

ВВЭР-1000



ВВЭР-1000



- Монтаж корпуса реактора ВВЭР-1000 на [Балаковской АЭС](#)
- Тип реактора: [ВОДО-ВОДЯНОЙ](#)
- Назначение реактора: [электроэнергетика](#)
- Технические параметры:
- Теплоноситель: [вода](#)
- Топливо: [диоксид урана](#)
- Тепловая мощность: 3000 МВт
- Электрическая мощность: 1000 МВт
- Разработка:
- Проект: [1966](#)—[1971](#)
- Научная часть: [Курчатовский институт](#)
- Предприятие-разработчик [ОКБ «Гидропресс»](#)
- Конструктор: [В. В. Стекольников](#)
- Строительство и эксплуатация:
- Строительство первого образца: [1974](#)—[1980](#)
- Местонахождение: Блок-5 [НВАЭС](#)
- Пуск: 1980 год
- Эксплуатация по н. в.
- Построено реакторов: 33



- **ВВЭР-1000** — ядерный реактор — ядерный реактор серии реакторов ВВЭР — ядерный реактор серии реакторов ВВЭР с номинальной электрической мощностью — ядерный реактор серии реакторов ВВЭР с номинальной электрической мощностью 1000 МВт — ядерный реактор серии реакторов ВВЭР с номинальной электрической мощностью 1000 МВт, тепловой — 3000 МВт. В настоящее время данный тип реакторов является самым распространённым в своей серии — ядерный реактор серии реакторов ВВЭР с номинальной электрической мощностью 1000 МВт, тепловой — 3000 МВт. В настоящее время данный тип реакторов является самым

- Ядерное топливо Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки (ТВС), состоящие из тепловыделяющих элементов Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки (ТВС), состоящие из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ), содержащих таблетки из двуоксида урана Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки (ТВС), состоящие из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ), содержащих таблетки из двуоксида урана, слабообогащённого Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки (ТВС), состоящие из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ), содержащих таблетки из двуоксида урана, слабообогащённого по 235-му Ядерное топливо — тепловыделяющие сборки (ТВС), состоящие из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ), содержащих таблетки из двуоксида урана, слабообогащённого по 235-му ИЗОТОПУ.
- Регулирование мощности реактора осуществляется системой управления и защиты (СУЗ) — изменением положения в активной зоне Регулирование мощности реактора осуществляется системой управления и защиты (СУЗ) — изменением положения в активной зоне кластеров из стержней с поглощающими элементами Регулирование мощности реактора осуществляется системой управления и защиты (СУЗ) — изменением положения в активной зоне кластеров из стержней с поглощающими элементами (трубками с карбидом бора Регулирование мощности реактора осуществляется системой управления и защиты (СУЗ) — изменением положения в активной зоне кластеров из стержней с поглощающими элементами (трубками с карбидом бора), а также изменением концентрации борной кислоты в воде первого контура

Краткая история разработки и сооружения



- Памятник [И. В. Курчатову](#) Памятник И. В. Курчатову в [Озёрске](#)
- Направление [ВВЭР](#) Направление В ВЭР разрабатывалось в [СССР](#) Направление ВВЭР разрабатывалось в СССР параллельно с [РБМК](#) Направление ВВЭР разрабатывалось в СССР параллельно с РБМК. В начале 1950-х гг. уже рассматривались несколько вариантов реакторных установок для [атомных подводных лодок](#) Направление ВВЭР разрабатывалось в СССР параллельно с РБМК. В начале 1950-х гг. уже рассматривались несколько вариантов реакторных установок для атомных подводных лодок. Среди них имелась и водо-водяная установка, идея которой была предложена в [Курчатовском институте](#) Направление ВВЭР разрабатывалось в СССР параллельно с РБМК. В начале 1950-х гг. уже

- Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование которых было представлено Курчатовским институтом к маю 1955 года. В их число входили: ВЭС-1 — водо-водяной с алюминиевой Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование которых было представлено Курчатовским институтом к маю 1955 года. В их число входили: ВЭС-1 — водо-водяной с алюминиевой активной зоной Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование которых было представлено Курчатовским институтом к маю 1955 года. В их число входили: ВЭС-1 — водо-водяной с алюминиевой активной зоной для низких параметров пара, ВЭС-2 — с циркониевой Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование которых было представлено Курчатовским институтом к маю 1955 года. В их число входили: ВЭС-1 — водо-водяной с алюминиевой активной зоной для низких параметров пара, ВЭС-2 — с циркониевой активной зоной и повышенными параметрами пара, ЭГВ — водогазовый реактор с перегревом пара Первоначально рассматривались несколько вариантов, техническое задание на проектирование которых было представлено Курчатовским институтом к маю 1955 года. В их число входили: ВЭС-1 — водо-водяной с алюминиевой активной зоной для низких параметров пара, ВЭС-2 — с циркониевой активной зоной и повышенными параметрами пара. ЭГВ — водогазовый реактор.

Финская Финская АЭС Ловииса Финская АЭС
Ловииса с реакторами ВВЭР-440 — прототип
станций с ВВЭР-1000



- В 1970 году В 1970 году был запущен 2-й блок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-365
В 1970 году был запущен 2-й блок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-365, а в 1971 году В 1970 году был запущен 2-й блок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-365, а в 1971 году — 3-й блок той же станции с реактором ВВЭР-440 В 1970 году был запущен 2-й блок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-365, а в 1971 году — 3-й блок той же станции с реактором ВВЭР-440, который стал серийным советским реактором первого поколения. АЭС с ВВЭР-440 получили большое распространение, множество энергоблоков было построено как в СССР, так и в других странах. Первым проектом второго поколения, к которому относятся блоки с ВВЭР-1000, стал разработанный для атомной энергетики Финляндии В 1970 году был запущен 2-й блок

- Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году в Курчатовском институте было подготовлено техническое задание на проект установки, которое утвердил его научный руководитель А. П. Александров Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году в Курчатовском институте было подготовлено техническое задание на проект установки, которое утвердил его научный руководитель А. П. Александров. К 1971 году Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году в Курчатовском институте было подготовлено техническое задание на проект установки, которое утвердил его научный руководитель А. П. Александров. К 1971 году проект ВВЭР-1000 был разработан ОКБ «Гидропресс» под руководством главного конструктора В. В. Стекольников Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году в Курчатовском институте было подготовлено техническое задание на проект установки, которое утвердил его научный руководитель А. П. Александров. К 1971 году проект ВВЭР-1000 был разработан ОКБ «Гидропресс» под руководством главного конструктора В. В. Стекольников и утверждён Минсредмашем СССР Работы по созданию ВВЭР-1000 начались в 1966 году, к 1969 году в Курчатовском институте было подготовлено техническое задание на проект установки, которое утвердил его научный руководитель А. П. Александров. К 1971 году проект ВВЭР-1000 был разработан ОКБ «Гидропресс» под руководством главного конструктора В. В. Стекольников и утверждён Минспелмашем СССР [10] Работы по созданию ВВЭР-1000

- Также были изменены некоторые технические решения, например, число петель циркуляции теплоносителя было уменьшено с шести в ВВЭР-440 до четырёх в ВВЭР-1000. Таким образом, мощность каждой петли стала 250 МВт вместо прежних 73 МВт. Соответственно, единичная мощность главных циркуляционных насосов (ГЦН), парогенераторов и другого основного оборудования возросла более чем в 3 раза. Диаметр основных трубопроводов первого контура вырос с 0,50 до 0,85 м. В связи с применением новых ГЦН с вынесенным электродвигателем, у которых было удлинено время выбега за счёт утяжелённых маховиков, стала проще решаться проблема надёжного электроснабжения собственных нужд, так как отпала необходимость в сложном дополнительном оборудовании (генераторах собственных нужд, независимых от внешней энергосистемы) [\[14\]](#).





- Существенным новшеством, уже опробованным на некоторых энергоблоках с ВВЭР-440, стало размещение основного оборудования реакторной установки в прочной защитной оболочке из предварительно напряжённого железобетона. Существенным новшеством, уже опробованным на некоторых энергоблоках с ВВЭР-440, стало размещение основного оборудования реакторной установки в прочной защитной оболочке из предварительно напряжённого железобетона с внутренней газоплотной облицовкой. В целом, энергоблоки были серьёзно усовершенствованы в строительной части за счёт компоновочных и других проектных решений [15].

Первым, головным, проектом реакторной установки стал В-187, осуществлённый на 5-м блоке Нововоронежской АЭС. В дальнейшем реактор существенно дорабатывался, основное оборудование реакторной установки также претерпевало некоторые изменения, в основном, в части упрощения компоновки, а затем — улучшения систем безопасности.

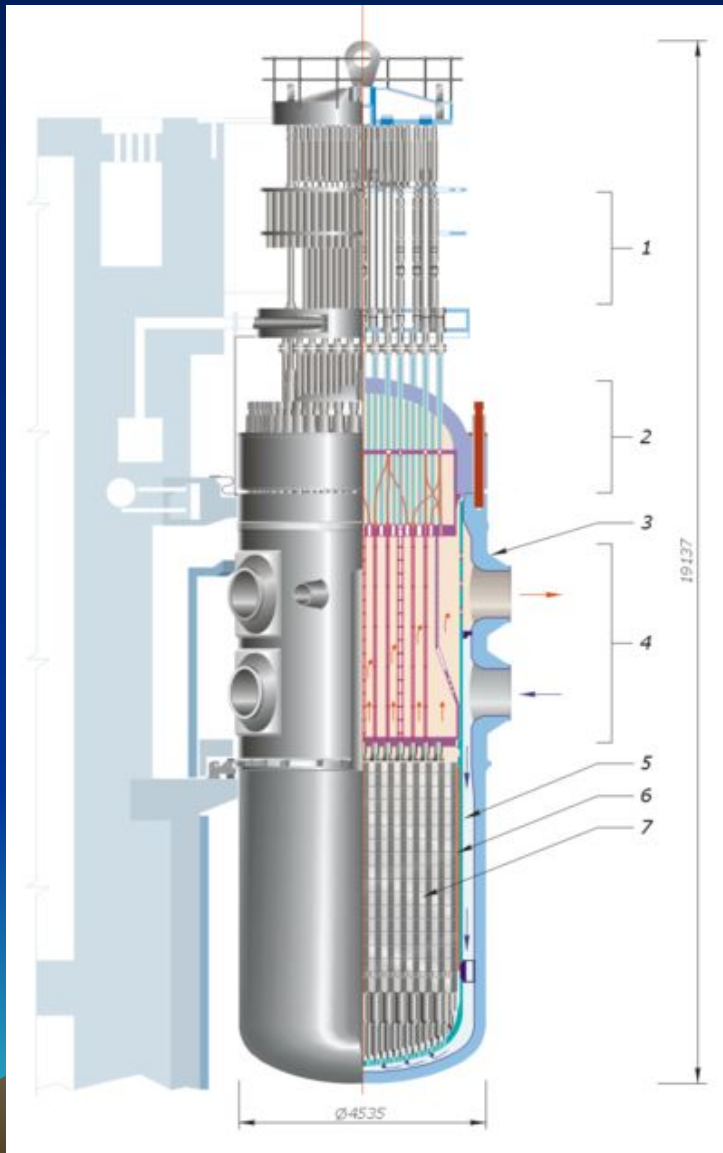
- Все проектные разработки реакторов ВВЭР-1000 могут быть условно

- ***V-187*** — головной реактор, прототип дальнейших серийных проектов;
- ***V-302*** и ***V-338*** — так называемая «малая серия». Модернизированы тепловыделяющие сборки, приводы СУЗ, выгородка реактора;
- ***V-320*** — «большая серия», серийные реакторы. Модернизирован верхний блок реактора, днище шахты, датчики внутриреакторного контроля;
- ***V-392, V-392Б, V-412, V-428, V-446, V-466Б*** — реакторы повышенной безопасности. Модернизирована активная зона, верхний блок, корпус реактора.
- Последние разработки реакторных установок на основе ВВЭР-1000 с повышенными характеристиками безопасности, одна из которых была реализована на [Тяньваньской АЭС](#) Последние разработки реакторных установок на основе ВВЭР-1000 с повышенными характеристиками безопасности, одна из которых была реализована на Тяньваньской АЭС (проект V-428), легли в основу новых реакторов — [ВВЭР-1200](#) Последние разработки реакторных установок на основе ВВЭР-1000 с повышенными характеристиками безопасности, одна из которых была реализована на Тяньваньской АЭС (проект

Конструкция

- В реакторе происходит преобразование энергии, выделяющейся при цепной реакции В реакторе происходит преобразование энергии, выделяющейся при цепной реакции деления ядер В реакторе происходит преобразование энергии, выделяющейся при цепной реакции деления ядер урана В реакторе происходит преобразование энергии, выделяющейся при цепной реакции деления ядер урана, в тепловую энергию теплоносителя В реакторе происходит преобразование энергии, выделяющейся при цепной реакции деления ядер урана, в тепловую энергию теплоносителя первого контура

Общее описание



- 1 — приводы системы управления и защиты
- 2 — крышка реактора
- 3 — корпус реактора
- 4 — блок защитных труб, входные и выходные патрубки
- 5 — шахта
- 6 — выгородка активной зоны
- 7 — топливные сборки и регулирующие стержни
- Основные узлы реактора:
- корпус;
- внутрикорпусные устройства;
 - шахта;
 - выгородка;
 - блок защитных труб (БЗТ);
- **активная зона**;
 - **тепловыделяющие сборки** (ТВС);
 - пучки **поглощающих стержней** системы управления и защиты (СУЗ);
 - пучки стержень **стержней выгорающего поглотителя** (СВП);
- верхний блок;
- каналы **внутриреакторных измерений**;
- блок электроразводок.

- Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем, внутри которого находится активная зона и внутрикорпусные устройства. Сверху он закрыт герметичной крышкой, закреплённой шпильками Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем, внутри которого находится активная зона и внутрикорпусные устройства. Сверху он закрыт герметичной крышкой, закреплённой шпильками, на которой располагаются электромагнитные

- Вода первого контура после передачи тепла в парогенераторах второму контуру поступает в реактор через нижний ряд напорных патрубков. Сплошная кольцевая перегородка между рядами нижних и верхних патрубков отделяет корпус реактора от внутрикорпусной шахты и формирует движение потока теплоносителя вниз. Таким образом, вода проходит вниз по кольцевому зазору между ними, затем через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в активную зону, то есть в тепловыделяющие сборки, где происходит нагрев. Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту блока защитных труб (БЗТ) теплоноситель выходит в их межтрубное пространство, затем попадает в зазор между шахтой и корпусом уже выше кольцевой перегородки и через выходные патрубки выходит из реактора[19]

- Вода первого контура после передачи тепла в парогенераторах второму контуру поступает в реактор через нижний ряд напорных патрубков. Сплошная кольцевая перегородка между рядами нижних и верхних патрубков отделяет корпус реактора от внутрикорпусной шахты и формирует движение потока теплоносителя вниз. Таким образом, вода проходит вниз по кольцевому зазору между ними, затем через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в активную зону, то есть в тепловыделяющие сборки, где происходит нагрев. Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту блока защитных труб (БЗТ) теплоноситель выходит в их межтрубное пространство, затем попадает в зазор между шахтой и корпусом уже выше кольцевой перегородки и через выходные патрубки выходит из реактора[19]

Корпус



- Корпус реактора работает в очень жёстких условиях: высокое давление, температура и скорость движения теплоносителя, мощные потоки радиационного излучения (максимальный расчётный флюенс Корпус реактора работает в очень жёстких условиях: высокое давление, температура и скорость движения теплоносителя, мощные потоки радиационного излучения (максимальный расчётный флюенс быстрых нейтронов Корпус реактора работает в очень жёстких условиях: высокое давление, температура и скорость движения теплоносителя, мощные потоки радиационного излучения (максимальный расчётный флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ Корпус реактора работает в очень жёстких условиях: высокое давление, температура и скорость

- Основной материал корпуса — сталь Основной материал корпуса — сталь 15Х2НМФА (15Х2НМФА-А), толщина цилиндрической части корпуса (без наплавки) — 192,5 мм, масса — 324,4 т Основной материал корпуса — сталь 15Х2НМФА (15Х2НМФА-А), толщина цилиндрической части корпуса (без наплавки) — 192,5 мм, масса — 324,4 т. Вся внутренняя поверхность корпуса покрыта антикоррозийной Основной материал корпуса — сталь 15Х2НМФА (15Х2НМФА-А), толщина цилиндрической части корпуса (без наплавки) — 192,5 мм, масса — 324,4 т. Вся внутренняя поверхность корпуса покрыта антикоррозийной наплавкой толщиной 7-9 мм. В местах соприкосновения с крышкой, шахтой, а также прокладкой, внутренняя поверхность всех патрубков и некоторые другие детали имеют толщину наплавки не менее 15 мм.
- Фланец корпуса выполнен из кованой Фланец корпуса выполнен из кованой обечайки, его высота 950 мм, максимальный наружный диаметр 4585 мм, минимальный внутренний 3640 мм. На торце фланца находятся 54 отверстия под установку шпилек уплотнения главного разъёма реактора (ГРР). Плотность Фланец корпуса выполнен из кованой обечайки, его высота 950 мм, максимальный наружный диаметр 4585 мм, минимальный внутренний 3640 мм. На торце фланца находятся 54 отверстия под установку шпилек уплотнения главного разъёма реактора (ГРР). Плотность ГРР обеспечивается путём обжатия двух никелевых Фланец корпуса выполнен из кованой обечайки

- В зоне патрубков в два ряда располагается восемь патрубковВ зоне патрубков в два ряда располагается восемь патрубков условным диаметромВ зоне патрубков в два ряда располагается восемь патрубков условным диаметром DУ 850 мм для подвода и отвода теплоносителя и пять патрубков DУ 300: четыре для системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) и один патрубок КИП. Патрубки DУ 850 вытянуты из основного металла обечайки методом горячей штамповкиВ зоне патрубков в два ряда располагается восемь патрубков условным диаметром DУ 850 мм для подвода и отвода теплоносителя и пять патрубков DУ 300: четыре для системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) и один патрубок КИП. Патрубки DУ 850 вытянуты из основного металла обечайки методом горячей штамповки. Верхние патрубки DУ 850 соединены с «горячими» (выходными) нитками главного циркуляционного контура, нижние — с «холодными» (входными). Двухрядное расположение патрубков позволяет уменьшить габариты корпуса и упрощает схему циркуляции теплоносителя за счёт разделения его потока сплошной кольцевой перегородкой. Патрубки САОЗ также располагаются двухрядно: два в верхней обечайке, два в нижней. Такое расположение, а также наличие втулокВ зоне патрубков в два ряда располагается восемь патрубков условным диаметром DУ 850 мм для подвода и отвода теплоносителя и пять патрубков DУ 300: четыре для системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) и один патрубок КИП. Патрубки DУ 850 вытянуты из основного металла

Верхний блок



- Верхний блок ВВЭР-1000
- Верхний блок предназначен для уплотнения реактора, а также для размещения приводов СУЗ и датчиков внутриреакторного контроля. Он состоит из крышки с патрубками и траверсой, на которой установлены шаговые электромагнитные приводы СУЗ и выводы разъёмов каналов нейтронных измерений (КНИ) и температурного контроля (ТК). Материал крышки — сталь 15Х2МФА, чехлов и механической части — 08Х18Н10Т. Масса верхнего блока — 116 т.

