


БЕЛОРУССКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

Факультет **энергетический**  
Кафедра **Тепловые электрические станции**

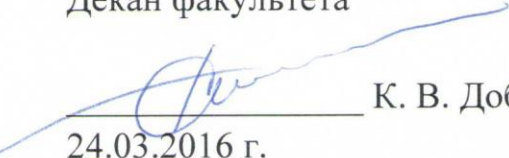
СОГЛАСОВАНО

Заведующий кафедрой

 Н. Б. Карницкий  
24.03.2016 г.

СОГЛАСОВАНО

Декан факультета

 К. В. Доброго  
24.03.2016 г.

**УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО УЧЕБНОЙ  
ДИСЦИПЛИНЕ**

**ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ**

для специальности 1-43 01 08 Паротурбинные установки атомных электрических станций

Составитель: к.т.н., доцент Сорокин В. В.; ассистент Денисов С. М.

Рассмотрено и утверждено  
на заседании совета энергетического факультета  
24 марта 2016 г., протокол N 7

## **Перечень материалов**

Курс лекций по учебной дисциплине, тематика и материалы для проведения практических занятий и курсового проектирования, вопросы к экзамену, учебная программа, учебно-методические, справочные и нормативные материалы.

## **Пояснительная записка**

### *Цели ЭУМК:*

повышение эффективности и качества образовательных услуг за счет обеспечения студентов комплектом учебных и учебно-методических материалов, позволяющим углубленно или самостоятельно изучать дисциплину «Ядерные энергетические реакторы». ЭУМК также может быть использован преподавателями сходных дисциплин для подготовки к лекционным и практическим занятиям, организации курсового проектирования.

### *Особенности структурирования и подачи учебного материала:*

ЭУМК включает следующие разделы: теоретический (курс лекций по учебной дисциплине), практический (тематика и материалы для проведения практических занятий и курсового проектирования), контроля знаний (вопросы к экзамену) и вспомогательный (учебная программа по дисциплине, рекомендуемые учебно-методические, справочные и нормативные материалы).

### *Рекомендации по организации работы с УМК:*

рекомендуется последовательно изучать материалы теоретического раздела с последующим закреплением полученных знаний в ходе решения задач на практических занятиях, а затем переходить к разработке курсового проекта.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	7
КУРС ЛЕКЦИЙ.....	9
Раздел I. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ.....	9
ВВЕДЕНИЕ. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА.....	9
Тема 1. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАКТОРОВ ЯЭУ.....	13
Раздел II. ТИПЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ.....	34
Тема 2. ВОДО-ВОДЯНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ.....	34
2.1. Принципиальная схема энергоблока.....	34
2.1.1. Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР).....	35
2.1.2. Главный циркуляционный контур и система компенсации давления.....	47
2.1.3. Система управления и защиты и системы контроля.....	54
2.1.4. Система перегрузки, хранения и транспортировки топлива.....	66
2.1.5. Системы безопасности ЯЭУ для действующих АЭС с ВВЭР 1000.....	68
2.1.6. Отличительные особенности ЯЭУ с ВВЭР 1200 по проекту АЭС 2006.....	82
2.1.7. Перспективы мировой атомной энергетики на базе водо-водяных реакторов.....	85
2.2. Водо-водяные реакторы с кипением воды в активной зоне (ВК).....	85
Тема 3. ГРАФИТОВЫЕ И ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ.....	89
3.1. Графитовые реакторы.....	89
3.2. Графитовые реакторы большой мощности кипящие (РБМК).....	89
3.3. Графитогазовые реакторы.....	92
3.4. Тяжеловодные реакторы.....	96
Тема 4. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ЖИДКОТОПЛИВНЫЕ РЕАКТОРЫ.....	99
4.1. Быстрый натриевый реактор.....	99
4.2. Жидкотопливные реакторы.....	104
Тема 5. ОСНОВЫ ТЕОРИИ РЕАКТОРА.....	107

5.1. Уравнение баланса нейтронов в реакторе. Источник, поглощение и утечки нейтронов. Материальные и геометрические параметры реактора. Эффективный коэффициент размножения нейтронов. Последовательность решения уравнения реактора. ....	107
5.2. Нейтронный поток. Количество взаимодействий нейтронов с ядрами вещества активной зоны реактора. Мощность реактора, выраженная через нейтронный поток. ....	111
Тема 6. СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ И СРЕДСТВА ПЕРЕГРУЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА .....	115
6.1. Регулирование мощности реактора .....	115
6.2. Кинетика реактора .....	116
6.3. Влияние температуры на работу реактора .....	120
6.4. Активная зона в процессе эксплуатации .....	121
6.5. Внутриреакторные измерения и измерение средней мощности. ....	127
6.6. Механизмы приводов системы управления и защиты (СУЗ). Принципиальная схема СУЗ .....	128
6.7. Транспортно-технологические операции при выгрузке и загрузке ядерного топлива. Вопросы безопасности при выгрузке отработавшего и хранении свежего ядерного топлива. ....	130
Тема 7. ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ И ОРГАНИЗАЦИЯ ТЕПЛООТВОДА .....	132
Тема 8. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ ОДНОФАЗНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ .....	138
Тема 9. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ КИПЯЩИХ РЕАКТОРОВ .....	146
9.1. Задачи теплогидравлического расчёта водоохлаждаемого реактора ...	146
9.2. Расчет основных геометрических характеристик канала и активной зоны .....	147
9.2.1. Определение координаты точки закипания .....	148
9.2.2. Определение теплофизических свойств воды .....	149
9.2.3. Определение координаты точки канала закипания .....	150
9.2.4. Определение перепада давления .....	151
9.3. Определение координаты точки начала поверхностного кипения .....	152



9.3.1	Определение теплофизическими свойствами теплоносителя .....	152
9.3.2	Определение относительной энтальпии.....	152
9.3.3	Определение координаты точки начала поверхностного кипения .	154
9.4	Определение координаты точки начала развитого объемного кипения .....	154
9.5	Оценка распределения истинного объемного и массового паросодержания по высоте канала .....	155
9.5.1	Определение массового и истинного паросодержания .....	155
9.5.2	Определение промежуточных значений массового и истинного паросодержания .....	156
9.5.3	Расчет участка развитого пузырькового кипения .....	156
9.6	Расчет потери напора и распределения давления по высоте канала.....	157
9.6.1	Определение потери давления на трение.....	157
9.6.3	Определение нивелирной составляющей потери давления .....	158
9.6.4	Определение потери давления на ускорение среды .....	159
9.6.5	Давление теплоносителя .....	159
9.7	Расчет коэффициентов теплоотдачи, температуры наружной поверхности оболочки твэла и запаса до кризиса теплообмена по высоте канала .....	159
9.7.1	Температура наружной поверхности оболочки твэла .....	159
9.7.4	Коэффициент теплоотдачи на участке развитого кипения .....	160
9.7.5	Коэффициент запаса до кризиса теплообмена .....	161
9.8	Расчет температур внутренней поверхности оболочки твэла, наружной поверхности и центральной части топливного сердечника .....	161
9.8.1	Температура внутренней поверхности оболочки твэла .....	161
9.8.2	Температура наружной поверхности топливного сердечника .....	162
9.9	Расчет температурного режима графитовой кладки .....	162
9.9.1	Температурный перепад от внутренней поверхности трубы к теплоносителю .....	162
9.9.2	Температурный перепад по толщине стенки трубы .....	163
9.9.3	Температурный перепад по толщине графитового блока .....	163
Тема 10.	ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ .....	164

10.1. Особенности проблемы безопасности ядерных реакторов .....	164
10.2. Основы радиационной безопасности .....	165
10.3. Комплекс систем безопасности и защиты ЯЭУ .....	172
ТЕМАТИКА ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ И КУРСОВОЙ РАБОТЫ И МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ .....	175
ВОПРОСЫ К ЭКЗАМЕНУ .....	210
УЧЕБНАЯ ПРОГРАММА .....	213
УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЕ, СПРАВОЧНЫЕ И НОРМАТИВНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ПО ДИСЦИПЛИНЕ .....	223

## ВВЕДЕНИЕ

Электронный учебно-методический комплекс (ЭУМК) разработан в соответствии с учебным планом специальности 1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций» и предназначен для самостоятельного изучения дисциплины «Ядерные энергетические реакторы» студентами указанной специальности дневной. ЭУМК также может быть использован преподавателями сходных дисциплин для подготовки к лекциям и организации практических занятий.

Цель изучения курса – освоение фундаментальных законов и методик расчета ядерных энергетических реакторов (ЯЭР). Задача освоения курса – дать будущему инженеру теплоэнергетику общие представления о ядерных энергетических реакторах (ЯЭР), рассмотреть основные понятия и определения характеристик и элементов ЯЭР, объяснить основные физические процессы, происходящие в ЯЭР, рассмотреть особенности работы ядерного реактора, а также познакомить с современными тенденциями в развитии ЯЭР.

Настоящий курс связан с другими дисциплинами. Для изучения курса необходимы знания, полученные в общенаучных и общепрофессиональных дисциплинах учебного плана, а также желательны знания о специальных курсах «Парогенераторы АЭС», «Турбины АЭС», «Вспомогательное оборудование АЭС» и «Кинетика ядерных реакторов». В свою очередь сведения, полученные при изучении дисциплины, используются в курсе «Атомные электрические станции» и при дипломном проектировании.

