**Министерство науки и высшего образования Российской Федерации**

федеральное государственное автономное образовательное учреждение

высшего образования

**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ ИТМО»**

ФАКУЛЬТЕТ ЭНЕРГЕТИКИ И ЭКОТЕХНОЛОГИЙ

РЕФЕРАТ

по дисциплине Основы термодинамики и тепломассообмена

на тему: **«Экономичность и перспективы атомной энергетики»**

студент Ковыляев Иван Сергеевич\_\_\_\_         W3260\_\_

(Фамилия, Имя, Отчество)                                                      (группа)

Направление подготовки (специальность)       14.03.01

(код, наименование)

Ядерная энергетика и теплофизика\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_

Квалификация  Бакалавр\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_

(бакалавр, магистр)\*

Преподаватель Цветков О.Б.

(Фамилия, И. О.)

Санкт-Петербург

2021 г.

# Содержание

[**Введение**](#_m33gloiza1sk) **3**

[**Глава 1. Конструкции атомных реакторов**](#_wubym2lr5jig) **4**

[**Глава 2. Конструкция атомных электростанций**](#_noj5xy3g2oob) **10**

[**Глава 3. Коэффициент полезного действия энергоблоков.**](#_w1yrn92tnybl) **12**

[**Глава 4. Перспективы развития АЭС**](#_hytcozlhvudg) **14**

[**Заключение**](#_tt8bv24k2tnk) **16**

[**Список литературы**](#_3nsae2vmzza1) **17**

# Введение

Современная экологическая повестка добралась и до энергетики. И мы все чаще и чаще слышим о необходимости перехода на возобновляемые источники энергии. Однако ветрогенераторы и солнечные электростанции не способны покрыть все потребности человечества в дешевой и качественной энергии. Другой вариант развития событий - термоядерная энергетика. Однако в энергетике существует такая шутка: “До массовой термоядерной энергетики 20 лет — и всегда будет 20 лет”. Но все забывают про один очень дешевый, экологически безопасный, а главное стабильный источник энергии - атомные электростанции.

Однако какие перспективы существуют у этой отрасли? Куда будет развиваться атомная энергетика и к чему в итоге мы придем?

Для начала нам потребуется разобраться в конструкциях атомных реакторов, о чем мы поговорим в первой главе. Во второй главе мы рассмотрим конструкции и принципиальные схемы атомных энергоблоков.

Разговор о потерях энергии в реакторах пойдет в третьей главе, а о перспективах атомной энергетики мы поговорим в четвертой главе.

# Глава 1. Конструкции атомных реакторов

Для начала разберемся с конструкцией атомных реакторов. Существует несколько классов атомных реакторов, конструкция которых будет рассмотрена ниже.

Начнем с реакторов канального типа. На территории России было построено 4 серии данных реакторов - АМ, АМБ, ЭГП и РБМК.

Реактор АМ-1 (сокращение от Атом Мирный) стал первым в мире промышленным энергетическим реактором. Он был запущен 27 июня 1954 года в Обнинске и проработал до 29 апреля 2002 года, проработав 48 лет, что на 18 лет больше изначально запланированного срока.

Что представляет из себя реактор АМ-1? Вокруг активной зоны, состоящей из графитовых блоков, в которые помещались тепловыделяющие сборки (далее - ТВС) сделан металлический кожух, который погружен в бетонную шахту. Сверху реактор накрывался чугунной плитой. Во время работы внутрь шахты закачивался азот, а теплоноситель пропускался внутри ТВС.

На самом деле этот принцип в общих чертах описывает устройство всех реакторов канального типа.

Реакторы АМБ (сокращение от Атом Мирный Большой) были установлены на Белоярской АЭС в Свердловской области. Данные реакторы были модифицированной версией АМ-1, но на них также отрабатывались различные технологии.

Так, реактор АМБ-100 стал двухконтурным. В нем пароводяная смесь из испарительных каналов поступает в сепаратор, после чего отсепарированный пар направляется в испаритель, где его тепло обеспечивает испарение питательной воды, циркулирующей по 2-му контуру. Полученный в испарителе пар перегревается до заданной температуры в перегревательных каналах и направляется в турбину. Проектная мощность реактора для энергоблока № 1 была ограничена 100 МВт(эл.).

