



**БЕЛОЯРСКАЯ  
АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ**

Общий вид БАЭС (слева – энергоблок № 1, 2; справа – энергоблок № 3)





## Белоярская атомная электростанция

Первая в мире атомная электростанция была введена в эксплуатацию в Советском Союзе в 1954 г. и имела электрическую мощность 5 МВт. С тех пор в СССР построен ряд крупных атомных электростанций и создана прочная производственная база для дальнейшего развития атомной энергетики.

Установленная мощность атомных электростанций СССР к концу 1980 г. составила 12,7 млн. кВт, произведено электроэнергии на них в 1980 г. 72,9 млрд. кВт·ч (5,6 % от общей выработки по СССР).

На атомных электростанциях СССР в основном применяются два типа реакторов на тепловых нейтронах: канальные водографитовые (РБМК) и корпусные водо-водяные (ВВЭР). К концу 1980 г. в эксплуатации находилось семь реакторов РБМК единичной мощностью по 1000 МВт: три на Ленинградской и по два на Курской и Чернобыльской АЭС.

Осуществляется строительство Игналинской АЭС с реакторами РБМК единичной мощностью 1500 МВт.

Серийные реакторы типа ВВЭР имеют единичную мощность 440 и 1000 МВт. Первый реактор ВВЭР мощностью 1000 МВт введен в эксплуатацию на Нововоронежской АЭС в 1980 г.

При разработке реакторов РБМК-1000, а также перспективных реакторов РБМК-1500 и РБМКП-2400 широко использован опыт эксплуатации водографитовых реакторов типа АМБ-100 и АМБ-200, установленных на Белоярской АЭС имени И. В. Курчатова.

Новым этапом в развитии атомной

энергетики является освоение реакторов на быстрых нейтронах, позволяющих использовать не только уран-235, но значительно более распространенный в природе уран-238. Такой реактор позволяет не только вырабатывать электроэнергию, но и одновременно получать новое ядерное топливо – плутоний-239.

В СССР накоплен значительный опыт эксплуатации экспериментальных быстрых реакторов (БР-1, БР-5, БОР-60 и др.) и крупного опытно-промышленного быстрого реактора БН-350 на Шевченковской АЭС. Важным достижением в развитии атомной энергетики СССР является ввод в действие третьего энергоблока Белоярской АЭС с реактором БН-600. Освоение этого реактора позволит определить оптимальную конструкцию и отработать режимы перспективных реакторов на быстрых нейтронах большой единичной мощности.

Создание мощных ядерных энергетических реакторов на быстрых нейтронах является генеральной линией перспективного развития ядерной энергетики СССР.

**Ордена Трудового Красного Знамени Белоярская АЭС имени И. В. Курчатова (БАЭС)** установленной электрической мощностью 900 МВт – первенец большой атомной энергетики СССР.

Электростанция расположена на Урале, вблизи г. Свердловска, вырабатываемая ею электроэнергия поступает в энергетическую систему «Свердловэнерго».

На БАЭС сооружены три энергоблока: два с реакторами на тепловых нейтронах (первая очередь) и один – с реактором на быстрых нейтронах (вторая очередь). Строительство электростанции было начато в 1958 г.

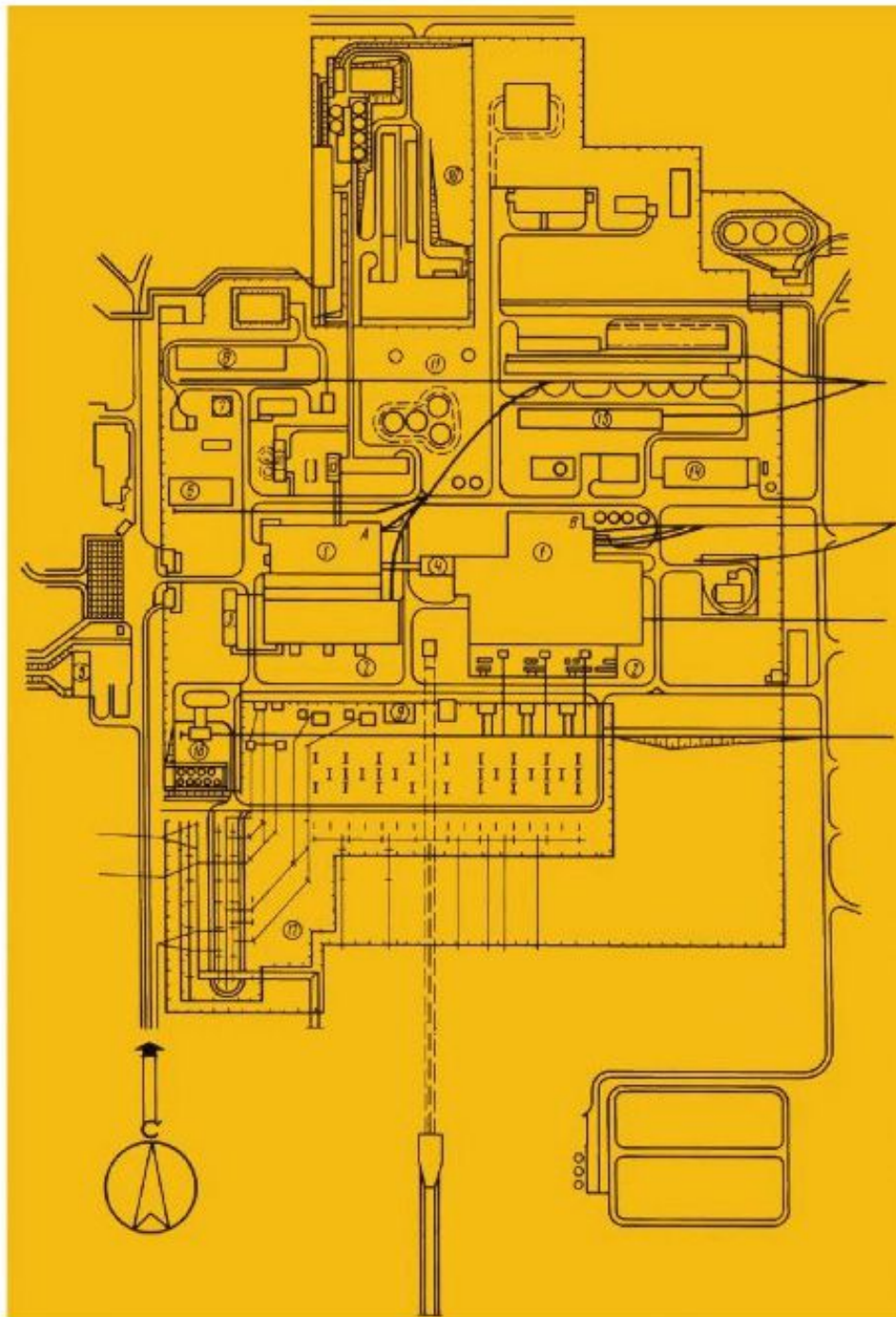
26 апреля 1964 г. введен в эксплуатацию первый энергоблок мощностью 100 МВт.

В 1967 г. введен второй энергоблок мощностью 200 МВт.

В 1969 г. первая очередь БАЭС достигла проектной мощности 300 МВт и проектных технико-экономических показателей.

Строительство третьего энергоблока (вторая очередь) начато в 1968 г. Пуск энергоблока осуществлен в апреле 1980 г.

Имея на одной площадке различные по типу и мощности ядерные энергетические установки, Белоярская АЭС является, по-существу, полигоном для испытания в крупном промышленном масштабе разных типов энергетических реакторов, большой промышленной лабораторией атомной энергетики СССР.



**Схема основных сооружений электростанции:**

- А – первая очередь; В – вторая очередь  
1 – главный корпус; 2 – открытая установка трансформаторно-бытовой корпус; 3 – служебный корпус; 4 – лабораторная станция; 5 – береговая насосная станция; 6 – химводоочистка; 7 – азотно-кислородная станция; 8 – объединенно-вспомогательный корпус; 9 – главный щит управления; 10 – хранилище жидких и сухих отходов; 11 – резервуары очищенных вод спецводоочистки; 12 – здание газгольдеров аварийного сброса; 13 – спецводоочистка; 14 – дизель-генераторная станция; 15 – склад свежего топлива; 16 – трансформаторно-масляное хозяйство; 17 – открытое распределительное устройство



## Основные технические данные оборудования БАЭС

### РЕАКТОРЫ

Тип	АМБ-100 канальный водографитовый на тепловых нейтронах	АМБ-200	БН-600 корпусный жидкометаллический на быстрых нейтронах
Тепловая мощность, МВт	286	530	1470
Электрическая мощность, МВт	100	200	600
Теплоноситель	вода – пар	вода – пар	натрий/натрий/вода – пар
Размер активной зоны (диаметр × высота), м	7,2 × 6,0	7,2 × 6,0	2,06 × 0,75
Расход теплоносителя по 1 контуру, т/ч	2400	3200	25000
Количество тепловыделяющих сборок (ТВС)	998	998	371
Количество рабочих органов системы управления и защиты (СУЗ)	100	100	27
Масса топлива в активной зоне, т	40	40	8,5
Среднее обогащение урана в тепловыделяющих сборках, %	2,6 ... 2,8 (испарительные ТВС) 5,7 (перегревательные ТВС)		21 (зоны малого обогащения) 33 (зоны большого обогащения)
Выгорание топлива	16,8 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{тГ}}$ (испарительные ТВС) 22,0 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{тГ}}$ (перегревательные ТВС)		до 10 %
Коэффициент полезного действия, %	36,0	37,4	41,0
Количество и мощность турбоагрегатов, шт. × МВт	1 × 100	2 × 100	3 × 200
Коэффициент воспроизводства топлива	–	–	1,3

