

ロシア
技術ニュースレター
Russian Technical News Letter

2005年11月30日 No. 3

**ロシア原子力発電分野における
最新技術情報**

ROTOBO

社団法人ロシア東欧貿易会

〒104-0033 東京都中央区新川1-2-12 金山ビル

Tel. (03) 3551-6215 Fax. (03) 3555-1052 <http://www.rotobo.or.jp>

ロシアの原子力発電分野における 最新技術情報

要旨.....	1
1. VVER-1000で使用する-新型燃料集合体 (AFA) の開発	1
2. 水処理プロセス.....	2
2.1. 原子力発電所における廃水浄化システム技術の近代化	2
2.2. 原子力発電所におけるジェット技術の利用	4
2.3. ベロヤルスク原子力発電所の使用済燃料冷却池の水浄化技術に放射線 抵抗性のある無機吸着剤“耐熱性酸化物-3A (TERMOXIDE-3A)”を使用 .	5
2.4. 熱抵抗性溶媒を使用した高温下における原子力発電所の冷却水の浄化...	6
3. 原子力発電所における使用済燃料 (SNF : Spent Nuclear Fuel) の貯蔵.....	7
3.1. 放射性固体廃棄物の貯蔵施設 (SRWSF : Spent Radioactive Waste Storage Facilities)	7
3.2. VVER-1000の使用済燃料を輸送するコンテナの技術手順.....	8
3.3. 中性子測定チャンネル (NMC) および熱中性子制御チャンネル (TCC) の 取出し、貯蔵および輸送で使用する設備	9
4. 安全性の向上.....	10
4.1 原子力発電所の安全性向上のため、シール材として“GRAFLEX”を 使用する技術.....	10
4.2 VVER-1000の原子力発電所における熔融局所化装置 (MLD) を適用	11
5. 新規原子力発電所の設計と計画.....	12
5.1 安全性を強化したVVER-1000型新世代原子力発電所	12

5.2 熱併給原子力発電所 (NUCLEAR COGENERATION PLANTA : NCP) VBER-300 ...	13
5.2-1 VBER-300プロジェクトによる主要前提条件.....	13
5.2-2 VBER-300型原子炉の概要.....	14
5.3 浮上型原子力発電所PAES-600のプロジェクト	17
5.4 ナトリウム冷却型高速炉BN-1800の展望	18
5.5 鉛ビスマス高速炉RBETs-Mのプロジェクト	24

要 旨

この技術レポートは、ロシアの原子力コンサルタント会社“IBRTM (International Business Relations Cooperation)”が作成したものである。一般読者のみならず、原子力メーカーの技術関係者にも非常に有用な情報が含まれており、ロシアにおける原子力発電の最新技術情報を表および図を使って具体的に紹介している。

内容は多岐にわたっており、VVER-1000で使用する新型燃料集合体、水処理プロセスの近代化、放射性固体廃棄物の貯蔵施設や発電所内での使用済燃料移送設備や、原子力発電所の安全性を向上させるための新技術であるシール材 (GRAFLEX)、溶融局所化装置 (MLD) を紹介する。また、安全性を強化した原子力発電所としてVVER-1000に分類されるNPP-92 (V-392) の安全系を図面付きで説明する。ロシアが長年開発してきた熱供給原子力発電所VBER-300や、立地場所への環境に配慮した浮上型原子力発電所PAES-600も紹介し、またロシアが長年運転してきたナトリウム冷却型高速増殖炉の経験を生かした電気出力180万kW級のBN-1800の開発について図面と技術データ、さらに現在開発中の鉛ビスマス高速炉RBETs-Mのプロジェクトについても詳しく紹介する。

注：本レポートは、分量的制約により原文から機器や装置の具体的説明を若干割愛した、要約版となっています。英語による原文全体にご関心の向きは、当会 (webmaster@rotobo.or.jp) までご照会ください。

1. VVER-1000で使用する-新型燃料集合体(AFA)の開発

VVER-1000-AFA型の新型燃料集合体のコンセプトは、経済的観点、安全面、運転特性および新世代燃料を製造するために計画された。AFA燃料開発にあたって最も注意した点は、燃料集合体として幾何学的に安定性があり、燃料要素が持っているポテンシャルを最大限に利用するため燃料の各種パラメータを改善した結果、下記の項目を改善できた。

- ・可燃性吸収体 ($\text{UO}_2\text{-GdO}_3$) を燃料に採用。
- ・永久的force frameを採用。
- ・E635ジルコニウム合金をフレームの材料および案内チャンネルに使用することに

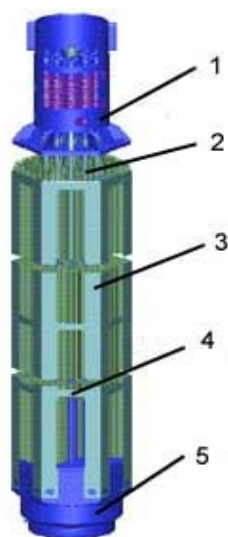
より、機械的特性、対放射線安定性を改善。

- ・ スペーサー格子（SL：Spacer Lattices）の採用により、燃料棒とSLセルの相互間の影響が小さくなった事を確認。

AFA燃料の幾何学的安全性は放射線安定フレームにより保証されており、燃料集合体の硬度は、あらゆる要因によるAFA燃料の曲がりを制限するのに十分である。

図1.1にVVER-1000-AFA用新型燃料集合体を示した。

(図1.1) VVER-1000-AFA新型燃料集合体



1－ヘッド、2－案内チャンネル、3－アングル、
4－スペーサー格子、5－ステム

2. 水処理プロセス

2.1 原子力発電所における廃水浄化システム技術の近代化

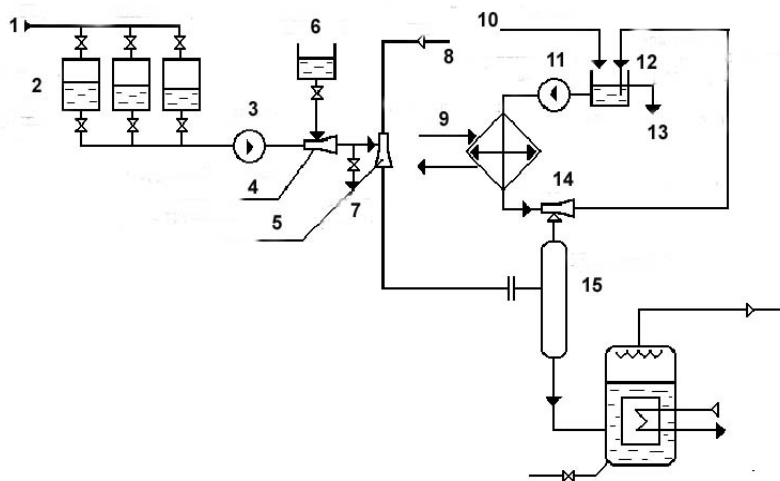
“エネルギー節約技術産業グループ”は、原子力発電所から排出される廃水浄化システムの近代化を提案している。この浄化システムは、ロシアの多くの原子力発電所で立

証済でその導入が推奨されている。廃水の成分は、ホウ酸とアンモニアイオンを含む成分によって変化する。PHレベルが増加すると、アンモニアイオンはOH⁻イオンと合体してアンモニア溶液となる。

廃水タンク中の廃水は、圧縮空気で攪拌されてガス状のアンモニアとなり、室内に排出される。廃水が蒸発した後、蒸気はコンデンサーに入り、1リットル中にアンモニア数百ミリグラムを含む濃度の溶液となる。コンデンサー中のアンモニア濃度が非常に高いため、あらかじめ陽電子を含ませたイオン交換フィルターの交換頻度は設計値より多くなる。その結果、廃水量と同様、硝酸の消費量は増加し、カチオンフィルターの使用量も増加する。