- Кроме выполнения перечисленных выше функций крышка удерживает от всплытия кассеты с топливом, блок защитных труб и шахту реактора. Штампованная крышка имеет тарельчатую форму и состоит из эллипсоида и приварного фланца. Каждый привод СУЗ (кроме приводов РУ В-187) устанавливается внутри шестигранной трубы, через которую прокачивается воздух для охлаждения электромагнитов привода. Траверса служит для транспортировки верхнего блока, кроме того, металлоконструкция служит защитой от летящих предметов и биологической защитой[26] Кроме выполнения перечисленных выше функций крышка удерживает от всплытия кассеты с топливом, блок защитных труб и шахту реактора. Штампованная крышка имеет тарельчатую форму и состоит из эллипсоида и приварного фланца. Каждый привод СУЗ (кроме приводов РУ В-187) устанавливается внутри шестигранной трубы, через которую прокачивается воздух для охлаждения электромагнитов привода. Траверса служит для транспортировки верхнего блока, кроме того, металлоконструкция служит защитой от летящих предметов и биологической защитой[26][27] Кроме выполнения перечисленных выше функций крышка удерживает от всплытия кассеты с топливом, блок защитных труб и шахту реактора. Штампованная крышка имеет тарельчатую форму и состоит из эллипсоида и приварного фланца. Каждый привод СУЗ (кроме приводов РУ В-187) устанавливается внутри шестигранной трубы, через которую прокачивается воздух для охлаждения электромагнитов привода. Траверса служит для

Внутрикорпусные устройства

- В состав внутрикорпусных устройств, которые сконструированы с учётом возможности их извлечения из реактора, входят внутрикорпусная шахта, выгородка и блок защитных труб.
- Шахта предназначена для разделения входного и выходного потоков теплоносителя, защиты корпуса реактора от нейтронного Шахта предназначена для разделения входного и выходного потоков теплоносителя, защиты корпуса реактора от нейтронного и гамма-излучения Шахта предназначена для разделения входного и выходного потоков теплоносителя, защиты корпуса реактора от нейтронного и гамма-излучения и размещения в ней элементов активной зоны. Также совместно с выгородкой она входит в состав железноводного отражателя (основной отражатель — вода первого контура). Шахта представляет собой цилиндрическую обечайку с фланцем и эллиптическим днищем. В днище закреплены 163 (151 для В-187) опорные трубы (стакана) с шагом 236 мм, верхняя часть которых образует опорную плиту — вся эта конструкция служит для установки и дистанционирования ТВС. Материал — сталь 08Х18Н10Т, масса — 80,5 т. На наружной части шахты для разделения потоков теплоносителя находится кольцевое утолщение, которое соприкасается с разделительным кольцом корпуса реактора.
- Блок защитных труб предназначен для фиксации головок ТВС, дистанционирования и удержания их от всплытия, для защиты органов регулирования и штанг приводов СУЗ, а также некоторых других целей.

- Выгородка формирует активную зону реактора. С помощью неё снижаются протечки теплоносителя мимо активной зоны и утечка нейтронов за её пределы. Состоит из кованых колец, скреплённых шпильками и зафиксированных относительно друг друга штифтами. Материал — сталь 08Х18Н10Т, масса — 35 т [30]. Выгородка формирует активную зону реактора. С помощью неё снижаются протечки теплоносителя мимо активной зоны и утечка нейтронов за её пределы. Состоит из кованых колец, скреплённых шпильками и зафиксированных относительно друг друга штифтами. Материал — сталь 08Х18Н10Т, масса — 35 т [30][31].
- Внутрикорпусные устройства головного проекта В-187 серьёзно отличались от «малой серии», В-302 и В-338, из-за

Основные нейтронно-физические особенности

- Основной физической особенностью ВВЭР, из которой проистекают несколько других, является тесная решётка [ТВЭЛОВ](#), необходимость использования которой является неизбежной из-за нейтронно-физических свойств воды. Отношение объёма воды и топлива составляет примерно 2. В сочетании с хорошими теплофизическими свойствами воды это обеспечивает компактность активной зоны и высокие значения объёмного энерговыделения. Некоторые основные нейтронно-физические особенности:
- большая [жёсткость спектра](#) большая жёсткость спектра и заметная доля [делений](#) надтепловыми нейтронами;
- большая доля делений [\$^{238}\text{U}\$](#) большая доля делений ^{238}U надпороговыми нейтронами из-за [перекрёстного эффекта](#) между блоками топлива;
- взаимное «затенение» блоков топлива для нейтронов резонансных энергий;
- малые значения длин [замедления](#) малые значения длин замедления и [диффузии](#) малые значения длин замедления и диффузии [тепловых нейтронов](#);
- большой диапазон изменения различных [эффектов реактивности](#) в процессе разогрева реактора и вывода его на мощность;
- большой начальный запас реактивности (*подробнее см. раздел «Борное регулирование»*);
- [устойчивость](#) и безопасность эксплуатации;
- возможность появления в реакторе локальных критических масс, как следствие большого начального запаса реактивности [\[33\]](#).

Контроль, управление и защита



- На дальнем плане — рабочее место ведущего инженера по управлению реактором, который осуществляет контроль и управление всем технологическим процессом в реакторном отделении
В проектах с ВВЭР-1000 все приборы, оборудование и аппаратура контроля и управления реакторной установки включены в состав автоматизированной системы управления технологическим процессом В проектах с ВВЭР-1000 все приборы, оборудование и аппаратура контроля и управления реакторной установки включены в состав автоматизированной системы управления технологическим процессом. Все системы при этом, по правилам ядерной безопасности В проектах с ВВЭР-1000 все приборы

Система управления и защиты

- В установках с реакторами ВВЭР-1000 функции СУЗ по нейтронным и теплотехническим параметрам осуществляются комплексно, с помощью различных технических средств со специальным программным обеспечением. В их состав входят:
- аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП);
- система группового и индивидуального управления стержнями СУЗ (СГИУ);
- аппаратура контроля плотности выделения энергии;
- аппаратура защиты по технологическим параметрам;
- комплекс электрооборудования;
- аппаратура отображения и протоколирования;
- аппаратура логической обработки защитных сигналов;
- аппаратура контроля вибрации внутрикорпусных устройств;
- аппаратура коррекции показаний о нейтронном потоке;
- аппаратура регулирования мощности;
- аппаратура размножения сигналов;
- аппаратура формирования аварийных команд.



Визуальное отображение параметров аппаратурой контроля нейтронного потока реактора ВВЭР-1000



1 P=183.8 % T= 999s

1 P=183.8 % T= 999s

- Информацией о параметрах цепной реакции Информацией о параметрах цепной реакции систему обеспечивает аппаратура контроля нейтронного потока, поэтому она является наиболее важной частью с точки зрения обеспечения ядерной безопасности. АКНП обеспечивает контроль физической мощности Информацией о параметрах цепной реакции систему обеспечивает аппаратура контроля нейтронного потока, поэтому она является наиболее важной частью с точки зрения обеспечения ядерной безопасности. АКНП обеспечивает контроль физической мощности реактора, периода Информацией о параметрах цепной реакции систему обеспечивает аппаратура контроля нейтронного потока, поэтому она является наиболее важной частью с точки зрения обеспечения ядерной безопасности. АКНП обеспечивает контроль физической мощности реактора, периода, реактивности Информацией о параметрах цепной реакции систему обеспечивает аппаратура контроля нейтронного потока, поэтому она является наиболее

- Рабочими органами СУЗ являются поглощающие стержни Рабочими органами СУЗ являются поглощающие стержни, которые объединены в пучки, так называемые кластеры, по 18 стержней. Один привод перемещает весь кластер, который по направляющим каналам может двигаться внутри тепловыделяющей сборки. Все ТВС оснащены каналами для входа органов регулирования, но кластеров всего 61 (ТВС — 163). Стержни представляют собой тонкостенную трубку из циркония Рабочими органами СУЗ являются поглощающие стержни, которые объединены в пучки, так называемые кластеры, по 18 стержней. Один привод перемещает весь кластер, который по направляющим каналам может двигаться внутри тепловыделяющей сборки. Все ТВС оснащены каналами для входа органов регулирования, но кластеров всего 61 (ТВС — 163). Стержни представляют собой тонкостенную трубку из циркония диаметром 8,2 мм, с высотой столба поглощающего материала 3740 мм, в качестве которого используются карбид бора Рабочими

- Управление кластерами чаще всего осуществляется не индивидуально, для удобства управления они объединены в группы органов, во всех проектах в 10, одна из которых используется для оперативного регулирования, 9 других — в качестве аварийной защиты и решения некоторых специфических задач, например, подавления ксеноновых колебаний.
Управление кластерами чаще всего осуществляется не индивидуально, для удобства управления они объединены в группы органов, во всех проектах в 10, одна из которых используется для оперативного регулирования, 9 других — в качестве аварийной защиты и решения некоторых специфических задач, например, подавления ксеноновых колебаний. Скорость движения групп — 20 мм/с, такая скорость обеспечивает увеличение реактивности при извлечении групп не более 0,02 βэф.
Управление кластерами чаще всего осуществляется не индивидуально, для удобства управления они объединены в группы органов, во всех проектах в 10, одна из которых используется для оперативного регулирования, 9 других — в качестве аварийной защиты и решения некоторых специфических задач, например, подавления ксеноновых колебаний. Скорость движения групп — 20 мм/с, такая скорость обеспечивает увеличение реактивности при извлечении групп не более 0,02 βэф, то есть значительно меньшее, чем предельное по правилам ядерной безопасности — 0,07 βэф. Скорость падения — 1-1,2 м/с. Важными характеристиками групп СУЗ являются их дифференциальные и интегральные эффективности, зависящие от глубины погружения в активную

Борное регулирование

- Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности — борное регулирование Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности — борное регулирование, то есть изменение концентрации жидкого поглотителя нейтронов, борной кислоты Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности — борное регулирование, то есть изменение концентрации жидкого поглотителя нейтронов, борной кислоты, в первом контуре. Основная задача борного регулирования заключается в компенсации медленных изменений реактивности в течение кампании реактора Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности — борное регулирование, то есть изменение концентрации жидкого поглотителя нейтронов, борной кислоты, в первом контуре. Основная задача борного регулирования заключается в компенсации медленных изменений реактивности в течение кампании реактора. На её начало запас реактивности топлива на выгорание очень большой, 30...40 βэф Кроме поглощающих стержней, в реакторах ВВЭР используется и другой способ изменения реактивности — борное регулирование, то есть изменение концентрации жидкого поглотителя нейтронов, борной кислоты, в первом контуре. Основная задача борного регулирования заключается в компенсации медленных

- Изменение концентрации борной кислоты обеспечивается с помощью системы продувки-подпитки первого контура (это одна из главных функций системы). Небольшой расход воды через систему продувки-подпитки обеспечивает очень малую скорость ввода положительной реактивности для соответствия правилам ядерной безопасности. Для увеличения концентрации борной кислоты её добавляют от системы боросодержащей воды и борного концентрата в систему продувки-подпитки, а оттуда — в первый контур. Для снижения концентрации используется система дистиллята. В конце кампании из-за очень малой концентрации бора эффективность водообмена сильно снижается, и добавление дистиллята становится крайне неэффективным, поэтому для вывода борной кислоты используются ионитные фильтры одной из систем спецводоочистки.



- Использование борной кислоты в качестве поглотителя позволяет уменьшить неравномерность распределения энерговыделения по активной зоне, так как раствор изменяет нейтронно-физические характеристики равномерно по всему её объёму. Однако, из-за малой скорости ввода реактивности такой способ практически не применяется для оперативного регулирования в интенсивных переходных процессах. При этом потенциально очень сильное влияние борной кислоты на реактивность позволяет использовать изменение её концентрации в нескольких системах безопасности, которые способны вводить в первый контур большие объёмы воды с высокой концентрацией поглотителя для прекращения цепной реакции. Также борная кислота используется для обеспечения глубокой подкритичности реактора в холодном состоянии и при перегрузке топлива [\[40\]](#) Использование борной кислоты в качестве поглотителя позволяет уменьшить неравномерность распределения энерговыделения по активной зоне, так как раствор изменяет нейтронно-физические характеристики

Контроль мощности и энерговыделения

- Эксплуатация реакторов, в том числе на номинальной мощности, требует оперативного контроля основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны. Главная причина последнего — необходимость диагностики [кризиса теплообмена](#)
- Эксплуатация реакторов, в том числе на номинальной мощности, требует оперативного контроля основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны. Главная причина последнего — необходимость диагностики кризиса теплообмена. Даже на номинальной мощности температура воды на поверхности оболочек некоторых [ТВЭЛОВ](#)
- Эксплуатация реакторов, в том числе на номинальной мощности, требует оперативного контроля основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны. Главная причина последнего — необходимость диагностики кризиса теплообмена. Даже на номинальной мощности температура воды на поверхности оболочек некоторых ТВЭЛОВ близка к [кипению](#)
- Эксплуатация реакторов, в том числе на номинальной мощности, требует оперативного контроля основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны. Главная причина последнего — необходимость диагностики кризиса теплообмена. Даже на номинальной мощности температура воды на поверхности оболочек некоторых ТВЭЛОВ близка к кипению, а у небольшого количества даже достигается местное поверхностное кипение. Возникновение объёмного кипения в активной зоне приводит к снижению [коэффициента теплоотдачи](#), то есть к кризису теплообмена.

- Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых эмиссионных датчиков прямого заряда Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых эмиссионных датчиков прямого заряда, размещённых в каналах нейтронных измерений на семи уровнях по высоте 64 тепловыделяющих сборок. Тепловая мощность измеряется с помощью 95 хромель Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых эмиссионных датчиков прямого заряда, размещённых в каналах нейтронных измерений на семи уровнях по высоте 64 тепловыделяющих сборок. Тепловая мощность измеряется с помощью 95 хромель-алюмелевых Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых эмиссионных датчиков прямого заряда, размещённых в каналах нейтронных измерений на семи уровнях по высоте 64 тепловыделяющих сборок. Тепловая мощность измеряется с помощью 95 хромель-алюмелевых термоэлектрических преобразователей Измерение плотности потока нейтронов реализовано в системе внутриреакторного контроля на отличном от АKNП СУЗ принципе — с помощью родиевых эмиссионных датчиков прямого заряда, размещённых в каналах нейтронных измерений на семи уровнях по высоте 64 тепловыделяющих сборок. Тепловая мощность измеряется с помощью 95 хромель-алюмелевых термоэлектрических преобразователей в активной зоне, а также 16 термодер...