В результате освоения дисциплины «Ядерные энергетические реакторы» студент должен знать:

- основные источники научно-технической информации по материалам конструирования современных ядерных энергетических реакторов;
- принцип работы, состав, принципиальную компоновку современного энергетического ядерного реактора и физические особенности различных типов реакторов;
- виды ядерного топлива, используемого для загрузки активных зон реакторов различных типов, особенности топливных загрузок, эффекты реактивности;

и уметь:

- самостоятельно разбираться в нормативных методиках расчёта энергетических реакторов и применять их для решения поставленной задачи;
- использовать программные комплексы для тепло-гидравлических расчётов энергетических ядерных реакторов;

осуществлять поиск, анализировать научно-техническую информацию и выбирать оптимальный вариант реактора для ядерного энергоблока;

выбирать конструкционные материалы для изготовления основных элементов ядерного энергоблока;

анализировать информацию о новых конструкциях энергетических ядерных энергоблоков и технологиях изготовления активных зон реакторов;

владеть:

навыками дискуссии по профессиональной тематике;

терминологией в области конструирования современных ядерных энергоблоков;

навыками поиска информации о методиках расчёта современного ядерного энергоблока;

информацией о технических параметрах оборудования в целях его использования при конструировании новых ядерных энергоблоков;

навыками применения полученной информации при проектировании современных ядерных энергоблоков.

Изучение дисциплины «Ядерные энергетические реакторы» предполагает формирование у студентов базовых теоретических знаний и практических навыков по организации и оптимизации монтажных и ремонтных работ на АЭС с целью поддержания высокого уровня надежности и экономичности энергетического производства.

Знание курса «Ядерные энергетические реакторы» поможет студентам при прохождении производственной и преддипломной практики, написании и защите курсовой работы по дисциплине и дипломного проекта по специальности.

# КУРС ЛЕКЦИЙ

## Раздел I. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ ВВЕДЕНИЕ. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

По данным Международного агентства ООН по атомной энергии (МАГАТЭ), более 18% электроэнергии, вырабатываемой в мире, производится на ядерных реакторах. В отличие от электростанций, работающих на органическом топливе, АЭС не выбрасывают в атмосферу загрязняющих веществ, которые негативно влияют на здоровье людей, являются причиной образования смога и разрушительно воздействуют на озоновый слой. Стоимость электричества, произведенного на АЭС, ниже, чем на большинстве электростанций иных типов.

В мире насчитывается около 440 ядерных реакторов общей мощностью свыше 365 тыс. МВт, которые расположены более чем в 30 странах. Только в 2000–2005 гг. в строй введено 30 новых реакторов. В настоящее время в 12 странах строится 29 реакторов общей мощностью около 25 тыс. МВт. По экспертным оценкам МАГАТЭ, предполагается строительство к 2020 году до 130 новых энергоблоков.

Двухблочная АЭС с реакторами ВВЭР 1200 строится в Беларуси. Собственная АЭС позволит решить ряд стратегически важных задач:

1. Обеспечить дополнительные гарантии укрепления государственной независимости и экономической самостоятельности Беларуси (возведение атомной электростанции позволит снизить потребность государства в импортных энергоносителях почти на треть);

2. Снизить уровень использования природного газа в качестве энергоресурса (ввод в действие АЭС в Беларуси позволит уйти от однобокой зависимости нашей экономики от поставок российского газа и приведет к экономии около 4,5 млн. м<sup>3</sup> газа в год);

3. Строительство АЭС в Беларуси рассматривается как вариант диверсификации поставщиков и видов топлива в топливно-энергетическом балансе страны;

4. Атомная энергетика открывает новые возможности для развития национальной экономики;

5. Строительство АЭС будет способствовать экономическому и социальному развитию региона размещения АЭС;

6. Опыт, приобретенный при строительстве АЭС, в перспективе позволит использовать промышленный и кадровый потенциал страны при возведении объектов ядерной энергетики как в республике, так и за рубежом;

7. Введение в энергобаланс АЭС позволит снизить выбросы парниковых газов в атмосферу.

Организует и координирует деятельность по строительству белорусской атомной электростанции Министерство энергетики Республики Беларусь. Надзор за соблюдением безопасности осуществляет Госатомнадзор Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь. Научное сопровождение работ по строительству АЭС ведет ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси. Основой законодательной базы атомной энергетики является закон Республики Беларусь от 30 июля 2008 года №426-З «Об использовании атомной энергии».

Строительство атомной электростанции в Беларуси проходит в тесном взаимодействии с Международным агентством по атомной энергии. МАГАТЭ создано в 1957 году по решению Генеральной Ассамблеи ООН в целях развития международного сотрудничества в области мирного использования атомной энергии. Республика Беларусь является одним из государств – основателей МАГАТЭ. Штаб-квартира Агентства находится в г. Вене (Австрия). В организацию входит 144 государства. Основной уставной целью МАГАТЭ является стремление к достижению более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире.

31 января 2008 г. Президент Республики Беларусь подписал постановление Совета Безопасности № 1 «О развитии атомной энергетики в Республике Беларусь». В соответствии с принятым решением в стране осуществляется строительство атомной электростанции. Одновременно активно идет разработка национальной законодательной базы, которая будет регламентировать работу АЭС.

В общественном мнении Беларуси набирает силу тенденция к росту поддержки развития атомной энергетики. 54,8% респондентов проведенного в республике исследования на вопрос «Должна ли Беларусь иметь и развивать ядерную энергетику?» ответили положительно, 23% – отрицательно.

### **Площадка для АЭС**

Указом Президента Республики Беларусь от 2 ноября 2013 г. № 499 определено место строительства станции на Островецкой площадке в Гродненской области.

### **Тип станции и ее надежность**

Основу (70 процентов) мировой атомной энергетики составляют АЭС с водо-водяными реакторами (LWR). Их технология хорошо отработана и многократно проверена на практике. К этому типу относится водо-водяной энергетический реактор ВВЭР производства РФ. Для Беларуси такой тип

является наиболее перспективным. Планируется возведение станции с усовершенствованными реакторами третьего поколения повышенной безопасности (поколение 3+).

### **Сроки строительства**

Ввод первого блока в эксплуатацию намечен на конец 2018 года, второго в 2020 году.

### **Кадры**

Кадровое обеспечение в возведении и управлении АЭС – вопрос из разряда архиважных. Собравшиеся сошлись во мнении, что возводить и эксплуатировать ее должны белорусы. Обеспечением персонала займется БНТУ. Кроме того, для специалистов будут предусмотрены практика, курсы и стажировки, в том числе и за пределами нашей страны. Учебный центр будет действовать при Белорусской АЭС. В феврале 2008 г. в Беларуси начала работу миссия МАГАТЭ по вопросам подготовки персонала для будущей АЭС, принято решение о формировании национальной системы подготовки специалистов в области ядерной энергетики.

### **Финансовая целесообразность**

Как известно, энергоресурсы в мире стремительно сокращаются, в то время как запасы урана (топлива для АЭС) на планете еще довольно велики – примерно 15 миллионов тонн. В 2010 году его совокупное мировое потребление составило 66 тысяч тонн. Безусловно, с учетом интереса к атомной энергетике цены на уран будут расти, но не так стремительно. В 2011 году себестоимость природного урана не превышала 40 долларов за килограмм.

По расчетам Национальной академии наук Беларуси, введение в энергобаланс АЭС суммарной электрической мощностью 2,4 ГВт позволит удовлетворить около 25% потребности страны в электроэнергии и приведет к снижению ее себестоимости на 13% за счет сокращения затрат на топливо.

### **Стоимость объекта**

Строительство двухблочной АЭС 2006 в Беларуси будет стоить около 10 миллиардов долларов. Источники финансирования целевой кредит РФ и бюджет РБ в соотношении 9:1.

### **Влияние на энергосистему**

Основными технологиями Белорусской энергосистемы до начала века были паротурбинные технологии, которые в настоящее время активно замещаются парогазовыми. Работы по замене физически изношенного оборудования, в том числе с внедрением парогазовых технологий будут продолжаться. Существенным изменением станет ввод первой Белорусской АЭС к 2020 году.

Нынешняя структура генерирующих мощностей обеспечивает техническую возможность разгрузки включённого оборудования КЭС до

технического минимума в период ночной нагрузки, не прибегая к остановке этого оборудования. В связи с намечаемым вводом АЭС, предназначенной для работы в базовой части суточного графика нагрузки, структура генерирующих источников окажется перенасыщенной базовыми источниками. Важным является обеспечение технической возможности покрытия переменного суточного графика электрической нагрузки, обусловленного неравномерностью суточного режима электропотребления, с учетом формирующейся структуры генерации Белорусской энергосистемы, и выбор установленной мощности маневренных источников.