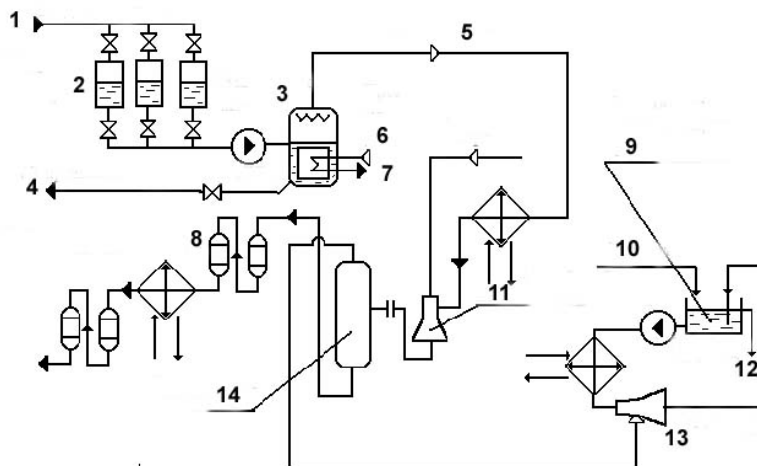
この問題を解決するため、原子力発電所の廃水浄化システムの近代化第1案を図2.1-1に、第2案を図2.1-2に示した。

(図2.1-1) 原子力発電所における廃水浄化システムの近代化 (第1案)



- 1－廃水の供給、2－廃水貯留タンク、3－ポンプ、
- 4－アルカリジェット式供給器、5－ジェットポンプ余熱器、
- 6－アルカリ貯蔵タンク、7－サンプリング、8－加熱用蒸気、
- 9－冷却水、10－酸、11－循環ポンプ、12－中性化溶液貯留タンク、13－液状貯蔵施設 (LWS) からの溢水、14－ジェット式復水器、
- 15－サイクロン式ガス除去

(図2.1-2) 原子力発電所における廃水浄化システムの近代化案（第2案）



- 1－廃水の供給、2－廃水貯留タンク類、3－蒸発器、4－液状貯留施設（LWS）におけるボイルダウンされた復水（boiled down condensate in the LWS）、5－二次系蒸気、6－加熱蒸気、7－加熱蒸気の復水、8－復水クーラー用熱交換器、9－中性化溶液貯留タンク、10－酸、11－ジェットポンプ余熱器、12－液状貯蔵施設（LWS）からの溢水、13－ジェット式復水器

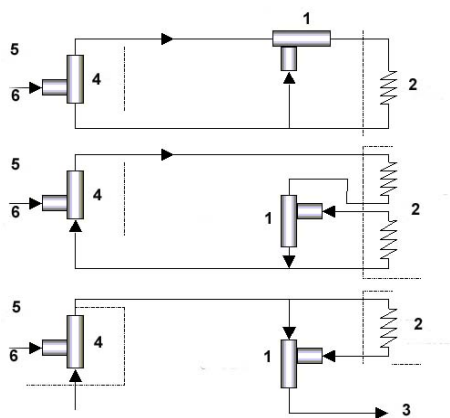
2.2 原子力発電所におけるジェット技術の利用

研究センター“Transzvuk”は、原子力発電所に最新のジェット技術を利用した下記の技術を導入した。

- ・ ミキシングヒーターや、ポンプ機能を組み合わせるための化学水の浄化（CWP）用の原水加熱系の表面熱除去。
- ・ ジェットポンプ加熱器（JPH）中の熱供給系にある表面型熱除去。
- ・ 原子力発電所の安全系にあるジェットポンプの利用。

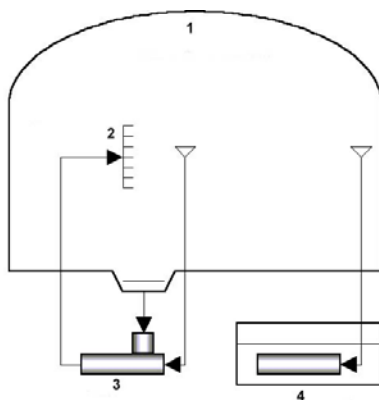
図2.2-1にジェットポンプ式加熱器（JPH）による熱供給システムを、図2.2-2に密閉式シールド下における受動的圧力クエンチ・システムでのジェットポンプ式加熱器の使用を示した。

(図2.2-1) ジェットポンプ式加熱器 (JPH) による熱供給システム



1 - 蒸発器、2 - 熱消費者、3 - 温水、4、JPH、5 - 原子力発電所、6 - 蒸気

(図2.2-2) 密閉式シールド下における受動的圧クエンチ・システムでのジェットポンプ式加熱器を使用



1 - 密閉式容器、2 - スプリンクラー、3 - ジェットポンプ式加熱器 (JPH)、4 - 泡タンク式ディフューザー

2.3 ベロヤルスク原子力発電所の使用済燃料冷却池の水浄化技術に放射線抵抗性のある無機吸着剤“耐熱性酸化物-3A(TERMOXIDE-3A)”を使用

ベロヤルスク原子力発電所1号機および2号機の使用済燃料を長期間貯蔵した経験の結果、2箇所の冷却池の放射線は、 $3.0 \times 10^{-3} \text{Ci/l}$ を達成した。水中の放射能をこのレベル

に抑えることが出来たのは、放射線抵抗性のある無機吸着剤“耐熱性酸化物-3A”を水浄化システムに使用した結果である。この吸着剤は、セシウムの放射性核種に対して高い容量と選択性がある。浄化系は再循環モードで運転しており、機械式フィルターおよび吸着フィルター、遠心ポンプ、制御計測装置で構成している。冷却池からの水は、機械式フィルターと吸着フィルターに供給され、冷却池に返される。浄化装置へ供給する水量は30m³/hである。機械式フィルターには、1.3トンの放射線安定性のある酸化チタニウム（耐熱酸化物-13吸着剤：Termoxide-13 sorbent）を充填し、また吸着フィルターには1.3トンの耐熱酸化物-3Aを充填している。この施設を13日間連続運転した結果、第1冷却池の水における比放射能は、1.3x10⁻³Ci/lから1.7x10⁻⁵Ci/lと100桁減少した。濾過時間全体で濾過された放射能は5x10⁻⁸Ci/lであった。浄化係数は3.8x10⁴で、吸着剤を通過した水量速度を考慮しても、耐熱酸化物-3Aの選択性と動的特性は良好である。

2.4 熱抵抗性溶媒を使用した高温下における原子力発電所の冷却水の浄化

“サーモオキサイド製造・科学社”により開発された、球状粒の熱抵抗をもつ吸着剤“耐熱性酸化物-231 (Thermoxide-231)”が、ベロヤルスク原子力発電所2号機で試験中である。表2.4に耐熱性酸化物-231の特性を示した。

(表2.4) 耐熱性酸化物-231の特性

科学的構成物質 SnO ₂ TiO ₂ ZrO ₂	モル% モル% モル%	55~25 40~70 5
相構成 (phase composition)		Rutile a=4.69オームストロング c=3.12オームストロング
分配成分 (fractional composition)	mm	0.4~1.0
湿度	質量%	17および17以下
バルク重量 (Bulk重量)	g/cm ³	1.7~2.0
動作温度	°C	300~500
特殊表面積	m ² /g	110~130
機械的強度	kg/cm ²	200
制御できる大きさ (Controlled dashes) 各種塩化物	質量%	0.001以下