Управление параметрами, пуски и остановки

- Управление мощностью реактора осуществляется персоналом с помощью системы индивидуального и группового управления (СГИУ) или автоматического регулятора мощности (АРМ), в обоих случаях воздействием на органы регулирования (ОР)СУЗ. В случае выхода группы ОР СУЗ при регулировании из регламентного диапазона положений, зависящего от мощности реактора, в первом контуре изменяют концентрацию борной кислоты и приводят поглощающие стержни в нормальное положение. В качестве регулируемой величины используется либо нейтронная мощность Управление мощностью реактора осуществляется персоналом с помощью системы индивидуального и группового управления (СГИУ) или автоматического регулятора мощности (АРМ), в обоих случаях воздействием на органы регулирования (ОР)СУЗ. В случае выхода группы ОР СУЗ при регулировании из регламентного диапазона положений, зависящего от мощности реактора, в первом контуре изменяют концентрацию борной кислоты и приводят поглощающие стержни в нормальное положение. В качестве регулируемой величины используется либо нейтронная мощность, либо давление Управление мощностью реактора осуществляется персоналом с помощью системы индивидуального и группового управления (СГИУ) или автоматического регулятора мощности (АРМ), в обоих случаях воздействием на органы регулирования (ОР)СУЗ. В случае выхода группы ОР СУЗ при регулировании из регламентного диапазона положений, зависящего от мощности реактора, в первом контуре изменяют концентрацию борной

- Особенностью ВВЭР-1000 является возможность возникновения так называемых ксеноновых колебаний. Особенностью ВВЭР-1000 является возможность возникновения так называемых ксеноновых колебаний по высоте активной зоны, то есть аксиальных. Суть этого опасного явления в том, что во время переходных процессов вся мощность или большая её часть может сосредотачиваться в сравнительно небольшой части объёма реактора, например, в его половине, что может привести к вынужденному останову реактора для недопущения повреждения топлива. Для подавления этого эффекта используются специальные методы и алгоритмы работы систем управления. Контролируют возможность его возникновения с помощью специального интегрального параметра — аксиального офсета, управление которым обеспечивает подавление пространственной неустойчивости энерговыделения и предупреждение колебаний. Существуют и специальные приёмы по гашению ксеноновых колебаний в случае их возникновения [47]. Особенностью ВВЭР-1000 является возможность возникновения так называемых ксеноновых колебаний по высоте активной зоны, то есть аксиальных. Суть этого опасного явления в том, что во время переходных процессов вся мощность или большая её часть может сосредотачиваться в сравнительно небольшой части объёма реактора, например, в его половине, что может привести к вынужденному останову реактора для недопущения повреждения топлива. Для подавления этого эффекта используются специальные методы и алгоритмы работы систем

Нестационарное отравление ^{135}Xe после останова (Йодная яма)



- Существенно усложняет процесс управления реактором его отравление — процесс накопления короткоживущих нуклидов с высоким сечением поглощения, которые участвуют в непродуктивном захвате нейтронов. При работе реактора в топливе накапливается целый ряд отравляющих нейтронный баланс изотопов, однако существенное значение имеют лишь два: ^{135}Xe и ^{149}Sm . Эффекты отравления и разотравления этими изотопами сложным образом влияют на характер протекания цепной реакции (например, одним из следствий явления отравления

- При пуске реактора первый контур разогревают до 260—280 °С. При пуске реактора первый контур разогревают до 260—280 °С главными циркуляционными насосами, а также остаточным тепловыделением топлива и электронагревателями компенсатора давления. Затем поочерёдно поднимают все группы ОР СУЗ в регламентное положение и с помощью водообмена снижают концентрацию борной кислоты в контуре. Так как в реакторе всегда (кроме первого пуска) имеется топливо, уже вступавшее в реакцию и являющееся мощным источником нейтронов из-за накопленных осколков деления. При пуске реактора первый контур разогревают до 260—280 °С главными циркуляционными насосами, а также остаточным тепловыделением топлива и электронагревателями компенсатора давления. Затем поочерёдно поднимают все группы ОР СУЗ в регламентное положение и с помощью водообмена снижают концентрацию борной кислоты в контуре. Так как в реакторе всегда (кроме первого пуска) имеется топливо, уже вступавшее в реакцию и являющееся мощным источником нейтронов из-за накопленных осколков деления, цепная реакция разовьётся самостоятельно при уменьшении подкритичности до нуля. По мере приближения реактора к критическому состоянию нейтронная мощность нарастает быстрее при постоянной скорости увеличения реактивности. В случае уменьшения периода разгона. При пуске реактора первый контур разогревают до 260—280 °С главными циркуляционными насосами, а также остаточным тепловыделением топлива и электронагревателями компенсатора давления. Затем поочерёдно поднимают все группы ОР СУЗ в регламентное положение и с помощью водообмена снижают концентрацию борной кислоты в контуре. Так как в реакторе всегда (кроме первого пуска) имеется топливо, уже вступавшее в реакцию и являющееся мощным источником нейтронов из-за накопленных осколков деления, цепная реакция разовьётся самостоятельно при уменьшении подкритичности

- Останов реактора и перевод его в подкритическое состояние производят увеличением концентрации борной кислоты и погружением в него поглощающих стержней ОР СУЗ. В случае нормального останова, например, для проведения планового ремонта и перегрузки топлива в конце кампании реактора, процесс осуществляется плавно с определённой скоростью. В случае срабатывания предупредительной или аварийной защиты — очень быстро, примерно за 10 секунд. При этом важной проблемой является остаточное тепловыделение. Останов реактора и перевод его в подкритическое состояние производят увеличением концентрации борной кислоты и погружением в него поглощающих стержней ОР СУЗ. В случае нормального останова, например, для проведения планового ремонта и перегрузки топлива в конце кампании реактора, процесс осуществляется плавно с определённой скоростью. В случае срабатывания предупредительной или аварийной защиты — очень быстро, примерно за 10 секунд. При этом важной проблемой является остаточное тепловыделение,

Аварийная и предупредительная защита

Ключ аварийной защиты реактора ВВЭР-1000



- Срабатывание аварийной защиты (АЗ) реакторов ВВЭР-1000 может быть инициировано как автоматически, при получении системой определённых сигналов от датчиков, так и в результате воздействия персонала на специальный ключ на панели управления.
- Автоматически срабатывание АЗ происходит по ряду уставок срабатывания, к ним относятся уставки по периоду Автоматически срабатывание АЗ происходит по ряду уставок срабатывания, к ним относятся уставки по периоду, уровню нейтронного потока Автоматически срабатывание АЗ происходит по ряду уставок срабатывания, к ним относятся уставки по периоду, уровню нейтронного потока, множеству теплотехнических параметров: давлению, температуре, уровням теплоносителя в различном оборудовании и частях реакторной установки, их разностям и определённым комбинациям. Эти комбинации сигналов рассчитаны таким образом, что автоматически диагностируют определённые аварии, например, совпадение сигналов «давление в паропроводе 2-го контура менее 50 кгс/см^2 » и «разность температур насыщения 1-го и 2-го контура более $75 \text{ }^\circ\text{C}$ » говорит о разрыве паропровода 2-го контура или линий питательной воды парогенераторов (могут быть и другие причины), а разность температуры насыщения 1-го контура и температуры в любой горячей нитке петель менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$ — о течи 1-го контура. Кроме недопустимых нейтронно-физических и теплотехнических параметров, срабатывание защиты могут инициировать и другие события: отключение главных циркуляционных насосов, обесточивание оборудования СУЗ, сейсмическое воздействие Автоматически срабатывание АЗ происходит по ряду уставок срабатывания, к ним относятся уставки по периоду, уровню нейтронного потока, множеству теплотехнических параметров: давлению, температуре, уровням теплоносителя в различном

- При срабатывании аварийной защиты отключается питание электромагнитов приводов СУЗ, и все поглощающие стержни под собственным весом падают в активную зону, переводя реактор в подкритическое состояние максимум за время около 10 секунд. Алгоритм срабатывания сопровождается включением насосов борного концентрата, через систему продувки—подпитки вводящих борную кислоту в 1-й контур. В случае некоторых серьёзных сигналов, говорящих о течах 1-го контура, вместе со срабатыванием АЗ запускаются высокопроизводительные аварийные насосы. При срабатывании аварийной защиты отключается питание электромагнитов приводов СУЗ, и все поглощающие стержни под собственным весом падают в активную зону, переводя реактор в подкритическое состояние максимум за время около 10 секунд. Алгоритм срабатывания сопровождается включением насосов борного концентрата, через систему продувки—подпитки вводящих борную кислоту в 1-й контур. В случае некоторых серьёзных сигналов, говорящих о течах 1-го контура, вместе со срабатыванием АЗ запускаются высокопроизводительные аварийные насосы, напрямую закачивающие всё большее количество раствора борной кислоты в 1-й контур по мере снижения в нём давления. Также при серьёзных сигналах всё оборудование внутри гермооболочки отсекается от обстройки специальной защитной арматурой — пневматическими. При срабатывании аварийной защиты отключается питание электромагнитов приводов СУЗ, и все поглощающие стержни под собственным весом падают в активную зону, переводя

- Кроме аварийной, в реакторах ВВЭР-1000 существует так называемая предупредительная защита, установки которой меньше. По сигналам срабатывания предупредительной защиты или налагается запрет на дальнейший подъём мощности, или группы стержней СУЗ поочерёдно начинают двигаться с обычной скоростью вниз, пока сигнал не снимется. По некоторым сигналам предупредительная защита осуществляет алгоритм ускоренной разгрузки блока, когда одна из групп сбрасывается вниз, снижая мощность сразу на 50 %. Инициировать срабатывание предупредительной защиты и ускоренного её варианта также может персонал воздействием на специальные ключи [\[58\]](#)
- Кроме аварийной, в реакторах ВВЭР-1000 существует так называемая предупредительная защита, установки которой меньше. По сигналам срабатывания предупредительной защиты или налагается запрет на дальнейший подъём мощности,

Ядерное топливо

Головки ТВС-2М (сборки в чехле свежего топлива)



- Ядерное топливо Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» [63] Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» [63], поставляется компанией «ТВЭЛ» Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» [63], поставляется компанией «ТВЭЛ» [64] Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» [63], поставляется компанией «ТВЭЛ» [64]. За годы эксплуатации реакторов оно претерпело серьёзнейшую модернизацию, в настоящее время последними разработками являются конкурирующие модели тепловыделяющих сборок — несколько модификаций ТВСА Ядерное топливо для реакторов ВВЭР-1000 производится Новосибирским заводом химконцентратов [62] и заводом «Элемаш» [63], поставляется компанией «ТВЭЛ» [64]. За годы эксплуатации реакторов оно претерпело серьёзнейшую модернизацию, в настоящее время последними разработками являются конкурирующие модели тепловыделяющих сборок

Тепловыделяющий элемент Твэлы на производственной линии



- Твэл представляет собой герметичную трубку из циркония Твэл представляет собой герметичную трубку из циркония, легированного Твэл представляет собой герметичную трубку из циркония, легированного ниобием Твэл представляет собой герметичную трубку из циркония, легированного ниобием для увеличения пластичности. Температура плавления материала около 1900 °С, при температуре выше 350 °С прочностные свойства ухудшаются. Толщина оболочки 0,65 мм, наружный диаметр трубки 9,1 мм. Длина твэла 3800 мм, масса — 2,1 кг. Внутри располагаются таблетки урана и пружина в верхней части, компенсирующая их тепловые перемещения.
- В твэл помещены таблетки диоксида урана В твэл помещены таблетки диоксида урана с плотностью В твэл помещены таблетки диоксида урана с плотностью 10,4—10,7 г/см³, каждая с наружным диаметром 7,57 мм и высотой 20 мм. В середине таблетки имеется отверстие диаметром 1,2 мм, края скошены фасками В твэл помещены таблетки диоксида урана с плотностью 10,4—10,7 г/см³, каждая с наружным диаметром 7,57 мм и высотой 20 мм. В середине таблетки имеется отверстие диаметром 1,2 мм, края скошены фасками. Зазор между таблеткой и оболочкой, а также центральное отверстие предназначены для возможности увеличения таблетки в результате радиационного распухания. Таблетки зафиксированы в твэле разрезными втулками. Общая длина столба таблеток — 3530 мм (на мощности удлиняется на 30 мм),

- При изготовлении в твэлы закачивают гелий При изготовлении в твэлы закачивают гелий до давления $20—25 \text{ кгс/см}^2$, в процессе эксплуатации к нему добавляются газообразные продукты деления При изготовлении в твэлы закачивают гелий до давления $20—25 \text{ кгс/см}^2$, в процессе эксплуатации к нему добавляются газообразные продукты деления, увеличивающие давление внутри элемента до $50—80 \text{ кгс/см}^2$. При работе на мощности средняя температура в центре таблеток составляет $1500—1600 \text{ }^\circ\text{C}$, на поверхности — около $470 \text{ }^\circ\text{C}$. Тепловая энергия при протекании цепной реакции выделяется с интенсивностью 450 Вт/см^3 . Все таблетки в твэле и, обычно, во всей ТВС имеют одинаковое обогащение При изготовлении в твэлы закачивают гелий до давления $20—25 \text{ кгс/см}^2$, в процессе эксплуатации к нему добавляются газообразные продукты деления, увеличивающие давление внутри элемента до $50—80 \text{ кгс/см}^2$. При работе на мощности средняя температура в центре таблеток составляет $1500—1600 \text{ }^\circ\text{C}$, на поверхности — около $470 \text{ }^\circ\text{C}$. Тепловая энергия при протекании цепной реакции выделяется с интенсивностью 450 Вт/см^3 . Все таблетки в твэле и, обычно, во всей ТВС имеют одинаковое обогащение, кроме последних разработок со 150 мм необогащённого урана в торцах. Стандартные обогащения для ВВЭР-1000 [\[69\]](#) При изготовлении в твэлы закачивают гелий до давления $20—25 \text{ кгс/см}^2$, в процессе эксплуатации к нему добавляются газообразные продукты деления, увеличивающие давление внутри элемента до $50—80 \text{ кгс/см}^2$. При работе на мощности средняя температура в центре таблеток составляет $1500—1600 \text{ }^\circ\text{C}$, на поверхности — около $470 \text{ }^\circ\text{C}$. Тепловая энергия при протекании цепной реакции выделяется с интенсивностью 450 Вт/см^3 . Все таблетки в твэле и, обычно, во всей ТВС имеют одинаковое обогащение, кроме последних разработок со 150 мм необогащённого урана в торцах. Стандартные обогащения для ВВЭР-1000 [\[69\]](#) [\[70\]](#):
 - 1,6 2,0 2,4 3,0 3,6 4,0 4,4 5,0%

Тепловыделяющая сборка



- Верхняя часть ТВС
- Применяющиеся на ВВЭР-1000 бесчехловые тепловыделяющие сборки (ТВС) имеют шестигранную форму. Длина сборки около 4,5 м, масса — 760 кг, объём — 80 л, размер «под ключ» — 234 мм. Общее их число в активной зоне — 163. Каждая состоит из 312 твэлов и имеет 18 трубчатых каналов для входа рабочих органов СУЗ. Они находятся на расстоянии 3,65 мм друг от друга, с шагом размещения 12,75 мм. В головном проекте В-187 конструкция топлива существенно отличается: 151 ТВС, в каждой 317 твэлов, размер «под ключ» 238 мм. В последующих после серийных реакторов проектах количество твэлов 311, что связано с увеличением количества ТВС с кластерам СУЗ до 121 (в серийных 61).

- Основную часть ТВС составляет пучок твэлов, каждый из которых крепится в нижней части к хвостовику ТВС соединением типа «[ласточкин хвост](#)». Основную часть ТВС составляет пучок твэлов, каждый из которых крепится в нижней части к хвостовику ТВС соединением типа «ласточкин хвост». Сверху пучок элементов через пружины упирается в головку, максимальный ход пружин 22 мм. Каркас конструкции составляет 18 трубчатых направляющих канала и 12-15 дистанционирующих решёток. Номинальный расход воды через каждую ТВС — около 500 м³/ч, средняя её скорость при этом составляет 5,6 м/с. На каждую ТВС действует гидравлическая сила выталкивания примерно 450 [кгс](#).
- Перегрузка топлива осуществляется частями, в конце [кампании реактора](#) часть ТВС специальной перегрузочной машиной выгружается и такое же количество свежих сборок загружается в активную зону. По мере модернизации реализовывались различные варианты кампаний, наиболее современными являются кампании с перегрузкой раз

- С начала 90-х годов велись непрерывные работы по модернизации топлива для ВВЭР-1000 по двум альтернативным направлениям (ТВС-2 и ТВС-А). Специалисты отмечают около шести поколений ТВС:
- чехловые ТВС головного проекта В-187;
- ТВС без чехла, разработанные для двухлетнего топливного цикла со стержнями с выгорающим поглотителем (СВП), в которых только центральная трубка, оболочки твэлов и СВП изготавливались из циркониевого сплава Э110, всё остальное — из нержавеющей стали ТВС без чехла, разработанные для двухлетнего топливного цикла со стержнями с выгорающим поглотителем (СВП), в которых только центральная трубка, оболочки твэлов и СВП изготавливались из циркониевого сплава Э110, всё остальное — из нержавеющей стали типа 08Х18Н10Т (для оболочек ПЭЛов — 06Х18Н10Т). Внутри трубок СВП находился размешанный в расплаве алюминиевого сплава ПС-80 порошок диборида хрома с содержанием бора во всей смеси 1,5 %. Максимальное обогащение ураном-235 при этом составляло 4,4 %. Такая конструкция



Сборки на заводе: слева ТВС-А,
справа — ТВС-2

ТВС с каркасом из
нержавеющей стали для
трёхлетнего топливного цикла;

ТВС-М с каркасом из
нержавеющей стали со
съёмными головками для 3-4-
летнего цикла;