Реактор АМБ-200 был построен по одноконтурной схеме. В соответствии с ней отсепарированный пар поступает прямо в пароперегревательные каналы (ППК) реактора и после них на турбину. Схема 2-го блока значительно проще схемы 1-го блока, главным образом благодаря исключению громоздких и дорогостоящих парогенераторов. Переход на одноконтурную схему позволил также упростить регулирование работы установки. Одноконтурная схема и некоторые изменения в конструкции каналов и в схеме расположения каналов в реакторе дали возможность увеличить проектную мощность второго реактора вдвое по сравнению с первым, до 200 МВт(эл.).

Однако у данного решения были и негативные последствия - повышенное радиационное воздействие на турбину парогенератора

Дальнейшим развитием канальных реакторов стала специальная серия реакторов ЭГП (сокращение от Энергетический Гетерогенный Петлевой реактор с 6-ю петлями циркуляции теплоносителя). Все четыре реактора данной серии были установлены на Билибинской АЭС. На текущий момент реактор №1 Билибинской АЭС остановлен и выводится из эксплуатации, реакторы 2, 3, 4 продолжают работать. Особенность данных реакторов в небольшой для энергетических реакторов мощностью и назначением – данные реакторы снабжают электричеством и теплом город Билибино.

Реакторная установка получила шесть циркуляционных петель, замкнутых на барабан-сепаратор. Компоновка контура естественной циркуляции имела два уровня оборудования: нижний – реактор, верхний – барабан-сепаратор. Оба узла связаны шестью групповыми опускными трубопроводами, по которым к реактору подается вода, и шестью групповыми подъемными трубопроводами, по которым от реактора отводится пароводяная смесь.

Групповая петля контура естественной циркуляции реакторной установки включала в себя систему параллельных трактов тепловыделяющих сборок (30-33 шт. и 52-54 шт.). В свою очередь каждая из тепловыделяющих сборок (далее - ТВС) представляла собой систему из шести параллельных трактов трубчатых твэлов с проходным внутренним диаметром 10,8 мм.

Технологические каналы реактора размещаются в графитовой кладке. Кладка реактора имеет цилиндрическую форму диаметром 6 м и высотой 5,25 м. Она сложена из отдельных графитовых и в верхней части чугунных блоков квадратного сечения. Центральная часть графитовой кладки диаметром 4,1 м и высотой 3 м, представляющая собой активную зону реактора, состоит из 333 вертикальных колонн с отверстиями диаметром 88,6 мм по всей высоте, в которых размещаются 273 рабочих канала и 60 каналов системы управления и защиты. Кладка реактора смонтирована на стальной плите и размещена в стальном герметичном кожухе, заполненном азотом. Верхняя часть кладки толщиной 1 метр является одним из элементов биологической защиты реактора.

Если ЭГП-6 стал особенным реактором, неким шагом назад, то реакторы РБМК были одним из вариантов будущих реакторов для советской атомной промышленности.

Реактор большой мощности канальный - последний представитель промышленных энергетических канальных реакторов. Всего было построено 18 реакторов, 9 находится в промышленной эксплуатации.

Особенность данных ректоров - огромный диаметр активной зоны - 11,8 метров у РБМК-1000 и РБМК-1500 против 3,12 метров у ВВЭР-1000.

Главная проблема данных реакторов - радиофобия и большое количество радиоактивных отходов - графитовая кладка. Первую проблему победить практически невозможно из-за того визуального ряда, который показывали нам СМИ после аварии на Чернобыльской АЭС, вторую же проблему пытаются решить все компании-эксплуатанты АЭС с подобными типами реакторов.

Проекты развития канальных реакторов существуют, однако в публичном поле они не появляются и вряд ли возможно развитие данной технологии.

Дальше рассмотрим водо-водяные энергетические реакторы (сокращение - ВВЭР). Данные реакторы являются основной составляющей атомной генерации России. На текущий момент эксплуатируется 58 реакторов, еще 19 строится по всему миру.

Корпус ВВЭР представляет собой вертикальный цилиндр с эллиптическим днищем. Он состоит из фланца, двух обечаек зоны патрубков, опорной обечайки, двух цилиндрических обечаек и днища, соединенных между собой сварными швами.

Корпус изготовлен из стали 15Х2НМФА, его толщина составляет 192,5 миллиметров, а масса - 324,4 тонны. При этом вся внутренняя поверхность корпуса покрыта антикоррозийной наплавкой толщиной 7-9 миллиметров. В местах соприкосновения с крышкой, шахтой, а также прокладкой, внутренняя поверхность всех патрубков и некоторые другие детали имеют толщину наплавки не менее 15 миллиметров.