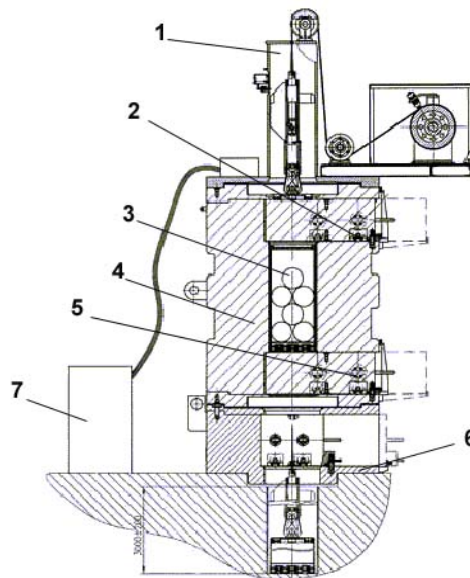
3. 原子力発電所における使用済燃料(SNF: Spent Nuclear Fuel)の貯蔵

3.1 放射性固体廃棄物の貯蔵施設(SRWSF: Spent Radioactive Waste Storage Facilities)

アトムエネルギーエクスポート社が開発した固体廃棄物貯蔵施設は、VVER-1000原子力発電所にける機器の運転と保守で発生した第3グループに分類できる放射性廃棄物のうち、固体廃棄物(SRW)の輸送と一次貯蔵を実施している。

この施設には取替えカプセルがあり、放射性固体廃棄物または中性子測定チャンネル検出器(SCNM)や、熱制御検出器(STC)を収納することができる。コンテナには、SCNMおよびSTCのケーブルを6束まで収納できる。図3.1に放射性固体廃棄物貯蔵施設を、表3.1に放射性固体廃棄物貯蔵施設(SRWSF)の技術諸元を示した。

(図3.1) 放射性固体廃棄物貯蔵施設(SRWSF)



1ー再装荷機器、2ーコンテナを上部にスライド、3ーカプセル、
4ーコンテナ、5ーコンテナを下部にスライド、6ープラグ・
ジグ、7ー制御系

(表3.1) 放射性固体廃棄物貯蔵施設 (SRWSF) の技術諸元

総消費電力	kW	3以下
線間電圧	V	380 (+38、-19)
周波数	Hz	50±1
制御回路の電圧	V	220 (+22、-11)
平均運転時間 (取替装置の電源故障を含む)	時間	5,000以上
設計寿命	年	30以上
装置の全重量	kg	40,000以下
カプセル 容積	Cub.m	0.05
直径	mm	320
カプセル内部に挿入するSCNM (STC) 鉛製器の直径	mm	150
コンテナ コンテナ重量	Kg	16,000以下
放射性防護遮蔽の厚さ	mm	370以上
プレート・ジグ プレート・ジグ重量	Kg	10,000以下
放射性防護遮蔽壁の厚さ	mm	370以上
測定装置等の重量	kg	3,000以下

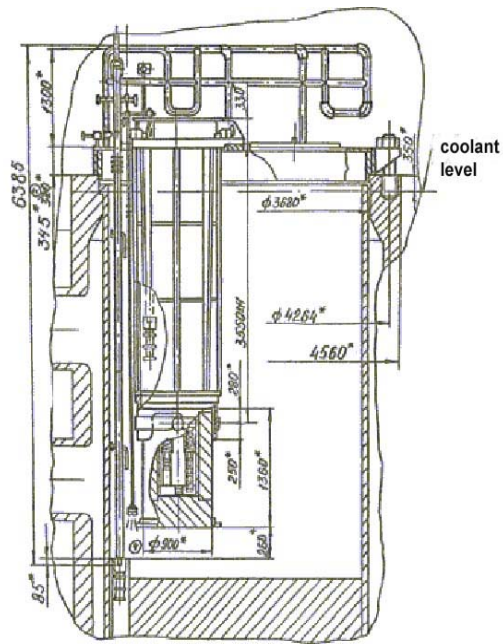
3.2 VVER-1000の使用済燃料を輸送するコンテナの技術手順

コンテナ（輸送容器）は、VVER-1000の原子炉容器を炉内で照射したサンプルが、原子力発電所内および発電所外で安全に輸送する技術手順を保証するよう設計され、技術規制108.24.097-86に従って製造し供給された。表3.2にコンテナの主要諸元を、図3.2に使用済燃料（SNF）の輸送手順示した。

(表3.2) コンテナ（輸送容器）の主要諸元

側壁、底部、蓋の厚さ (生体遮蔽)	mm	270以上
保守場所での吊上げ容量	Kg	15,000以下
グリップの吊上げ容量	Kg	10,000以下
手動グリップの吊り上げ容量	Kg	650以下
全体の大きさ		
直径	mm	4,560
高さ	mm	6,430
重量	kg	19,646±950
コンテナ	kg	7,959±380
保守場所	kg	7,260±300
グリップ	kg	2,400±170
手動グリップ	kg	53±2
ベースプレート	kg	2,320±199
アセンブリーの収納容量	個	“ビーム・アセンブリー”4個 および “サーマル・アセンブリー” 1個

(図3.2) 使用済燃料 (SNF) の輸送手順

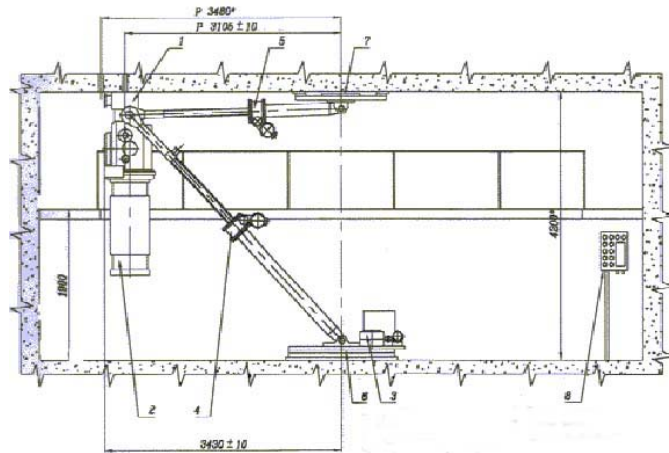


3.3 中性子測定チャンネル(NMC)および熱中性子制御チャンネル(TCC)の取出し、貯蔵および輸送で使用する設備

運転開始後第1年目の計画保守期間中における原子力発電所機器の経験により、欠陥のあるエネルギー放出センサー (CINおよびTCC) を検出した。これらは、取り出して減容化し、SRWSF (放射性固体廃棄物貯蔵施設) に貯蔵された。“アトムエネルギーエクスポート” は、図3.3に示したようにCINおよびTCCを取り出して減容化する装置を開発した。

この装置を、ロシアおよびウクライナの原子力発電所で使用することにより、CINの取り出しおよび取替時間を8時間に減少することができ、ポーラークレーンを他に目的に使用することにより、修理のための原子炉停止時間を減少することができた。

(図3.3) NMCおよびTCCの移動とこれらを圧縮する装置



- 1 - bin、2 - コンテナ、3 - 回転装置、
4、5 - ムーブメント装置、6 - 底部支持装置、7 - 上部支持装置、8 - 制御盤

4. 安全性の向上

4.1 原子力発電所の安全性向上のため、シール材として”GRAFLEX”を使用する技術

TEG (thermo expanded graphite) をベースにしたシーリング物質およびGRAFLEXは、“PA UNIKHIMTEK”が開発・製造している。これらは熱にたいして安定性が高く、化学的および放射線にたいして安定性があり、基本的に弾性をもっており、補修期間中に余分の固着材を使用することなしに十分な固着性がある。また、運転中、機器の停止期間中、貯蔵中および輸送中でも、プランジャー (plunger) が腐食する原因となることは無い。

高純度で熱膨張した黒鉛は、非金属シール材の中で照射に対して最も安定である。国際基準であるASTMによると、原子力発電所で使用するために生産した“原子力純度”といわれる黒鉛材料の純度は、炭素の純度は最小99.8%で、その他の物質は、表4.1に示す数値を超えてはならない。UNICHIMTEK SPAが開発した原子力発電所で使用する膨