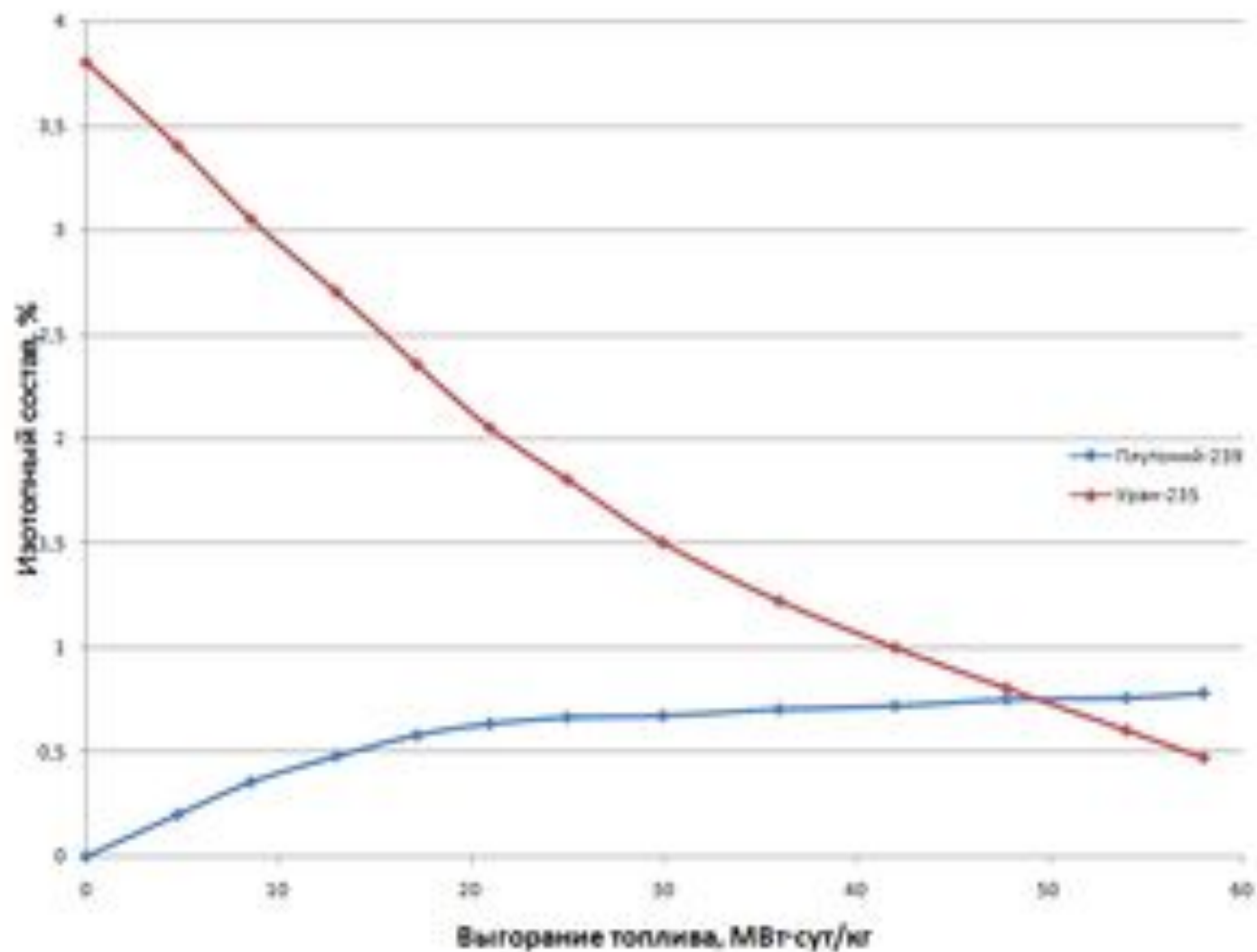
УТВС, в которых
направляющие каналы и
дистанционирующие решётки
стали изготавливать из
циркониевого сплава вместо
стали, что улучшило их
нейтронно-физические
свойства. Сборки также стали
разборными.

Продолжительность кампании
увеличилась до 330 эфф. суток;

- ТВС-2 и ТВС-А. Конструкция сборок была существенно изменена. В сборке разработки ОКБ «Гидропресс», ТВС-2, для решения проблемы искривления каркас был выполнен жёстким с помощью точечной приварки направляющих каналов к дистанционирующим решёткам, а также замены материала: их стали изготавливать полностью из нового циркониевого сплава Э-635. В альтернативной сборке [ОКБМ им. И. И. Африкантова](#) ТВС-2 и ТВС-А. Конструкция сборок была существенно изменена. В сборке разработки ОКБ «Гидропресс», ТВС-2, для решения проблемы искривления каркас был выполнен жёстким с помощью точечной приварки направляющих каналов к дистанционирующим решёткам, а также замены материала: их стали изготавливать полностью из нового циркониевого сплава Э-635. В альтернативной сборке ОКБМ им. И. И. Африкантова, ТВС-А (также целиком циркониевой), жёсткий каркас был сформирован [уголками](#) ТВС-2 и ТВС-А. Конструкция сборок была существенно изменена. В сборке разработки ОКБ «Гидропресс», ТВС-2, для решения проблемы искривления каркас был выполнен жёстким с помощью точечной приварки направляющих каналов к дистанционирующим решёткам, а также замены материала: их стали изготавливать полностью из нового циркониевого сплава Э-635. В альтернативной сборке ОКБМ им. И. И. Африкантова, ТВС-А (также целиком циркониевой), жёсткий каркас был сформирован уголками, приваренными к дистанционирующим решёткам. Обе конструкции позволили решить важную техническую проблему механического искривления, существенно увеличить глубину выгорания топлива (примерно до 50 МВт·сут/кг и продолжительность кампании до 360—370 эфф. суток). В дальнейшем оба направления конструкции получили развитие — [ТВС-2М](#) ТВС-2 и ТВС-А. Конструкция сборок была существенно изменена. В сборке разработки ОКБ «Гидропресс», ТВС-2 для решения проблемы искривления каркас был выполнен

Нуклидный состав

Примерная зависимость уменьшения ^{235}U и накопления ^{239}Pu от глубины выгорания в ВВЭР с топливом обогащением около 4 %



- Одной из важнейших характеристик топливного цикла является глубина выгорания Одной из важнейших характеристик топливного цикла является глубина выгорания, характеризующая отношение количества выгоревшего делящегося нуклида 235U к его начальной загрузке. В ВВЭР-1000 при 3—5-летней кампании с частичными перегрузками (обогащение топлива 3—5 %) достигается глубина выгорания 40—55 МВт·сут/кг (в максимально напряжённых твэлах больше). Содержание 235U в твэле снижается за 3—4 года работы, например, с 4,4 % в свежей ТВС до 0,6—0,8 % перед выгрузкой её из реактора.
- Кроме выгорания 235U в реакторах, работающих на уране, происходит образование нового делящегося нуклида (конверсия ядерного топлива) Кроме выгорания 235U в реакторах, работающих на уране, происходит образование нового делящегося нуклида (конверсия ядерного топлива) — 239Pu Кроме выгорания 235U в реакторах, работающих на уране, происходит образование нового делящегося нуклида (конверсия ядерного топлива) — 239Pu, как следствие радиационного захвата нейтронов ядрами 238U Кроме выгорания 235U в реакторах, работающих на уране, происходит образование нового делящегося нуклида (конверсия ядерного топлива) — 239Pu, как следствие радиационного захвата нейтронов ядрами 238U. Затем, в результате реакций на 239Pu, образуются также ядра 240Pu Кроме выгорания 235U в реакторах, работающих на уране, происходит образование нового делящегося нуклида (конверсия ядерного топлива)

- Среди продуктов деления ^{235}U — более 250 различных ядер, около четверти из которых являются шлаками, то есть стабильными и долгоживущими нуклидами, участвующими в непроизводительном захвате нейтронов. При работе реактора их концентрация монотонно возрастает, после останова — не уменьшается. Этот процесс называют шлакованием ядерного реактора, он приводит к потере части реактивности топлива в течение кампании.
- При глубоком выгорании в ВВЭР также накапливаются высшие актиниды При глубоком выгорании в ВВЭР также накапливаются высшие актиниды — $^{241}\text{-}^{242}\text{-}^{243}\text{Am}$ При глубоком выгорании в ВВЭР также накапливаются высшие актиниды — $^{241}\text{-}^{242}\text{-}^{243}\text{Am}$, $^{243}\text{-}^{244}\text{-}^{245}\text{Cm}$ При глубоком выгорании в ВВЭР также накапливаются высшие актиниды — $^{241}\text{-}^{242}\text{-}^{243}\text{Am}$, $^{243}\text{-}^{244}\text{-}^{245}\text{Cm}$, ^{244}Bk При глубоком выгорании в ВВЭР также

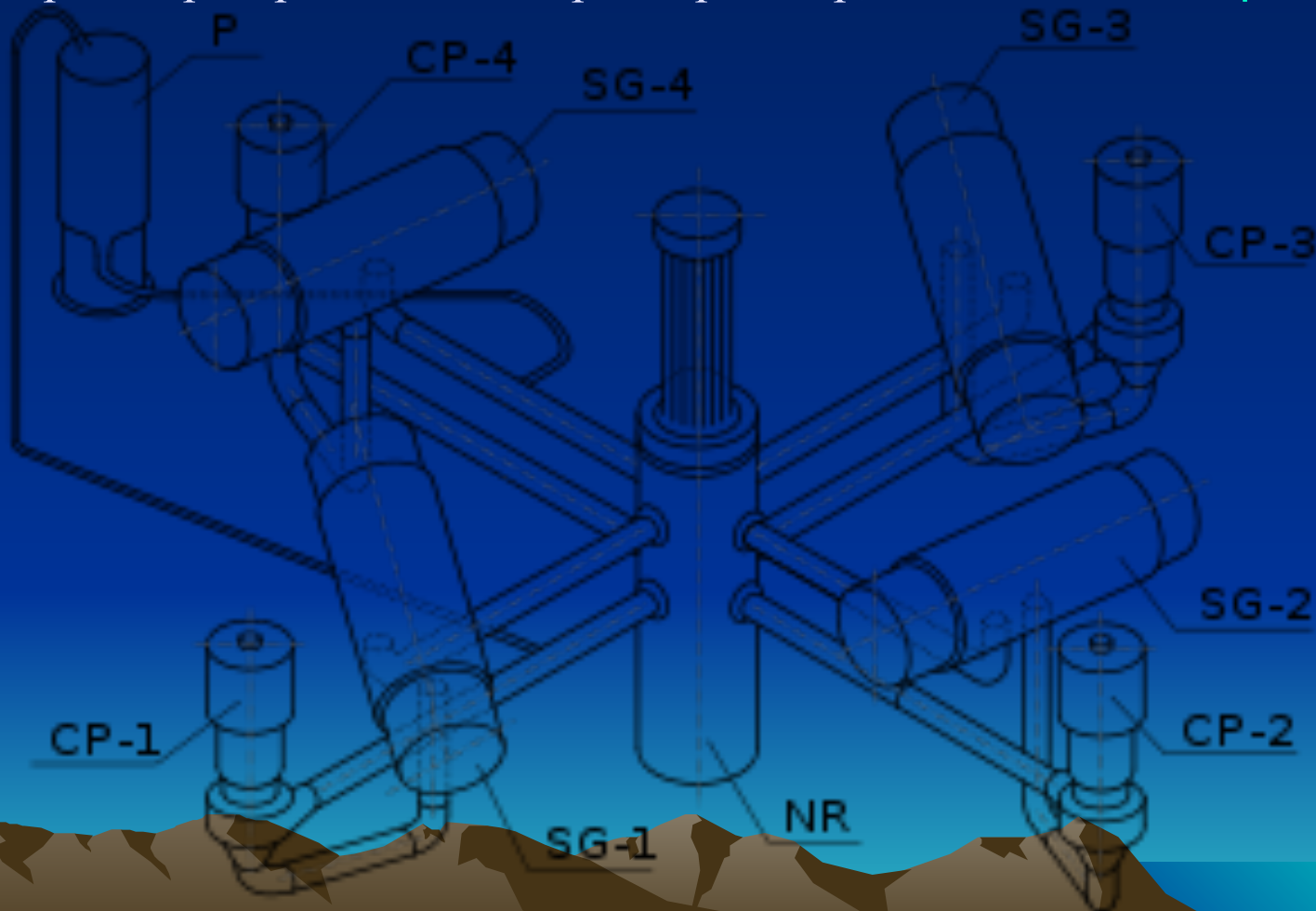
Реакторная установка с ВВЭР-1000

- Реакторные установки Реакторные установки с ВВЭР-1000 работают по двухконтурной схеме циркуляции. По уровню безопасности они почти идентичны европейским и американским установкам с реакторами PWR Реакторные установки с ВВЭР-1000 работают по двухконтурной схеме циркуляции. По уровню безопасности они почти идентичны европейским и американским установкам с реакторами PWR[84] Реакторные установки с ВВЭР-1000 работают по двухконтурной схеме циркуляции. По уровню безопасности они почти идентичны европейским и американским установкам с реакторами PWR[84][85] Реакторные установки с ВВЭР-1000 работают по двухконтурной схеме циркуляции. По уровню безопасности они почти идентичны европейским и американским установкам с реакторами PWR[84][85][86] Реакторные установки с ВВЭР-1000 работают по двухконтурной схеме циркуляции. По уровню безопасности они почти идентичны европейским и американским установкам с реакторами PWR[84][85][86]. Для каждого энергблока сооружается отдельный главный корпус. Всё оборудование реакторной установки, а также специальные технологические системы (системы безопасности и вспомогательные системы) размещаются в реакторном отделении энергблока, представляющем собой сооружение особой конструкции.
- Реакторное отделение состоит из герметичной и негерметичной частей. В герметичной части, называемой обычно гермооболочкой Реакторное отделение состоит из герметичной и негерметичной частей. В

- Негерметичная часть, называемая обстройкой, асимметрично окружает оболочку и представляет собой в плане квадрат со стороной в 66 м. Обстройка уходит под землю на 6,6 м и возвышается на 41,4 м, внутрь неё предусмотрен железнодорожный въезд для доставки грузов под гермооболочку, в днище которой имеется большой транспортный люк. На обстройке располагается вентиляционная труба для сдувок из производственных помещений, диаметром 3 м, с относительной отметкой верха 100 м.
- Все крупные устройства и трубопроводы оснащены гидроамортизаторами, сложной системой опор, подвесок, ограничителей и другого оборудования для защиты от землетрясений, воздействия реактивных сил и летящих предметов при разрушении оборудования, а также для снижения вибрации технологического оборудования и корпуса РУ. Кроме крупного оборудования, описываемого ниже, в состав всех систем входят трубопроводы Все крупные устройства и трубопроводы оснащены гидроамортизаторами, сложной системой опор, подвесок, ограничителей и другого оборудования для защиты от землетрясений, воздействия реактивных сил и летящих предметов при разрушении оборудования, а также для снижения вибрации технологического оборудования и корпуса РУ. Кроме крупного оборудования, описываемого ниже, в состав всех систем входят трубопроводы, множество разнообразной запорной Все крупные

ВВЭР-1000.

СР-1,2,3,4 — циркуляционные насосы СР-1,2,3,4 —
циркуляционные насосы; SG-1,2,3,4 — парогенераторы СР-1,2,3,4 —
циркуляционные насосы; SG-1,2,3,4 — парогенераторы; NR — ядерный
реактор СР-1,2,3,4 — циркуляционные насосы; SG-1,2,3,4 —
парогенераторы; NR — ядерный реактор; Р — компенсатор давления



- В первом контуре циркулирует теплоноситель В первом контуре циркулирует теплоноситель — некипящая вода В первом контуре циркулирует теплоноситель — некипящая вода под давлением около 16 МПа (160 кгс/см²). Теплоноситель поступает в реактор с температурой около 289 °С, нагревается в нём до 322 °С и по 4 циркуляционным петлям направляется в парогенераторы («горячие» нитки), где передаёт своё тепло теплоносителю второго контура. Из парогенераторов вода главными циркуляционными насосами возвращается в реактор («холодные» нитки). Для поддержания стабильности давления и компенсации изменений объёма теплоносителя при его разогреве или расхолаживании используется специальный компенсатор давления (компенсатор объёма), соединённый с одной из «горячих» ниток. Общий объём первого контура — 370 м³.