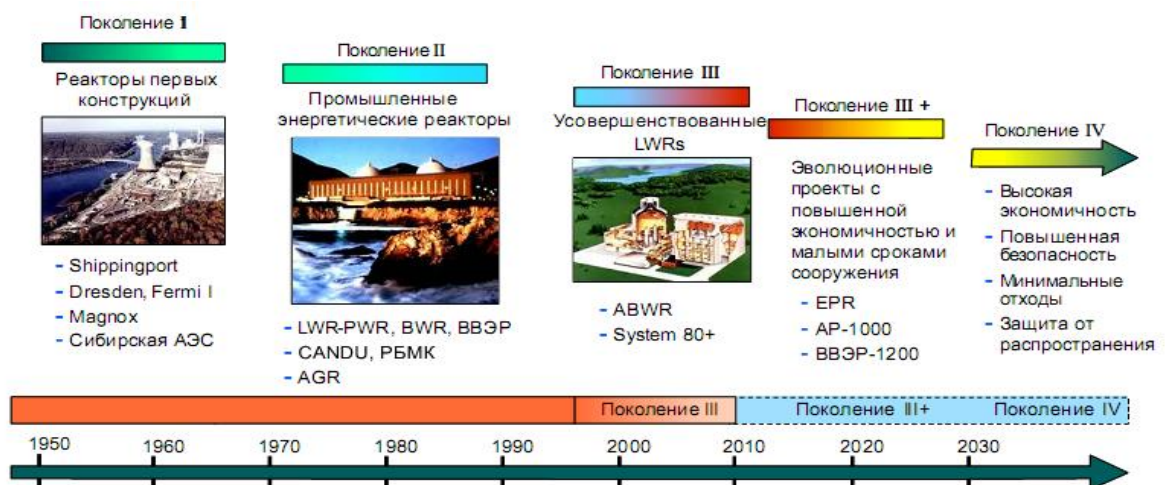
Развитие мирной ядерной энергетики началось в 1954 году с введения в эксплуатацию первой атомной электростанции в г. Обнинске (СССР).

Аварии на Фукусимской (Япония), Чернобыльской (СССР), ТМА (США) АЭС замедлили темпы развития ядерной энергетики: некоторые страны объявили мораторий на строительство новых АЭС. Понадобилось время для повышения безопасности действующих атомных электростанций и разработки более безопасных атомных реакторов.

К настоящему времени атомная энергетика успешно преодолела кризис и смогла продемонстрировать свою жизнеспособность, экологическую привлекательность и возможность безопасного и конкурентоспособного обеспечения энергетических потребностей общества.

Вероятность тяжелых аварий на АЭС нового поколения практически сведена к нулю. Многоуровневые системы безопасности современных реакторов не позволяют техническим сбоям перерасти в серьезные повреждения (даже в случае гипотетической аварии с расплавлением активной зоны реактора).

Западными специалистами предложена классификация ядерных реакторов по поколениям в рамках программы GIV (A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. US DOE. GIF-002-00. Dec. 2002):





## ТЕМА 1. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАКТОРОВ ЯЭУ

### Строение атома

Атом состоит из ядра и оболочки. Ядро заряжено положительно и представляет собой совокупность положительно заряженных протонов и электрически нейтральных нейтронов. Оболочка, заряженная отрицательно, состоит из электронов. Заряд электрона  $e^-$  равен заряду протона  $e^+$ , но противоположен по знаку. За единицу электрического заряда (элементарного единичного заряда) принято считать положительный заряд протона, равный  $1,6 \cdot 10^{-19}$  Кл. Частицы могут быть заряжены положительно или отрицательно, но по значению заряд их обязательно кратен заряду протона (электрона).

Положительный заряд ядра равен  $(e^+)Z$ , где  $Z$  – порядковый номер элемента в периодической системе элементов Д. И. Менделеева. Именно зарядом атомного ядра (следовательно, числом протонов) отличаются атомы одного элемента от атомов другого. Элементом называют вид атомов, ядра которых имеют одинаковый заряд. Порядковый номер элемента  $Z$  называют атомным номером или атомным числом.

В обычных условиях число электронов в оболочке равно числу протонов в ядре, соответственно суммарный заряд ядра  $(e^+)Z$  компенсируется суммарным зарядом электронов  $(e^-)Z$ , поэтому атом электрически нейтрален.

### Структура атомного ядра

Атомное ядро состоит из  $Z$  протонов и  $N$  нейтронов. Масса протона в 1835 раз и нейтрона в 1837 раз больше массы электрона, вследствие чего почти вся масса атома сосредоточена в ядре. Ядро находится в центре атома и занимает очень малую часть объема атома.

Массы покоя протона и нейтрона мало отличаются от атомной единицы массы и равны соответственно  $m_p = 1,007276$  а.е.м.,  $m_n = 1,008665$  а.е.м. Общее название протона и нейтрона – нуклон. Количество нуклонов в ядре называют массовым числом и обозначают  $A = Z + N$ . Масса атома или ядра близка к значению  $A$ , выраженному в атомных единицах массы. Атомное ядро обозначают химическим символом самого элемента, которому оно принадлежит, а слева сверху химического символа писать массовое число  $A$  и слева снизу – атомный номер  $Z$ . Например, ядро обычного водорода состоит лишь из одного протона, следовательно,  $A = 1$  и  $Z = 1$ ,  ${}_1^1\text{H}$ , ядро урана  ${}_{92}^{238}\text{U}$ , плутония  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  и т.п.

При качественном анализе атомы элементов также обозначают указанием названия элемента и его массового числа  $A$ :  ${}^{16}\text{O}$ ,  ${}^{238}\text{U}$ .

Не все атомы того или иного элемента, обладая одинаковыми химическими свойствами и зарядом (число протонов), имеют одинаковую массу. Это

объясняется тем, что число нейтронов в ядре одного и того же элемента может быть различным и химическое свойство атомов от этого не меняется. Атомы, ядра которых имеют одинаковое число протонов, но разные числа нейтронов, а следовательно, одинаковый заряд, но различную массу, называют изотопами.

Атомы, ядра которых состоят из точного определенного числа протонов и нейтронов и характеризуются ядерным энергетическим состоянием, называют нуклидами. Нуклид является изотопом соответствующего элемента.

### **Размер ядра**

Размер атома определяется внешним слоем электронной оболочки. Радиус орбиты электрона в атоме водорода составляет  $0,46 \cdot 10^{-10}$  м, а радиус ядра атома водорода (протона)  $1,4 \cdot 10^{-15}$  м. Ядра атомов других нуклидов можно представить как совокупность тесно упакованных нуклонов, заполняющих сферический объем  $V = (4/3)\pi R^3$ . Тогда объем  $V$  прямо пропорционален числу нуклонов  $A$ . Отсюда следует приближенная формула для расчета радиусов ядер, м

$$R \approx 1,5 \cdot 10^{-15} A^{\frac{1}{3}}.$$

Диаметр ближайшего к ядру слоя электронов примерно в  $3 \cdot 10^4$  раз превосходит диаметр ядра, поэтому диаметр атома в  $10^4 - 10^5$  раз больше диаметра ядра.

Создание ядерного реактора обязано тому научному факту, что при делении тяжелых ядер (урана и плутония) выделяется большая энергия.

При реакции около 90 % энергии высвобождается мгновенно: 84 % в виде кинетической энергии осколков деления, 3% – в виде гамма-лучей и 3 % приходится на энергию нейтронов деления. Нейтроны и гамма-лучи, испускаемые в момент деления, называются мгновенными. В среднем при делении одного ядра выделяется  $\sim 190$  МэВ. При таком количестве энергии, приходящейся на один акт деления, энергия, выделяющаяся в случае «сжигания» 1 г урана, составит  $7,8 \cdot 10^7$  ккал.

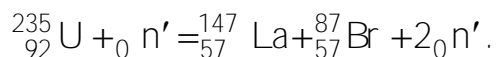
### **Цепная ядерная реакция**

При делении тяжелого ядра ( $A > 200$ ) высвобождается несколько нейтронов. Это весьма важная особенность ядерной реакции. Действительно, если на один акт деления был «затрачен» один нейтрон, а в результате реакции образовалось несколько нейтронов, то вновь образовавшиеся нейтроны будут участвовать в ядерных реакциях и с определенной вероятностью могут вызвать деление ядер. Таким образом, создаются условия самоподдерживающейся стационарной или развивающейся реакции деления ядер. Образование нескольких нейтронов при делении ядра определило создание атомного оружия и развитие ядерной энергетики.

Опытным путем были получены средние значения вторичных нейтронов  $\nu$  для урана и плутония при делении их тепловыми нейтронами.

Ядр o	${}_{92}^{233}\text{U}$	${}_{92}^{235}\text{U}$	${}_{94}^{239}\text{Pu}$
$\nu$	2,58	2,47	3,05

В некоторых случаях при делении излучения нейтронов не происходит, в других – может вылететь один, два или даже больше нейтронов, поэтому среднее число не является целым. Примером образования вторичных нейтронов может служить деление ядра  ${}_{92}^{235}\text{U}$  по схеме:



Конструирование и классификация реакторов существенно зависят от энергии нейтронов, которые участвуют в ядерных взаимодействиях с материалами активной зоны реактора. Средняя энергия нейтронов деления составляет 2 МэВ. Столкновения нейтрона с ядрами вещества, если при этом он не поглощается, приводит к снижению энергии нейтрона (уменьшению его скорости). В итоге нейтрон приобретает скорость, соответствующую скорости теплового движения ядер вещества. В этом случае говорят, что нейтрон достиг тепловой энергии (тепловой нейтрон).

Распределение ядер по скоростям при тепловом равновесии, определяется спектром Максвелла. Обычно распределение тепловых нейтронов неплохо описывается этим спектром. При температуре 300 К наиболее вероятная скорость теплового движения нейтрона равна 2200 м/с, а соответствующая ей энергия теплового движения равна 0,025 эВ.

Подразделение реакторов на «тепловые» и «быстрые» является одним из основных принципов их классификации. Такое деление реакторов основывается на различных (в зависимости от энергии нейтрона) результатах взаимодействия нейтрона с ядрами изотопов урана (или плутония), а также с другими материалами активной зоны. Поэтому, чтобы нагляднее представить основу такой классификации, рассмотрим особенность деления ядра  ${}_{92}^{235}\text{U}$  и  ${}_{92}^{238}\text{U}$  при захвате ими нейтронов.

