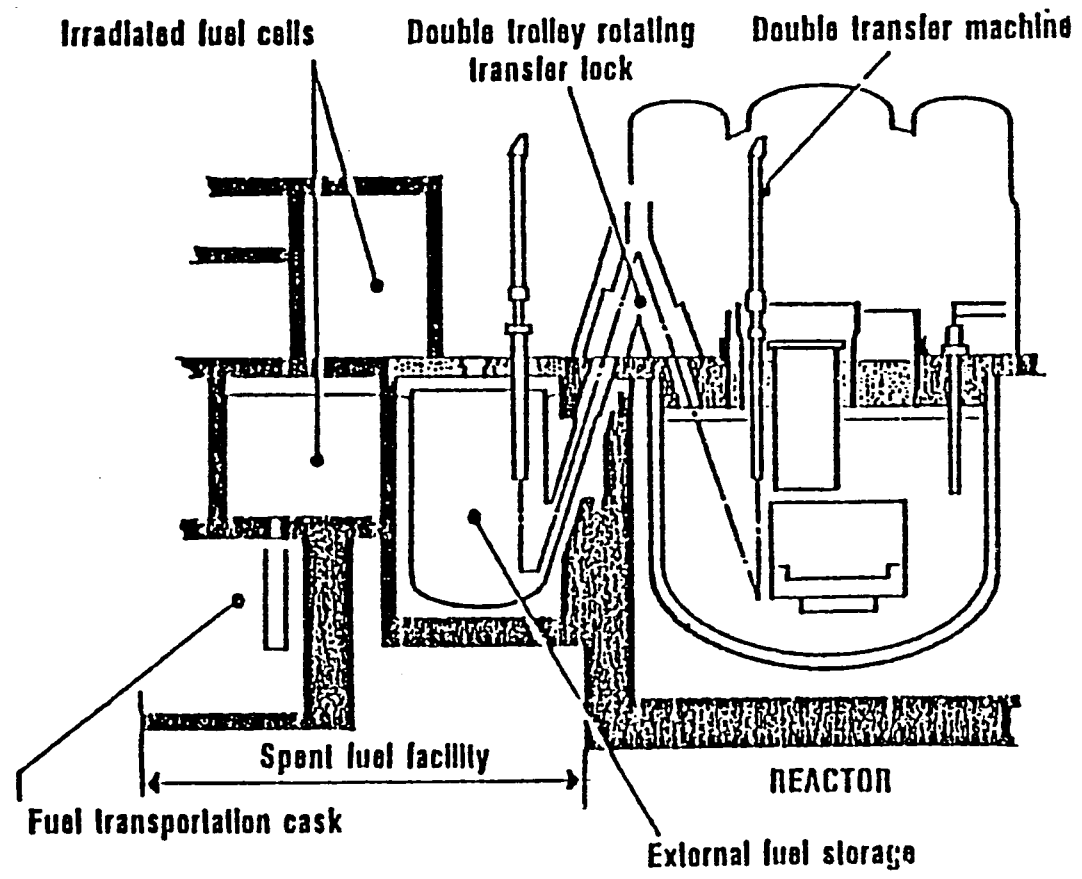


FIG. 9 燃料取扱系概念図

SYSTEMES D'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

SUPERPHENIX 1

SUPERPHENIX 2

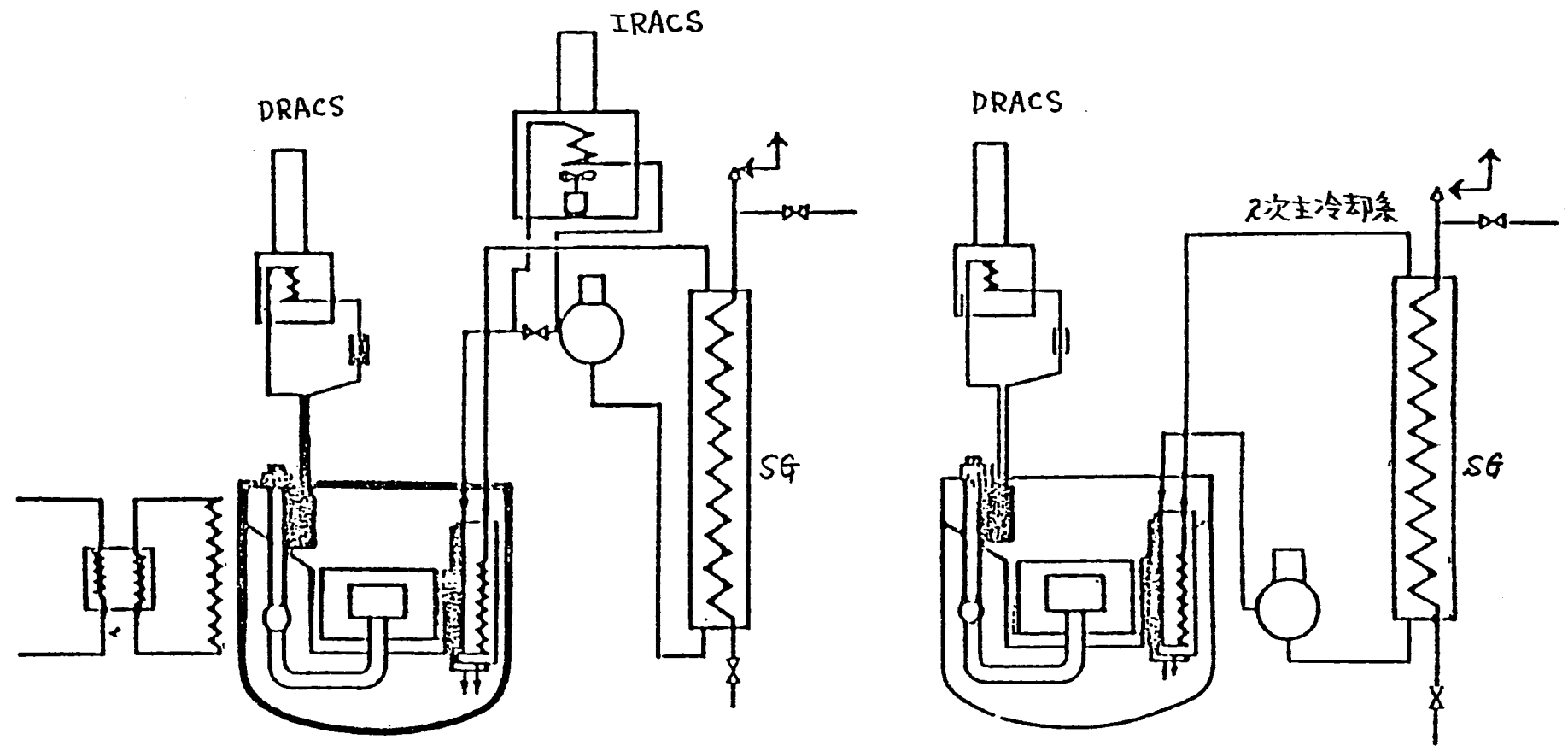


FIG. 1 0 崩壊熱除去系系統圖

SNR 2 設計の特色

系統	概要	採用プラント	内容	備考
	<p>1. 格納容器のconfinement 化</p> <p>2. 自己作動型炉停止装置</p>	<p>SNR 2</p> <p>SNR 2</p>	<p>炉心崩壊事故を設計ベースから排除することによって格納容器をconfinement 化する。 50mφ 円筒容器 壁厚約2mのコンクリート製</p> <p>動作方式の異なる2系統の制御棒に加えて自己作動型炉停止装置を備え信頼性を高めている。 この自己作動型炉停止装置は位置検出により機械的に作動するもので、(Fig. 1参照) TOP事故の起因事象である制御棒誤引抜等に対するものである。</p>	