### ТУРБИНЫ

Тип	К-100-90	К-100-90	К-200-130
Изготовитель	Производственное объединение турбостроения „Ленинградский металлический завод“		
Номинальная мощность, МВт	100	100	200
Номинальный расход пара, т/ч	400	400	640
Давление пара, МПа	9,0	9,0	13,2
Температура пара, °С	500	500	500/500
Частота вращения роторов, об/мин	3000	3000	3000

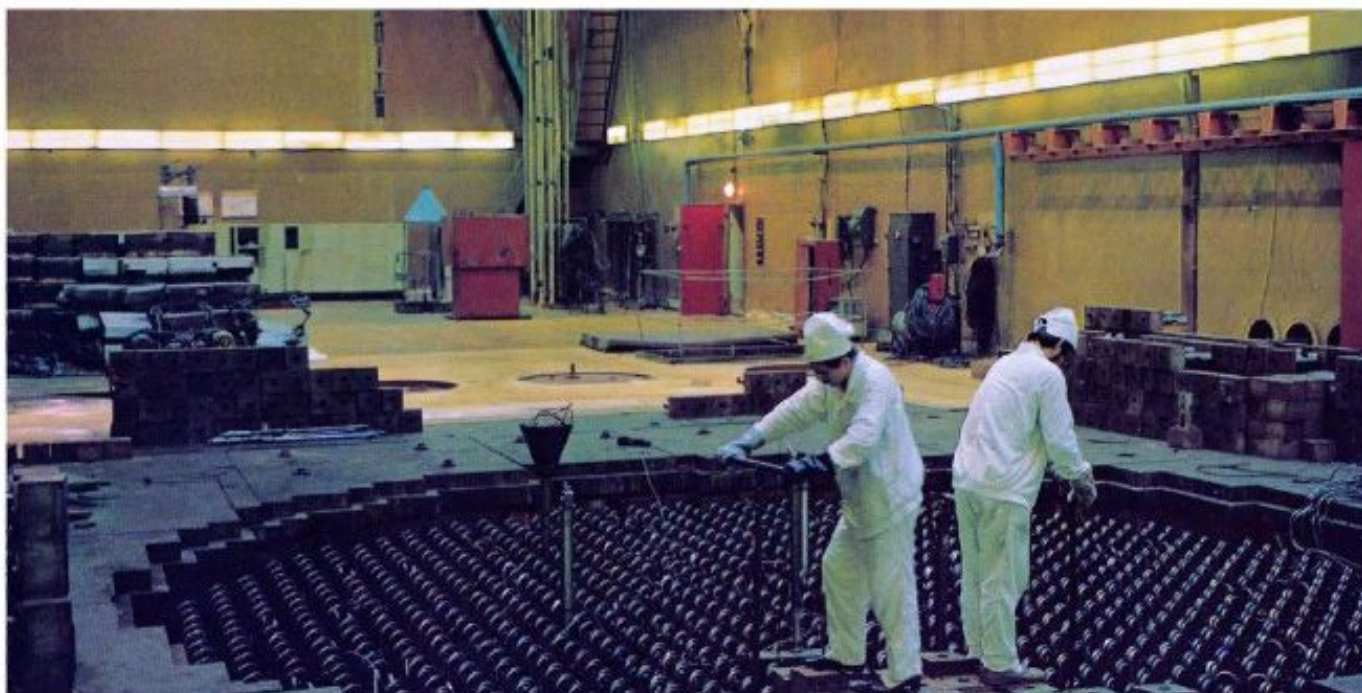
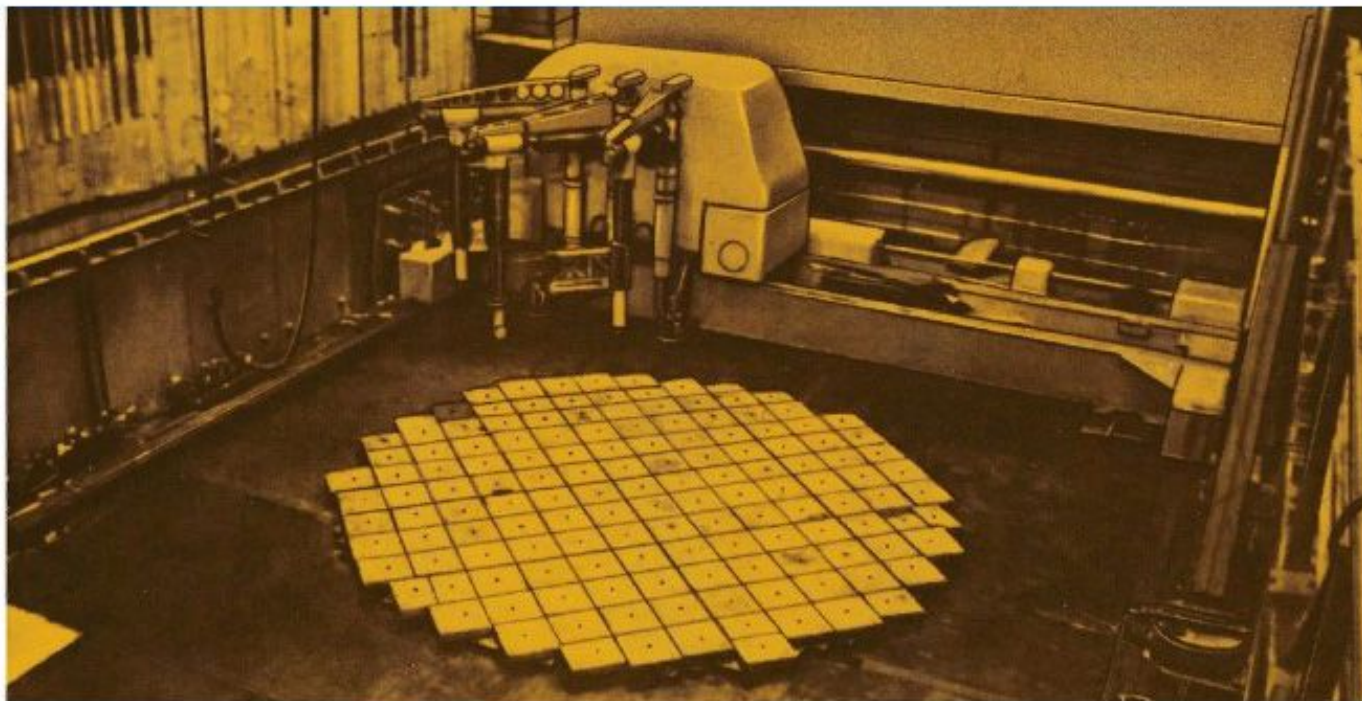
### ГЕНЕРАТОРЫ

Тип	ТВФ-100-2	ТВФ-100-2	ТГВ-200М
Изготовитель	Ленинградское электромашиностроительное объединение „Электросила“		Харьковский завод „Электротяжмаш“
Мощность, МВт	100	100	200
Напряжение на выводах, кВ	10,5	10,5	15,75
Возбуждение	машинное		тиристорное
Охлаждение	водородное		обмоток ротора – водородное, обмоток статора – водяное

Энергоблок № 2 включает в себя реактор, два турбоагрегата и два повышающих трансформатора. Тепловая схема блока – одноконтурная: пар, выработанный в испарительных каналах, после сепарации поступает в перегревательные каналы, а затем – в турбины.