Парогенератор ПГВ-1000



- Главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ) внутренним диаметром 850 мм соединяют оборудование первого контура. Они расположены попарно, в противоположных сторонах от реактора с углом между парными петлями 55° . Конструкция трубопроводов и способы их закрепления рассчитаны на восприятие нагрузки при [землетрясении силой 9 баллов по шкале MSK-64](#) Главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ) внутренним диаметром 850 мм соединяют оборудование первого контура. Они расположены попарно, в противоположных сторонах от реактора с углом между парными петлями 55° . Конструкция трубопроводов и способы их закрепления рассчитаны на восприятие нагрузки при землетрясении силой 9 баллов по шкале MSK-64 с одновременным воздействием нагрузок от полного разрыва одной из циркуляционных петель. Для различных целей ГЦТ соединены с помощью вваренных [патрубков](#) Главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ) внутренним диаметром 850 мм соединяют оборудование первого контура. Они расположены попарно, в противоположных сторонах от реактора с углом между парными петлями 55° . Конструкция трубопроводов и способы их закрепления рассчитаны на восприятие нагрузки при землетрясении силой 9 баллов по шкале MSK-64 с одновременным воздействием нагрузок от полного разрыва одной из циркуляционных петель. Для различных целей ГЦТ соединены с помощью вваренных патрубков, [штуцеров](#) Главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ) внутренним диаметром 850 мм соединяют

- Парогенератор предназначен для передачи энергии, произведённой в активной зоне реактора, во второй контур. В РУ с ВВЭР-1000 используются парогенераторы ПГВ-1000, горизонтальные, с трубчатой поверхностью теплообмена. Теплоноситель первого контура проходит через 11 500 теплопередающих трубок внутри корпуса парогенератора, нагревая воду второго контура. Кипящая Парогенератор предназначен для передачи энергии, произведённой в активной зоне реактора, во второй контур. В РУ с ВВЭР-1000 используются парогенераторы ПГВ-1000, горизонтальные, с трубчатой поверхностью теплообмена. Теплоноситель первого контура проходит через 11 500 теплопередающих трубок внутри корпуса парогенератора, нагревая воду второго контура. Кипящая вода второго контура преобразуется в пар Парогенератор предназначен для передачи энергии, произведённой в активной зоне реактора, во второй контур. В РУ с ВВЭР-1000 используются парогенераторы ПГВ-1000, горизонтальные, с трубчатой поверхностью теплообмена. Теплоноситель первого контура проходит через 11 500 теплопередающих трубок внутри корпуса парогенератора, нагревая воду второго контура. Кипящая вода второго контура преобразуется в пар и через сборные паропроводы поступает к турбине. Пар вырабатывается насыщенный Парогенератор предназначен для передачи энергии, произведённой в активной зоне реактора, во второй контур. В РУ с ВВЭР-1000 используются парогенераторы ПГВ-1000, горизонтальные, с трубчатой поверхностью теплообмена. Теплоноситель первого контура проходит через 11 500 теплопередающих трубок внутри корпуса парогенератора, нагревая воду второго контура. Кипящая вода второго контура преобразуется в пар и через сборные паропроводы поступает к турбине. Пар вырабатывается насыщенный, с температурой 280 °С, давлением 6,4 МПа и влажностью 0,2 % при температуре питательной воды 220 °С. Тепловая мощность каждого парогенератора 750 МВт



- Монтаж компенсатора давления РУ с ВВЭР-1000

С помощью компенсатора объёма обеспечивается создание и поддержание давления в первом контуре. В нём происходит кипение воды, которое создаёт в верхней его части так называемую «паровую подушку». Компенсатор представляет собой вертикальный сосуд с эллиптическим днищем, в нижней части которого расположены 28 блоков электронагревателей общей мощностью 2520 кВт. Для повышения давления в первом контуре теплоноситель в компенсаторе нагревается электронагревателями. Для понижения — в паровое пространство производится впрыск из «холодной» нитки первой петли, что приводит к конденсации части пара и снижению давления. При низком давлении в первом контуре (менее 2 МПа) паровая подушка неэффективна, поэтому в конце расхолаживания и начале разогрева реакторной установки пар в компенсаторе заменяют **азотом**. С помощью компенсатора объёма обеспечивается создание и поддержание давления в первом контуре. В нём происходит кипение воды, которое создаёт в верхней его части так называемую «паровую подушку». Компенсатор представляет собой вертикальный сосуд с эллиптическим днищем, в нижней части которого расположены 28 блоков электронагревателей общей мощностью 2520 кВт. Для повышения давления в первом контуре теплоноситель в компенсаторе нагревается электронагревателями. Для понижения — в паровое пространство производится впрыск из «холодной» нитки первой петли, что приводит к конденсации

Вспомогательные системы

- Большинство вспомогательных систем располагаются в обстройке реакторного отделения и соединены с оборудованием внутри гермооболочки трубопроводами, проходящими через специальную герметизирующую систему трубных проходов. Большинство вспомогательных систем располагаются в обстройке реакторного отделения и соединены с оборудованием внутри гермооболочки трубопроводами, проходящими через специальную герметизирующую систему трубных проходов. На входе и выходе из них на каждом трубопроводе имеется специальная защитная арматура — локализирующая группа (не менее трёх пневматических Большинство вспомогательных систем располагаются в обстройке реакторного отделения и соединены с оборудованием внутри гермооболочки трубопроводами, проходящими через специальную герметизирующую систему трубных проходов. На входе и выходе из них на каждом трубопроводе имеется специальная защитная арматура — локализирующая группа (не менее трёх пневматических отсечных клапанов или задвижек). Группы способны закрыться по сигналам о течах за несколько секунд, несмотря на большие диаметры трубопроводов. Такие меры предусматриваются для полной герметизации внутренней оболочки в случае тяжёлой аварии.
- Самой крупной и важной вспомогательной системой является *система подпитки—продувки первого контура*. С помощью неё осуществляется борное регулирование, поддержание сложного водно-химического режима, возврат организованных и восполнение неорганизованных протечек первого контура, а также ряд других функций. Основные функции система выполняет, непрерывно выводя из первого контура часть теплоносителя, 10—60 м³/ч, что называется продувкой. Возврат этой воды обратно, очищенной и с нужной концентрацией борной кислоты и определённых реагентов, называется подпиткой. Система является важной для безопасности и функционирует во всех режимах работы

- Основные насосы создают давление около 180 кгс/см^2 (выше, чем в первом контуре для «продавливания» в него воды) при расходе, равном расходу продувки. Такие высокие параметры достигаются благодаря частоте вращения 8900 об/мин .
Основные насосы создают давление около 180 кгс/см^2 (выше, чем в первом контуре для «продавливания» в него воды) при расходе, равном расходу продувки. Такие высокие параметры достигаются благодаря частоте вращения 8900 об/мин , которую можно бесступенчато регулировать с помощью специального устройства — гидромуфты.
Основные насосы создают давление около 180 кгс/см^2 (выше, чем в первом контуре для «продавливания» в него воды) при расходе, равном расходу продувки. Такие высокие параметры достигаются благодаря частоте вращения 8900 об/мин , которую можно бесступенчато регулировать с помощью специального устройства — гидромуфты. Воздействием на регулятор гидромуфты можно изменять расход и давление насоса в широких пределах, обеспечивая

- В деаэраторе подпиточной воды постоянно выделяется водород, который необходимо удалять во избежание накопления его опасных концентраций. Для этого используется *система дожигания водорода*, в которой производится окисление (сжигание) этого газа на платиновом, в которой производится окисление (сжигание) этого газа на платиновом катализаторе, в которой производится окисление (сжигание) этого газа на платиновом катализаторе. В состав системы входят охладители, газодувки, в которой производится окисление (сжигание) этого газа на платиновом катализаторе. В состав системы входят охладители, газодувки, электронагреватели, контактные аппараты, холодильник-сепаратор и бак-гидрозатвор.
- *Система боросодержащей воды и борного концентрата* предназначена для создания запаса и хранения раствора борной кислоты, а также подачи его через систему продувки—подпитки в первый контур при борном регулировании. Система включает в себя множество насосов, баков большого объёма и монжюс боросодержащей воды.
- Для хранения и подачи добавочной дистиллированной воды в различные технологические системы, в том числе через систему продувки—подпитки в первый контур для снижения концентрации борной кислоты используется *система дистиллята*. В неё входят несколько баков и насосов.

- Из-за радиолитического разложения воды первого контура в нём постоянно образуется водород и кислород, которые необходимо связывать во избежание накопления и усиления коррозионной активности теплоносителя. Для этого с помощью *узла реагентов реакторного отделения* в первый контур через систему продувки—подпитки постоянно добавляют специальные реагенты в определённых количествах. В качестве таких реагентов используют аммиак в первый контур через систему продувки—подпитки постоянно добавляют специальные реагенты в определённых количествах. В качестве таких реагентов используют аммиак (поддержание нормированной концентрации водорода), гидразин-гидрат в первый контур через систему продувки—подпитки постоянно добавляют специальные реагенты в определённых количествах. В качестве таких реагентов используют аммиак (поддержание нормированной концентрации водорода), гидразин-гидрат (для тех же целей, но при низкой температуре в контуре) и едкий кали в первый контур через систему продувки—подпитки постоянно добавляют специальные реагенты в определённых количествах. В качестве таких реагентов используют аммиак (поддержание нормированной концентрации водорода), гидразин-гидрат (для тех же целей, но при низкой температуре в контуре) и едкий кали (поддержание требуемого pH теплоносителя). В состав системы входят баки реагентов и насосы-дозаторы.
- При работе установки в первом контуре образуются нерастворимые, взвешенные активированные При работе установки в первом контуре образуются нерастворимые, взвешенные активированные мелкодисперсные продукты коррозии При работе установки в первом контуре образуются нерастворимые, взвешенные активированные мелкодисперсные продукты коррозии конструкционных материалов, а также радионуклиды При работе установки в первом контуре образуются нерастворимые, взвешенные активированные мелкодисперсные продукты коррозии конструкционных материалов, а также радионуклиды коррозионного происхождения в коллоидной форме. Для уменьшения их отложений на поверхностях трубопроводов и оборудования используется *система высокотемпературной байпасной очистки теплоносителя первого контура (СВО-1)*. Она располагается в гермооболочке

- Для очистки продувочной воды, выводимой из первого контура системой продувки—подпитки, а также организованных протечек предназначена *система низкотемпературной очистки продувочной воды первого контура (СВО-2)*. В этой системе вода очищается от продуктов коррозии, радионуклидов и химических примесей с помощью фильтрования и ионного обмена (СВО-2). В этой системе вода очищается от продуктов коррозии, радионуклидов и химических примесей с помощью фильтрования и ионного обмена. В неё входит две одинаковые нитки, каждая из которых состоит из двух параллельно включённых катионитовых фильтров, последовательно с ними включённого анионитного фильтра и ловушки ионитов (СВО-2). В этой системе вода очищается от продуктов коррозии, радионуклидов и химических примесей с помощью фильтрования и ионного обмена. В неё входит две одинаковые нитки, каждая из которых состоит из двух параллельно включённых катионитовых фильтров, последовательно с ними включённого анионитного фильтра и ловушки ионитов на случай их разрушения. В качестве фильтрующего материала используются различные типы ионообменных смол.
- Для сбора, охлаждения и возврата организованных протечек в первый контур предназначена *система оргпротечек*, в которую входят бак, теплообменник и насосы. Часть оборудования системы располагается в гермооболочке, часть в обстройке.
- *Система спецканализации* предназначена для приёма и сбора всех неорганизованных протечек реакторного отделения и

- Система спецгазоочистки предназначена для очистки газообразных сдувок предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов, радиоактивного иода предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов, радиоактивного иода и аэрозолей предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов, радиоактивного иода и аэрозолей. Очистка производится несколькими ступенями: сначала фильтрами со стекловолокном предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов, радиоактивного иода и аэрозолей. Очистка производится несколькими ступенями: сначала фильтрами со стекловолокном, затем адсорбционными предназначена для очистки газообразных сдувок из технологических помещений реакторного отделения от радиоактивных инертных газов, радиоактивного иода и аэрозолей. Очистка производится несколькими ступенями: сначала фильтрами со стекловолокном, затем адсорбционными фильтрами-копонами, загруженными активированным

- Для предотвращения попадания радиоактивных веществ из первого контура в техническую воду предназначена *система промконтура*. Вода этой системы циркулирует по замкнутому контуру, охлаждая различное оборудование с радиоактивным теплоносителем, например, теплообменники системы продувки—подпитки. Сам же промконтур охлаждается технической водой. Таким образом, при нарушении герметичности оборудования, непосредственно связанного с первым контуром, радиоактивные изотопы не попадут в техническую воду. В состав системы входят насосы, теплообменники и бак-расширитель, необходимый ввиду замкнутости системы.
- Для смазки и охлаждения опорно-упорных подшипников для смазки и охлаждения опорно-упорных подшипников главных циркуляционных насосов, а также нижних и верхних подшипников их электродвигателей предназначена *система маслоснабжения ГЦН*. В её состав входят маслобаки, маслонасосы, маслофильтры и маслоохладители. Система обеспечивает подачу масла на каждый ГЦН с расходом около 28 м³/ч и температурой не более 46 °С.



- Для заполнения маслосистем ГЦН и подпиточных насосов, а также откачки масла из реакторного отделения на очистку предназначена *система маслоснабжения реакторного отделения*. В её состав входит несколько маслонасосов и маслобаков, в том числе для аварийного слива масла из систем маслоснабжения ГЦН и подпиточных насосов.
- *Система продувки парогенераторов* предназначена для поддержания требуемого водно-химического режима воды парогенераторов со стороны второго контура (котловой воды). Часть котловой воды из мест наиболее вероятного скопления продуктов коррозии, солей предназначена для поддержания требуемого водно-химического режима воды парогенераторов со стороны второго контура (котловой воды). Часть котловой воды из мест наиболее вероятного скопления продуктов коррозии, солей и шлама непрерывно (с расходом $7,5 \text{ м}^3/\text{ч}$) и периодически (с расходом $60 \text{ м}^3/\text{ч}$) отбирается для очистки. В состав системы входят теплообменники, расширители продувки, насосы и бак.
- Для охлаждения бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива используется *система расхолаживания бассейна выдержки*. Необходимость этого обусловлена остаточным энерговыделением топлива после его использования, из-за которого его хранят 3—4 года в специальном бассейне рядом с реактором. В состав системы, состоящей из трёх одинаковых каналов для резервирования, входят теплообменники и насосы.

- Система подачи сжатого воздуха на пневмоприводы, состоящая из трёх независимых каналов, предназначена для накопления и подачи сжатого воздуха высокого давления на пневматические приводы, состоящая из трёх независимых каналов, предназначена для накопления и подачи сжатого воздуха высокого давления на пневматические приводы быстросействующей отсечной арматуры, состоящая из трёх независимых каналов, предназначена для накопления и подачи сжатого воздуха высокого давления на пневматические приводы быстросействующей отсечной арматуры для

Системы безопасности

- Системы безопасности предназначены для осуществления так называемых критических функций безопасности во время аварий, в эти функции входят:
- контроль цепной реакции, то есть останов реактора и контроль его подкритичности после останова;
- отвод остаточных энерговыделений реактора;
- ограничение распространения радиоактивных продуктов.
- Набор систем безопасности определяется проектом в зависимости от необходимости выполнения этих функций. При создании систем безопасности ВВЭР-1000 использовались принципы: *физического разделения каналов, разнообразия* принципов работы используемого оборудования, *независимости* работы разных систем друг от друга. Ко всем системам безопасности применён *принцип единичного отказа*, в соответствии с которым функции безопасности выполняются при любом независимом от исходного события, вызвавшего аварию, отказе в системах безопасности. Это ведёт к необходимости резервирования систем безопасности. В серийных установках с ВВЭР-1000 кратность резервирования принята равной 3·100 % (во многих американских и европейских проектах эта величина составляет лишь 3·50 %), то есть каждая система безопасности состоит из трёх независимых каналов, каждый из которых самостоятельно способен обеспечивать выполнение проектных функций. В некоторых последующих после серийного проекта установок, например Тяньваньской АЭС систем безопасности. В серийных установках с ВВЭР-1000 кратность резервирования принята равной 3·100 % (во многих американских и европейских проектах эта величина составляет лишь 3·50 %), то есть каждая система безопасности состоит из трёх независимых каналов, каждый из которых самостоятельно способен обеспечивать выполнение проектных функций. В некоторых последующих после

- Перевод реактора в подкритическое состояние при авариях и поддержание в этом состоянии осуществляет система аварийной защиты (см. раздел [Аварийная и предупредительная защита](#)).
- Система аварийного впрыска бора подаёт раствор борной кислоты в первый контур при давлении в нём 160—180 кгс/см². Это необходимо при авариях с выделением положительной реактивности в активной зоне с сохранением высокого давления в контуре. Концентрация раствора — 40 г/кг, расход одного канала системы — 6 м³/ч, подача раствора обеспечивается не более чем через 5 минут после аварийного сигнала. В состав системы входят баки аварийного запаса борного концентрата и насосные агрегаты.
- Система аварийного ввода бора подаёт раствор концентрацией 40 г/кг с расходом не менее 100 м³/ч при давлении в первом контуре 100 кгс/см², при давлении 15—90 кгс/см² — с расходом не менее 130 м³/ч. Эти расходы обеспечивает один канал. Подача раствора начинается не позднее, чем через 35—40 секунд с момента установления в первом контуре необходимого давления. В состав системы входят баки аварийного запаса борного концентрата и насосные агрегаты.