張した黒鉛の炭素濃度は99.8%～99.9%が必要である。即ち、ASTM（表4.1）の原子力純度クラスである黒鉛フォイルの品質を超えている。

（表4.1）黒鉛に含まれる炭素濃度と塩素および硫黄の含有率

項目		ASTMの必要条件	GRAFLEXのパラメータ
カーボン濃度	%	min. 99.8	99.9
塩素の質量含有率	ppm	max. 20	10
硫黄の質量含有率	ppm	max. 450	10以下

4.2 VVER-1000の原子力発電所における溶融局所化装置 (MLD)を適用

溶融局所化装置（または溶融melt trap）は、原子炉容器と炉心の溶融および破壊につながるシビアアクシデント（過酷事故）時における放射線を減少させ、引き続いて起こる事故を安全レベルにするため、溶融の局所化および冷却を受け入れるよう設計した。この装置は、世界に先駆けて1997年12月に中国がロシアに発注した田湾（Tianwan）原子力発電所のVVER-1000 x 2基で採用した。1号機、2号機とも建設は終了し、2005年に営業運転を開始予定である。このプロジェクトは、サンクトペテルブルグ研究所“アトムエネルギープロジェクト”が実施した。

溶融局所化装置（MLD：Melt Localizing Device）の主要機能は以下の通りである。

- ・液体状および固体状の革質部（corium）、炉心の断片および構造材料の受入と取替。
- ・革質部から冷却水および保証された溶融冷却への安定な熱移送。
- ・冷却プロセスにおける溶融局所化装置での革質部の未臨界の確認。
- ・放射性物質濃度および格納容器への水素の放出を最小化。
- ・革質部の熱力学からコンクリート・ピットおよび格納容器を保護。

原子炉容器から出てきた溶融物に関する初期データを基に、ロシアの過酷事故に関するコンピュータ・コード、すなわちSVECHA/GEFESTを使用して、改善された（現実的な）評価により局所化装置システムを開発した。

5 新規原子力発電所の設計と計画

5.1 安全性を強化したVVER-1000型新世代原子力発電所

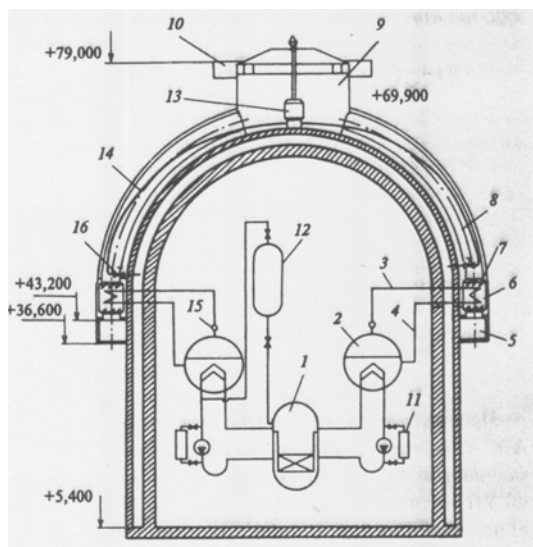
100万kWの新型原子力発電所NPP-92 (V-392) は、OKB “ギドロプレス (Gidropress)” およびRCC “クルチャトフ研究所” の専門家の協力のもとに、FSUE “アトムエネルギープロジェクト (Atomenergoproject)” が開発した。安全性は、改良型軽水炉ALWRの安全レベルとしている。安全システムは、現在運転中の原子力発電所より改善しており、受動的システムは下記の項目について考慮した。

- ・受動的残留熱除去システム
(PHRS : passive residual heat removal system)
- ・第二ステージにおけるタンクの水力学的容量
(HR-2 : hydraulic reservoirs(=hydraulic capacities of tank))
- ・受動的高速ボロン注入システム
(SFBI : system of fast boron introduction)
- ・格納容器からの漏洩に対する受動的濾過システム
(PFS : passive system of filtration of leakage from containment)
- ・蒸気発生器管からの非凝縮ガス除去システム
(SRNG : system of removal of non-condensed gases from the steam generator tube still)
- ・局所化ゾーンからの水素除去受動的システム
- ・原子炉容器外部に含まれる炉心溶融システム

受動的システムPHRS、HR-2、SFBI、PFSを適用することにより、設計外事故が重大段階に移行することを防ぐ。すなわち、設計事故である炉心損傷時に格納容器の局所化を行い、原子力発電所からの放射性物質の放出を制限する。

図5.1に安全性を改善したVVER-1000の受動的システムの主要レイアウトを示した。

(図5.1) 安全性を強化したVVER-1000の受動的システムの主要レイアウト



1-原子炉、2-蒸気発生器、3-PHRSへの蒸気供給パイプライン、4-復水除去用パイプライン、5-インプット用コレクター、6-PHRSの熱交換器、PHRSのボルトおよびカバー、7-PHRSのボルトおよびスライドカバー、8-PHRSのハウリング・ピット (Hauling pit) 9-PHRSの出口用コレクター、10-デフレクター (偏向板)、11-高速ボロン注入装置、12-HR-2、13-濾過装置、14-受動的濾過システム (PFS) のパイプ式熱交換器、15-蒸気コレクター、16-PFSバルブ

5.2 熱併給原子力発電所 (NUCLEAR COGENERATION PLANTA: NCP) VBER-300

5.2-1 VBER-300プロジェクトによる主要前提条件

- ・ロシアで成功裏に運転中の船用軽水炉の技術をベースに開発したVBER-300 (熱出力: 850MWt) を使用。
- ・多年にわたる設計、製造、運転 (6,000炉・年) を考慮。
- ・施設を建設する資本投資を削減するためコンパクトに設計。
- ・原子力船で使用した信頼性の高いシステムと設備を使用。
- ・VVER型原子炉での建設、運転および許可を得るため技術経験を使用し、またAST-500

型熱供給炉開発時の経験も使用。

- IAEA勧告による新規原子力発電所に対する高度の安全性、安全要求を確認。
- 職員、周辺環境の人口、如何なる事故。
- 経済的競合性。
- 事前のR&Dの結果を、最大限にプロジェクトに使用することになった。これ以上の大規模開発の必要は無いが、幾つかの機器のR&Dが必要。
- プロジェクトの統一化（地上用原子力による熱利用プラントと浮遊型原子力発電所についての統一化）により、コストの削減が可能で、開発の品質が向上。
- 科学、技術、生産、職員の能力、海軍のインフラ、原子力業界の技術を防衛産業に使用。

VBER-300型原子炉の主要諸元を表5.2-1に示した。

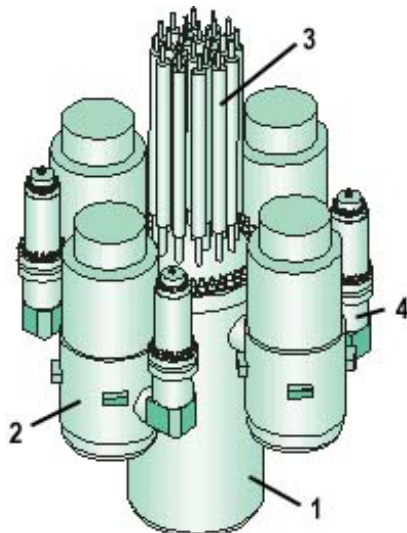
(表5.2-1) VBER-300型原子炉の主要諸元

原子炉熱出力	MWt	2x850
コンデンセーションモードにおける電気出力	MWe	2x295
蒸気発生器通過後の超加熱蒸気の諸元		
・圧力	Mpa	6.38
・温度	℃	305
地域暖房モード（NHPに対して）		
・電気出力	MWe	2x200
・熱供給	Gcal/h	2x460
キャパシティー・ファクター		0.9
寿命	年	60