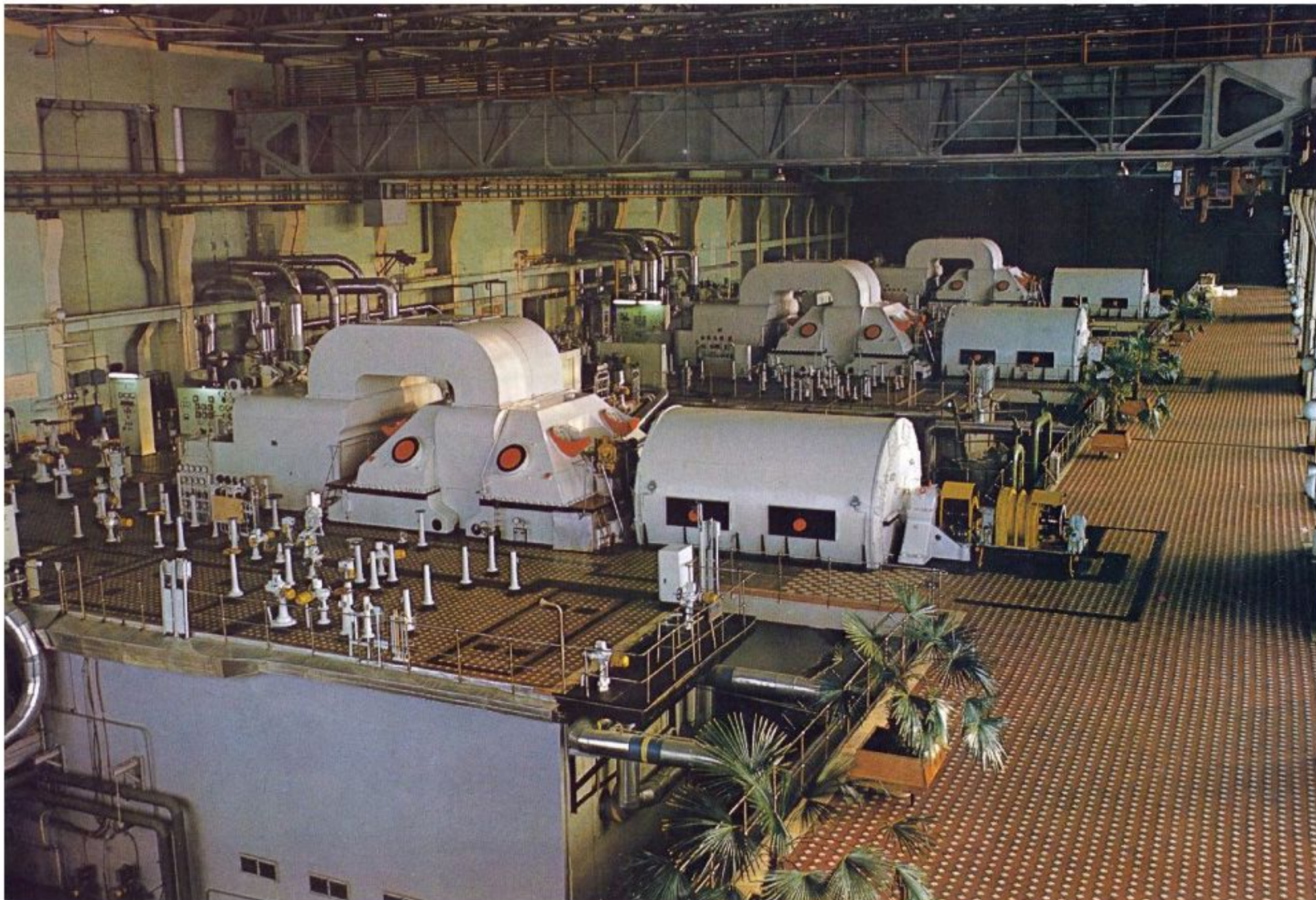
Наличие одноконтурной схемы обусловило необходимость применения системы очистки всего конденсата турбин на ионообменных фильтрах и более совершенной сепарации пара в сепараторах.

Все элементы контура многократной принудительной циркуляции по испарительным каналам выполнены из аустенитной стали; паропроводы, конденсаторопроводы и трубопроводы питательной воды – из углеродистой или низколегированной стали; трубы конденсатора – из мельхиора; металлоконструкции реактора – из углеродистой стали.



**Центральный зал  
Работы на реакторе**





Машинный зал первой очереди



## ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКИЕ СООРУЖЕНИЯ.

Выдача электрической мощности в энергосистему осуществляется на напряжениях 110 и 220 кВ через трансформаторы мощностью 125 МВ·А от генераторов № 1 и № 2 и через автотрансформаторы мощностью 240 МВ·А от генератора № 3.

Собственные нужды обеспечиваются на напряжение 6,3 кВ от трансформаторов мощностью 10 и 15 МВ·А и на напряжение 380 В от трансформаторов мощностью 750 кВ·А.

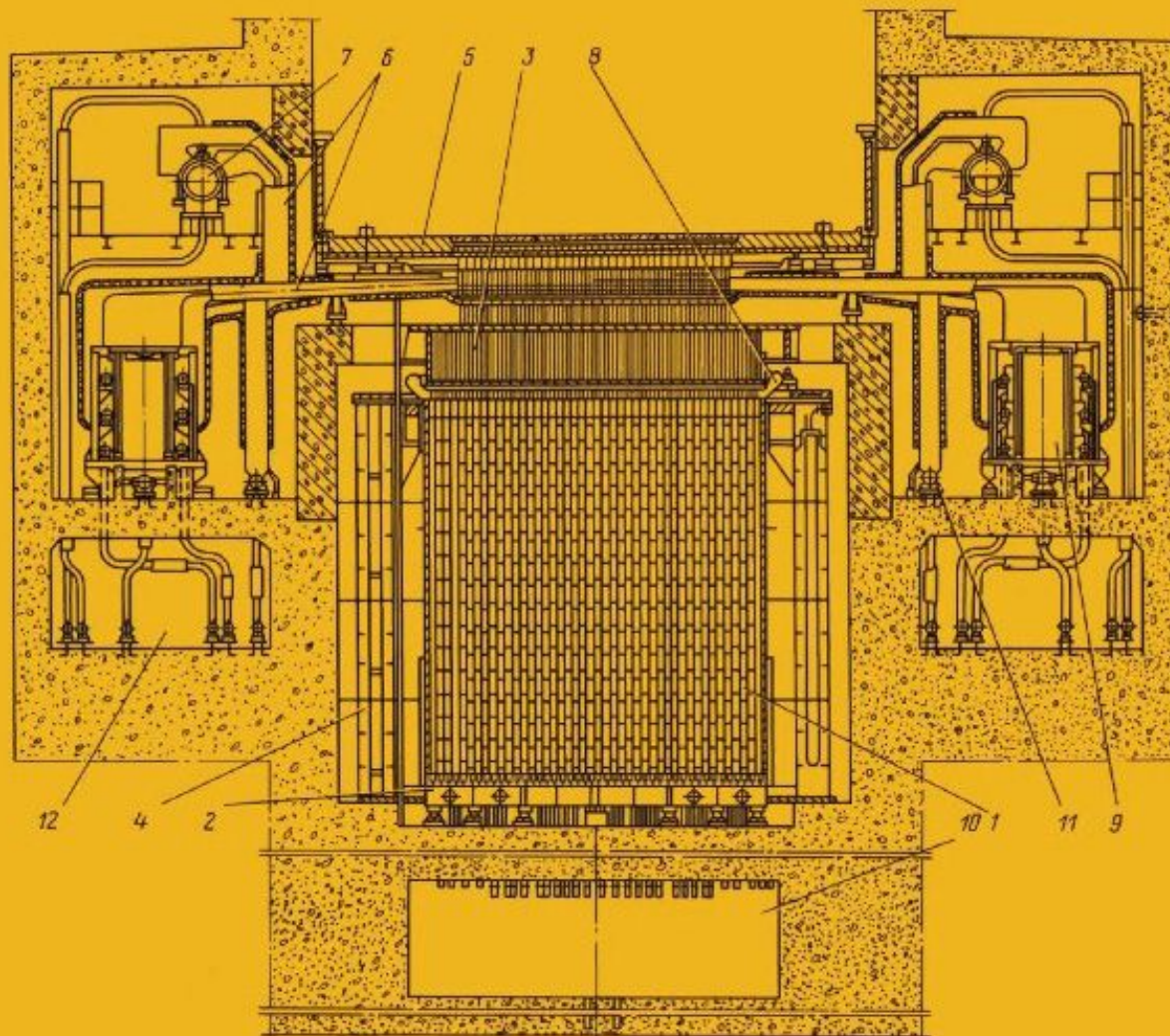
Для обеспечения питания особо важных технологических устройств предусмотрена система надежного питания от аккумуляторных батарей и дизель-генераторов.

## Ядерные реакторы

Особенностью ядерных реакторов I очереди БАЭС является осуществление в них впервые в мировой практике ядерного перегрева пара, что позволило использовать серийные турбоагрегаты, повысить технико-экономические показатели, уменьшить сброс тепла в окружающую среду.

Реакторы энергоблоков № 1 и 2 конструктивно одинаковы.

Реактор состоит из графитовой кладки (диаметр 9,6 м, высота 9 м), с установленными в ней теплоделяющими сборками канального типа (технологическими каналами – ТК) и каналами системы управления и защиты, системы подвода и отвода теплоносителя, металлоконструкций и биологической защиты.



Поперечный разрез канального водографитового реактора типа АМБ:

1 – графитовая кладка; 2 – нижняя плита; 3 – верхняя плита; 4 – радиационная защита; 5 – верхнее перекрытие; 6 – трубопроводы; 7 – сепараторы пара; 8 – компенсатор; 9 – коридор обслуживания арматуры; 10 – помещение приводов рабочих органов СУЗ; 11 – коллекторы перегретого пара; 12 – помещение трубопроводов



Реактор размещен в бетонной шахте размером 15,0 × 15,0 м.