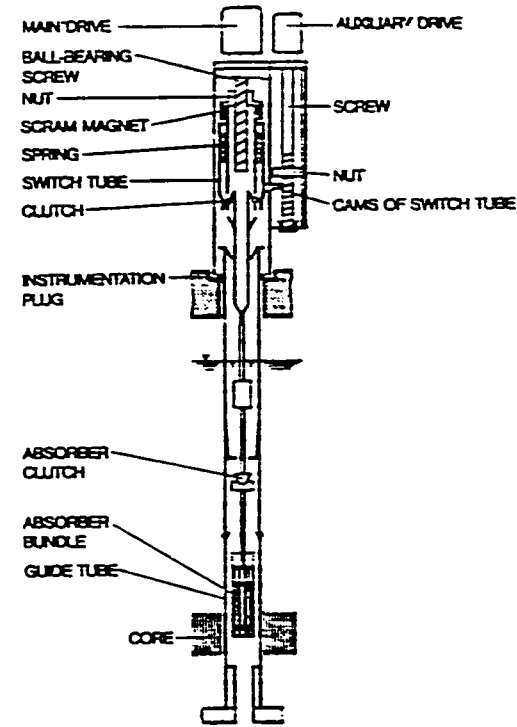


FIG. 1 Scheme of stroke-actuated rod drop mechanism

系統	概要	採用プラント	内容	備考
	3. 自然循環による崩壊熱除去系	SNR 2	DRACS方式で冷却材の循環は自然循環による。除熱量約30MW/ループ。 動的機器は空気冷却器のダンパーのみであり、システムの信頼性が高い。 非常用電源が大幅に削減できる。	
	4. BOPシステムの非安全グレード崩壊熱除去系化	SNR 2	BOPシステムを非安全グレードの崩壊熱除去系とすることによりBOP系にコンベンショナルな機器の使用が可能となり、コスト低減がはかれる。	
	5. 非常用電源装置の小型化	SNR 2	非常用電源装置を静的な崩壊熱除去系（前頁3.参照）を使用することにより小型化（小容量化）する。 SNR-300やLWRでは5MWe程度のジーゼル発電機を数セット備えているが、SNR 2では非常用電源の容量は100 KWeの程度となり、ジーゼル発電機のかわりにバッテリーを使用する。（12時間発電可能）	
	6. 地震及び航空機墜落から保護する必要のある建物、システムの節減		全ての安全系のシステム（非常時制御室等）を原子炉建屋等に集中する。	
	7. Passive Safety 概念	SNR 2	前記SNR-2の検討の結果として、BOPの設計にとってPassive Safetyの概念が有望である。 これはコスト低減の必要性和preventative safety conceptの適用により導き出される。 (1) シャットダウンや事故を鎮静させるためにはLMFB Rのinherent potentialを最大限に用い、同時に安全関連施設の数や安全保護系の必要な動作（動的機器）を最小限にする。 (2) 通常時の崩壊熱除去は主冷却系システムにより行い、これに加えて安全グレードの崩壊熱除去系4ループを備える。安全グレードの崩壊熱除去は自然循環のみで行う。	

項目	SPX 1	SPX 2	SNR II	その他
<プラント全般>	熱出力/電気出力 3000/1240MW 原子炉出入口温度 545/395 °C 蒸気条件 (タービン入口) 487 °C/177bar 燃料燃焼度 (Max/Ave) 70,000/44,000Mwd/T 主容器 (径/高さ) 21m/15.5m 1次Naインベントリ 3500ton 崩壊熱除去 IRACS ¹⁾ +DRACS ²⁾	熱出力/電気出力 3600/1520MW 原子炉出入口温度 548/395 °C 蒸気条件 (タービン入口) 487 °C/179bar 燃料燃焼度 (Max/Ave) 150,000/86,000Mwd/T 主容器 (径/高さ) 20m/16.7m 1次Naインベントリ 3050ton 崩壊熱除去 DRACS (強制循環)	熱出力/電気出力 3420/1500MW 原子炉出入口温度 540/390 °C 蒸気条件 490 °C/172bar 燃料燃焼度 (Max) 130,000Mwd/T 主容器 (径) 21m 崩壊熱除去 DRACS (自然循環) コンファインメント 原子炉建屋 (円筒 55mφ)	SPX2はSPX1から出力20%アップしたが、主容器は21mφ→20mφに縮小した。 燃料燃焼度は10万~15万Mwd/Tが目標。 増殖比は0.8~1.2の間でフレキシブルな炉心。 HCDAは残留リスクの扱いや設計基準外の位置付け。 SPX2では免震建屋を採用。 崩壊熱除去系はIRACS →DRACS (強制循環) →DRACS (自然循環) の方向。
<技術基準> 安全設計基準	LOD の考え方に基づく 発生頻度 10^{-6} /炉年以上の事象…DBA ³⁾ " 10^{-7} ~ 10^{-6} /炉年の事象…BDBA ⁴⁾ (防災計画の立案に考慮) " 10^{-7} /炉年以下の事象…残留リスク (設計外) defense として、「A-LOD」 ⁵⁾ (故障確率 10^{-3} ~ 10^{-4} /炉年) と「B-LOD」 ⁶⁾ (故障確率 10^{-1} ~ 10^{-2} /炉年) に分けて考える。	事故の分類は以下のとおり 設計基準事故 設計基準外事故 残留リスク CDA については SNR II の設計では、このような事故シーケンスがおこりうる可能性が小さいこと、適切な炉心設計により、CDA に伴う機械的エネルギーが低く抑えられることから、設計上考慮しない。	<脚注> 1) IRACS : Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System 2) DRACS : Direct Reactor Auxiliary Cooling System 3) DBA : Design Basis Accident 4) BDBA : Beyond DBA 5) A-LOD : Type A LOD (Line of Defense), 十分な裕度で設計された設備 6) B-LOD : Type B LOD, 非安全系、十分な手順書による運転員操作 7) RCC-MR : 高温構造設計基準 (フランス規格協会)	
構造設計基準	機器の設計、材料、製作、溶接、検査に亘る RCC-MR ⁷⁾ を策定。ASME C. C. N-47 との主な相違点は クリープが無視できる規則：温度-時間プロックとクリープクロスオーバー曲線を使用 ラチェット評価：有効1次応力の概念導入 クリープ疲労評価：保持時間なしの疲労曲線の使用、繰返し歪み範囲の算出法、クリープ損傷で応力緩和を考慮せず 座屈基準：詳細な座屈防止の規則と手順を策定、荷重制御・弾塑性座屈の安全係数の削減			