ТВС РБМК и ТВС ВВЭР являются несовместимыми как минимум из-за разниц замедлителя – в канальных реакторах замедлителем нейтронов является графит, а у ВВЭР - вода.

Следующим шагом в развитии атомной энергетики стали реакторы на быстрых нейтронах (сокращенно – БН). Всего было построено 3 реактора данной серии - 1 с мощностью 350 энергетических мегаватт в городе Шевченко (ныне Актау), Казахстан. Данный реактор был первым советским энергетическим реактором на быстрых нейтронах, он был запущен 16 июля 1973 года, и был остановлен 1999 года.

Два других реактора работают по сей день – реакторы БН-600 и БН-800 Белоярской АЭС, Свердловская область. Реактор БН-600 был запущен 8 апреля 1980, реактор БН-800 был запущен 10 декабря 2015 года.

Главное отличие данного типа реакторов - другой тип теплоносителя и другой тип топлива. В отличии от ВВЭР и РБМК, реакторы БН способны работать на изотопе U\_238, которого в природном уране 99%. Это достигается за счет выбора другого теплоносителя – жидкого натрия, который вовлекает в работу быстрые нейтроны, обладающие большей энергией.

Компоновка реакторной установки бакового типа: активная зона, насосы, промежуточные теплообменники и биологическая защита расположены в корпусе реактора. Подобная компоновка была применена в СССР впервые.

Активная зона смонтированный в цилиндрической напорной камере, в которую подается теплоноситель. Вокруг активной зоны расположена зона воспроизводства, отделенная экранами. В этой камере расположены ТВС зоны воспроизводства.

Активная зона реактора БН-600 имеет диаметр 2,06 метра и высоту 0,75 метра. Однако диаметр корпуса составляет 12,8 метров, а высота – 12,6 метра. Сам реактор располагается в бетонной шахте диаметром 15 метров.

Помимо приведенных версий реакторов, которые строились на территории России существуют еще несколько вариантов конструкций реакторов. Рассмотрим каждый их них.

Начнем с кипящих водо-водяных реакторов (по классификации Международного агентства по атомной энергетике (далее – МАГАТЭ) имеют название boiling water reactor (BWR)). Отличие от реакторов ВВЭР (они относятся к реактором PWR (pressurized water reactor)) заключается в механизме передачи тепла – у PWR теплоту, отводимую от теплоносителя передает вода, а у BWR – пар. Однако такие реакторы требуют большего внимания к эксплуатации, и в отличии от PWR на электростанции с такими реакторами был зафиксирован одно из двух 7-бальных происшествий – авария на АЭС Фукусима-1.

Следующий тип реакторов – gas-cooled reactor (сокращенно - GCR). Данный тип реакторов логичнее сравнивать с реакторами канального типа (по классификации МАГАТЭ – light water graphite reactor(LWGR), аналоги российского РБМК). Главное отличие – другой теплоноситель – воздух. Промышленные реакторы данного типа существуют в Великобритании.

Последним рассмотрим реакторы pressurised heavy water reactor (PHWR) – реакторы на тяжелой воде. Тяжелая вода – обычная вода, однако молекулы водорода заменены на молекулы дейтерия. Дейтерий является радиоактивным изотопом водорода. Данный тип реакторов промышленно применяется в Канаде – реакторы CANDU является лидирующими представителями данного класса.

Помимо описанных, существуют и другие реакторы, которые являются совмещением нескольких типов реакторов, например – heavy-water-moderated (HWLWR).

# Глава 2. Конструкция атомных электростанций

После того, как мы рассмотрели конструкции самих реакторов, нужно рассмотреть и конструкции атомных электростанций в целом.

Итак, в самом простом случае АЭС можно представить как атомный реактор, нагревающий теплоноситель, турбогенераторная установка, превращающуюся энергию пара в электрическую энергию, и конденсатор, охлаждаемый теплоноситель и превращающий его обратно в воду. Данная конструкция реакторной установки называется одноконтурной, и была реализована на реакторах АМ-1, АМБ-200, РБМК-1000 и ЭГП-6. Проблема данной схемы – повышенная радиоактивность турбинных установок, так как по ним проходит пар, нагретый непосредственно в реакторе.