- Система аварийно-планового расхолаживания предназначена как для аварийного расхолаживания активной зоны и отвода остаточных энерговыделений, так и для планового расхолаживания установки при останове и отводе остаточных энерговыделений при перегрузке топлива. Система каждым своим каналом обеспечивает подачу раствора борной кислоты концентрацией 16 г/кг с расходом 250—300 м³/ч при давлении в первом контуре 21 кгс/см² и 700—750 м³/ч при давлении 1 кгс/см². Начинает подачу не позднее, чем через 35—40 секунд с момента установления в первом контуре необходимого давления. В состав системы входят насосы, бак-приямок борированной воды объемом 500 м³ в гермооболочке (от него также имеют возможность работать система аварийного ввода бора и спринклерная система) и теплообменники аварийно-планового расхолаживания.
- Спринклерная система предназначена для локализации аварий с разрывом трубопроводов первого и второго контура в пределах гермооболочки. При такой аварии в гермооболочке возрастает давление, а она по проекту рассчитана на давление не более 5 кгс/см². Чтобы не допустить её разрушения, а также связать радиоактивные [изотопы иода](#) предназначена для локализации аварий с разрывом трубопроводов первого и второго контура в пределах гермооболочки. При такой аварии в гермооболочке возрастает давление, а она по проекту рассчитана на давление не более 5 кгс/см². Чтобы не допустить её разрушения, а также связать радиоактивные изотопы иода и осуществлять аварийное заполнение бассейна выдержки топлива, спринклерная система подаёт раствор борной кислоты во множество [форсунок](#) предназначена для локализации аварий с разрывом трубопроводов первого и второго контура в пределах гермооболочки. При такой аварии в гермооболочке возрастает давление, а она по проекту рассчитана на давление не

- *Пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны* (система гидроаккумуляторов САОЗ) предназначена для работы в условиях аварий с большими течами. Эта система пассивная, то есть не требует для выполнения своих функций подачи команд на включение и снабжения энергией. Она состоит из четырёх гидроаккумуляторов, вертикальных цилиндрических сосудов с 50 м^3 раствора борной кислоты концентрацией 16 г/кг в каждом. Гидроёмкости находятся в гермооболочке, непосредственно связаны с реактором и отсечены от него обратными клапанами (система гидроаккумуляторов САОЗ) предназначена для работы в условиях аварий с большими течами. Эта система пассивная, то есть не требует для выполнения своих функций подачи команд на включение и снабжения энергией. Она состоит из четырёх гидроаккумуляторов, вертикальных цилиндрических сосудов с 50 м^3 раствора борной кислоты концентрацией 16 г/кг в каждом. Гидроёмкости находятся в гермооболочке, непосредственно связаны с реактором и отсечены от него обратными клапанами. Давление в ёмкостях 60 кгс/см^2 (создаётся закачанным в них азотом (система гидроаккумуляторов САОЗ) предназначена для работы в условиях аварий с большими течами. Эта система пассивная, то есть не требует для выполнения своих функций подачи команд на включение и снабжения энергией. Она состоит из четырёх гидроаккумуляторов, вертикальных цилиндрических сосудов с 50 м^3 раствора борной кислоты концентрацией 16 г/кг в каждом. Гидроёмкости находятся в гермооболочке, непосредственно связаны с реактором и

- Система аварийного парогазоудаления предназначена для удаления газовой смеси из оборудования первого контура: верхних точек реактора, компенсатора давления, коллекторов парогенераторов по первому контуру. Такая необходимость может возникнуть при авариях со вскипанием теплоносителя, оголением активной зоны, возникновением пароциркониевой реакции предназначена для удаления газовой смеси из оборудования первого контура: верхних точек реактора, компенсатора давления, коллекторов парогенераторов по первому контуру. Такая необходимость может возникнуть при авариях со вскипанием теплоносителя, оголением активной зоны, возникновением пароциркониевой реакции в топливе и появлением вследствие этих событий парогазовых пузырей в верхних точках оборудования установки. Введение этой системы стало реакцией проектировщиков на аварию 1979 года на АЭС Три-Майл-Айленд предназначена для удаления газовой смеси из оборудования первого контура: верхних точек реактора, компенсатора давления, коллекторов парогенераторов по первому контуру. Такая необходимость может возникнуть при авариях со вскипанием теплоносителя, оголением активной зоны, возникновением пароциркониевой реакции в топливе и появлением вследствие этих событий парогазовых пузырей в верхних точках оборудования установки. Введение этой системы стало реакцией проектировщиков на аварию 1979 года на АЭС Три-Майл-Айленд, развившуюся в очень тяжёлую из-за отсутствия возможности парогазоудаления

Брызгальные бассейны системы технического водоснабжения потребителей группы «А» на Ростовской
АЭС



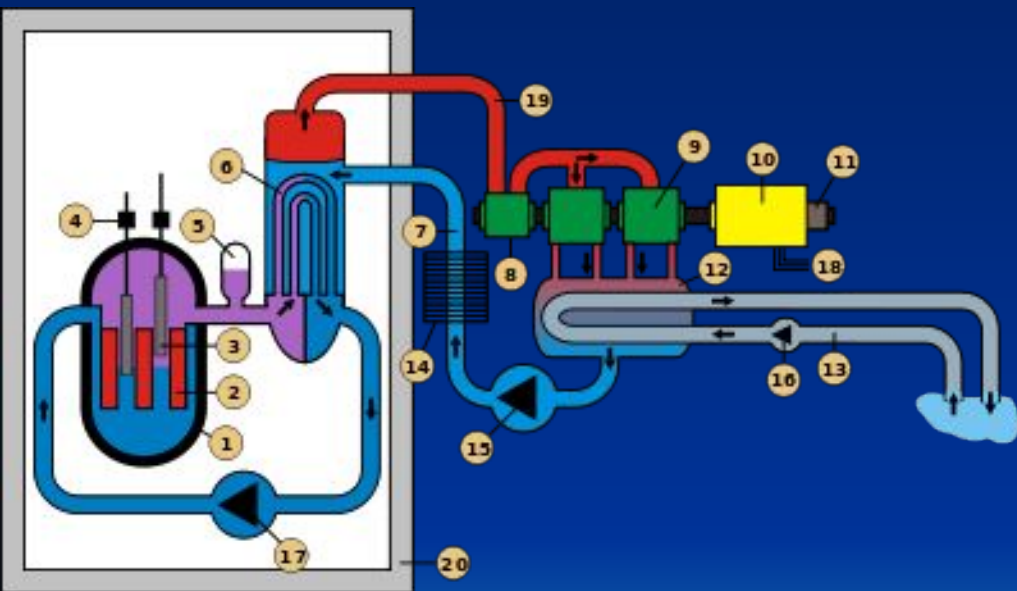
- Система аварийной подпитки парогенераторов предназначена для работы в условиях аварий системы питательной воды второго контура, что необходимо для создания условий расхолаживания реакторной установки. Каждый канал способен подавать обессоленную воду с расходом 150 м³/ч при нормальном давлении в парогенераторе (64 кгс/см²), 125 м³/ч при давлении 70 кгс/см², 80 м³/ч при давлении 86 кгс/см². В состав системы входят насосы и баки химически обессоленной воды объёмом 500 м³ каждый.
- Система технического водоснабжения потребителей группы «А» совмещает функции системы безопасности (охлаждение теплообменника системы аварийного расхолаживания, охлаждение насосов систем безопасности) и системы нормальной эксплуатации (отвод тепла от так называемых ответственных потребителей: бассейна выдержки, теплообменников промконтура, ряда вентсистем и др.). Система работает по замкнутому оборотному принципу, вода охлаждается брызгальными бассейнами на территории промплощадки станции. В состав системы входят насосы и баки аварийного запаса техводы.



- Для аварийного электроснабжения предусмотрены источники автономного электроснабжения: автоматизированные дизель-генераторы Для аварийного электроснабжения предусмотрены источники автономного электроснабжения: автоматизированные дизель-генераторы и агрегат бесперебойного питания на основе аккумуляторных батарей Для аварийного электроснабжения предусмотрены источники автономного электроснабжения: автоматизированные дизель-генераторы и агрегат бесперебойного питания на основе аккумуляторных батарей. В серийных проектах дизельных электростанций мощностью 5600 кВт каждая и напряжением 6 кВ имеется по 3 на каждый энергоблок, они разворачиваются в течение 15 секунд и способны работать 240 часов в необслуживаемом режиме. Аккумуляторные батареи эксплуатируются в режиме постоянного подзаряда, включаются практически мгновенно и рассчитаны на работу в течение 30 минут после потери источника

АЭС с ВВЭР-1000

- Условная схема энергоблока с водоводяным реактором. 1 — реактор, 2 — топливо, 3 — регулирующие стержни, 4 — приводы СУЗ, 5 — компенсатор давления, 6 — теплообменные трубки парогенератора, 7 — подача питательной воды в парогенератор, 8 — цилиндр высокого давления турбины, 9 — цилиндр низкого давления турбины, 10 — генератор, 11 — возбуждатель, 12 — конденсатор, 13 — система охлаждения конденсаторов турбины, 14 — подогреватели, 15 — турбопитательный насос, 16 — конденсатный насос, 17 — главный циркуляционный насос, 18 — подключение генератора к сети, 19 — подача пара на турбину, 20 — гермооболочка



- Чаще всего в генеральном плане АЭС с ВВЭР-1000 предусматривается размещение на одной площадке нескольких энергоблоков, что связано с необходимостью содержать на площадке АЭС общие для всех блоков службы, оборудование и инфраструктуру. Каждый главный корпус является моноблоком и состоит из реакторного отделения, машинного зала, деаэрационной этажерки и примыкающей к машинному залу этажерки электротехнических устройств. В главном корпусе размещается следующее основное оборудование [\[101\]](#) Чаще всего в генеральном плане АЭС с ВВЭР-1000 предусматривается размещение на одной площадке нескольких энергоблоков, что связано с необходимостью содержать на площадке АЭС общие для всех блоков службы, оборудование и инфраструктуру. Каждый главный корпус

Принцип работы

- Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является [радиоактивным](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит [водо-водяной энергетический реактор](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 [тепловой мощностью](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 тепловой мощностью 3000 [МВт](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 тепловой мощностью 3000 МВт и четыре циркуляционных петли, по которым через [активную зону](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 тепловой мощностью 3000 МВт и четыре циркуляционных петли, по которым через активную зону с помощью главных циркуляционных [насосов](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 тепловой мощностью 3000 МВт и четыре циркуляционных петли, по которым через активную зону с помощью главных циркуляционных насосов прокачивается [теплоноситель](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него входит водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 тепловой мощностью 3000 МВт и четыре циркуляционных петли, по которым через активную зону с помощью главных циркуляционных насосов прокачивается теплоноситель — [вода](#) Технологическая схема каждого блока двухконтурная. Первый контур является радиоактивным, в него

Турбинное отделение

Разобранная турбина К-1000-60/1500...



...и турбогенератор ТВВ-1000



- Во втором контуре пар Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны подводится в середину двухпоточного симметричного цилиндра высокого давления (ЦВД) турбины, где, после расширения, с давлением 1,2 МПа и влажностью 12 % направляется к четырём сепараторам Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны подводится в середину двухпоточного симметричного цилиндра высокого давления (ЦВД) турбины, где, после расширения, с давлением 1,2 МПа и влажностью 12 % направляется к четырём сепараторам-пароперегревателям (СПП), в которых после осушки пара (конденсат Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны подводится в середину двухпоточного симметричного цилиндра высокого давления (ЦВД) турбины, где, после расширения, с давлением 1,2 МПа и влажностью 12 % направляется к четырём сепараторам-пароперегревателям (СПП), в которых после осушки пара (конденсат для использования его теплоты отводится в деаэратор Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны подводится в середину двухпоточного симметричного цилиндра высокого давления (ЦВД) турбины, где, после расширения, с давлением 1,2 МПа и влажностью 12 % направляется к четырём сепараторам-пароперегревателям (СПП), в которых после осушки пара (конденсат для использования его теплоты отводится в деаэратор) осуществляется его двухступенчатый перегрев, в первой степени паром первого отбора с давлением 3 МПа и температурой 234 °С, во второй — свежим паром. Образовавшийся конденсат греющего пара направляется в подогреватели высокого давления (ПВД) для передачи его теплоты питательной воде. Основной же перегретый пар Во втором контуре пар с влажностью 0,5 % из четырёх парогенераторов по паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны подводится в

- Трёхфазные Трёхфазные синхронные Трёхфазные синхронные турбогенераторы ТВВ-1000 предназначены для выработки электроэнергии при непосредственном соединении с паровыми турбинами Трёхфазные синхронные турбогенераторы ТВВ-1000 предназначены для выработки электроэнергии при непосредственном соединении с паровыми турбинами. Активная мощность — 1000 МВт, напряжение 24 кВ, частота вращения ротора 1500 об/мин. Генератор состоит из статора, торцевых щитов, ротора, выводов с нулевыми трансформаторами тока и гибкими перемычками, газоохладителей, опорного подшипника Трёхфазные синхронные турбогенераторы ТВВ-1000 предназначены для выработки электроэнергии при непосредственном соединении с паровыми турбинами. Активная мощность — 1000 МВт, напряжение 24 кВ, частота вращения ротора 1500 об/мин. Генератор состоит из статора, торцевых щитов, ротора, выводов с нулевыми трансформаторами тока и гибкими перемычками, газоохладителей, опорного подшипника, уплотнений Трёхфазные синхронные турбогенераторы ТВВ-1000 предназначены для выработки электроэнергии при непосредственном соединении с паровыми турбинами. Активная мощность — 1000 МВт, напряжение 24 кВ, частота вращения ротора 1500 об/мин. Генератор состоит из статора, торцевых щитов, ротора, выводов с нулевыми трансформаторами тока и гибкими перемычками, газоохладителей, опорного подшипника, уплотнений вала и

Техническое водоснабжение

Вид на [Балаковскую АЭС](#) с четырьмя действующими энергоблоками со стороны подводящих каналов водоёма-охладителя



- Техническое водоснабжение на АЭС с ВВЭР-1000 применяется оборотное, то есть техническая вода циркулирует по замкнутому кругу. В оборотных системах используются три типа охладителей: пруды-охладители, брызгальные бассейны
- Техническое водоснабжение на АЭС с ВВЭР-1000 применяется оборотное, то есть техническая вода циркулирует по замкнутому кругу. В оборотных системах используются три типа охладителей: пруды-охладители, брызгальные бассейны и башенные градирни
- Техническое водоснабжение на АЭС с ВВЭР-1000 применяется оборотное, то есть техническая вода циркулирует по замкнутому кругу. В оборотных системах используются три типа охладителей: пруды-охладители, брызгальные бассейны и башенные градирни. В различных проектах используются комбинации из этих типов, так как автономных систем технического водоснабжения, как правило, три: система охлаждения конденсаторов турбины, система охлаждения неответственных

Спецводоочистка

- У энергоблоков с ВВЭР-1000 имеется семь систем специальной водоочистки (СВО), две из которых относятся к системам реакторного отделения (СВО-1 и СВО-2, см. раздел [Вспомогательные системы](#)), остальные — спецкорпуса. В среднем в год на одном блоке образуется 20—30 тыс. м³ радиоактивной воды, требующей очистки и переработки.
- СВО-3 предназначена для очистки трапных вод, поступающих из системы спецканализации реакторного отделения, а также других целей. В СВО-3 используются методы упаривания, дегазации, механической фильтрации и ионного обмена. Выпарная установка обычно одна на два блока. В среднем с одного блока поступает на очистку 18 800 тонн трапных вод в год;
- СВО-4 предназначена для очистки воды бассейна выдержки отработавшего топлива, а также баков аварийного запаса раствора борной кислоты. Очистка производится механическими, Н⁺-[катионитовыми](#) СВО-4 предназначена для очистки воды бассейна выдержки отработавшего топлива, а также баков аварийного запаса раствора борной кислоты. Очистка производится механическими, Н⁺-катионитовыми и [анионитовыми](#) фильтрами;
- СВО-5 предназначена для очистки продувочных и дренажных вод парогенераторов (поддержание водно-химического режима 2-го контура по продуктам коррозии и растворённым примесям). СВО-5 имеет систему фильтров, которые очищают воду от продуктов коррозии и примесей в ионной форме, обессоливают её. Система работает постоянно с производительностью около 60 м³/ч;
- СВО-6 предназначена для сбора и переработки боросодержащих вод до получения отдельного дистиллята и борного концентрата. Для этого используется упаривание, дегазация, механическая фильтрация и ионный обмен;
- СВО-7 предназначена для очистки вод спецпрачечной и душевых. В системе используется упаривание, конденсация, дегазация, механическая фильтрация и ионный обмен [\[109\]](#).

Радиоактивные отходы

Хранилище ТРО на Балаковской АЭС



- Наибольшее количество [радиологически значимых](#) Наибольшее количество радиологически значимых нуклидов, более 95,5 %, находятся в ядерном топливе. [Отработавшее топливо](#), после 3—4-летней выдержки в бассейне рядом с реактором, помещают в специальное хранилище (ХОЯТ), а затем в специальных контейнерах вывозят с территории АЭС на радиохимические комбинаты для регенерации.
- После переработки жидких [радиоактивных отходов](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн [солей](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном [натрия](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном натрия) в виде радиоактивных высокоминерализированных растворов с солесодержанием 200—300 г/л, также к ЖРО относятся отработавшие [ионообменные материалы](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном натрия) в виде радиоактивных высокоминерализированных растворов с солесодержанием 200—300 г/л, также к ЖРО относятся отработавшие ионообменные материалы и [сорбенты](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном натрия) в виде радиоактивных высокоминерализированных растворов с солесодержанием 200—300 г/л, также к ЖРО относятся отработавшие ионообменные материалы и сорбенты. Основной вклад в [радиоактивность](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном натрия) в виде радиоактивных высокоминерализированных растворов с солесодержанием 200—300 г/л, также к ЖРО относятся отработавшие ионообменные материалы и сорбенты. Основной вклад в радиоактивность отходов вносят [\$^{134}\text{Cs}\$](#) После переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на установках спецводоочистки (см. раздел выше) образуется до 50 тонн солей в год (в основном натрия) в виде

- В среднем каждый год в расчёте на один энергоблок с ВВЭР-1000 образуется твёрдых радиоактивных отходов:
- низкоактивных (от 1 мкЗв/ч до 300 мкЗв/ч на расстоянии 0,1 м) — 230 м³ (из которых сжигаемых — 140 м³, прессуемых — 70 м³, не перерабатываемых — 20 м³). Низкоактивные ТРО представляют собой: дерево, бумагу, [спецодежду](#)
- низкоактивных (от 1 мкЗв/ч до 300 мкЗв/ч на расстоянии 0,1 м) — 230 м³ (из которых сжигаемых — 140 м³, прессуемых — 70 м³, не перерабатываемых — 20 м³). Низкоактивные ТРО представляют собой: дерево, бумагу, спецодежду, [пластикат](#)
- низкоактивных (от 1 мкЗв/ч до 300 мкЗв/ч на расстоянии 0,1 м) — 230 м³ (из которых сжигаемых — 140 м³, прессуемых — 70 м³, не перерабатываемых — 20 м³). Низкоактивные ТРО представляют собой: дерево, бумагу, спецодежду, пластикат, [теплоизоляцию](#), металлическую стружку, демонтированные металлоконструкции, оборудование и др.;
- среднеактивных (от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч на расстоянии 0,1 м) — 55 м³. К ним относится использованное оборудование для нейтронных измерений, ионизационные камеры, фильтры спецвентиляции, демонтированное оборудование, [отверждённые](#) ЖРО, спецодежда;
- высокоактивных (свыше 10 мЗв/ч на расстоянии 0,1 м) — 0,5 м³. Это элементы оборудования 1-го контура, оборудования для нейтронных измерений, а также часть битумных компаундов, отработавшие ионообменные смолы из фильтров

- Для переработки ТРО используется:
- сжигание сжигание (уменьшение объёма в 50-100 раз). Образующуюся золу превращают в пульпу и производят её отверждение, обычно цементированием. Сжиганию не подлежат пластикаты;
- переплавка переплавка. Перед переплавкой металл дезактивируют переплавка. Перед переплавкой металл дезактивируют, в процессе неё металл очищается за счёт перехода части радионуклидов в шлак переплавка. Перед переплавкой металл дезактивируют, в процессе неё металл очищается за счёт перехода части радионуклидов в шлак. В значительной степени происходит очистка от ^{137}Cs переплавка. Перед переплавкой металл дезактивируют, в процессе неё металл очищается за счёт перехода части радионуклидов в шлак. В значительной степени происходит очистка от ^{137}Cs , ^{60}Co переплавка. Перед переплавкой металл дезактивируют, в процессе неё металл очищается за счёт перехода части радионуклидов в шлак. В значительной степени происходит очистка от ^{137}Cs , ^{60}Co практически полностью сохраняется. Переплавленный металл заливается в контейнеры (изложницы), шлак — в отдельные контейнеры;
- прессование (уменьшение объёма в 3-6 раз). Прессование легковесных отходов осуществляется прямо в 200-литровых бочках, где они в дальнейшем и хранятся. Спрессованные металлические отходы и пакеты с прессованным пластикатом помещают в бетонные контейнеры и заливают цементом.