5.2-2 VBER-300型原子炉の概要

原子炉はモジュール型で、原子炉関連機器の全体の体積を小さくするように設計した。従って建設単価が減少し、蒸気発生器を原子炉容器の側面に縦に置くことにより主要循環配管を除くことができ、一次回路からの漏洩を少なくすることができた。これにより、一次配管のシールしてない部分の最大長さを32mmとすることができた。図5.2にVBER-300型原子炉の概念図を示した。

(図5.2) VBER-300型原子炉



1 - 原子炉、2 - 蒸気発生器、3 - 制御棒駆動装置、4 - 主循環ポンプ (MCP)

VBER-300の主要機器は、モジュール型船用炉用の蒸気発生機器をベースに開発しており、機器の運転経験により証明されている。この機器の運転時間は150,000時間を超えて運転しており、信頼できる。表5.2-2-1にVBER-300型原子炉の主要諸元を示した。

(表5.2-2-1) VBER-300型原子炉の主要諸元

原子炉熱出力	MWt	850
一次回路		
圧力	MPa	15.7
冷却剤の温度		
・炉心出口	℃	330
・炉心入口	℃	292
冷却剤流量 (t/h)		13,610
二次回路		
蒸気発生器流量	t/h	1,460
蒸気発生器通過後のスーパーヒートの諸元		
・圧力	MPa	6.38
・温度	℃	305
供給水温度	℃	185

VBER-300型原子炉の燃料集合体は、機械建設共同設計所「OKBM」により開発され、カリーニン原子炉力発電所1号炉（VVER-1000）の炉心に挿入して4年間、試験を実施した。VBER-300の燃料棒は、VVER-1000の燃料棒と同じである。

表5.2-2-2に炉心の主要諸元を、表5.2-2-3に熱併給原子力発電所の建設費と地域熱暖房のエネルギー生産コストを示した。

(表5.2-2-2) 炉心の主要諸元

燃料集合体数		85
出力密度	MW/m ³	71.5
最大線出力	W/cm	204
燃料取替（燃料再装荷）モード		6x1年
燃料再装荷ウラン量	トンウラン	5.4
二酸化ウランの濃縮度（%）	%	5.0
最大燃焼度	MWd/kgU	53
制御棒本数	本	48～60

(表5.2-2-3) 熱併給原子力発電所の建設費と地域熱暖房のエネルギー生産コスト

熱併給原子力発電所のユニット数		2
コンデンセーションモードでの電気出力	MW	2x295
熱発生モードでの容量		
・電気出力	MWe	2x200
・熱出力	Gcal/h	2x460
寿命	年	60
建設費	百万\$	639.5
建設単価	ルーブル/kW	1,080
地域熱暖房モードでのエネルギー生産コスト		
・電気エネルギー	セント/kWh	1.4
・熱エネルギー	\$/Gcal	5.0
電気エネルギー生産コスト	セント/kWh	-
資本投下回収期間（運転開始からの年数）		7

5.3 浮上型原子力発電所PAES-600のプロジェクト

浮上型原子力発電所は、ロシア海洋航海登録（Russian Marine Navigation Register）の分類によると、自力自動浮上型構造物ではない。浮上型動力ユニットはプラットフォーム上に設置し、3 箇の箱船（pontoon 自航力無し）、即ち中央部（1 箇）と周辺部（2 箇）の箱船で構成している。中央の箱船には、2 基の自動式原子炉施設が分離して設置してある。各原子炉施設は、浮上部、原子炉部、制御盤、動力施設および電気装置で構成しており、燃料取替装置および保守装置も備えている。

原子炉ユニットの主要機器は、保守システムをもち、鋼鉄製のコンパートメントの中に設置している。燃料集合体貯蔵施設は、二つの原子炉施設の間部にある中央の箱船に位置している。タービン発電機は中央箱船の船首に設置している。浮上型原子力発電所の左側箱船に容量220kVの受電設備があり、海岸の陸上電源から供給している。補助機器として予備および緊急電力設備、ポンプ関係機器を右側箱船に設置している。

これらの箱船の大きさは、それぞれ長さ170m、幅19m、高さ12mである。浮上型原子力発電所の総トン数は、49,000トンである。

浮上型原子力発電所(FNPP-600)

この浮上型原子力発電所は、VBER-300型原子炉が2基、タービン発電機が2基設置されている。

浮上型原子力発電所は、地上型原子力発電所に比べてどんな利点があるか

- ・船舶上に建設する浮上型原子力発電所の建設には、高品質の製造が必要である。
- ・浮上型原子力発電所は、輸送上のインフラ、トラックの利用可能性には依存せず、電力需要が必要な場所に建設し運転できる。
- ・浮上型原子力発電所の建設地点には、輸送用道路の有無、導水路の建設には無関係であるため、取り返しのつかない損失は無し。
- ・修理、補修および燃料取替操のインフラは、ロシア側が提供。
- ・運転終了後、浮上型原子力発電所はロシアに返還され、浮上型原子力発電所を使用した場所での環境への影響は無し。

表5.3VBER-300型原子炉の主要諸元を示した。

(表5.3) VBER-300型原子炉の主要諸元

原子炉基数		2
長さ	m	170
幅	m	62
舷の高さ	m	12
喫水	m	4.5
排水量	m ³	49,000
発電容量	MWe	2x295
全寿命	年	60
職員数	人	288
建設単価	\$/kWe	820
発電原価	セント/kWe	0.91
減価償却期間	年	12.6

5.4 ナトリウム冷却型高速炉BN-1800の展望

ナトリウム冷却型高速炉BN-1800はSSC RF ライプンスキー記念PPI、OKBM、アトムエネルギープロジェクト、ギドロプレス設計局 (OKB) が共同で開発した。この設計には、BN-350、BN-600で得た科学的、技術的ノウハウを最大限に使用し、また新技術を適用し、安全性および効率を向上させた。

(注) SSC PPI : State Scientific Center of Russian Federation Institute of Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunski, Kaluga Region, Obninsk (物理エネルギー研究所)

OKBM : Afrikantov Mechanical Engineering Design Office, Nizhniy zznobgorod OKBMはロシア語の略称 (ロシア語の日本語訳機械製作実験設計研究所) Gidropress Design Bureau(ロシア語の略称 : OKB), Moscow Region, Podolsk

図5.4-1にBN-1800の縦断面図を、図5.4-2 BN-1800の水平断面図を示した。

原子炉

一次回路の機器は炉心、中間熱交換器 6 基、循環ポンプ 3 台で、これらは原子炉容器の内側に配置されている。一次回路の循環チャンネルは、コレクタータイプである。すべての一次回路ポンプは、通常のインテイク・キャビティをもっている。熱交換器は、通常の圧力チャンバーのある圧力管へ並列に接続している。

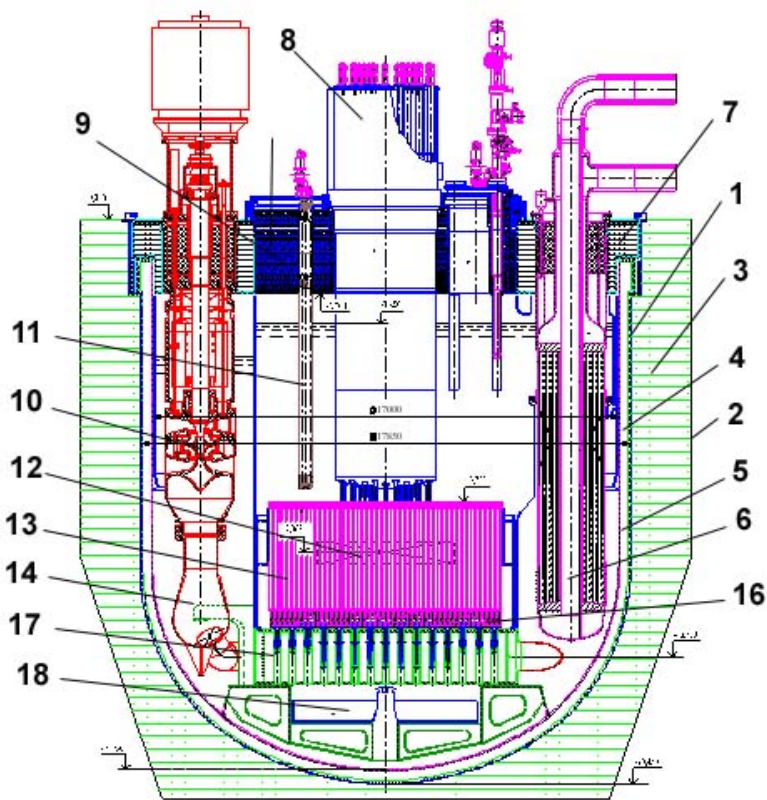
二次回路にある 6 個のループは、中間熱交換器、蒸気発生器、二次回路にある循環ポンプおよび配管を含んでいる。各蒸気発生器は、3 個の容器で構成しており、その一つは蒸発器と蒸気過熱器で、第二は中間蒸気加熱器で、タービンの高圧シリンダの後にある。空気式熱交換器は、主要電力供給が停止した場合に緊急原子炉冷却を実施する機能