Следующая схема постройки АЭС – двухконтурная система. В ней существует два независимых контура теплоносителя. По итогу, схема двухконтурного энергоблока представляет из себя следующее: теплоноситель первого контура выходит из реактора и поступает в парогенератор, где отдает свою теплоту воде второго контура, которая превращается в пар и вращает турбогенератор. Преимущества данной схемы – минимизировано воздействие радиации на персонал и станционные помещения, так как радиоактивный теплоноситель не выходит за пределы герметичного первого контура. К тому же, мы можем подавать более холодный теплоноситель для лучшего охлаждения реактора. Однако, у данной схемы есть и недостаток - снижение эффективности установки из-за появления теплообменника. Однако данная особенность перекрывает недостатки одноконтурной схемы. Она применяется на реакторах ВВЭР.

Последний вариант конструкции АЭС – трехконтурная схема. Данная схема применяется только на энергоблоках БН из-за особенностей конструкции. В данной системе теплоноситель первого контура (в БН – натрий) передает свою теплоту теплоносителю второго контура, который передает теплоту воде в третьем контуре. Данная схема требуется для минимизации проблем с радиоактивным натрием первого контура.

Однако, натрий прекрасно горит при контакте с водой. При учете, что этот натрий радиоактивный, получаем очень опасную с точки зрения радиационной безопасности. Наличие натрия во втором контуре позволяет снизить данную опасность и минимизировать риски. В реакторах БН теплоноситель второго контура находится под большим давлением, чем первый, соответственно это делает данные реакторы безопаснее. Соответственно, данная конструкция энергоблоков применяется только при использовании нестандартного и опасного теплоносителя первого контура.

В данной главе мы рассмотрели только конструкции энергетических реакторов. На АЭС современного российского дизайна применяется только двухконтурная и трехконнтурная конструкция.

# Глава 3. Коэффициент полезного действия энергоблоков.

После того, как мы поговорили про конструкцию атомных реакторов и в целом энергоблоков, можно переходить к рассмотрению вопросов, связанных с коэффициентом полезного действия (далее – КПД) энергоблоков.

Начать стоит с понимания того, а где именно мы теряем энергию.

Первый аспект – нагревание корпуса ТВЭЛ и ТВС. В данном случае потери незначительные, так как корпус ТВЭЛ и ТВС изготавливаются из сплавов на основе циркония с высокой теплопроводностью.

Второй пункт – потери на передачу энергии теплоносителю. В данном случае все будет зависеть от теплоносителя и конструкции реактора. В реакторах используются следующие теплоносители: легая вода, тяжелая вода, жидкие металлы (натрий, свинец), органические жидкости и газы. На современных энергетических реакторах применяют обычную воду, тяжелую воду и жидкие металлы.

Третий пункт – нагревание корпуса и биологической защиты. Учитывая, что корпус реакторов ВВЭР и БН выполнен из прочной стали большой толщины, потери здесь будут колоссальны. Однако уменьшить эти потери невозможно из-за безопасности и эксплуатационных характеристик. Также, часть тепла отдается биологической защите, выполненной из бетона. Потери в этой части незначительны, однако на них повлиять также нельзя.

Четвертый пункт – потери в трубопроводах.Однако в данном случае в первом контуре потери составляют не более 1% теплоты в окружающую среду, а во втором и третьем – 2-3%.

Пятый пункт – потери внутри парогенератора. ​​Однако, в данном случае теряется также не более 1% энергии.

Последний пункт – турбогенератор. В данном случае мы можем определить три характеристики КПД: относительная внутренняя, механическая и генератора. Относительный внутренний КПД – это отношение использованного теплоперепада, к располагаемому. Для современных генераторов данный показатель составляет 85-90%. Механический КПД турбины составляет порядка 98-99%. КПД генератора составит 97-98%.

После того, как мы разобрались с КПД всех составных частей энергоблока, давайте посмотрим на общие формулы КПД для разных конструкций АЭС, о которых мы говорили во второй главе.

КПД АЭС можно получить, просто умножив данные показатели, однако мы не указали еще один: собственное потребление электростанции. Данные потери для современных российских АЭС составляет примерно 5-8% от энергетической мощности.