Процесс деления обычно представляется на основе капельной модели ядра. Главные силы, действующие между элементарными частицами (протонами и нейтронами), называют обычно ядерными силами, имеют специфический характер.

На рис. 1 показаны основные стадии процесса деления ядра  ${}_{92}^{235}\text{U}$ : нейтрон приближается к ядру  ${}_{92}^{235}\text{U}$  (рис. 1, а), поглощается ядром  ${}_{92}^{235}\text{U}$  с образованием

возбужденного составного ядра  ${}_{92}^{236}\text{U}$  (рис. 1, б). Далее через время порядка  $10^{-14}$  с наступает распад составного ядра, который может идти по двум каналам: либо избыточная энергия выделяется в виде  $\gamma$ -излучения и ядро переходит в основное состояние, т. е. имеет место реакция радиационного захвата нейтрона, либо (примерно в 6 раз чаще) избыточная энергия приводит к деформации ядра с образованием перетяжки (рис. 1, в). Части ядра приходят в колебательное движение, и в результате превышения кулоновских сил отталкивания над силами ядерного притяжения ядро разрывается по перемычке на два новых ядра – осколки деления: тяжелый и легкий (рис. 1, г), представляющие собой ядра различных нуклидов, находящихся в средней части Периодической системы элементов. Осколки разлетаются с большой скоростью – на их долю приходится около 80 % энергии, выделяющейся в процессе деления. Двигаясь в веществе, осколки теряют свою энергию на ионизацию других атомов и молекул окружающей среды, и их кинетическая энергия переходит в энергию теплового движения частиц среды, т. е. идет на ее разогрев. Часть энергии, выделяющейся в процессе деления, переходит в энергию возбуждения новых ядер. Энергия возбуждения каждого из новых ядер существенно больше энергии связи нейтрона в этих ядрах, поэтому при переходе в основное энергетическое состояние они испускают один или несколько нейтронов, а затем  $\gamma$ -кванты. Нейтроны и  $\gamma$ -кванты, испускаемые возбужденными ядрами, называют мгновенными. Энергия мгновенных  $\gamma$ -квантов и нейтронов превращается в теплоту, часть мгновенных нейтронов поглощается ядрами среды, обычно в реакции радиационного захвата ( $n, \gamma$ ) с испусканием  $\gamma$ -квантов радиационного захвата, энергия которых также переходит в теплоту.

Возможность деления ядер изотопов урана определяется следующим. Энергия связи нейтрона в ядре, которую обозначим  $E_n$ , равна той энергии, которую необходимо подвести к ядру, чтобы «оторвать» нейтрон от ядра. Символически это положение запишется так:

$$\left[ {}_Z M^A - M^{A-1} + n \right] \cdot 931 = E_n, [MэВ]$$

Такая же энергия будет подведена к ядру  ${}_Z M^{A-1}$  при захвате им нейтрона. Эта энергия пойдет на возбуждение составного ядра.

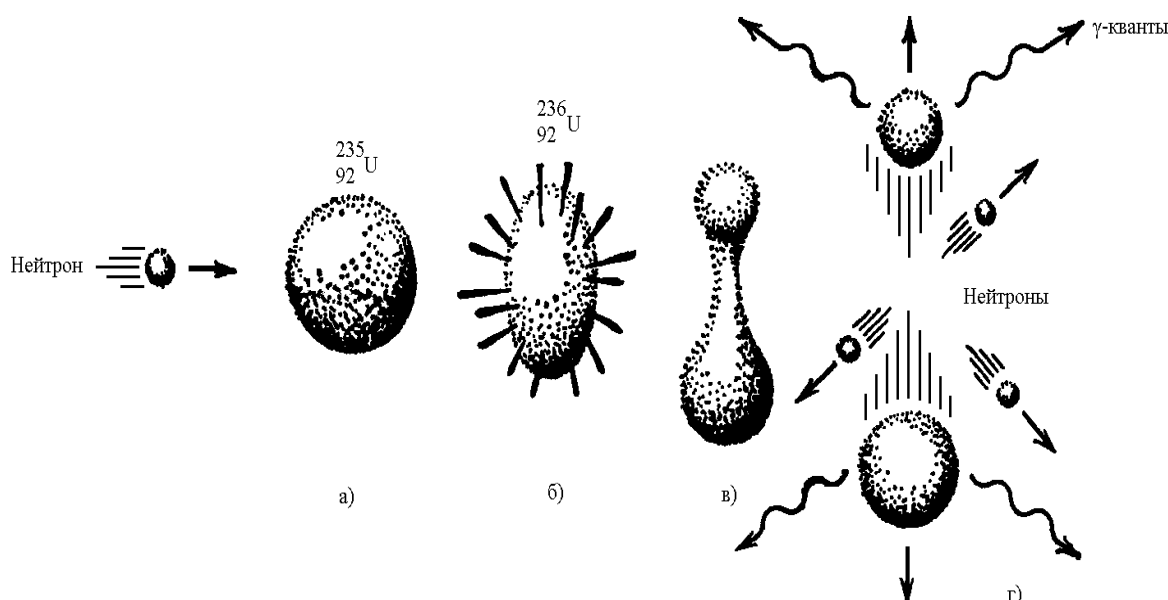
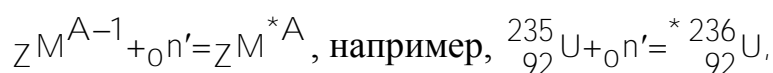


Рис. 1. Основные стадии процесса деления ядра  ${}_{92}^{235}\text{U}$



где «\*» указывает, что ядро возбуждено, а энергия возбуждения  $E_n$  равна энергии связи нейтрона в ядре.

Для того, чтобы ядро разделилось, необходимо к нему подвести энергию не ниже энергии порога деления  $E_{п.д.}$ . Значения энергий порога деления и энергий, которые вносят нейтроны в составные ядра изотопов урана, приведены ниже.

Ядро	${}_{92}^{236}\text{U}$	${}_{92}^{239}\text{U}$
$E_{п.д.}$ , МэВ	5,75	5,85
$E_n$ , МэВ	6,4	4,76

Из приведенных данных следует, что при захвате теплового нейтрона ураном-235, составное ядро урана-236 получает энергию возбуждения большую, чем энергия порога деления ядра.

Таким образом, при захвате теплового нейтрона ядро урана-235 с определенной вероятностью может разделиться. Что касается составного ядра урана-239, которое образуется при захвате теплового нейтрона ураном-238, энергия возбуждения, внесенная тепловым нейтроном, оказалась меньше энергии порога деления, а, следовательно, ядро урана-238 при захвате теплового нейтрона не делится. Для того чтобы произошло деление при захвате нейтрона, собственно кинетическая энергия нейтрона должна быть не ниже 1 МэВ. В этом случае энергия возбуждения будет определяться энергией связи и кинетической энергией нейтрона.

## Принцип эквивалентности массы и энергии

Энергия связи ядра равна минимальной энергии, которую необходимо затратить для полного расщепления ядра на отдельные частицы. Из закона сохранения энергии следует, что энергия связи равна той энергии, которая выделяется при образовании ядра из отдельных частиц.

Энергию связи любого ядра можно определить с помощью точного измерения его массы. В настоящее время физики научились измерять массы частиц – электронов, протонов, нейтронов, ядер и др. – с очень высокой точностью. Эти измерения показывают, что масса любого ядра  $M_{\text{я}}$  всегда меньше суммы масс входящих в его состав протонов и нейтронов  $M_{\text{я}} < Zm_{\text{p}} + Nm_{\text{n}}$ . Разность масс  $\Delta M = Zm_{\text{p}} + Nm_{\text{n}} - M_{\text{я}}$  называется дефектом массы.

По дефекту массы с помощью формулы Эйнштейна  $E = mc^2$  можно определить энергию, выделившуюся при образовании данного ядра, т. е. энергию связи ядра  $E_{\text{св}} = \Delta Mc^2 = (Zm_{\text{p}} + Nm_{\text{n}} - M_{\text{я}})c^2$ .

В таблицах принято указывать удельную энергию связи, т. е. энергию связи на один нуклон. Для ядра гелия удельная энергия связи приблизительно равна 7,1 МэВ/нуклон. На рис. 2 приведен график зависимости удельной энергии связи от массового числа  $A$ . Как видно из графика, удельная энергия связи нуклонов у разных атомных ядер неодинакова. Для легких ядер удельная энергия связи сначала круто возрастает от 1,1 МэВ/нуклон у дейтерия до 7,1 МэВ/нуклон у гелия. Затем, претерпев ряд скачков, удельная энергия медленно возрастает до максимальной величины 8,7 МэВ/нуклон у элементов с массовым числом  $A = 50-60$ , а потом сравнительно медленно снижается у тяжелых элементов. Например, у урана она составляет 7,6 МэВ/нуклон.

Уменьшение удельной энергии связи при переходе к тяжелым элементам объясняется увеличением энергии кулоновского отталкивания протонов. В тяжелых ядрах связь между нуклонами ослабевает, а сами ядра становятся менее прочными.