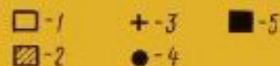
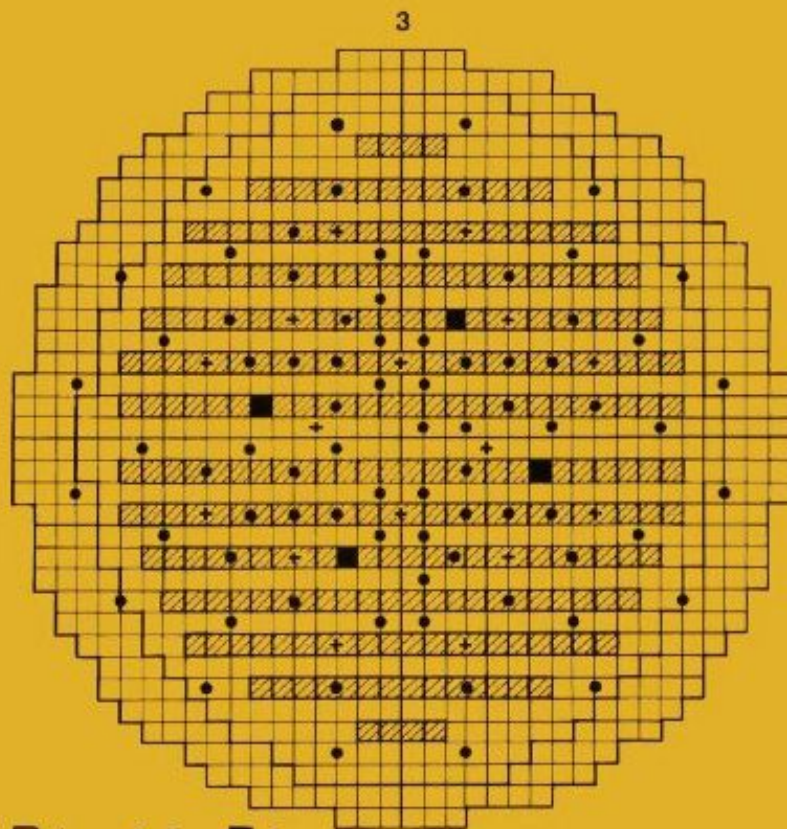
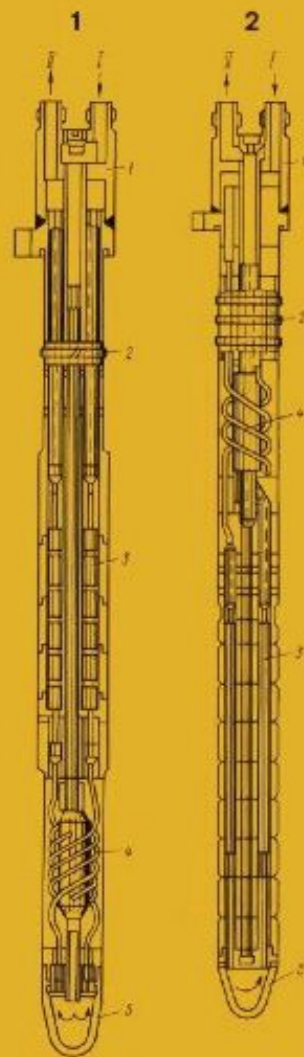
Кладка реактора набрана из графитовых блондов размером 200×200×600 мм и заключена в герметичный объем, образованный элементами металлоконструкций и заполненный азотом для предупреждения выгорания графита.

Технологические каналы представляют собой сварную трубную конструкцию, включающую в себя тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы), систему труб, обеспечивающую подвод и отвод теплоносителя, и конструктивные элементы.

Технологические каналы делятся на испарительные и перегревательные. В испарительных каналах вода поступает в нижнюю камеру, откуда раздается по пяти (или шести) подъемным ТВЭЛам. В перегревательных каналах пар проходит параллельно через три опускных, а затем через два (три) подъемных ТВЭЛ.

Основой ТВЭЛ является центральная трубка, которая в пределах 6-метровой активной зоны окружена топливной композицией, состоящей из двуоксида урана или сплава уран-молибден в матрице из теплопроводного материала и заключенной в герметичную наружную оболочку.

Применение трубчатых ТВЭЛов с односторонним внутренним охлаждением является принципиальной особенностью реакторов типа АМБ, исключающей попадание осколочной активности в контур теплоносителя даже при повреждении ТВЭЛ.



**1**  
Испарительный канал:

I - вход; II - выход  
1 - головка; 2 - уплотнительные кольца; 3 - ТВЭЛ; 4 - компенсатор температурных расширений; 5 - хвостовик

**2**  
Перегревательный канал:

I - вход; II - выход  
1 - головка; 2 - уплотнительные кольца; 3 - ТВЭЛ; 4 - компенсатор температурных расширений; 5 - хвостовик

**3**  
Схема расположения каналов реактора АМБ-200:

1 - каналы испарительные; 2 - каналы перегревательные; 3 - каналы стержневой аварийной защиты; 4 - каналы компенсирующих стержней; 5 - каналы стержневой автоматического регулирования



**СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ (СУЗ)** реактора включает подсистемы: контроля мощности, аварийной защиты, автоматического и ручного регулирования мощности.

Системы технологического контроля реактора обеспечивают контроль: параметров реактора, расхода теплоносителя, распределения энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны, герметичности наружных оболочек твэлов, герметичности пароводяных трактов технологических каналов.

### **Управление и контроль**

Управление и контроль технологических процессов осуществляется с блочных щитов управления.

Реакторы и их технологические контуры оборудованы необходимыми контрольными приборами и средствами автоматики.



**Главный щит управления**  
**Блочный щит управления**



**СПЕЦВОДОЧИСТКА**, расположенная в отдельном здании, предназначена для переработки всех радиоактивных вод АЭС способом дистилляции и вывода радиоактивности из цикла. Переработке подвергается вода продувочная, контурная, обмывочная „грязной“ зоны, дезактивационная энергоблоков и регенерационная конденсатоочистки, а также вода спецпрачечной. Дистиллят используется для подпитки энергоблоков на 99 %, то есть практически вся вода электростанции находится в замкнутом цикле.

**ГАЗОВОЕ ХОЗЯЙСТВО** включает в себя газгольдеры локализации аварий и азотнокислородную станцию. Азот, необходимый для заполнения реакторного пространства, получается на воздухоразделительных установках.

Воздухообмен в помещениях АЭС осуществляется приточными и вытяжными вентиляционными системами.



- 1 Выпарные аппараты спецводоочистки
- 2 Щит управления спецводоочистки
- 3 Газгольдеры локализации аварий

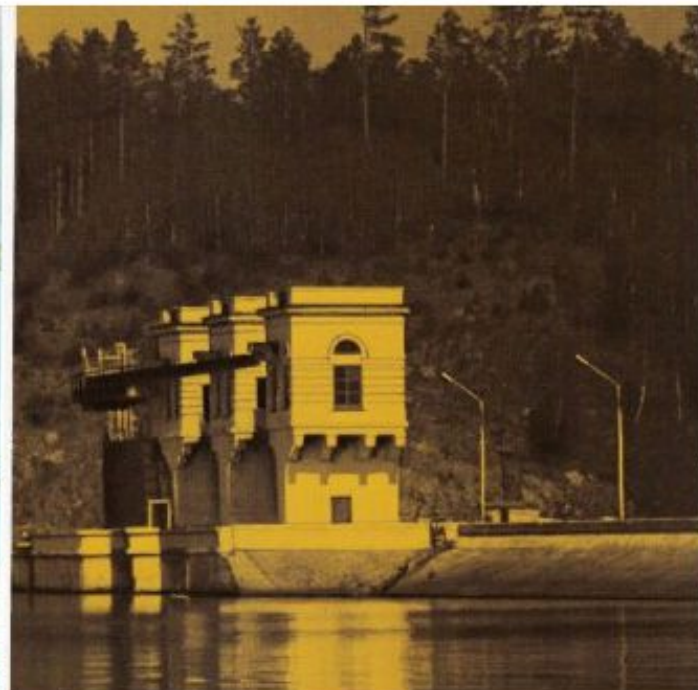
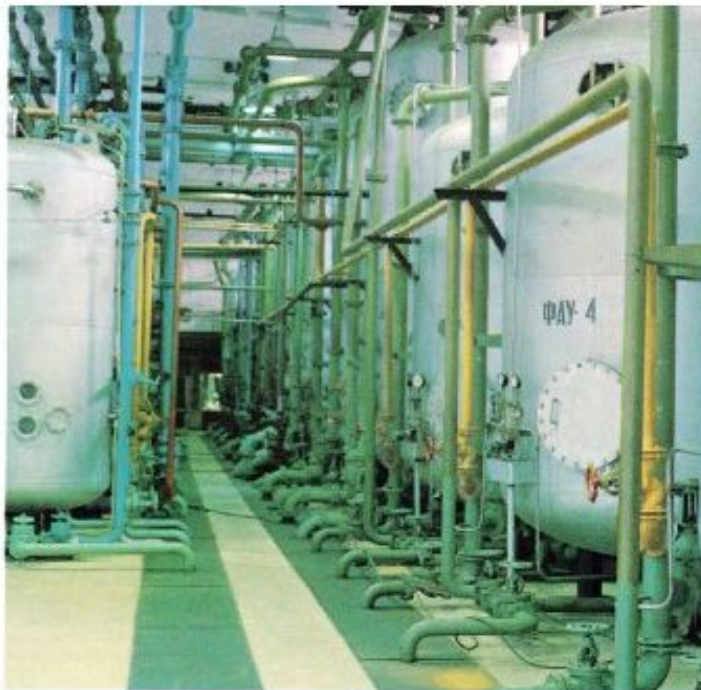


**СЛУЖЕБНЫЙ КОРПУС** – четырехэтажное здание, в котором размещаются административные помещения и службы.

**ХИМВОДОЧИСТКА** расположена в отдельно стоящем здании. Она предназначена для получения обессоленной воды способом ионообменной очистки воды из водохранилища. Обессоленная вода используется для подпитки контуров АЭС.

**ОБЪЕКТЫ ТЕХНИЧЕСКОГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ** предназначены для обеспечения электростанции технической водой, которая используется для охлаждения конденсаторов турбин, теплообменников промежуточного контура системы управления и защиты, холодильников спецводоочистки, маслоохладителей турбин и питательных насосов и т.п.