項目	SPX 1	SPX 2	SNR II	その他
<p><炉心・燃料></p>	<p>炉心型式：均質2領域炉心 出力平坦化路線 ブランケット厚さ：軸方向-上下30cm 径方向-3列 炉心高さ：100cm 燃料：MOX，中空ペレット 燃焼度：70,000Mwd/T (MAX) 炉心材料：オーステナイト鋼 (Ti添加) 中性子遮蔽体：ステンレス鋼 10列</p>	<p>炉心型式：均質2領域炉心 DPA¹⁾ 平坦化路線 ブランケット厚さ：上部軸ブラ削減、 径方向-1列 (増殖比よりもコンパクト化を優先) 炉心高さ：120cm 燃料：MOX，中実ペレット 燃焼度：150,000Mwd/T (MAX) 炉心材料：フェライト/マルテンサイト系 合金 中性子遮蔽体：ステンレス鋼1列+B,C3列 (コンパクト化&軽量化)</p>	<p>炉心型式：均質2領域炉心 燃料：MOX，中実ペレット 炉心材料：オーステナイト鋼 (Ti添加)</p>	<p>炉心型式：米国では中小型で径方向非均質炉心 ブランケット厚さ：SNR-300 は当初5列のブランケットを有していたが、後に2列に変更 (コスト削減のため) 燃料：Metal&MOX, 最近はMetal に比重が移行 燃焼度：CFR-100, 000Mwd/T 炉心材料：米国ではフェライト鋼 (HT-9)</p>
<p><NSSS>²⁾ 原子炉構造 1次主循環ポンプ</p>	<p>炉心中心を原子炉容器中心に対し偏心配置として、機器配置のコンパクト化をはかった。 主容器直径21m、高さ15.53m 内部容器：2重構造 安全容器：ルーフスラブから吊り下げ 単段片吸込み型、流量288 m³/min 最大径約2.5m、重量120ton 円筒状逆止弁有り。 支持方式：ルーフスラブ上のフレキシブルリングと炉内のボールジョイントで支持し、ポンプの傾きを許容する。</p>	<p>熱流動及び構造強度上の観点より、炉心と原子炉容器中心は同心配置とした。 主容器直径20m、高さ16.72m 内部容器：1重構造 安全容器：原子炉ピット壁のライニング構造 キャビテーションマージンの削減によりインペラを小型化。 最大径約2.0m、重量80ton →単段片吸込み型、流量324m³/min N-1 ループ運転は行わないため、逆止弁削除 支持方式：ルーフスラブに固定し、常に鉛直に支持</p>	<p>基本的にはSPX2と共通概念を選定しているが、SNR-300 の経験により一部異なる箇所もある。以下にSPX2と相違する箇所を示す。 原子炉構造 内部容器はSPX1と同様二重構造になっている。 位置検出型SASS³⁾ (制御棒誤引抜等に対応) 1次主循環ポンプ インデューサポンプを採用。</p>	<p>CFRについて以下に示す。 原子炉構造 ガス断熱炉壁保護構造 2重回転プラグ (+オフセットアーム式燃料交換機) ルーフスラブ空気冷却 1次主循環ポンプ 単段片吸込み ＜脚注＞ 1) DPA：Displacement Per Atom 2) NSSS：Nuclear Steam Supply System, 原子力蒸気供給系 3) SASS：Self Actuated Shutdown System, 自己作動型炉停止系</p>