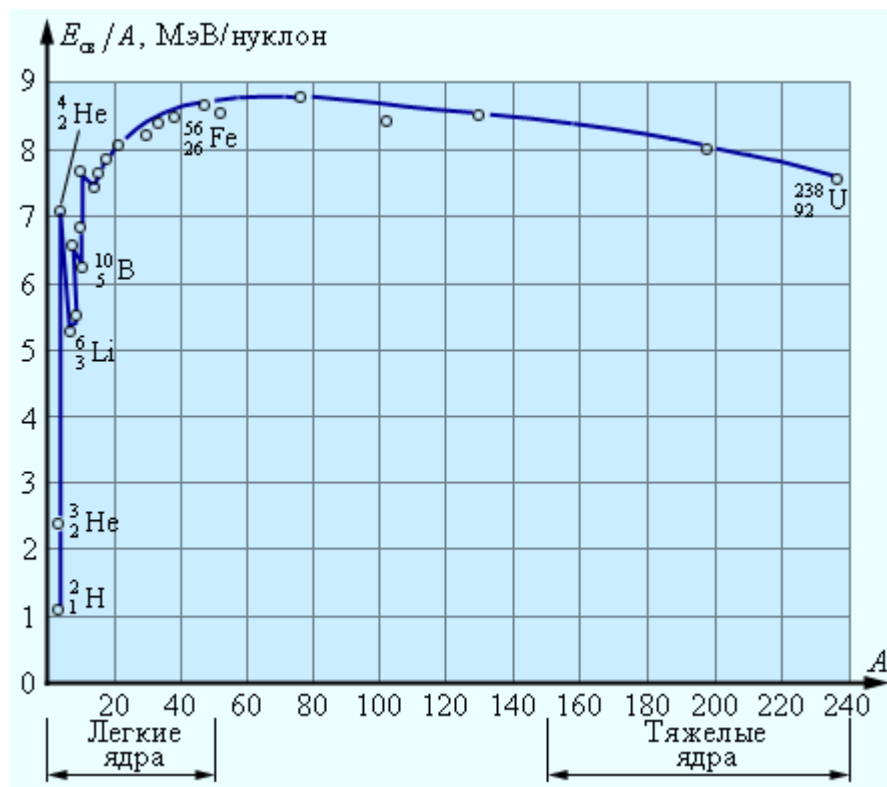


Рис. 2. Удельная энергия связи ядер

В случае стабильных легких ядер, где роль кулоновского взаимодействия невелика, числа протонов и нейтронов  $Z$  и  $N$  примерно одинаковы. Под действием ядерных сил как бы образуются протон-нейтронные пары. Для стабилизации тяжелых ядер, содержащих большое число протонов, из-за возрастания энергии кулоновского отталкивания для обеспечения устойчивости требуются дополнительные нейтроны. На рис. 3 приведена диаграмма, показывающая число протонов и нейтронов в стабильных ядрах. У ядер, следующих за висмутом ( $Z > 83$ ), из-за большого числа протонов полная стабильность при  $Z = N$  оказывается вообще невозможной.

Из рис. 2 видно, что наиболее устойчивыми с энергетической точки зрения являются ядра элементов средней части системы Менделеева. Это означает, что существуют две возможности получения положительного энергетического выхода при ядерных превращениях: деление тяжелых ядер на более легкие; слияние легких ядер в более тяжелые. В обоих этих процессах выделяется огромное количество энергии. В настоящее время оба процесса осуществлены практически: реакции деления и термоядерные реакции.

Зависимость ядерных реакций от энергии нейтрона и типа ядра, с которым взаимодействует нейтрон, сказывается на принципах конструирования ядерных реакторов.

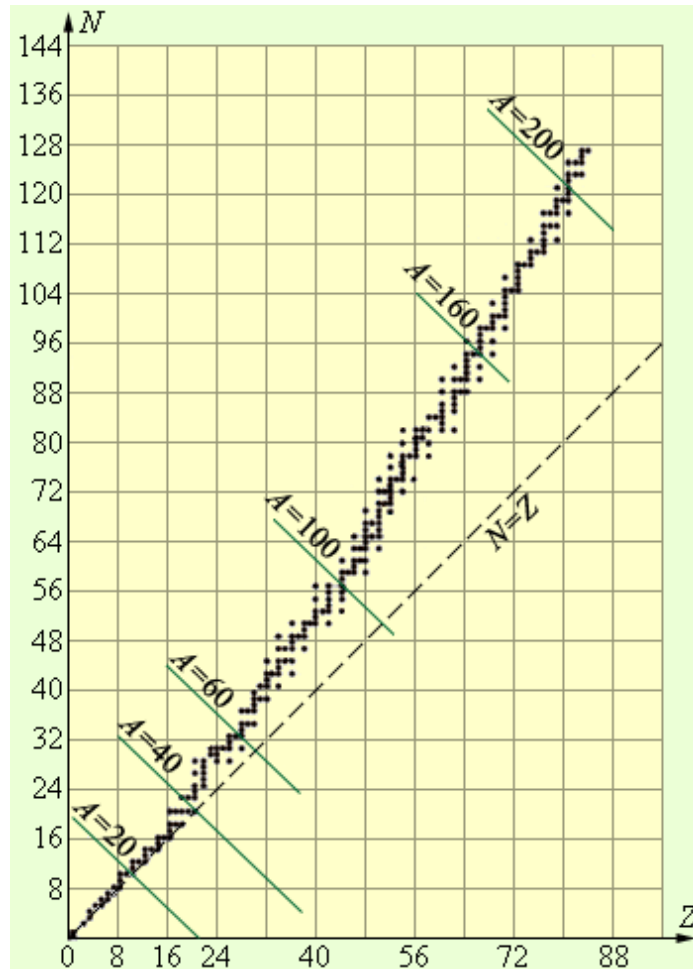


Рис. 3. Числа протонов и нейтронов в стабильных ядрах

Важной характеристикой взаимодействия нейтрона с материалами ядерного реактора является вероятность таких взаимодействий. В теории и расчетах реакторов в качестве такой характеристики принимают эффективные сечения.

Микроскопическим эффективным сечением называют вероятность взаимодействия одного нейтрона с одним ядром рассматриваемого изотопа. Эта характеристика обозначается « $\sigma$ » и имеет размерность  $\text{см}^2$ . В таблицах значения микроскопических сечений чаще даются в «барнах» ( $1 \text{ барн} = 1\text{б} = 10^{-24} \text{ см}^2$ ). Величина  $\sigma$  хотя и имеет размерность  $\text{см}^2$ , однако не является площадью, а отражает зависимость нейтронных взаимодействий с ядрами от большого числа факторов (типа ядра, энергии и нейтрона и энергии ядра, особенностей внутриядерных связей и др.).

Значения микроскопических эффективных сечений приводятся обычно в справочных таблицах для тепловых нейтронов при энергии 0,025 эВ. Такие сечения называют стандартными.



Вероятность ядерной реакции одного нейтрона с ядрами, находящимися в единице объема вещества, называют макроскопическим эффективным сечением. Если число ядер в единице объема  $N$  ядер/см<sup>3</sup>, то макроскопическое сечение, обозначаемое обычно  $\Sigma$ , будет равно:

$$\Sigma = \sigma \cdot N \left[ \text{см}^{-1} \right]$$

Тип ядерной реакции отражается соответствующим ей индексом:

$\Sigma_a = \sigma_a N$  – макроскопическое эффективное сечение поглощения;

$\Sigma_f = \sigma_f N$  – макроскопическое эффективное сечение деления;

$\Sigma_s = \sigma_s N$  – макроскопическое эффективное сечение рассеивания нейтронов.

Рассмотрим условия, обеспечивающие осуществление цепной реакции.

При одном акте деления урана, как отмечалось, образуется несколько нейтронов. Если бы все вновь образовавшиеся нейтроны использовались полезно, т. е. вызвали деление других ядер, то при наличии одного первичного нейтрона, мы получили бы лавинообразное нарастание реакции деления. Подобного рода реакции хорошо известны в химии, где они получили название цепных реакций. По аналогии с химией можно говорить о развитии цепной реакции в уране.

Если рассмотреть чистый изотоп  $^{235}\text{U}$ , то такая реакция действительно может произойти, так как вероятность деления этого изотопа велика ( $\sigma_f = 590$  барн), а на один захват нейтрона ядром выделяется в среднем два новых нейтрона ( $\eta = 2,07$ ). Другие условия складываются для реакции деления в среде естественного урана. Основным изотопом естественного урана является  $^{238}\text{U}$  (99,3 %), а на долю  $^{235}\text{U}$  приходится всего 0,7%. Такие свойства  $^{238}\text{U}$ , как малая вероятность деления на быстрых нейтронах ( $\sigma_f = 0,47$  барн), неделение при захвате нейтрона с энергией меньше 1 МэВ и сильное поглощение нейтронов в области «резонансных пиков» ( $E = 7 - 10$  эВ), приводят к тому, что развитие цепной реакции в чистом естественном уране не осуществляется.

Создание самоподдерживающейся реакции деления в смеси изотопов урана обеспечивается путем увеличения содержания  $^{235}\text{U}$  в этой смеси и применения замедлителя.

С повышением содержания  $^{235}\text{U}$  в смеси (ростом обогащения) уменьшается резонансное поглощение нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$  и увеличивается вероятность поглощения нейтронов ядрами  $^{235}\text{U}$  с последующим делением.