Вода из водохранилища, образованного земляной плотиной на р. Пышме, подводится к береговой насосной станции по открытому каналу длиной 100 м. Отвод воды осуществляется в водохранилище также по открытому каналу.



1  
2

3



- 1 Фильтровальный зал химводоочистки
- 2 Общий вид химводоочистки
- 3 Плотина гидроузла







## Сооружения второй очереди БАЗС

Основное оборудование энергоблока № 3 расположено в отдельном здании (длина 156 м, ширина 117 м), состоящем из отделений: реакторного, вспомогательных устройств, парогенераторно-деаэрационного, машинного, вентиляционных устройств.

Строительные конструкции реакторного отделения выполнены из монолитного железобетона, остальные – из сборного железобетона. Расположение турбоагрегатов – поперечное с шагом 36 м, пролет машинного зала 45 м.

Часть вспомогательных объектов I очереди после незначительной реконструкции используется и для II очереди (береговая насосная станция, химводоочистка, спецводоочистка, хранилище сухих и жидких отходов, азотно-кислородная станция, склад свежего топлива).

Использование натриевого теплоносителя на энергоблоке № 3 обусловило необходимость применения специфических систем, таких как: электрообогрева оборудования и трубопроводов, очистки натрия, обнаружения протечек натрия, пожаротушения натрия, локализации продуктов взаимодействия натрия с водой при аварийных течах, отмывки оборудования от натрия, инертного защитного газа.

Выдача электрической мощности осуществляется через три блочных повышающих трансформатора и ОРУ на напряжении 220 кВ.

Поперечный разрез главного корпуса второй очереди:

1 – реактор; 2 – центральный зал; 3 – парогенераторы; 4 – машинный зал; 5 – блочный щит управления; 6 – бассейн выдержки; 7 – помещение вентиляционных установок; 8 – насосы второго монтажа





## Ядерный реактор на быстрых нейтронах и его системы

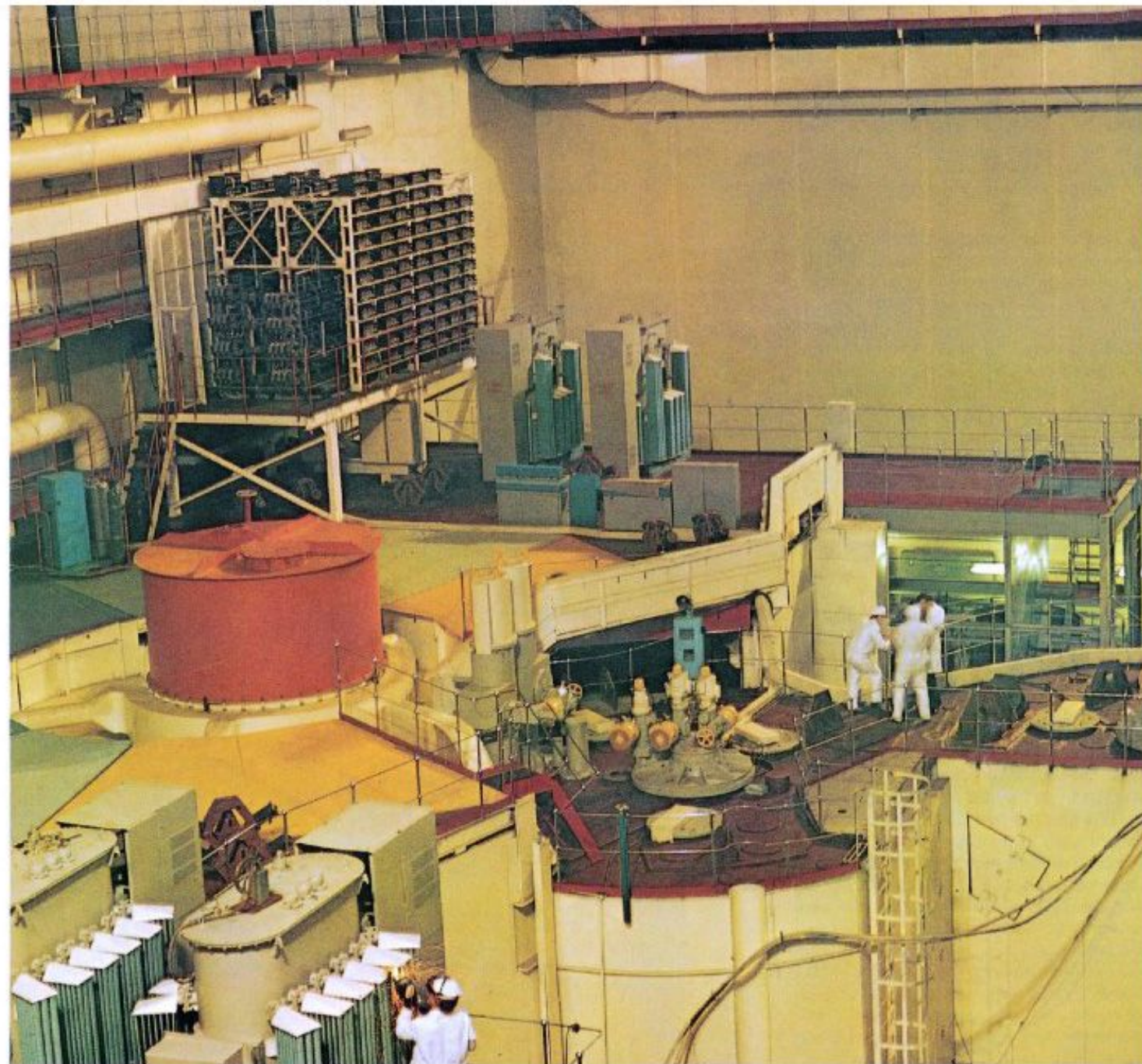
Реактор БН-600 является прототипом будущих мощных серийных реакторов на быстрых нейтронах. При его проектировании учтен опыт разработки и эксплуатации реактора на быстрых нейтронах БН-350 и других быстрых реакторов.

Реактор БН-600 выполнен с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (насосы, теплообменники) размещены в корпусе реактора. Такая компоновка при сооружении крупной АЭС применена в СССР впервые.

Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим дном и конической верхней крышкой, выполненной с горловинами для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборов (ТВС).

Цилиндрическая часть корпуса соединена с дном путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора и образующий системой радиальных ребер три сливные камеры.

На опорном поясе смонтировано все внутрикорпусное оборудование: напорная камера с ТВС активной зоны, зоны воспроизводства и внутреннего хранилища, первичная радиационная защита, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы первого контура.



Центральный зал энергоблока № 3



Нагрузка от массы реактора через опорное кольцо передается на катковые опоры, которые опираются на фундаментную плиту.

Реактор размещен в бетонной шахте диаметром 15 м.

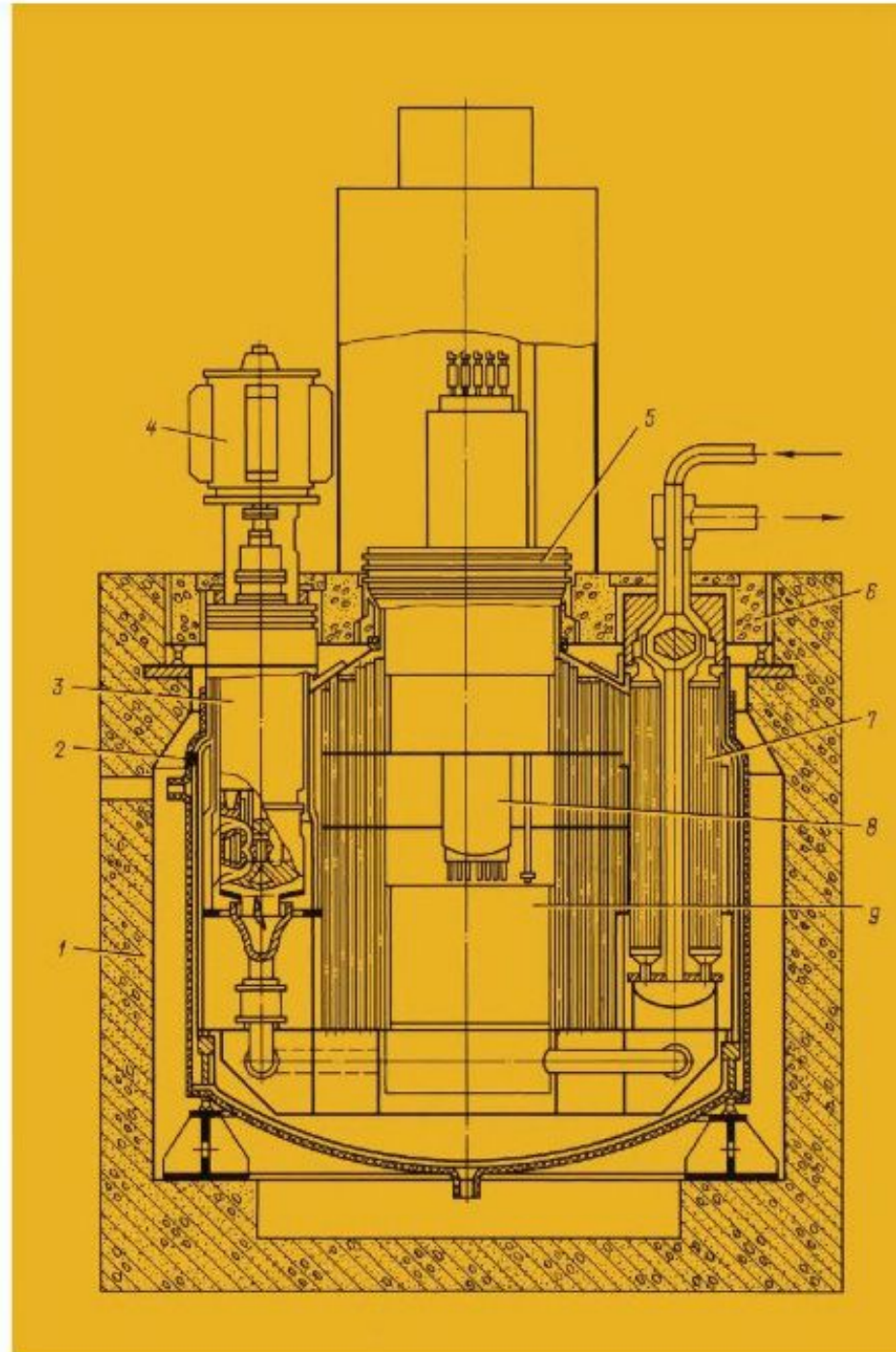
Конструкционный материал реактора – нержавеющая сталь марки Х18Н9.