を持っている。また空気式熱交換器は、蒸気発生器のケースに並列にある各二次回路も装備されている。

三次回路は、蒸気発生器の蒸気部分、主蒸気配管およびタービンで、補助機器、保守系、脱気装置、給水加熱器および蒸気発生器への供給である。

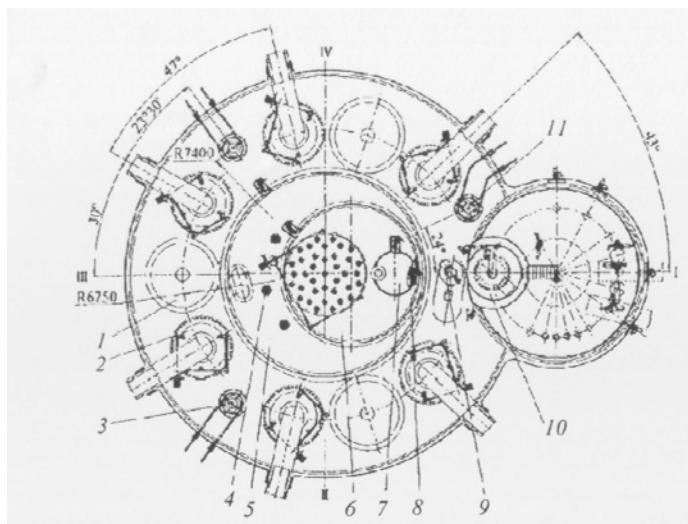
図5.4-1にBN-1800型原子炉の縦断面図（一次回路および中間熱交換器部分）を、図5.4-2にBN-1800型原子炉の水平断面図（上部）を示した。また、表5.4-1にBN-1800の主要諸元を示した。

(図5.4-1) BN-1800型原子炉の縦断面図（一次回路および中間熱交換器部分）



- 1－原子炉容器、2－原子炉ピット表面、3－熱絶縁、4－熱遮蔽、5－内部容器、6－中間熱交換器、7－容器ループ、8－制御棒装置、9－軸受保護、10－一次回路用主循環ポンプ、11－容器内部のイオン化チャンバー部分、12－炉心、13－反射材、14－圧力配管、15－コレクター・セット、16－圧力コンポーネント、17－炉心構造物支持機構、18－燃料落下防止装置

(図5.4-2) BN-1800型原子炉の水平断面図 (上部)



1 ー一次回路用主循環ポンプ、2 ー中間熱交換器、3 ーフィルター・トラップ、4 ー容器内部のイオン化チャンバー部、5、6、7 ー大型、中型、小型の移動型プラグ、8 ー再装荷メカニズム、9 ーエレベータ、10 ー炉心燃料取替機構、11 ーナトリウム追加時の制御システム

(表5.4-1) BN-1800型原子炉の主要諸元

原子炉熱出力	MWt	4,000
電気出力	MWe	1,800
キャパシティーファクター (発電端)	%	46.2
キャパシティーファクター (送電端)	%	42.4
一次回路のナトリウム温度		
・ 炉心入口	℃	410
・ 中間熱交換器	℃	575
・ 燃料再装荷時		250
一次回路の主循環ポンプ数		3
中間熱交換器数	箇	6
原子炉容器の内径	m	17
燃料取替時におけるナトリウム量	m ³	2,620
一次回路のガス圧力		
・ 定常時	MPa	0.05
・ 燃料取替時	MPa	0.005
燃料取替間隔 (日)		560
二次回路ループ数		6
中間蒸気過熱器		ナトリウム

炉 心

ナトリウムの反応度におよぼすボイド効果は、厚い炉心形状と炉心上部にあるナトリウムの中間層の組み合わせ、および上部にある吸収遮蔽体により減少する。幾つかの炉心において、同一濃縮度で予備解析を実施した。

炉心の諸元

炉心は各種の燃料集合体で構成しており、総本数は1,686本で、燃料集合体間の間隔は、平均188mmである。炉心中央部の燃料集合体数は643本は同一濃縮度で、66本のステンレス製の集合体および37本のセル (sell) をもつ制御棒がある。半径方向に沿った側面防護用集合体として、1列のスティール集合体と3列のボロンカーバイト入り集合体がある。側面防護用集合体の後側には炉心内貯蔵タンクがあり、その容量は1回の燃料取替期中、すべての使用済燃料集合体を置いておくのに十分である。ボロンカーバイド集合体は、炉心内貯蔵タンクに置かれる。表5.4-2に原子炉の主要技術特性を示した。

(表5.4-2) BN-1800型原子炉の主要技術特性

全炉心の硝酸ウランプルトニウム燃料	トン	86.3
全炉心のプルトニウムおよび娘核種	トン	12
炉直径	mm	5,167
六面体のコーティング直径	mm	184x3.5
コーティング材質		EP450鋼
燃料集合体当たり燃料要素		331
燃料要素ケーシングの直径および厚さ	mm	8.6x0.55
燃料要素ケーシングの材質		modified クロミウム鋼
実効燃料密度	g/cm ³	11.5
燃料取替間隔	eff. days	500
取替燃料集合体数		200
最高燃焼度	%重原子	12.2
炉心から取り出されるナトリウム総量		19.1
炉心の圧力差	MPa	0.5
高 さ		
炉心	mm	800
ナトリウムの中間層	mm	400
上部側遮蔽	mm	650
底部の鋼による遮蔽	mm	450

燃料取替手順と燃料サイクル

炉心では、均一なパーシャル燃料集合体の取替を採用している。周辺方向に装荷した2列の燃料集合体を長期運転の結果、燃料の燃焼度が増加するので、燃料集合体の取替え間隔が3回であったが、燃料集合体の取替は4回となった。残りの使用済燃料集合体は、再装荷までの期間、炉心内にある貯蔵タンクの中に貯蔵される。使用済燃料集合体は、冷却御に再処理し、新燃料集合体に成型加工して再使用する。

受動的緊急時保護システムは、原子炉容量を緊急に減少することになり、一次冷却回路中の冷却材流量の減少に伴う通常運転時に事故が起きた期間中の制御系の独立性は、通常時の流量の半分以下で、炉心出口の冷却材温度は上昇する。表5.4-3に主な効果と反応度係数を示した。

(表5.4-3) BN-1800型原子炉の主な効果と反応度係数 (% $\Delta k/k$)

燃料燃焼度が500実効日期間の反応度変化	-0.3
ナトリウムのボイド反応度	0.2
ナトリウムの密度効果	0
反応度の温度-容量効果	-0.9
最大反応度余裕 (計算エラーを含む)	1.9
一次系の反応度インパクト (補償制御棒19本)	3.7
二次系の反応度効果 (緊急保護制御棒13本)	2.03
三次系の反応度効果 (受動的緊急系制御棒5本)	0.77
最大実効ロッドを除く全制御棒	4.95
遅発中性子がもつ実効分	0.0036