Сущность применения замедлителя состоит в следующем. Основным препятствием в развитии цепной реакции в естественном уране является резонансное поглощение нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$ . Следовательно, снижение доли резонансного поглощения привело бы к увеличению поглощения нейтронов

ядрами  $^{235}\text{U}$  за областью резонанса, а, следовательно, к увеличению вероятности деления.

Представим себе, что нейтрон, вылетевший в акте деления урана, до того как он встретится с ядром  $^{238}\text{U}$  будет замедлен до энергии, лежащей ниже резонансной, то в этом случае он избежит резонансного поглощения. Очевидно, что для достижения такого условия необходимо осуществить достаточно быстрое замедление нейтронов. Это замедление может быть достигнуто при столкновении нейтрона с легкими ядрами, введенными в урановую среду. Материалы, применяемые для этой цели, получили название замедлителей.

### **Коэффициент размножения**

Для оценки условий поддержания цепной реакции деления вводят понятие о коэффициенте размножения. Коэффициентом размножения  $K$  называют отношение числа нейтронов некоторого поколения к соответствующему числу нейтронов поколения, непосредственно ему предшествующего. Если коэффициент размножения будет больше единицы, то число нейтронов в системе будет непрерывно возрастать. Если  $K = 1$ , то число нейтронов в каждом последующем поколении остается неизменным, и реакция деления идет с постоянной скоростью. Наконец, если  $K < 1$ , то реакция деления с течением времени будет затухать. В реакторах изменения числа нейтронов одновременно с изменением скорости реакции деления означают изменение количества выделяющегося тепла, а значит и мощности реактора.

Обозначим коэффициент размножения нейтронов для бесконечной системы через  $K_\infty$ . В такой системе утечки нейтронов не будет, а следовательно, коэффициент размножения для нее будет больше, чем для такой же по составу, но ограниченных размеров системы. Чтобы выяснить, от каких факторов зависит коэффициент размножения нейтронов и в какой степени эти факторы влияют на конструирование реакторов, последим за судьбой одного поколения нейтронов и определим значение  $K_\infty$ .

Предположим, что в какой-то момент времени от деления ядер  $^{235}\text{U}$  под действием тепловых нейтронов образовалось  $n$  быстрых нейтронов. Быстрые нейтроны с небольшой вероятностью могут вызвать деления ядер  $^{238}\text{U}$ . Коэффициент размножения на быстрых нейтронах обозначим  $\epsilon$ , тогда число быстрых нейтронов будет равно  $n\epsilon$ . Быстрые нейтроны будут претерпевать процесс замедления при столкновении с ядрами замедлителя и урана. Поглощение быстрых нейтронов замедлителем и ураном по сравнению с процессом замедления маловероятно, поэтому радиационным поглощением их в процессе замедления можно пренебречь.

Однако в интервале энергий нейтрона 7 – 10 эВ им «грозит» опасность быть поглощенным в резонансной области. Несмотря на наличие замедлителя

такая вероятность все же есть. Обозначим через  $\varphi$  вероятность того, что нейтрон избежит резонансное поглощение. Все нейтроны, которые избегают резонансное поглощение будут замедлены до тепловой энергии. Таким образом, число образовавшихся тепловых нейтронов составит  $\beta \varepsilon \varphi$ .

Тепловые нейтроны будут сталкиваться с ядрами замедлителя и урана, то ускоряясь, то замедляясь, в соответствии с энергией (скоростью) ядра, с которым он сталкивается. Этот процесс называется диффузией нейтронов. Образовавшиеся тепловые нейтроны  $\beta \varepsilon \varphi$  будут диффундировать до тех пор, пока они все не поглотятся ядрами урана и замедлителя.

Вероятность того, что тепловые нейтроны будут поглощены ураном, обозначим  $\theta$ . Эту величину называют коэффициентом использования тепловых нейтронов. Тогда число тепловых нейтронов, поглощенных ураном, будет равно  $\beta \varepsilon \varphi \theta$ .

На каждое поглощение ураном теплового нейтрона образуется  $\eta$  новых быстрых нейтронов. Следовательно, в конце рассматриваемого цикла количество быстрых нейтронов, образовавшихся от деления, оказалось равным  $\beta \varepsilon \varphi \theta \eta$ .

Коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, таким образом, равен

$$K_{\infty} = \frac{\beta \varepsilon \varphi \theta \eta}{\beta \varepsilon \varphi \theta}$$

Данное равенство называют формулой четырех сомножителей. Оно раскрывает зависимость  $K_{\infty}$  от различных факторов, обуславливающих развитие цепной ядерной реакции в смеси урана и замедлителя.

### **Классификация реакторов**

Все реакторы можно классифицировать *по назначению*:

- энергетические (основное требование к экономичности термодинамического цикла);
- исследовательские (пучки нейтронов с определенной энергией);
- транспортные (компактность, маневренность);
- промышленные (для наработки плутония, низкотемпературные, работают в форсированном режиме);
- многоцелевые (например, для выработки электроэнергии и опреснения морской воды);

*по виду замедлителя*:

- легководные (наиболее компактны);
- графитовые (в расчете на единицу мощности имеют наибольшие размеры);
- тяжеловодные (несколько меньших размеров по сравнению с графитовыми);

*виду теплоносителя:*

- легководные (наиболее распространенные);
- газоохлаждаемые (также широко распространены);
- тяжеловодные (редко применяемые и только там, где замедлитель тоже тяжелая вода);
- жидкометаллические (в реакторах на быстрых нейтронах);

*энергетическому спектру нейтронов:*

- на тепловых нейтронах (наиболее освоенные, требуют наименьшей удельной загрузки ядерного топлива по делящемуся изотопу);
- на быстрых нейтронах (так называемые «быстрые реакторы» предназначены также и для воспроизводства ядерного топлива);
- на промежуточных нейтронах (только в специальных исследовательских установках);

*структуре активной зоны:*

- гетерогенные (все работающие в настоящее время реакторы);
- гомогенные (пока находятся в стадии исследования и отдельных опытных образцов).

Особенность современной ядерной энергетики – использование реакторов на тепловых нейтронах, то есть применение урана, обогащенного по  $^{235}\text{U}$ . В природном уране его всего 0,7%. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах обогащение по  $^{235}\text{U}$  составляет 2,0–4,4% (до 5%), при этом соответствующие предприятия выдают наряду с обогащенным ураном также и отвалный уран, содержащий  $^{235}\text{U}$  в существенно меньшем количестве, чем природный. Отвалный, так же как и природный уран, может быть использован в реакторах на быстрых нейтронах. Глубокое (более полное) использование уранового топлива, включая отвалный, может быть достигнуто в реакторах на быстрых нейтронах.

### **Тепловая и ядерная энергетика**

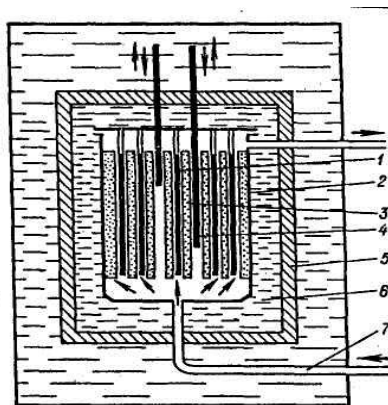
Наиболее яркое различие ТЭС и АЭС заключается в разнице масс топлива, затрачиваемого на выработку одинакового количества энергии. Энергия деления 1 г  $^{235}\text{U}$  эквивалентна энергии сжигания 2,7 т.у.т.

#### **Принципиальная схема и основные компоненты ядерного реактора**

Как правило, используют гетерогенные реакторы, в которых блоки топлива чередуются в пространстве с блоками замедлителя. Теплоноситель охлаждает топливо. Замедлитель может использоваться как теплоноситель. Топливо заключено в герметичную оболочку для снижения выхода радиоактивных продуктов деления. Топливо, замедлитель, теплоноситель, оболочки, элементы конструкции и средства управления цепной реакцией образуют активную зону. Для снижения утечки нейтронов активную зону окружают отражателем. Вся

совокупность названных компонент размещается внутри корпуса, который обеспечивает поддержание рабочего давления и температуры, прочность и биологическую защиту.

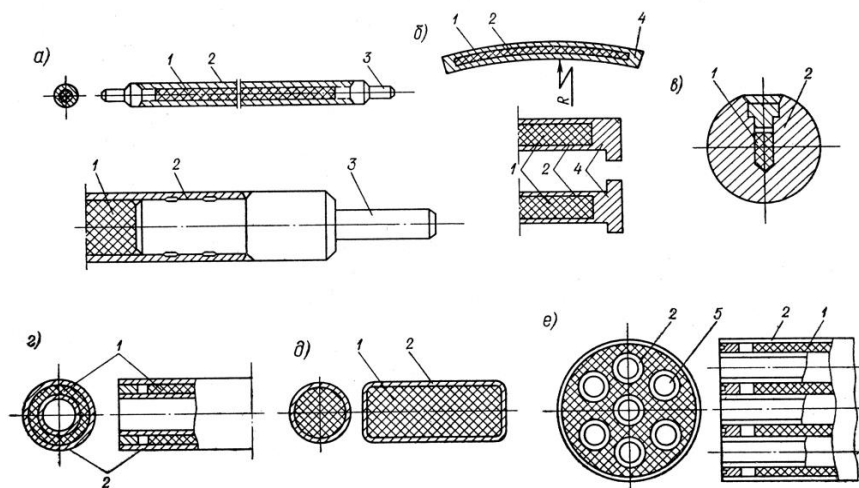
Принципиальная схема реактора приведена на рис. 4.