В центре верхней части реактора смонтированы поворотная пробка, состоящая из большой и малой поворотных пробок, эксцентричных друг другу, и колонны СУЗ, несущей исполнительные механизмы систем: управления и защиты, перегрузки ТВС, контроля активной зоны.

Для компенсации температурных удлинений насосов I контура и промежуточных теплообменников относительно корпуса реактора использованы сильфонные компенсаторы, расположенные на горловинах корпуса реактора.

Корпус реактора заключен в страховочный кожух, исключающий вытекание натрия из реактора даже при разрывах корпуса.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа с размерами „под ключ“ 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из твэлов, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. В хвостовике ТВС и напорном коллекторе выполнены дроссельные устройства, обеспечивающие требуемое распределение теплоносителя через ТВС. Твэлы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС.



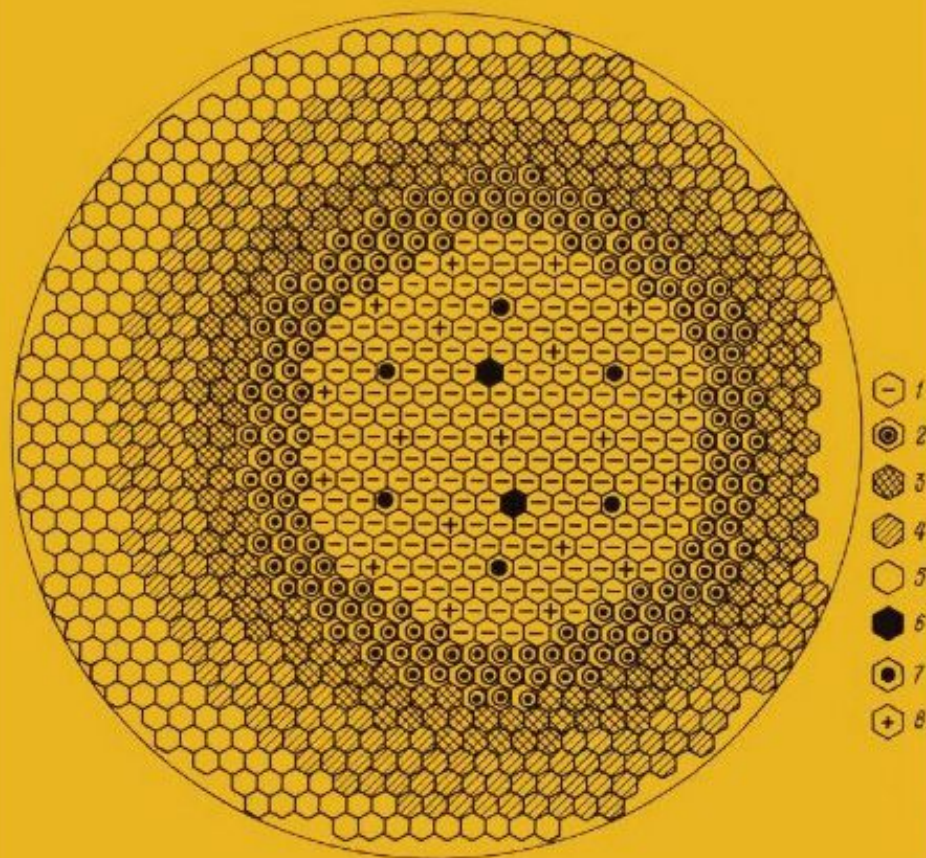
Твэлы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана или смеси окиси урана и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси „отвального“ урана. Твэлы зоны воспроизводства заполнены брикетами от „отвального“ урана.

Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

#### Разрез реактора БН-600:

1 – шахта; 2 – корпус; 3 – главный циркуляционный насос первого контура; 4 – электродвигатель насоса; 5 – поворотная пробка; 6 – радиационная защита; 7 – теплообменник „натрий-натрий“; 8 – колонна СУЗ; 9 – активная зона и зона воспроизводства





Картограмма загрузки реактора БН-600:

1 - ТВС активной зоны с малым обогащением урана-235; 2 - ТВС активной зоны с большим обогащением урана-235; 3 - ТВС внутренней зоны воспроизводства; 4 - ТВС внешней зоны воспроизводства; 5 - хранилище ТВС; 6 - стержни автоматического регулирования; 7 - стержни аварийной защиты; 8 - компенсирующие стержни

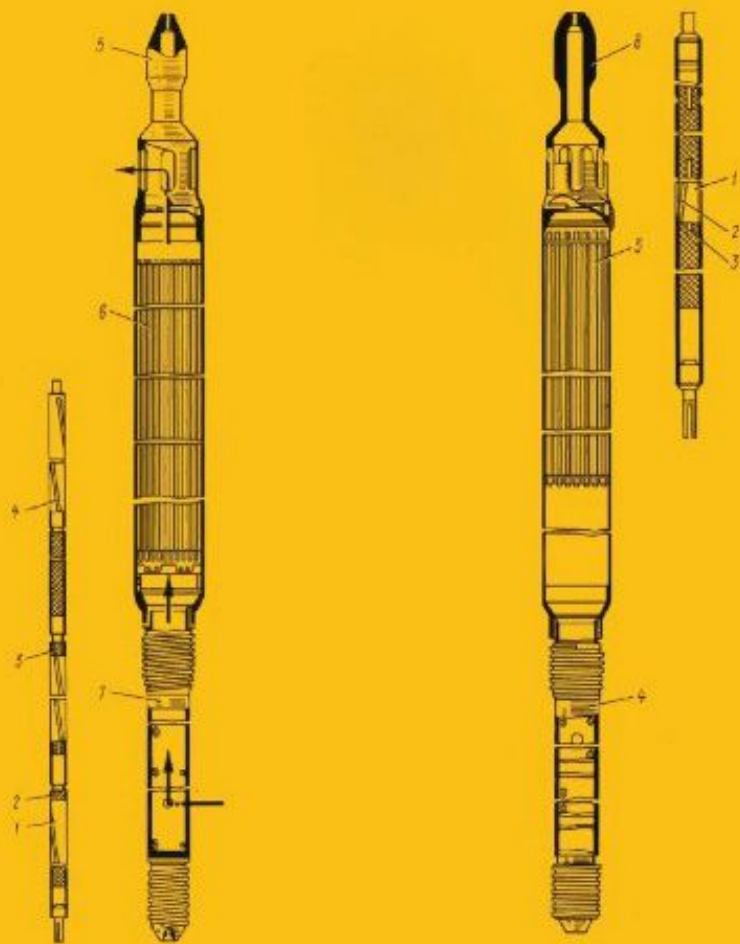
## Основные характеристики реактора

Размеры корпуса реактора, м:		
диаметр		12,8
высота		12,6
Общая масса реактора, заполненного натрием, т		4400
Объем натрия, м <sup>3</sup> :		
в I контуре		820
во II контуре		960
Размеры активной зоны (диаметр × высота), м		2,06 × 0,75
Количество ТВС активной зоны		371
Количество твзлов в ТВС активной зоны		127
Наружный диаметр твзла активной зоны, мм		6,9
Количество ТВС зоны воспроизводства		380
Количество твзлов в ТВС зоны воспроизводства		37
Наружный диаметр твзла зоны воспроизводства, мм		14,2
Температура натрия I контура, °C:		
на входе в активную зону		380
на выходе из активной зоны		550
Температура натрия II контура, °C:		
на входе в теплообменник		320
на выходе из теплообменника		520
Максимальный нейтронный поток в активной зоне, Н/см <sup>2</sup> ·с		1 × 10 <sup>16</sup>
Коэффициент воспроизводства топлива		1,3
Время между перегрузками, сут.		150

## Основные характеристики парогенератора

Паропроизводительность, т/ч		640
Расход натрия, т/ч		7300
Температура натрия, °C:		
на входе в парогенератор		520
на выходе из парогенератора		320
Температура перегретого пара, °C		505
Давление, МПа:		
натрия второго контура		0,85
перегретого пара		14,2





ТВЭЛ и ТВЭЛы активной зоны:

1 - оболочка твэла; 2 - блячки „отвального“ урана; 3 - втулки „обогащенного урана“; 4 - дистанционирующая проволока; 5 - головка ТВЭЛ; 6 - сборка твэлов; 7 - хвостовик ТВЭЛ

ТВЭЛ и ТВЭЛы зоны воспроизводства:

1 - оболочка твэла; 2 - ребро; 3 - блячки и втулки „отвального“ урана; 4 - хвостовик ТВЭЛ; 5 - сборка твэлов; 6 - головка ТВЭЛ

### СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

реактора обеспечивает: измерение уровня и скорости изменения нейтронной мощности во всех диапазонах работы реактора; автоматический и дистанционный контролируемый вывод реактора на заданный уровень мощности и устойчивое автоматическое поддержание мощности на заданном уровне; автоматическое надежное гашение цепной реакции при возникновении аварийного состояния в реакторе или других системах; компенсацию изменения реактивности реактора; автоматическое поддержание выходной температуры теплоносителя первого контура путем изменения мощности реактора.