蒸気発生器

蒸気発生器は、蒸気・水チャンネルのパラメータが超臨界のベッセル型直接流・熱交換器である。蒸気発生器は、蒸発・加熱器および中間蒸気加熱器で構成しており、冷却材中でパイプ接続により接合している。作業流体の動きは対向流 (counter flow) で、蒸気発生器における対向流の概念は、セクショナル (組み合わせ) モジュラー蒸気発生器と比べて、金属使用量を1/5に減少させた。また、表5.4-4 にBN-800とBN-1600のMWe当たり金属使用重量 (t/MWe) を、表5.4-5にBN-1800の蒸気発生器の特性を示した。

(表5.4-4) BN-800とBN-1600のMWe当たり金属使用重量 (t/MWe)

		BN-800	BN-1600	
原子炉	t/MWe	4.7	2.7	
蒸気発生器	t/MWe	3.2	0.7	BN-1800は、蒸気発生器に向流型蒸気発生器を使用。 BN-350は在来のセクショナル・蒸気発生器を使用。
燃料取替系を除く	t/MWe	0.6	0.06	
原子炉施設	t/MWe	9.7	4.4	

(表5.4-5) BN-1800型原子炉の蒸気発生器の特性

		蒸発過熱器	中間蒸気過熱器
原子炉熱出力	MWt	536	131
蒸気出力			
圧力	Mpa	25	3.5
温度	℃	525	525
作業液体の入口温度	℃	270	275
冷却材温度	℃		
入口		540	540
出口		370	370
蒸気発生器容量	kg/s	257.55	214.87
冷却材入口通過量	kg/s	2472.3	603.2
熱交換器チューブ			
大きさ	Mm	16x2	25x2
本数	本数	1,921	823
材質		03X12N32M3B	03X12N32M3B,09K18N9
長さ		28	21
三角格子に置いてあるスペーサー		33	33
蒸気・水チャンバーの内径と厚み	mm	1,800x205	1,500x40
チューブバンク・ヘッダーの厚み	mm	500	200
水蒸気チャンバーの材質		03K12N32M3B	03K12N32M3B
容器の材質		09K18N9	09K18N9
機器の質量	トン	114	48

原子炉の安全性

原子炉ユニットの制御、供給および局所化に関する安全系の詳細な研究は実施していない。設計外事故の安全性を評価するためには、各種の方法を考慮する必要がある。

BN-1800型原子炉の技術的および経済的パラメータ

技術的および経済的パラメータの計算は、アトムエネルギープロジェクトにより開発された原子力発電所 (NPP : Nuclear Power Plant)、熱併給発電所 (NCP : Nuclear Cogeneration Plant)、原子力熱供給プラント (NHP : Nuclear District Heat Plant) の技術および経済パラメータを使用して計算を実施した。表5.4-6にBN-1800型原子炉の経済パラメータを示した。

(表5.4-6) BN-1800型原子炉の経済パラメータ

発電ユニットの電気出力	MWe	1,800
キャパシティーファクター	%	90
年間発電時間	h/年	7,896
原子力発電所 (発電端) /ターボ・ドライブキャパシティー	%	46.2
建設資本費	100万ドル	2,282
産業生産に必要な職員数	人	750
職員係数 (MWe当たり職員数)	人/MWe	0.42
電力生産コスト当たり燃料コンポーネント	%	37.65
生産コスト効果	%	30
生産コスト効果	%	30
資本投下の返還期間	年	3.4

5.5 鉛ビスマス高速炉RBETs-Mのプロジェクト

RBETs-M型原子炉の概念は、液体金属冷却材を用いた高速炉プロジェクトの一つで、ギドロプレス設計局 (OKB)、RRCクルチャトフ研究所、レニンスキー記念SSC PPI、RIAR (原子炉研究所) およびARIIM (無機材料研究所) の協力で開発された。

(注) Hidropress Design Bureau(ロシア語の略称 : OKB), Moscow Region, Podolsk
RRC “Kurchatov Institute” : Russia Research Center “Kurchatov Institute”, Moscow
SSC PPI : State Scientific Center of Russian Federation Institute of Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunski, Kaluga Region, Obninsk
RIAR : Russian Research Center Research Institute of Atomic Reactors, Ulyanovsk, Dimitrovgrad
ARIIM : All-Russian Research Institute for Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar, Moscow

原子炉の安全性を下記により達成

- ・ガスリフトシステムを使用し、炉心内ガス濃度の変動を均一化して、原子炉の容量を減少することを保証。
 - ・ウランと硝酸プルトニウムの混合燃料を炉心に装荷することにより、在来の準均一性質をもち、ブランケットの増殖物質として減損硝酸ウランを使用。
- 炉心設計および原子炉モジュールの主要機器は、次の仮定により進めた。
- ・機器の大きさは、工場における主要機器の製造および組立場所までの輸送により、受入れ可能なサイズを決定。
 - ・燃料要素被覆管の機密性は、全キャンペーン中における燃料と被覆管の機械的接触が無いこと、および燃料と被覆管材料が適合していることにより保証。
 - ・受入可能な燃料温度は、ガス充填および燃料要素の直径を選択することにより決定。
 - ・燃料キャンペーン中における反応度変化の最小化は、装荷燃料の濃度を選ぶことにより実施。
 - ・炉心における燃料温度と冷却材の密度による効果を互いに打ち消すように設計し、また炉心モジュールの熱消費率を高く保つこと、受動的熱除去システム等により、原子炉の自己防護レベルを高く保持。
 - ・緊急防護系の作動をしない緊急時における炉心損傷が、燃料要素の減圧となることなく、また燃料集合体の取り出しとならないことは、即ち原子炉の自己防護が高いことを保証。
 - ・原子炉モジュールの高さは、構造物の温度を許容可能な温度とすること、原子力発電所のエネルギーを、内臓された各種の受動的熱除去システム、即ち自然の空気循環系を運転することにより取り除くことができるよう選択。
 - ・施設の耐震性は、MSK震度階-64（MSK：Medvedev, Sponheur, Karinkで8まで安定）。

RBETs-M型原子炉施設の主要パラメータ

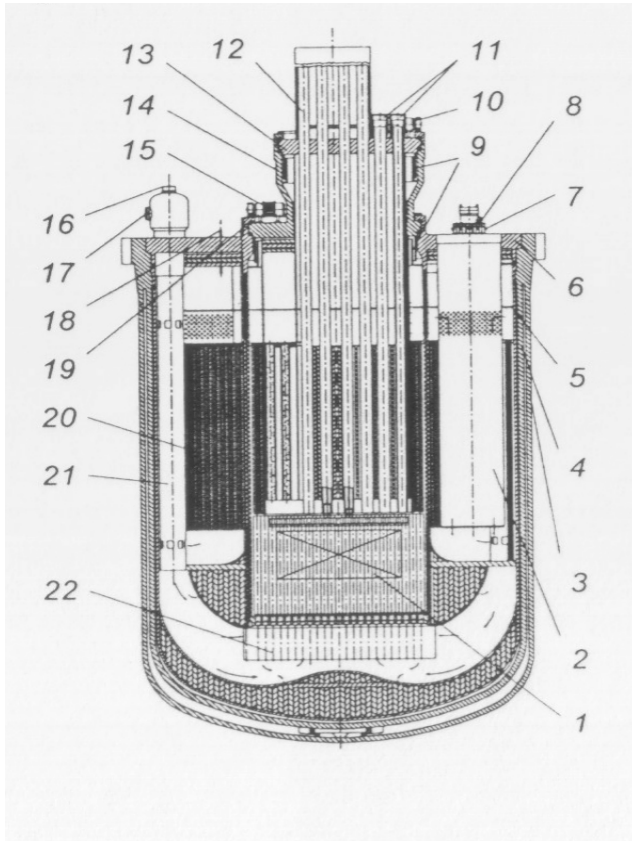
この施設は次のシステムがある。即ち、燃料再装荷システム、原子炉モジュール容器のガス加熱システム、一次循環回路の充填および排出システム、燃料要素被覆管の密閉性制御システム等がある。