# Глава 4. Перспективы развития АЭС

На текущий момент коэффициент полезного действия АЭС составляет от 30% до 41%:

Таблица 1 – Краткие характеристики атомных реакторов

| Энергоблок | Классификация МАГАТЭ | Тепловая мощность, МВт | Энергетическая мощность, МВт | КПД, % |
| --- | --- | --- | --- | --- |
| ВВЭР-440 | PWR | 1375 | 440 | 29,7 |
| ВВЭР-1000 | PWR | 3000 | 1000 | 31,7 |
| ВВЭР-1200 | PWR | 3212 | 1200 | 35,7 |
| ВВЭР-ТОИ | PWR | 3300 | 1300 | 37,9 |
| РБМК-1000 | LWGR | 3200 | 1000 | 31,25 |
| БН-600 | FBR | 1470 | 600 | 41 |
| БН-800 | FBR | 2100 | 880 | 39,4 |

Как видим, максимальные значения КПД были получены на энергоблоках на быстрых нейтронах, в которых в качестве теплоносителя используется жидкий натрий. Также, с каждым новым энергоблоком технологии ВВЭР значение КПД увеличивается и достигает 37,9% для перспективного реактора ВВЭР-ТОИ (ВВЭР-1300).

На текущий момент повышение КПД реактора можно достичь за счет улучшения теплопроводности корпусов ТВЭЛ и ТВС, снижение теплопотерь на нагревание корпуса и биологической защиты (однако снизить до нуля данные показатель невозможно), повышение теплопроводности теплоносителя путем его замены (однако замена воды на жидкие металлы требует полного пересмотра корпуса реактора, его топлива и конструкции всего энергоблока; такой реактор переходит в класс реакторов на быстрых нейтронах) либо добавления каких-либо примесей, повышающих данный показатель. Снизить потери на турбогенераторах, в парогенераторах и теплообменниках невозможно.

Однако существует один показатель потери энергии, который возможно снизить, повысив тем самым КПД энергоблока – потребление на собственные нужды. В данный показатель входят следующие потребители: системы контроля и управления, циркуляционные насосы 1, 2 и 3 контуров (при наличии), а также системы освещения и жизнеобеспечения. Из всех систем, перечисленных выше, безопасно и не сложно можно снижать потери в двух: освещения и жизнеобеспечения. Для первой это замена всего освещения на светодиодное, установка датчиков движения и подобные решения. Также возможен перевод данной системы на возобновляемые источники энергии. Для второй системы снижение потерь можно достичь повышением КПД всех составляющих, либо внедрением автоматики для оптимального управления потреблением.

# Заключение

Атомные электростанции – будущее энергетики в целом. Это единственная возможность обеспечить человечество дешевой и чистой электроэнергией.

Любой другой источник генерации будет менее экологичным, либо недостижимым, как например термоядерная энергетика. Технология АЭС уже существует около 60 лет, и непрерывно развивается, повышая КПД и генерацию.

Для самой атомной энергетики существует несколько вариантов развития: увеличение мощности одного энергоблока (например, физический пуск французских реакторов EPR-1600 на 1600 МВт энергетической мощности), возможность более оперативного управления реакторами, замыкание топливного цикла. Однако для достижения максимальной эффективности и экологичности атомной энергетики требуется непрерывная работа во всех направлениях. Только в этом случае можно говорить о перспективах развития атомной энергетики.

# Список литературы

1. История реакторов // История Росатома URL: http://www.biblioatom.ru/evolution/istoriya-osnovnyh-sistem/istoriya-reactorov/ (дата обращения: 20.12.2021)
2. Атомная энергетика — перспективы, экономика, общественное восприятие // Habr.com URL: https://habr.com/ru/post/539120/ (дата обращения: 20.12.2021).
3. Показатели тепловой экономичности АЭС // Портал ТПУ URL: https://portal.tpu.ru/SHARED/a/ANTON/education/aes/Tab1/2tepl\_ekonom.pdf (дата обращения: 20.12.2021).
4. Таширева И. А. Энергоэффективность атомных электростанций с реакторами разных типов / И. А. Таширева, О. В. Лазаренко, О. Л. Ташлыков // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: материалы Всероссийской научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых с международным участием (Екатеринбург, 15–18 декабря 2015 г.). — Екатеринбург : УрФУ, 2015. — С. 229-231.
5. Водо-водяной энергетический реактор // Wikipedia URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/Водо-водяной\_энергетический\_реактор (дата обращения: 20.12.2021).
6. Реактор большой мощности канальный // Wikipedia URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/Реактор\_большой\_мощности\_канальный (дата обращения: 20.12.2021).
7. БН-800 // Wikipedia URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/БН-800 (дата обращения: 20.12.2021).
8. БН-600 // Wikipedia URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/БН-600 (дата обращения: 20.12.2021).
9. Собственные нужды тепловых, атомных и гидравлических станций и
10. подстанций: учебное пособие / Изд. 2-е, испр. и доп. – Благовещенск, Изд-во АмГУ, 2013. – 315 с.