СУЗ включает в себя 27 органов управления реактивностью, в том числе: 19 стержней компенсации изменения реактивности, 2 стержня автоматического регулирования, 6 стержней автоматической защиты.

Система перегрузки топлива обеспечивает: загрузку свежих ТВС и элементов СУЗ в реактор; выгрузку ТВС и элементов СУЗ из реактора; перестановку и разворот ТВС в реакторе.

Комплекс механизмов и устройств системы перегрузки топлива включает в себя: поворотную пробку; механизмы перегрузки; систему наведения; элеваторы транспортировки сборок и каналов СУЗ; барабан свежих и барабан отработавших сборок; устройства управления комплексом механизмов перегрузки.

Система очистки натрия предназначена для очистки натрия от растворимых и нерастворимых примесей и индикации содержания этих примесей. Очистка осуществляется с применением холодных фильтров-ловушек.

### СИСТЕМА ПОЖАРОТУШЕНИЯ НАТРИЯ

Помещения, где возможно истечение и возгорание натрия, оборудованы системой, предусматривающей следующие способы тушения натрия: порошковым составом; в специальных поддонах с гидрозатворами; слив в аварийные емкости и самотушение натрия в них; самотушение в относительно герметичных помещениях без подачи азота; подачей азота в помещении с натриевым оборудованием.

**ПЕРВЫЙ КОНТУР** включает в себя три параллельные петли, каждая из которых состоит из циркуляционного насоса и двух променуточных теплообменников.

Натрий от насосов поступает в напорную камеру реактора, откуда через систему напорных коллекторов распределяется по ТВС активной зоны и зоны воспроизводства, а также подается на охлаждение корпуса реактора, внутреннего хранилища и первичной радиационной защиты. Нагретый до 550 °С в активной зоне реактора натрий поступает через кольцевой зазор радиационной защиты в промежуточные теплообменники каждой петли, где подогревает натрий второго контура до 520 °С и, охладившись, возвращается на вход насосов.

Главный циркуляционный насос первого контура – центробежный, погружного типа, с нижним гидростатическим подшипником, работающим в натрии, и с регулированием числа оборотов вала электродвигателем; рабочее колесо – двухстороннего всасывания.

Для производства ремонта насоса конструкция предусматривает возможность извлечения его съемной части из бани и замены.





Помещение приемки натрия



Цистерна для перевозки натрия

Натриевые затворы





**ВТОРОЙ КОНТУР** включает в себя также три параллельные петли. Главным циркуляционным насосом второго контура каждой петли натрий подается в промежуточный теплообменник, где нагревается за счет тепла первого контура до 520 °С и направляется в парогенератор, в котором генерирует и перегревает пар третьего контура.

Для поддержания натрия в расплавленном состоянии при остановке блока предусмотрена разветвленная система электрообогрева всех трубопроводов и оборудования второго контура с устройствами контроля и автоматического регулирования температуры.

Главный циркуляционный насос второго контура – центробежный, вертикальный, с нижним гидростатическим подшипником. Рабочее колесо – одно-стороннего всасывания.

Парогенератор типа ПГН-200М – прямоточный, высокого давления, секционный, модульный. Состоит из 8 секций, каждая секция включает в себя 3 модуля (модуль – вертикальный кожухотрубный теплообменник с прямыми трубами): испарительный, перегревательный основной, перегревательный промежуточного перегрева.

Натрий из раздающего коллектора подается в модули перегревательный основной и перегревательный промежуточного перегрева, далее через сливные патрубки в сборную камеру испарительного модуля и в собственно испарительный модуль, затем через сборный коллектор – в буферную емкость II контура.

Натрий движется в межтрубном пространстве модулей парогенератора, движение в модулях основного и



Главные циркуляционные насосы II контура



промежуточного перегрева – снизу вверх, в испарительном – сверху вниз.

Вода и пар третьего контура движутся в направлении, противоположном движению натрия. Такое движение натрия и воды обеспечивает образование естественной циркуляции в контурах при аварийных режимах, связанных с исчезновением электропитания на шинах собственных нужд.

Предусмотрен комплекс систем, обеспечивающих предотвращение развития аварийной ситуации при попадании воды в натрий в случае разгерметизации теплопередающих поверхностей парогенератора; при этом неисправная секция парогенератора отсекается быстродействующей арматурой, а продукты взаимодействия воды с натрием сбрасываются в специальные емкости.

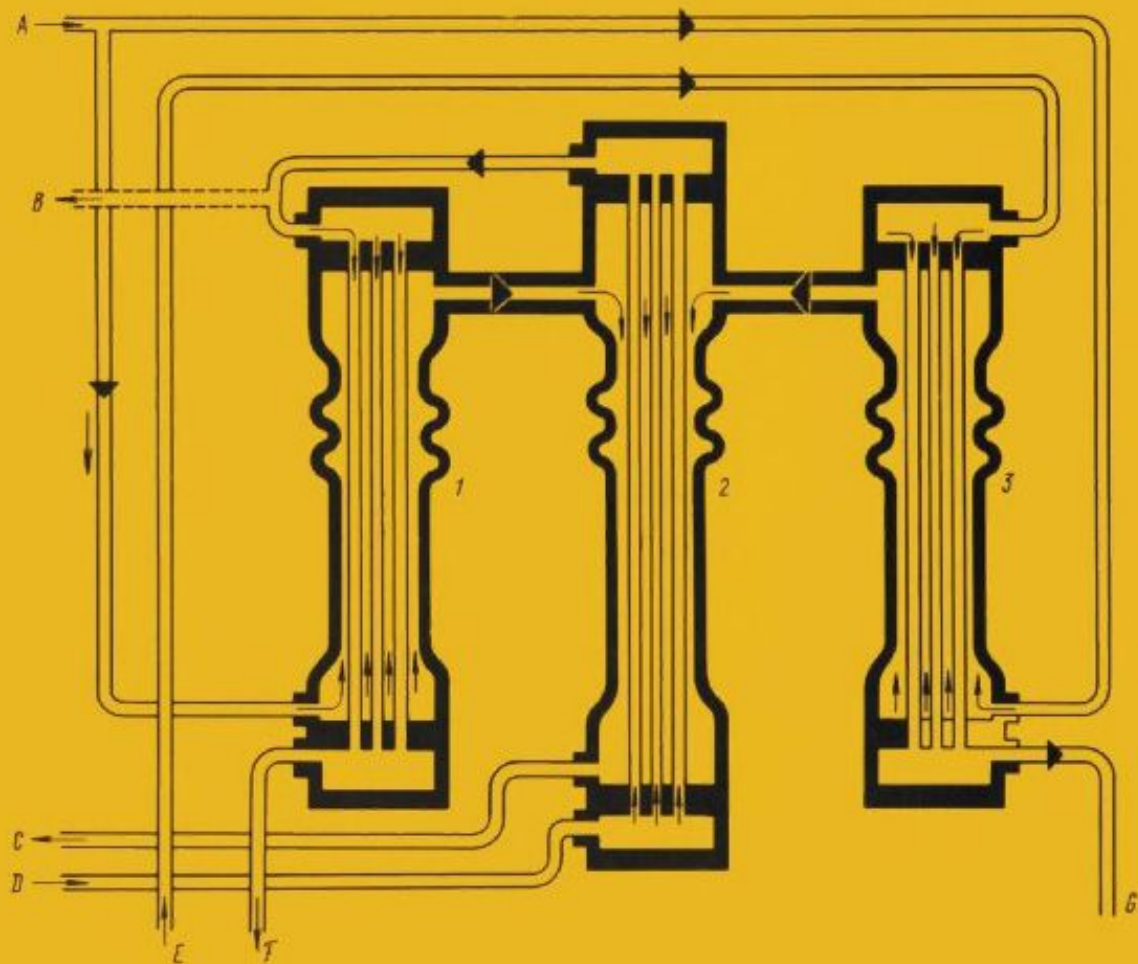
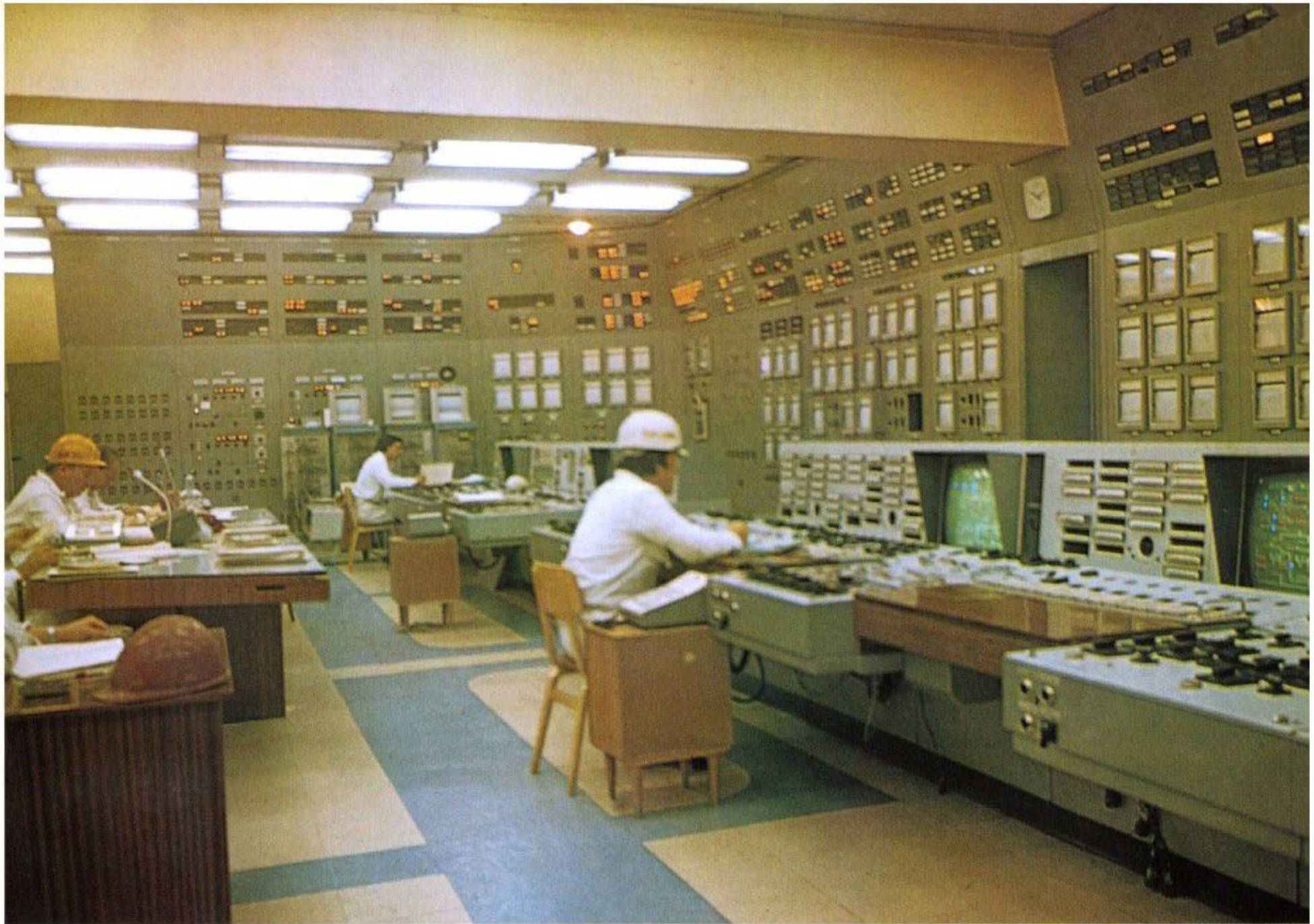