1 – активная зона; 2 – корпус; 3 – замедлитель; 4 – органы регулирования;  
5 – биологическая защита; 6 – отражатель нейтронов; 7 – циркуляция теплоносителя

Рис. 4. Принципиальная схема ядерного реактора

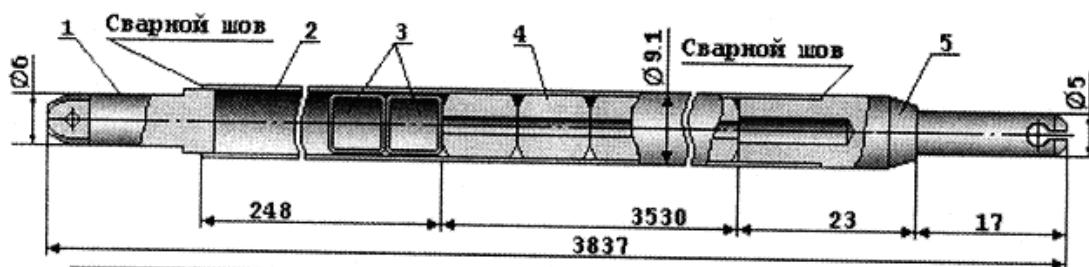
Основной конструктивный элемент ядерного реактора, содержащий ядерное топливо, предназначенный для размещения ядерного топлива в активной зоне, генерации основной части тепловой энергии и передачи ее теплоносителю, называют тепловыделяющим элементом ядерного реактора (ТВЭЛ). Типы тепловыделяющих элементов представлены на рис. 5.



а – стержневой; б – пластинчатый; в – шаровидный; г – трубчатый;  
д – цилиндрический блок; е – массив топлива с трубками;  
1 – топливный материал; 2 – оболочка; 3 – наконечник; 4 – край;  
5 – теплоноситель

Рис. 5. Типы тепловыделяющих элементов

Наибольшее распространение в настоящее время получил стержневой тепловыделяющий элемент показанный на рис. 6.



Поз.	Наименование	Материал
1	Заглушка верхняя	Сплав Zr+1%Nb
2	Оболочка	Сплав Zr+1%Nb
3	Фиксатор	Нержавеющая сталь
4	Таблетка	Двуокись урана
5	Заглушка нижняя	Сплав Zr+1%Nb

1. Размеры даны до облучения  
2. ТВЭЛ заполняется гелием

Рис. 6. Элемент тепловыделяющий стержневой для реакторов ВВЭР 1000

Основную часть тепловыделяющего элемента ядерного реактора, содержащую делящиеся и воспроизводящие материалы в виде металла и химических соединений или диспергированные в матрице неделящегося разбавителя, называют сердечником тепловыделяющего элемента.

ТВЭЛ представляет собой оболочку, герметизированную с обоих концов с помощью заглушек и сварки. Внутренний объем оболочки, сердечник, заполнен топливными таблетками из двуокиси урана и гелием под давлением. Столб топливных таблеток зафиксирован от перемещений двумя фиксаторами, представляющими собой цилиндрические пружинные втулки. Над столбом топливных таблеток имеется свободный объем, используемый в качестве газосборника для газообразных продуктов деления, выделяющихся в процессе эксплуатации.

Работа ТВЭЛов характеризуется весьма высокими тепловыми нагрузками (примерно  $450 \text{ Вт/см}^3$ ) и значительными температурными перепадами по поперечному сечению топлива, которые могут составлять несколько сотен градусов.

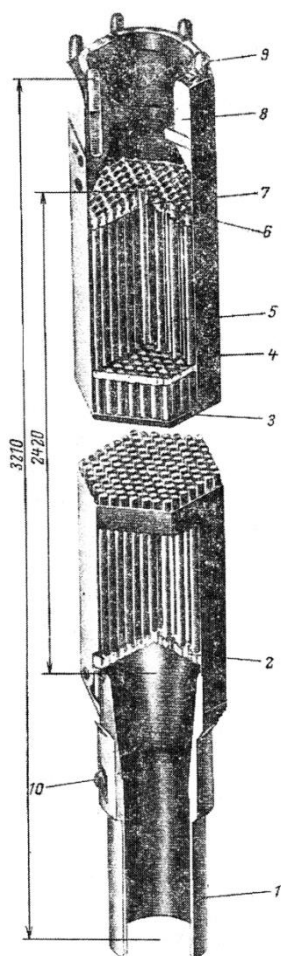
Топливные таблетки могут иметь центральное осевое отверстие для снижения средней объемной температуры топлива и увеличения объема газосборника.

Топливная загрузка энергетических реакторов состоит из большого числа ТВЭЛ. Например, в реакторе ВВЭР 440 топливную загрузку составляют 44000 ТВЭЛ, в ВВЭР 1000 – 48000, в РБМК 1000 – 61000. Для обеспечения необходимой жесткости стержневых ТВЭЛ, а также удобства монтажа, перегрузки, транспортировки и организации направленного потока

теплоносителя для эффективного охлаждения ТВЭЛ их комбинируют группами. Эти группы составляют единую конструкцию тепловыделяющей сборки (ТВС). Общий вид рабочей кассеты реактора ВВЭР 440 показан на рис. 7.

Число ТВЭЛ в ТВС может составлять от нескольких штук до нескольких десятков или даже сотен. ТВЭЛ в ТВС жестко связываются между собой с помощью двух концевых и нескольких дистанционирующих решеток, установленных с определенным шагом по высоте ТВС. В результате обеспечиваются малая вибрация ТВЭЛ и строгое соблюдение зазоров между ними для прохода теплоносителя. ТВС включает в себя также входной и выходной коллекторы и тракт распределения потока теплоносителя, установочные детали — хвостовики, кожух или каркас, защитные пробки и детали транспортно-технологического назначения.

Тепловыделяющая сборка либо кассета устанавливается в технологический канал ядерного реактора, в котором осуществляются подвод, отвод и организация направленного потока теплоносителя, омывающего ТВЭЛ, обеспечивается возможность загрузки и выгрузки ТВС или кассет.



- 1 – хвостовик; 2, 3 – нижняя и средняя дистанционирующие решетки; 4 – труба-чехол кассеты; 5 – ТВЭЛ; 6 – верхняя дистанционирующая решетка; 7 – центральная трубка; 8 – головка; 9 – пружинные фиксаторы; 10 – штырь

Рис. 7. Рабочая кассета реактора ВВЭР 440

Она состоит из хвостовика, головки и шестигранной трубы-чехла, с помещенными в ней 126 ТВЭЛ, которые расположены по треугольной решетке с шагом 12,2 мм. Фиксация ТВЭЛ в кассете осуществляется дистанционирующими решетками: нижней (несущей), верхней и средними направляющими решетками, выполненными из нержавеющей стали. Эти решетки механически связаны между собой центральной трубой из циркониевого сплава. Нижние концы ТВЭЛ жестко закреплены в нижней несущей решетке, верхние концы входят в отверстия верхней решетки без закрепления для обеспечения их свободного температурного расширения. В головке кассеты имеется шесть пружинных фиксаторов для удержания ее от всплытия и компенсации температурных расширений. Конструкция хвостовика обеспечивает ориентировку и фиксацию кассеты по углу в плане и посадку ее в гнезде корзины. Масса рабочей кассеты 220 кг, масса  $UO_2$  в кассете 127 кг.

Часть ядерного реактора, представляющего собой сосуд, предназначенный для размещения в нем активной зоны и внутрикорпусных устройств, имеющий патрубки для подвода и отвода теплоносителя, а также устройства герметизации внутриреакторного пространства, называют корпусом ядерного реактора. Съёмную часть ядерного реактора, предназначенную для перекрытия корпуса и воспринимающую внутреннее давление в реакторе, называют крышкой ядерного реактора.

Узел главного уплотнения ядерного реактора представляет собой сборочную единицу с накидным фланцем и уплотнением разъема крышки и корпуса ядерного реактора, обеспечивающую герметичность ядерного реактора во всех режимах его работы.

Кольцо, которым осуществляется соединение крышки ядерного реактора с корпусом и смятие внутренних прокладок, называют нажимным кольцом главного уплотнения ядерного реактора.

Каждый реактор имеет органы управления и защиты. Система управления и защиты ядерного реактора (СУЗ) есть совокупность устройств, предназначенных для создания условий безопасного протекания цепной реакции на заданном уровне мощности и изменения ее при пуске, остановке, переходе с режима на режим, для обеспечения быстрого прекращения реакции деления при наступлении аварийной ситуации и для воздействия на поля энерговыделений.

Составной частью СУЗ является система автоматического регулирования мощности ядерного реактора (САР), которая представляет собой совокупность приборов и устройств, предназначенных для автоматического управления процессами пуска, поддержания и изменения уровня мощности ядерного реактора воздействием на рабочие органы или часть из них.



В систему СУЗ входит также система компенсации реактивности ядерного реактора (СКР), которая представляет собой совокупность приборов и устройств, предназначенных для компенсации медленных изменений реактивности ядерного реактора, обусловленных выгоранием ядерного топлива температурными и другими факторами.