Запорожская
АЭС Запорожская
АЭС на Украине



АЭС Козлодуй АЭС Козлодуй в Болгарии



АЭС Темелин АЭС Темелин в Чехии



Сравнение с аналогами

- ВВЭР-1000 относится к наиболее распространённому в мире типу ядерных реакторов — водо-водяному (англоязычный термин — реактор с водой под давлением, PWR). Несмотря на в целом близкую к западным образцам конструкцию, ВВЭР-1000 имеет и ряд существенных отличий.
- **Ядерное топливо.]**
- Активные зоны ВВЭР-1000 и распространённого PWR Westinghouse мощностью 950-1250 МВт. *Масштаб*
- Тепловыделяющие сборки Тепловыделяющие сборки западных реакторов имеют в разрезе квадратную форму, в отличие от шестиугольной формы ТВС в ВВЭР. Типичная для PWR, близких к ВВЭР-1000 по мощности, структура ядерного топлива — 193 ТВС со стороной 214 мм, в каждой 264 ТВЭЛА Тепловыделяющие сборки западных реакторов имеют в разрезе квадратную форму, в отличие от шестиугольной формы ТВС в ВВЭР. Типичная для PWR, близких к ВВЭР-1000 по мощности, структура ядерного топлива — 193 ТВС со стороной 214 мм, в каждой 264 ТВЭЛА (эти значения могут существенно различаться). Такая активная зона имеет несколько большие размеры, положительным качеством этого является меньшая удельная тепловая нагрузка — около 100 кВт/л (в ВВЭР-1000 — 110 кВт/л). Корпус таких PWR тоже больше — наружный диаметр около 4,83 м и более. Для ВВЭР-1000 выбор более компактного корпуса (4,535 м), и, соответственно, активной зоны был навязан

- Квадратная упаковка твэлов несколько проигрывает треугольной в плане неравномерности расхода теплоносителя по сечению ТВС, однако в западных сборках изначально применялись решётки-интенсификаторы для перемешивания теплоносителя в пределах поперечного сечения. Для сборок ВВЭР этот вопрос менее актуален, однако в конце 2000-х в России начались работы по внедрению в конструкцию ТВС перемешивающих решёток[117].
- В американском и европейском топливе практически изначально использовались [сплавы циркония](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава [циркалой](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава циркалой-2 была начата в [1958 году](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава циркалой-2 была начата в 1958 году на [АЭС Шиппингпорт](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава циркалой-2 была начата в 1958 году на АЭС Шиппингпорт, с конца 1980-х использовался циркалой-4. В топливе ВВЭР-1000 циркониевый сплав [Э110](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава циркалой-2 была начата в 1958 году на АЭС Шиппингпорт, с конца 1980-х использовался циркалой-4. В топливе ВВЭР-1000 циркониевый сплав Э110 (разработан в 1958 г.) использовался в качестве материала оболочек твэлов, полностью ТВС стали изготавливать из Э110 лишь в начале 90-х — в 1993 году на [Балаковской АЭС](#) В американском и европейском топливе практически изначально использовались сплавы циркония в качестве конструкционных материалов — опытная эксплуатация ТВС полностью из сплава циркалой-2 была начата в 1958 году на АЭС Шиппингпорт, с конца 1980-х использовался циркалой-4. В топливе ВВЭР-1000 циркониевый сплав Э110 (разработан в 1958 г.) использовался в качестве

- Один из наиболее эффективных способов увеличения выработки электроэнергии и повышения КИУМ Один из наиболее эффективных способов увеличения выработки электроэнергии и повышения КИУМ — увеличение продолжительности кампании ядерного реактора Один из наиболее эффективных способов увеличения выработки электроэнергии и повышения КИУМ — увеличение продолжительности кампании ядерного реактора. Первоначально все водо-водяные реакторы перегружали топливо раз в 12 месяцев. В середине 1980-х в США на одной из станций с реактором Westinghouse 4-loop (193 ТВС) была начата реализация удлинённой кампании, с итоговым переходом к 18-месячной. После научного обоснования опытной эксплуатации, все АЭС с PWR в США начали переход на 18-месячный топливный цикл (закончив его полностью к 1997—98 годам), немногим позже этот процесс начался на всех блоках мира с водо-водяными реакторами, кроме российских. Например, во Франции, к концу 1990-х все реакторы мощностью свыше 900 МВт перешли на 18-месячную кампанию. В конце 1990-х и начале 2000-х многие западные PWR начали переход на 24-месячный цикл, однако большинство таких реакторов имеют мощность 900 МВт и меньше. Таким образом, для западных PWR с близкой к ВВЭР-1000 мощностью почти два десятилетия характерна 18-месячная топливная кампания, с тенденцией к переходу на 24-месячную. Реакторы ВВЭР-1000 начали переход на 18-месячный топливный цикл лишь в 2008 году (1-й блок Балаковской АЭС). планируется, что этот процесс полностью

- В 2010 году В 2010 году МАГАТЭ В 2010 году МАГАТЭ выпустило отчёт «Обзор дефектов топлива в водоохлаждаемых реакторах» (англ. *Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors*), содержащий статистическую информацию об инцидентах с разгерметизацией твэлов с 1994 по 2006 годы. За этот период в среднем на 1000 выгруженных ТВС водо-водяных реакторов приходится сборок с разгерметизировавшимися твэлами:
- в мире (кроме ВВЭР) — **13,8**
- Япония — 0,5
- Франция — 8,8
- Южная Корея — 10,6
- Европа (за вычетом Франции) — 16,0
- США — 20,9
- ВВЭР — 15,1, ВВЭР-1000 — **39,8**
- Средний ежегодный процент% водо-водяных реакторов, из которых не было выгружено ни одной дефектной сборки:
- в мире (кроме ВВЭР) — **76,6**
- Япония — 98
- Франция — 75,6
- Европа (за вычетом Франции) — 68,6
- США — 62,7
- ВВЭР — 57,6, ВВЭР-1000 — **43,4**
- Следует отметить, что в конечном для отчёта 2006 году количество дефектныхборок на 1000 выгруженных из реакторов ВВЭР-1000 сократилось до примерно 9 (среднее для всех западных PWR в этом году — 10, для США — 17)[\[125\]](#).



Основное оборудование

- Наиболее распространённые в мире реакторы с близкой к ВВЭР-1000 мощностью, Westinghouse 4-loop (950-1250 МВт), имеют одинаковую с ним четырёхпетлевую компоновку (по четыре парогенератора и ГЦН, по четыре «холодные» и «горячие» нитки ГЦТ). При этом разработчики пришли к ней совершенно разными путями: Westinghouse от трёхпетлевой (700—900 МВт) и двухпетлевой (около 500 МВт), а ВВЭР-1000 — от шестипетлевой схемы [ВВЭР-440](#).
Наиболее распространённые в мире реакторы с близкой к ВВЭР-1000 мощностью, Westinghouse 4-loop (950-1250 МВт), имеют одинаковую с ним четырёхпетлевую компоновку (по четыре парогенератора и ГЦН, по четыре «холодные» и «горячие» нитки ГЦТ). При этом разработчики пришли к ней совершенно разными путями: Westinghouse от трёхпетлевой (700—900 МВт) и двухпетлевой (около 500 МВт), а ВВЭР-1000 — от шестипетлевой схемы ВВЭР-440. Однако имеются и другие концепции — реакторы компаний [Babcock & Wilcox](#).
Наиболее распространённые в мире реакторы с близкой к ВВЭР-1000 мощностью, Westinghouse 4-loop (950-1250 МВт), имеют одинаковую с ним четырёхпетлевую компоновку (по четыре парогенератора и ГЦН, по четыре «холодные» и «горячие» нитки ГЦТ). При этом разработчики пришли к ней совершенно разными путями: Westinghouse от трёхпетлевой (700—900 МВт) и двухпетлевой (около 500 МВт), а ВВЭР-1000 — от шестипетлевой схемы ВВЭР-440. Однако имеются и другие концепции — реакторы компаний Babcock & Wilcox (англ.) [русск.](#)
Наиболее распространённые в мире реакторы с близкой к ВВЭР-1000

- Горизонтальные парогенераторы имеют ряд серьёзных преимуществ перед вертикальными в плане надёжности, «живучести», простоты обеспечения требуемых параметров пара и др., что доказано опытом эксплуатации. При этом они имеют меньшую стоимость за счёт материала трубчатки. Преимущество вертикальных парогенераторов заключается в примерно на 7% большей тепловой эффективности (уменьшение теплопередающей поверхности), которая достигается за счёт длинных теплообменных труб (около 20 метров, в ПГВ-1000 — 11 метров). Количество труб в пучке меньше, а скорость теплоносителя по первому контуру примерно в 1,5 раза выше. Однако первое снижает «живучесть», так как требуется большой конструктивный запас поверхности в расчёте на глушение отдельных трубок. Скорость по второму контуру в вертикальных ПГ также выше, что может привести к вибрации и повреждению трубчатки в результате попадания посторонних предметов со стороны 2-го контура (ни одного подобного случая с ВВЭР не зафиксировано). Кроме того, в вертикальных ПГ примерно в 1,7 раза тоньше стенки трубок, что положительно сказывается на тепловой эффективности, однако отрицательно — на надёжности и безопасности, из-за увеличения вероятности их разрыва. Наиболее серьёзный и неустраняемый концептуальный недостаток вертикальных ПГ — наличие горизонтальной трубной доски, где скапливается шлам, чрезвычайно усиливающий коррозию теплообменных труб. В горизонтальных парогенераторах шлам оседает в нижней части корпуса, где отсутствует трубчатка и легко организовать его удаление с помощью постоянной и периодической продувки [\[126\]](#) Горизонтальные парогенераторы имеют ряд серьёзных преимуществ перед вертикальными в плане надёжности, «живучести», простоты обеспечения требуемых параметров пара и др., что доказано опытом эксплуатации. При этом они имеют меньшую стоимость за счёт материала трубчатки. Преимущество вертикальных парогенераторов

- Вертикальные ПГ эксплуатируются при значительно более щадящем водно-химическом режиме Вертикальные ПГ эксплуатируются при значительно более щадящем водно-химическом режиме второго контура, западные технологии в этой области ушли далеко вперёд. В 1990-х и 2000-х годах АЭС с ВВЭР существенно продвинулись в этом направлении, однако достижимые показатели водно-химического режима по-прежнему значительно ниже мирового уровня, в основном из-за применения более дешёвого и недостаточно коррозионно-стойкого Вертикальные ПГ эксплуатируются при значительно более щадящем водно-химическом режиме второго контура, западные технологии в этой области ушли далеко вперёд. В 1990-х и 2000-х годах АЭС с ВВЭР существенно продвинулись в этом направлении, однако достижимые показатели водно-химического режима по-прежнему значительно ниже мирового уровня, в основном из-за применения более дешёвого и недостаточно коррозионно-стойкого основного оборудования и трубопроводов конденсатно-питательного тракта. Несмотря на это, общая для горизонтальных и вертикальных ПГ проблема коррозии Вертикальные ПГ эксплуатируются при значительно более щадящем водно-химическом режиме второго контура, западные технологии в этой области ушли далеко вперёд. В 1990-х и 2000-х годах АЭС с ВВЭР существенно продвинулись в этом направлении, однако достижимые показатели водно-химического режима по-прежнему значительно ниже мирового уровня, в основном из-за применения более дешёвого и недостаточно коррозионно-стойкого основного оборудования и трубопроводов конденсатно-питательного тракта. Несмотря на это, общая для горизонтальных и вертикальных ПГ проблема коррозии стоит для последних значительно острее. Серьёзные дефекты вследствие коррозии приводили к замене как горизонтальных, так и вертикальных ПГ, однако в разных масштабах. Замена парогенератора — чрезвычайно технически сложная и дорогостоящая процедура (около 50 млн. \$) Вертикальные ПГ эксплуатируются при значительно более щадящем водно-химическом режиме второго контура, западные технологии в этой области ушли далеко вперёд. В 1990-х и 2000-х годах АЭС с ВВЭР существенно продвинулись в этом направлении, однако достижимые показатели водно-химического режима по-прежнему значительно ниже мирового уровня, в основном из-за применения более дешёвого и недостаточно коррозионно-стойкого основного оборудования и трубопроводов конденсатно-питательного

- Замена парогенераторов западных PWR носит массовый характер, несмотря на непрерывное совершенствование водно-химического режима и применение новых материалов (первоначально использовавшийся сплав Alloy 600 был заменён на 690, а затем 800). Согласно отчёту МАГАТЭ «Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines» за период с 1979 по 2005 год замена ПГ была произведена на 83 энергоблоках с западными PWR в различных странах. К 2010 году на АЭС США осталось лишь 5 блоков PWR с незаменёнными парогенераторами. Похожая ситуация и в других странах, например во Франции к 2011 году ПГ были заменены на 20 блоках из 58, в 2011 году было объявлено о замене ещё 44 ПГ. Кроме того, проблемы с парогенераторами могут приводить и к более серьёзным последствиям: в США с 1989 по 1998 годы было шесть случаев, когда массовые дефекты теплообменных трубок парогенераторов стали основной причиной полного закрытия энергоблоков [\[128\]](#)[\[128\]](#)
- Замена парогенераторов западных PWR носит массовый характер, несмотря на непрерывное совершенствование водно-химического режима и применение новых материалов (первоначально использовавшийся сплав Alloy 600 был заменён на 690, а затем 800). Согласно отчёту МАГАТЭ «Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines» за период с 1979 по 2005 год замена ПГ была произведена на 83 энергоблоках с западными PWR в различных странах. К 2010 году на АЭС США осталось лишь 5 блоков PWR с незаменёнными парогенераторами. Похожая ситуация и в

Повышение мощности

- Повышение мощности энергоблоков сверх номинальной ([англ. PowerUpates](#)) — известный инструмент по повышению экономической эффективности атомных электростанций. Мощность повышают за счёт улучшения средств контроля технологических процессов, совершенствования эксплуатационных процедур, модернизации оборудования и других мероприятий.
- Первое увеличение мощности было реализовано в США ещё в [1977 году](#). На блоках 1 и 2 [АЭС Калверт Клифс](#) Первое увеличение мощности было реализовано в США ещё в 1977 году. На блоках 1 и 2 АЭС Калверт Клифс с реакторами PWR мощность была повышена на 5,5 %. С этого времени в разные годы (массово процесс начался с середины 1990-х) мощность была повышена на всех АЭС США. Для близких по мощности к ВВЭР-1000 реакторов PWR увеличение составило от 0,4 до 8 % (для блоков меньшей мощности — до 17 %). Некоторые другие страны последовали примеру США. В Германии с 1990 по 2005 год была повышена мощность 10 энергоблоков с PWR на величину от 1 до 5,3 %. В Швеции с 1989 по 2011 год на 3-х блоках [АЭС Рингхальс](#) Первое увеличение мощности было реализовано в США ещё в 1977 году. На блоках 1 и 2 АЭС Калверт Клифс с реакторами PWR мощность была повышена на 5,5 %. С этого времени в разные годы (массово процесс начался с середины 1990-х) мощность была повышена на всех АЭС США. Для близких по мощности к ВВЭР-1000 реакторов PWR увеличение составило от 0,4 до 8 % (для блоков меньшей мощности — до 17 %) Некоторые другие страны

- Первое увеличение мощности в России было реализовано на блоке АЭС с ВВЭР-1000 — мощность 2-го блока Балаковской АЭС была повышена на 4 % в 2008 году. На 2011 год все 4 блока Балаковской АЭС и некоторые блоки других станций с ВВЭР-1000 в России эксплуатируются на мощности 104 % от номинальной, ведутся работы по увеличению мощности всех остальных блоков. В перспективе концерн [Росэнергоатом](#) Первое увеличение мощности в России было реализовано на блоке АЭС с ВВЭР-1000 — мощность 2-го блока Балаковской АЭС была повышена на 4 % в 2008 году. На 2011 год все 4 блока Балаковской АЭС и некоторые блоки