Схема секции парогенератора:

A – „горячий“ натрий II контура; B – на растопочный расширитель; C – „холодный“ натрий II контура; D – питательная вода; E – с ЦВД турбины; F – на ЦВД турбины; G – на ЦСД турбины  
1 – модуль промежуточного перегрева; 2 – испарительный модуль; 3 – модуль основного перегрева







**ТРЕТИЙ КОНТУР** включает в себя три петли. В состав каждой петли входит конденсационная паровая турбина типа К-200-130 мощностью 200 МВт со стандартной тепловой схемой. Теплоноситель – вода и пар.

**БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ.** В схему и конструкцию реактора и его систем заложены следующие основные технические решения, которые обеспечивают ядерную, радиационную и общую техническую безопасность как при нормальных, так и при аварийных ситуациях:

высоконадежная система управления и защиты реактора, способная обеспечить поддержание мощности реактора на любом необходимом уровне и быстрое гашение ядерной реакции при превышении параметров до установленных значений;

интегральная компоновка реактора, при которой основное оборудование и трубопроводы первого контура находятся внутри корпуса реактора;

корпус реактора и вспомогательные трубопроводы первого контура заключены в страховочные кожухи, предотвращающие утечку натрия даже при разрыве корпуса;

компоновка оборудования контуров обеспечивает при обесточивании достаточный теплоотвод от реактора естественной циркуляцией натрия;

система автоматики и блокировок, обеспечивающая безопасные и наиболее благоприятные условия работы реактора и оборудования;

система электроснабжения механизмов собственных нужд для целей аварийного расхолаживания, которая предусматривает питание от различных автономных источников;

биологическая защита реактора,

при которой уровень излучения не превышает регламентированного при любых режимах;

система последовательных барьеров для исключения распространения продуктов деления во внешнюю среду; средства контроля герметичности ТВС;

системы, обеспечивающие очистку на специальных фильтрах радиоактивного воздуха и газов перед выбросом в атмосферу;

пространственное разнесение систем, обеспечивающих безопасность установки.

## Управление и контроль

Для управления и контроля энергоблока в режимах нормальной эксплуатации, пуска, останова и перегрузки, а также локализации аварийных ситуаций предназначена автоматизированная система управления технологическим процессом (АСУ ТП).

Основными составляющими АСУ ТП энергоблока являются: система централизованного контроля и управления „Комплекс-Уран“, система управления скоростью главных циркуляционных насосов, система управления и защиты реактора.

Система „Комплекс-Уран“ обеспечивает: контроль и регистрацию технологических параметров; сигнализацию отклонения параметров, режима и состояния оборудования; сигнализацию и регистрацию аварийных ситуаций; расчет и регистрацию некоторых неизмеряемых непосредственно параметров; автоматическое регулирование и дистанционное управление.

Необходимая информация выводится на цветные электроннолучевые





индикаторы и на быстродействующую печатную машину.

Оператор с помощью ЭВМ обеспечивается визуальной и зарегистрированной информацией о значениях параметров, характеризующих работу реактора и другого оборудования и систем энергоблока.

### **Дозиметрический контроль и радиационная обстановка**

Атомная электростанция оснащена дистанционными разветвленными системами дозиметрического контроля: мощности доз гамма-излучения; концентрации радиоактивных газов и аэрозолей; уровня загрязненности радиоактивными веществами спецодежды, спецобуви и кожного покрова работников АЭС.

Использование в схемах энергоблока № 3 оборудования и систем по защите обслуживающего персонала от воздействия радиоактивных излучений, локализации жидких и твердых радиоактивных отходов и других обеспечивает поддержание в обслуживаемых помещениях и прилегающей к станции территории радиационной обстановки, соответствующей требованиям действующих норм.



**Информационно-вычислительная система „Комплекс-Уран“**



**ПОСЕЛОК ЗАРЕЧНЫЙ – ЗДЕСЬ ЖИВЕТ ПЕРСОНАЛ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС**



**Проспект Ленина**



**Гостиница „Малахит“**

**Площадь 9 Мая**



**Площадь Курчатова**









## **В/О „Атомэнергоэкспорт“**

Оказывает техническое содействие иностранным Заказчикам в строительстве атомных электростанций, ядерных установок, Центров ядерных исследований, включая комплектацию их необходимым оборудованием, установок по опреснению морских и засоленных вод, а также осуществляет экспорт и импорт атомного энергетического и специального оборудования, материалов, установок и приборов, в том числе для проведения физических исследований и для решения прикладных задач ядерной физики.

В/О „Атомэнергоэкспорт“ поставляет атомное энергетическое и специальное оборудование, которое отвечает самым высоким современным требованиям и обеспечивает экономную и безаварийную работу станций и установок в любых климатических и геологических условиях.

Высокая эксплуатационная надежность, экономичность и безопасность поставляемого оборудования, а также оказываемые услуги гарантируются.

В/О „Атомэнергоэкспорт“:

проводит изыскательские работы по выбору места строительства;

выполняет проектные работы, а также предоставляет услуги типа „инжиниринг“ и проводит отдельные проектно-изыскательские и экспериментальные работы по желанию Заказчика;

поставляет основное, вспомогательное, строительное-монтажное и специальное оборудование;

проводит монтажные и пуско-наладочные работы;

обеспечивает атомные электростанции ядерным топливом;

командирует высококвалифицированных специалистов на строительство для проведения монтажных и пуско-наладочных работ;

организует обучение национальных кадров как в СССР, так и в странах Заказчика.

В кооперации с иностранными фирмами В/О „Атомэнергоэкспорт“ организует строительство объектов ядерной энергетики в третьих странах.

По всем вопросам, связанным с сооружением объектов ядерной энергетики и установок специального назначения, экспортом и импортом оборудования и материалов, оказанием технического содействия и других услуг, просим обращаться в В/О „Атомэнергоэкспорт“ по адресу:

*СССР, Москва, 113324, Овчинниковская наб., 18/1,*

*Атомэнергоэкспорт*

*Телеграф: Москва Атомэнергоэкспорт*

*Телефоны: 220-14-36; 231-80-14*

*Телекс: 411397*



СССР · МОСКВА

# **АТОМЭНЕРГОЭКСПОРТ**