RBETs-M原子炉モジュールは一体型で、炉心およびブランケット、防護システム、12基の蒸気発生器、受動的熱除去システム、ガスリフトシステム、制御棒、蒸気発生器の減圧に起因する緊急圧力低下システム（図5.5参照）がある。

一次循環回路システムは、二重の円筒状ケース内に収納されている。主容器の直径は8,000mm、バックアップ容器の直径は8,400x80mmで、容器の直径は約10mである。主容器とバックアップ容器のギャップは、圧力制御装置によりガスを充填している。ガスギャップ空間は、原子炉の起動前に強制循環により原子炉モジュールを加熱するのに使用される。さらにバックアップ容器は、主容器の減圧が発生した場合、放射性冷却材の局所化にも使用される。

図5.5にRBETs-M型原子炉を示した。また表5.5-1にRBETs-M型原子炉の特性を示した。

（図5.5） RBETs-M型原子炉



- 1ー炉心、2ー蒸気発生器、
- 3、4ーバックアップおよび主原子炉容器、5ー冷却材のフリー・レベル、6ー原子炉蓋、7ー蒸気発生器からの蒸気放出孔、8ー蒸気発生器への供給水入口、9ーコンパクター、10、15ー電気装置、11ー燃料取替チャンネル、12ー制御棒駆動装置、13、14ー小型および大型軸受けプラグ、16、17ー受動的熱除去システムの空気取入口および排出口、18、19ーガス抜きシステムからのガス取入口およびガス排出口、20ーディスプレイプレーサー（displacers）、21ー受動的熱除去システム、22ーガス抜きシステム

(表5.5-1) RBETs-M型原子炉の特性

一 次 回 路		
冷却材		PbBi
原子炉熱出力	MWt	900
電気出力	MWe	340
炉心を通過する冷却材の流れ		ガスリフト、自然循環
炉心を通過する冷却材の速度	kg/s	44,527
炉心を通過して排出されるアルゴンガスの速度	kg/s	2.3
炉心のガス濃度平均値	%	31
炉心入り口および出口における冷却材の温度	Kelvin Kelvin	炉心入り口650 炉心出口792
燃料集合体入口における冷却材圧力	Mpa	0.7 (MPa)
炉心における冷却材速度	m/s	1.2~1.6
一次回路の水力学的抵抗	MPa	0.2
燃料材料		(U _{0.863} + Pu _{0.137})N
燃料ペレットの密度	g/cm ³	13.3
増殖物質		UN (硝酸ウラン)
増殖物質であるペレットの密度	g/cm ³	13.3
被覆材		Steel EP823
被覆材の密度	g/cm ³	7.8
炉心キャンペーンおよび側面シールド(side shield)の期間	実効日 : eff.days	1,800
燃料取替期間	実効日	300
取替燃料比		6
主要機器の寿命	年	40
二 次 回 路		
作業液体 (Working Liquid)		水/蒸気
蒸気発生器数		12
給水温度	K	561
給水流量率/蒸気発生器	kg/s	450
発生蒸気の圧力	MPa	15
発生蒸気の温度	K	762

炉心の主要パラメータ

炉心は、炉心-1、炉心-2、炉心-3で構成している。これらの炉心は、炉心内に放出するエネルギー、冷却材温度およびRBETs-Mの炉心内を通過する冷却材速度を調整するため、燃料要素の直径は炉心-1、炉心-2、炉心-3により異なる。側面遮蔽 (side shield) には、4種類の燃料集合体を使用している。硝酸ウラン・プルトニウム混合燃料の密度は、13.3g/cm³、プルトニウムの含有量は13.7%で、炉心-1、炉心-2および炉心-3に使

用している。エンド・シールドの厚さは100mmで、側面シールド（サイド・シールド）は、密度が13.3g/cm³の硝酸ウラン(低濃縮ウラン)で構成している。成型加工された硝酸ウラン燃料中の酸素および水素の添加量は、重量で0.1%を超えてはならない。成型加工された燃料ペレットの密度は90%以上である。使用する硝酸は¹⁵Nを99.9%含んでおり、これは中性子物理特性が良好で、¹⁴Cの含有量が受入可能で、燃料照射期間中に原子炉の中で発生する。燃料要素の被覆管はフェライト・マルテンサイト鋼EP823（12%CrSi）を成型して作られる。燃料要素中の空間にはヘリウムを充填し、その圧力は1 Mpa以下である。核分裂により発生したガスを貯める高さ500mmのガス・キャビティーは、燃料の低部に設ける予定である。表5.5-2に炉心および燃料関係の主要諸元を示した。

(表5.5-2) 炉心および燃料関係の主要諸元

諸元		炉心1	炉心2	炉心3	サイド・ブランケット
燃料集合体数	本	85	114	54	60
ターンキー燃料の寸法	mm	178			
燃料要素数/燃料集合体		252			120
燃料集合体にある燃料要素のピッチ	mm	10.8			15.3
燃料要素の直径に対する燃料要素の比		1.54	1.44	1.26	1.39
燃料要素の外径	mm	5.7	6.2	7.2	9.7
燃料と被覆材のギャップ	mm	0.15			0.1
被覆管の厚さ	mm	0.5			
被覆管の外径	mm	7.0	7.5	8.6	11
有効炉心の高さ	mm	1,000			
燃料の最高温度	K	1,375	1,333	1,182	782
被覆管の最高温度	K	881	888	838	708

ガスリフトシステム (gas lift system)

このシステムは、炉心にある鉛ビスマスにアルゴンを供給するために設計された。炉心および側面シールド (side shield) 中で、一次回路にある冷却材と同様の容積ガス濃度分布をつくる必要がある。ガスリフトは、原子炉の中性子バランスに負の変化を与えることはなく、正のボイド反応度効果の問題を解決でき、ポンプ無しに冷却材の流れを確立することに貢献する。さらに、ガスリフトシステムは必要なガス成分(酸素、水素等)を直接冷却材に供給するのに使用することができる。

循環ポンプを使用できないことが決まった時、特に主循環ポンプを使用できない場合

に有効である。さらに、この方法により、一次回路の水力学的抵抗が減少し、冷却材の自然循環を増加する。

RBETs-M型原子炉の反応度効果

現在のところ、RBETs-Mの導入初期に、幾種類かあるRBETs-M計画の中で最も運転の実現可能性があるケースを選択した。燃料は、電気出力90万kWのPWR型炉から取り出した使用済燃料（燃焼度は最高33MWdays/kgまで）を再処理し、10年間冷却後に、RBETs-M炉内に2年間置いて照射する。RBETs-M内での燃料キャンペーン中に、燃料要素の挙動解析を通常の照射モードで行う。この燃料要素を原子炉に装荷して運転できる可能性を調べるため、燃料と被覆管のギャップを測定する。この燃料キャンペーンは6回実施し、各期間の照射期間は300日相当で、燃料再装荷に要する原子炉停止期間は60日である。なお、燃料キャンペーン、使用する燃料集合体の炉内における配置は変更しない。

RBETs-M型原子炉の経済性評価

液体金属冷却炉RBETs-Mを建設した場合の建設単価の経済評価は、金属の消費量と蒸気発生器について、ある程度の余裕をもって実施した。原子力発電所の総建設費の中で蒸気発生器の占める割合は25%を採用した。RBETs-M型原子力発電所の建設単価は、VVER-1000型原子力発電所の建設単価の1.05～1.1倍と予想している。