Примечания

- [↑ В. Викин. Быть первым всегда трудно](#) Быть первым всегда трудно. Пресс-центр атомной энергетики и промышленности (сентябрь 2002). Проверено 29 октября 2011. [Архивировано из первоисточника 22 января 2012.](#)
- [↑](#) Далее в статье описывается серийный модернизированный ВВЭР-1000/В-320 (так называемая «большая серия»), в некоторых случаях с пояснениями основных различий для других проектов реакторных установок
- [↑](#) [Перейти к: 1 2](#) [Реакторные установки типа ВВЭР](#) Реакторные установки типа ВВЭР. Гидропресс. Проверено 20 ноября 2010. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.](#)
- [↑](#) [Р. Новорептов. Российский дизайн «Атомного окна» в Европу. Аналитика — Актуальный вопрос.](#) [Energyland.info](#). Energyland.info (12 октября 2010). Проверено 1 ноября 2010. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.](#)
- [↑](#) [Перейти к: 1 2](#) [Андрюшин И. А., Чернышёв А. К., Юдин Ю. А. Укрощение ядра. Страницы истории ядерного оружия и ядерной инфраструктуры СССР](#) Укрощение ядра. Страницы истории ядерного оружия и ядерной инфраструктуры СССР. — Саров, 2003. — С. 354—355. — 481 с. — [ISBN 5 7493 0621 6](#).
- [↑](#) [АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность, 1990](#), с. 39—40
- [↑](#) [Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977](#), с. 13—14
- [↑](#) [АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность, 1990](#), с. 40—41
- [↑](#) [Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977](#), с. 15—21
- [↑](#) [Асмолов В. Г., Семченков Ю. М., Сидоренко В. А. К 30-летию пуска ВВЭР-1000](#) К 30-летию пуска ВВЭР-1000 // [Атомная энергия](#) К 30-летию пуска ВВЭР-1000 // Атомная энергия. — М., 2010. — Т. 108, № 5. — С. 267—277. — [ISSN](#) К 30-летию пуска ВВЭР-1000 // Атомная энергия. — М., 2010. — Т. 108, № 5. — С. 267—277. — [ISSN 0004-7163](#).
- [↑](#) [Губарев В. Главная тайна «Гидропресса»](#) Главная тайна «Гидропресса» // [Наука и жизнь](#) Главная тайна «Гидропресса» // Наука и жизнь. — М., 2005. — № 12. — С. 30—37. — [ISSN](#) Главная тайна «Гидропресса» // Наука и жизнь. — М., 2005. — № 12. — С. 30—37. — [ISSN 0028-1263](#).
- [↑](#) [АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность, 1990](#), с. 43—44
- [↑](#) [Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977](#), с. 21—26
- [↑](#) [Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977](#), с. 33—42
- [↑](#) [Воронин Л. М. Особенности проектирования и сооружения АЭС.](#) — М.: Атомиздат, 1980. — С. 77—80. — 192 с.
- [↑](#) [Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004](#), с. 52—53

- [↑ Перейти к: 1 2 Виктор Мохов: о ВВЭР малых, больших и очень больших. *Интервью. AtomInfo.Ru. AtomInfo.Ru* \(17 июля 2009\). Проверено 20 апреля 2011. \[Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.\]\(#\)](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 528](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 219—222](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 241—244](#)
- [↑ Основное оборудование реакторного отделения. — Балаково: БАЭС, ЦПП, 2000. — С. 75—78. — 178 с.](#)
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004, с. 50—52](#)
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004, с. 60—135](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 222—225](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 244—247](#)
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004, с. 136—149](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 225—227](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 247—249](#)
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004, с. 168—183](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 224—227](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 227—232](#)
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004, с. 197—201](#)
- [↑ Бартоломей Г. Г., Бать Г. А., Байбаков В. Д., Алхутов М. С. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов / Под ред. Г. А. Батя. — М.: Энергоиздат, 1982. — С. 381—386. — 511 с.](#)
- [↑ Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07. Ростехнадзор. Ростехнадзор \(2007\). Проверено 30 января 2011. \[Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.\]\(#\)](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 232—238](#)



- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 256—262
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 239—244
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 262—269
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004](#), с. 272—279
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 244—247
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 269—272
- [↑ Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов, 1988](#), с. 80—116
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 256—261
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 282—291
- [↑ Митин В. И., Семченков Ю. М., Калинушкин А. Е. Развитие системы внутриреакторного контроля ВВЭР // Атомная энергия Развитие системы внутриреакторного контроля ВВЭР // Атомная энергия. — М., 2009. — Т. 106, № 5. — С. 278—285. — ISSN Развитие системы внутриреакторного контроля ВВЭР // Атомная энергия. — М., 2009. — Т. 106, № 5. — С. 278—285. — ISSN 0004-7163.](#)
- [↑ Калинушкин А. Е. Основные решения по техническим и программным средствам модернизированной системы внутриреакторного контроля реакторной установки ВВЭР-1000 и особенности их верификации и валидации // Ядерные измерительно-информационные технологии Основные решения по техническим и программным средствам модернизированной системы внутриреакторного контроля реакторной установки ВВЭР-1000 и особенности их верификации и валидации // Ядерные измерительно-информационные технологии. — М., 2008. — № 3\(27\). — С. 30—44. — ISSN Основные решения по техническим и программным средствам модернизированной системы внутриреакторного контроля реакторной установки ВВЭР-1000 и особенности их верификации и валидации // Ядерные измерительно-информационные технологии. — М., 2008. — № 3\(27\). — С. 30—44. — ISSN 1729—2689.](#)
- [↑ Аверьянова С. П., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Филимонов П. Е., Лю Хайтао, Ли Йоу Исследование ксеноновых переходных процессов в ВВЭР-1000 на Тяньваньской АЭС \(Китай\) // Атомная энергия Исследование ксеноновых переходных процессов в ВВЭР-1000 на Тяньваньской АЭС \(Китай\) // Атомная энергия. — М., 2008. — Т. 105, № 4. — С. 183—190. — ISSN Исследование ксеноновых переходных процессов в ВВЭР-1000 на Тяньваньской АЭС \(Китай\) // Атомная энергия. — М., 2008. — Т. 105, № 4. — С. 183—190. — ISSN 0004-7163.](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 262—268
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 291—298
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 126—143
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 127—156

- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 247—256
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 272—282
- [↑ Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов, 1988](#), с. 92—99
- [↑ Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000, 2002](#), с. 133—135
- [↑ Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов, 1988](#), с. 164—177
- [↑ Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000, 2002](#), с. 135—136
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 239—241
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 262—265
- [↑ Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов, 1988](#), с. 164—171
- [↑ Петкевич И. Г., Алехин Г. В., Быков М. А. Анализ показаний аппаратуры контроля нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000](#) Анализ показаний аппаратуры контроля нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. — Подольск: Гидропресс, [НИКИЭТ](#) Анализ показаний аппаратуры контроля нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. — Подольск: Гидропресс, НИКИЭТ, 2010. — Вып. 26. — С. 27—36. — [ISBN 978-5-94883-116-9](#).
- [↑ Производство энергетического ядерного топлива](#) Производство энергетического ядерного топлива. [НЗХК](#) Производство энергетического ядерного топлива. НЗХК. Проверено 15 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011](#).
- [↑ Продукция ядерно-топливного цикла](#) Продукция ядерно-топливного цикла. Элемаш. Проверено 15 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011](#).
- [↑ Топливо для реакторов типа ВВЭР](#) Топливо для реакторов типа ВВЭР. [ТВЭЛ](#) Топливо для реакторов типа ВВЭР. ТВЭЛ. Проверено 15 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011](#).
- [↑ Активные зоны и топливо](#) Активные зоны и топливо. [ОКБМ им. И. И. Африкантова](#) Активные зоны и топливо. ОКБМ им. И. И. Африкантова. Проверено 15 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011](#).

- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 163—170
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 178—184
- [↑ Перейти к: 1 2](#) [Пилипенко Н. Н. Получение циркония ядерной чистоты](#) Получение циркония ядерной чистоты // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — Харьков: ХФТИ Получение циркония ядерной чистоты // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — Харьков: ХФТИ, 2008. — № 2. — С. 66—72. — [ISSN](#) [Получение циркония ядерной чистоты // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — Харьков: ХФТИ, 2008. — № 2. — С. 66—72. — ISSN 1997-2830.](#)
- [↑ Nikulina A. V., Markelov V. A., Peregud M. M., Voevodin V. N., Panchenko V. L., Kobylansky G. P. Irradiation-induced microstructural changes in Zr — 1%Sn-1%Nb-0.4%Fe](#) Irradiation-induced microstructural changes in Zr — 1%Sn-1%Nb-0.4%Fe (англ.) // Journal of Nuclear Materials. — Holland: Elsevier Irradiation-induced microstructural changes in Zr — 1%Sn-1%Nb-0.4%Fe (англ.) // Journal of Nuclear Materials. — Holland: Elsevier, 1996. — Vol. 238, fasc. 2—3, no. 11. — P. 205—210. — [ISSN](#) Irradiation-induced microstructural changes in Zr — 1%Sn-1%Nb-0.4%Fe (англ.) // Journal of Nuclear Materials. — Holland: Elsevier, 1996. — Vol. 238, fasc. 2—3, no. 11. — P. 205—210. — ISSN [0022-3115](#).
- [↑ Пeregуд М. М., Афонина Е. Г., Саблин М. Н., Еремин С. Г., Миленко Ю. В. Ползучесть сплава Э635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификациям для реакторов ВВЭР-1000](#) Ползучесть сплава Э635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификациям для реакторов ВВЭР-1000 // Цветные металлы Ползучесть сплава Э635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификациям для реакторов ВВЭР-1000 // Цветные металлы. — М.: ИД «Руда и металлы», 2010. — № 8. — С. 73—75. — [ISSN](#) Ползучесть сплава Э635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификациям для реакторов ВВЭР-1000 // Цветные металлы. — М.: ИД «Руда и металлы», 2010. — № 8. — С. 73—75. — ISSN [0372-2929](#).
- [↑ Перейти к: 1 2](#) [Novikov V., Dolgov A., Molchanov V. WWER nuclear fuel trends](#) (англ.) // ATW. Internationale Zeitschrift fur Kernenergie. — Bonn: Inforum, 2003. — Vol. 48, no. 11. — P. 684—688. — [ISSN](#) WWER nuclear fuel trends (англ.) // ATW. Internationale Zeitschrift fur Kernenergie. — Bonn: Inforum, 2003. — Vol. 48, no. 11. — P. 684—688. — ISSN [1431-5254](#).
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 184—186
- [↑ Драгунов Ю. Г., Рыжов С. Б., Васильченко И. Н., Кобелев С. Н. Разработка и внедрение ТВС-2М для перспективных топливных циклов](#) Разработка и внедрение ТВС-2М для перспективных топливных циклов // Атомная энергия Разработка и внедрение ТВС-2М для перспективных топливных циклов // Атомная энергия. — 2005. — Т. 99, № 6. — С. 432—437. — [ISSN](#) Разработка и внедрение ТВС-2М для перспективных топливных циклов // Атомная энергия. — 2005. — Т. 99, № 6. — С. 432—437. — ISSN [0004-7163](#).
- [↑ Кандалов В. Б., Преображенский Д. Г., Романов А. И., Самойлов О. Б., Фальков А. А., Шишкин А. А. Тепловыделяющая сборка ТВСА ВВЭР-1000: направления развития и результаты эксплуатации](#) Тепловыделяющая сборка ТВСА ВВЭР-1000: направления развития и результаты эксплуатации // Атомная энергия Тепловыделяющая сборка ТВСА ВВЭР-1000: направления развития и результаты эксплуатации // Атомная энергия. — 2007. — Т. 102, № 1. — С. 43—48. — [ISSN](#) Тепловыделяющая сборка ТВСА ВВЭР-1000: направления развития и результаты эксплуатации // Атомная энергия. — 2007. — Т. 102, № 1. — С. 43—48. — ISSN [0004-7163](#).
- [↑ Владимир Молчанов рассказал о состоянии и перспективах топлива для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000](#) Владимир Молчанов рассказал о состоянии и перспективах топлива для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. [AtomInfo.Ru](#) Владимир Молчанов рассказал о состоянии и перспективах топлива для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. AtomInfo.Ru (26 мая 2009). Проверено 30 января 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.](#)
- [↑ Перейти к: 1 2](#) [Васильченко И. Н., Кобелев С. Н. \(ОКБ Гидропресс\). Особое мнение. О кассетах откровенно. Интервью.](#) atomworld.ru. Проверено 12 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 186—199
- [↑ Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций, 2004](#), с. 238—272
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 114—125
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 125—137
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006](#), с. 270
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010](#), с. 299
- [↑ Кайоль А., Щаплю К., Шоссидон Ф., Кюра Б., Дюонг П., Пелль П., Рише Ф., Воронин Л. М., Засорин Р. Е., Иванов Е. С., Козенюк А. А., Кузнецов Ю. Н., Филимонцев Ю. Н.](#) Безопасность атомных станций. — Paris: EDF Безопасность атомных станций. — Paris: EDF, 2004. — С. 169—169. — [ISSN](#) [Безопасность атомных станций. — Paris: EDF, 2004. — С. 169—169. — ISSN 1294-7940-9999-9](#)

- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 306—308](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 280—303](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 309—335](#)
- [↑ Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000, 2002, с. 78—83](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 335—357](#)
- [↑ Технологические системы реакторного отделения. — Балаково: БАЭС, ЦПП, 2000. — С. 129—345. — 348 с.](#)
- [↑ Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000, 2002, с. 223—261](#)
- [↑ АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 358—359](#)
- [↑ В.Мохов. На конференции в Подольске представлен доклад о новых проектах ВВЭР](#) На конференции в Подольске представлен доклад о новых проектах ВВЭР. [AtomInfo.Ru](#) На конференции в Подольске представлен доклад о новых проектах ВВЭР. AtomInfo.Ru (30 мая 2009). Проверено 21 февраля 2011. [Архивировано из первоисточника 18 августа 2011.](#)
- [↑ Самойлов О. Б., Усынин Г. Б., Бахметьев А. М. Безопасность ядерных энергетических установок. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — С. 205—212. — 280 с. — ISBN 5-283-03802-5.](#)
- [↑ ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 304—346](#)



- [↑ Шкаровский А., Рябинин Ю. Повышая эффективность. Внедрение 18-месячного топливного цикла на АЭС с ВВЭР // журнал «Концерн Росэнергоатом». — 2010. — № 7. — С. 32—42.](#)
- [↑ Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors. — Vienna: IAEA Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors. — Vienna: IAEA, 2010. — P. 20—31. — 178 p. — \(IAEA Nuclear Energy Series\). — ISBN 978-92-0-102610-1.](#)
- [↑ \[Перейти к: 1 2 3\]\(#\) Трунов Н. Б., Лукаевич Б. И., Сотсков В. В., Харченко С. А. \[Прошлое и будущее горизонтальных парогенераторов\]\(#\). 8-й Международный семинар по горизонтальным парогенераторам. Гидропресс. Гидропресс \(2010\). Проверено 15 ноября 2011. \[Архивировано из первоисточника 22 января 2012\]\(#\).](#)
- [↑ \[Перейти к: 1 2 3\]\(#\) Трунов Н. Б., Лукаевич Б. И., Веселов Д. О., Драгунов Ю. Г \[Парогенераторы — горизонтальные или вертикальные \\(каким быть парогенератору АЭС с ВВЭР?\\)\]\(#\) Парогенераторы — горизонтальные или вертикальные \(каким быть парогенератору АЭС с ВВЭР?\) // \[Атомная энергия\]\(#\) Парогенераторы — горизонтальные или вертикальные \(каким быть парогенератору АЭС с ВВЭР?\) // Атомная энергия. — М., 2008. — Т. 105, № 3. — С. 121—122. — ISSN Парогенераторы — горизонтальные или вертикальные \(каким быть парогенератору АЭС с ВВЭР?\) // Атомная энергия. — М., 2008. — Т. 105, № 3. — С. 121—122. — ISSN \[0004-7163\]\(#\).](#)
- [↑ \[Перейти к: 1 2 3 4\]\(#\) Бергункер В. Д. \[Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов\]\(#\) Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов // \[Теплоэнергетика\]\(#\) Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов // Теплоэнергетика. — М.: Наука Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов // Теплоэнергетика. — М.: Наука, 2011. — № 3. — С. 47—53. — ISSN Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов // Теплоэнергетика. — М.: Наука, 2011. — № 3. — С. 47—53. — ISSN \[0040-3636\]\(#\).](#)
- [↑ \[Перейти к: 1 2 3\]\(#\) Трунов Н. Б. и др. \[Мифы и реальности вертикальных парогенераторов для ВВЭР\]\(#\). Международная конференция по парогенераторам \(Торонто, Канада, 2009 год\). AtomInfo.Ru \(26 января 2010\). Проверено 15 ноября 2011. \[Архивировано из первоисточника 22 января 2012\]\(#\).](#)
- [↑ \[Перейти к: 1 2\]\(#\) Бергункер В. Д. \[Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов\]\(#\). 8-й Международный семинар по горизонтальным парогенераторам. AtomInfo.Ru \(20 июня 2010\). Проверено 15 ноября 2011. \[Архивировано из первоисточника 22 января 2012\]\(#\).](#)
- [↑ Wade K. C. \[Steam Generator Degradation and Its Impact on Continued Operation of Pressurized Water Reactors in the United States\]\(#\) \(англ.\). *Electric Power Monthly*. \[Energy Information Administration\]\(#\) \(August 1995\). Проверено 15 ноября 2011.](#)
- [↑ Roberge P. R. \[Corrosion inspection and monitoring\]\(#\) Corrosion inspection and monitoring. — New Jersey: John Wiley & Sons Corrosion inspection and monitoring. — New Jersey: John Wiley & Sons, 2007. — P. 152. — 383 p. — ISBN 978-0-471-74248-7.](#)
- [↑ \[Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines\]\(#\) Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines. — Vienna: IAEA Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines. — Vienna: IAEA, 2008. — P. 91—92. — 97 p. — \(IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.2\). — ISBN 978-92-0-109008-9.](#)

ИСТОЧНИК

- <https://ru.wikipedia.org/wiki/ВВЭР-1000>