項目	S P X 1	S P X 2	S N R II	その他
<NSSS>続き 2次主循環ポンプ	ポンプケーシングが膨張タンクを兼ね、2次系の液位変動を吸収する。 流量 228m ³ /min、重量 24.5ton (膨張タンク除く)	2次系の液位変動はSGの自由液面で吸収するため、ポンプに膨張タンクはない。キャビテーションマージンの削減によりインペラを小型化。 流量 270m ³ /min、重量 12.5ton		
中間熱交換器	容量 375MWt、高さ 18m、直径 2.7m	主容器直径縮小のためIHX 本体を細くする観点から、伝熱管は直径を大きく薄肉にし、伝熱管有効長も増加させた。 ナトリウム-水反応挙動の正確な推定により伝熱管の設計圧力を下げることから可能となった。 容量 450MWt、高さ 20m、直径 2.76m		<CDFR> DRACS コイル内蔵型、1次系管側
2次冷却系配管	配管長 1.180m	配管長は SPX1 のそれよりも約30%減少し810mとなった。		
蒸気発生器	有液面型、ヘリカルコイル型伝熱管、ワンスルー型 容量 750MWt、全長約 22m 重量 191ton	有液面型、ヘリカルコイル型伝熱管、ワンスルー型 容量 900MWt、全長約 25.3m 重量 217ton ヘリカルコイル内コールドレグ側にも自由液面がありナトリウム-水反応時の衝撃圧力を緩和している。	2次系ループ数及び蒸気発生器 2次系8ループとし、各々に蒸気発生器1基。 従って蒸気発生器単基容量はSPX2の約半分。 蒸気発生器型式は有液面直管型。	<CDFR> 一体貫流J型、2基/ループより単基容量はSNR IIと同等

項目	SPX 1	SPX 2	SNRII	その他
<BOP> ¹⁾ 崩壊熱除去系	炉心冷却を保証し、全てのシステムの運転条件に対してバウンダリの健全性が損われなように構造材温度を制限する設計思想としている。 崩壊熱除去系としてはIRACS、DRACS(5.7 MW×4)、キャビティ冷却系(VCS) ²⁾ (2ループ)の3系統があり、 5.8×10^{-9} /炉年の信頼性を有する。	コスト低減の為、2次系を非安全系とし、IRACSを除いた。同時にVCSも除外しDRACS(25MW×4)とした。 3.7×10^{-9} /炉年の信頼性を確保している。DRACSは単一故障基準に基づき、非常用電源を備え、また配置の分離を行っている。直接空気冷却を利用するとともに極力自然循環を促進する設計としている	炉心熔融事故を排除すべく、原子炉停止系と崩壊熱除去系による防護を基本としている。崩壊熱除去系としてはDRACS(30MW×4)のみとし、全て自然循環に依存すべく設計されている。	英国CFBRでは多重性、多様性、系統分離の思想をとっている。1次冷却材温度の制限値は通常運転時には高温プレナムで540℃、低温プレナムで370℃とするが、事故時には650℃まで許容する。崩壊熱除去系はDRACS(19MW×4)とSGACS ³⁾ (2ループ)で構成され、 10^{-7} /炉年の信頼性を確保している。
建屋配置	原子炉建屋は円筒形状。	原子炉建屋は平行6面体形状をとり、土木工事の簡素化と天井クレーンによる重畳物運搬操作の単純化を図っている。また、原子炉建屋と電気建屋は同一ベースマット上に建てられ免震支持される。炉容器下端部はヘリカルコイル緩衝器のリング上に設置し、鉛直方向地震荷重を減衰させる。		
格納系	格納ドームを有し、主容器からの漏洩ナトリウム対策としては安全容器方式としている。LOD基準に従い主容器と安全容器の気密性の喪失を考慮しなければならない。	炉心崩壊事故を設計基準外事象としてドームを削減している。安全容器はコンクリートピットにライナを張った方式でコンクリートは水冷却される。LOD基準に従い主容器と安全容器の気密性の喪失を考慮する。2次格納は漏洩を制限し大気圧力以下に維持した原子炉建屋が受け持つ。	格納系の放射性物質放出に係る設計基準事故は、1%の燃料ビン破損率を仮定したときの1次カバーガス系の全インベントリの放出である。格納系は原子炉建屋の外部コンクリート構造と事故時のオフガス系からなる。なお炉容器からの冷却材漏洩はステンレス製のガードベッセルで受ける。	
燃料取扱系	炉外燃料貯蔵タンクで使用済燃料を貯蔵する。炉心からの取出時の崩壊熱は2.8KW。 燃料交換機は2重移送機、出入機はAフレーム斜道システム。	洗浄と水中貯蔵の前に使用済燃料の減衰貯蔵を主容器内で行う。(1/2炉心の容量を持つ)炉心からの取出時の崩壊熱は10KW。 燃料交換機はオフセットアームを有するシングル移送機。出入機は片道のAフレーム斜道システムと巡回軸移送ロック方式であり、これらにより物量と全体的な大きさの両面から経済性が増した。		

<脚注>

- 1) BOP : Balance of Plant, NSSS以外の原子炉補助設備
- 2) VCS : Vault Cooling System
- 3) SGACS : Steam Generator Auxiliary Cooling System