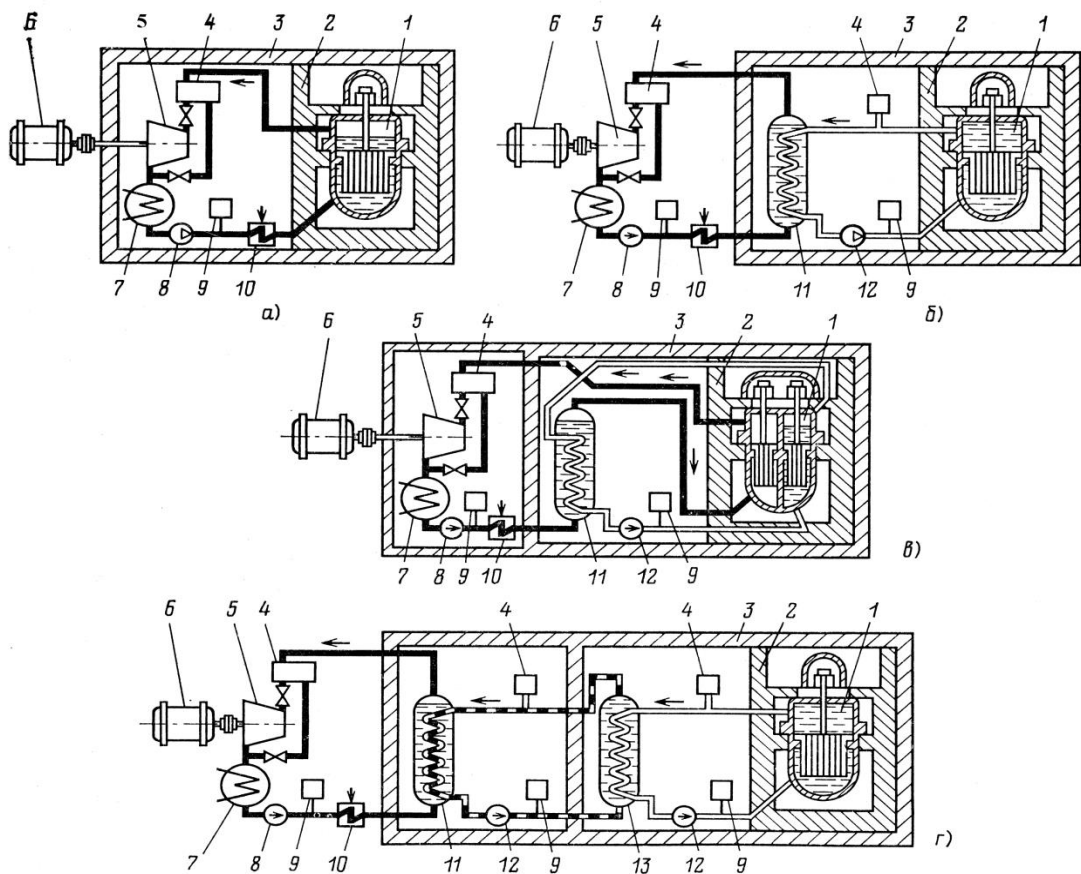
Система СУЗ включает в себя также систему аварийной защиты ядерного реактора (САЗ), которая есть совокупность приборов и устройств, останавливающая реакцию или снижающая реактивность ядерного реактора до безопасного уровня в случае аварийного нарушения режимов работы реактора.

### **Тепловые схемы АЭС**

В АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочее тело – это среда, совершающая работу, теплоноситель охлаждает ядерное топливо в активной зоне реактора и используется для нагрева рабочего тела. Рабочим телом обычно является водяной пар. Контур рабочего тела замкнут, подпиточная и продувочная линии контура характеризуются существенно меньшим относительным расходом.

Для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах и коррозии необходим контроль и управление составом теплоносителя. Теплоноситель всегда радиоактивен.

АЭС называется одноконтурной, если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены (рис. 8). Преимущества этой схемы: простота и большая экономичность по сравнению с 2-х и 3-х контурными. Недостаток – все оборудование радиоактивно.



- а – одноконтурная; б – двухконтурная; в – не полностью двухконтурная; г – трехконтурная: 1 – ядерный реактор; 2 – первичная биологическая защита; 3 – вторичная биологическая защита;
- 4 – регулятор давления в контуре; 5 – паровая или газовая турбина; 6 – электрогенератор;
- 7 – конденсатор или газоохладитель; 8 – питательный насос или компрессор; 9 – резервная емкость для пополнения теплоносителя или рабочего тела; 10 – регенеративный теплообменник;
- 11 – ПГ; 12 – циркуляционный насос или газодувка;
- 13 – промежуточный теплообменник

Рис. 8. Классификация ЯЭУ в зависимости от числа контуров

АЭС называется двухконтурной, если контуры теплоносителя и рабочее тело разделены. Контур теплоносителя – первый контур, контур рабочего тела – второй. Преимущества: оборудование не работает в радиационно-активных условиях. Недостатки: снижение КПД, поскольку для передачи тепла требуется обеспечить перепад температур, который отнимается от температуры нагревателя в термодинамического цикла и более высокая сложность, поскольку требуется парогенератор.

В одноконтурных ЯЭУ контуры теплоносителя и рабочего тела совпадают. В таких ЯЭУ может быть использован водо-водяной или водо-графитовый кипящий или высокотемпературный газоохлаждаемый реактор. В реакторе

происходит парообразование или нагрев газа, далее пар (газ) направляется в турбину, где, расширяясь, совершает работу, которая в электрогенераторе превращается в электроэнергию. После конденсации всего пара в конденсаторе конденсат насосом или газ компрессором через регенеративные теплообменники подается в реактор.

В двухконтурных ЯЭУ, получивших наибольшее распространение, контуры теплоносителя и рабочего тела разделены. Соответственно контур теплоносителя называется первым, а контур рабочего тела — вторым. В двухконтурных ЯЭУ могут применяться энергетические реакторы всех типов. В таких ЯЭУ нагретый в реакторе теплоноситель поступает в ПГ (теплообменник), где теплота через поверхность нагрева передается рабочему телу— воде второго контура. В ПГ эта вода кипит, образуется пар, который направляется в турбину. Первый контур является радиоактивным и целиком находится внутри биологической защиты. Особенно надежную и эффективную защиту имеет реактор. С циркулирующим паром и водой второго контура можно обращаться, как на обычных ТЭС. В реакторах с газовым или органическим теплоносителем давление в первом контуре может быть ниже, чем во втором.

Ядерная энергетическая установка может быть не полностью двухконтурная. В этом случае имеется самостоятельный первый контур теплоносителя, а также совмещенный контур теплоносителя со вторым контуром. Теплоноситель поступает в ПГ и отдает свою теплоту воде второго контура, образовавшийся в ПГ насыщенный пар направляется для перегрева в реактор, т. е. становится теплоносителем, а далее проходит по всему второму контуру. Таким образом, первый и второй контуры оказываются совмещенными по пару. Пар активируется существенно меньше, чем вода, поэтому здесь оборудование парового (второго) контура работает в условиях значительно более слабой радиоактивности, чем в одноконтурной ЯЭУ. Это упрощает эксплуатацию установки.

В трехконтурных ЯЭУ контуры теплоносителя и рабочего тела отделяются друг от друга промежуточным контуром с нерадиоактивным теплоносителем. Трехконтурные ЯЭУ применяются с реакторами, охлаждаемыми жидкими щелочными металлами, например натрием. Натрий, циркулируя через активную зону становится высокорadioактивным вследствие активации нейтронами. Кроме того, он загрязняется радиоактивными продуктами коррозии и протечками продуктов деления из ТВЭЛ, потерявших герметичность. Щелочные металлы вступают в бурную химическую реакцию с водой или водяным паром. Для того чтобы исключить контакт радиоактивного теплоносителя с водой при возможных неплотностях в ПГ, и создается промежуточный контур. В первом контуре циркулирует радиоактивный натрий. Из-за высокой температуры кипения натрия

давление в первом контуре низкое (около 1 МПа) и определяется только гидравлическим сопротивлением контура. Теплота от радиоактивного натрия в промежуточном теплообменнике передается нерадиоактивному теплоносителю — также натрию. В промежуточном контуре создается более высокое давление, чем в первом, чтобы исключить протечку радиоактивного натрия из первого контура в промежуточный через возможные дефекты в теплообменнике. Промежуточный контур нерадиоактивен. Натрий промежуточного контура отдает свою теплоту рабочему телу — воде и водяному пару в ПГ, в котором допускается перегрев пара до температуры около 450–570 °С без повышения давления теплоносителя в реакторе. По капитальным затратам трехконтурные ЯЭУ получают наиболее дорогостоящими.

### **Использование ЯЭУ для целей теплофикации**

В настоящее время в нашей стране в общем энергобалансе потребления доля тепловой энергии составляет около 75 %, а электроэнергии менее 25 %. При этом на долю централизованного теплоснабжения расходуется 20 % органического топлива, в основном наиболее дефицитного газомазутного. Поэтому применение ЯЭУ в качестве мощных источников тепловой энергии для нужд централизованного теплоснабжения позволит значительно сократить расход нефте- и газопродуктов, сжигаемых на ТЭЦ и в котельных, при практически полном отсутствии загрязнения воздушного бассейна.

По технико-экономическим оценкам ядерные источники теплоты целесообразно строить в европейской части страны, в первую очередь для теплоснабжения крупных городов. Для этого можно использовать как теплоту, отбираемую от турбин АЭС, так и одноцелевые специализированные отопительные котельные на ядерном топливе (АСТ). При этом экономически более эффективной является комбинированная выработка теплоты и электроэнергии. В районах, где потребность в теплоте значительно превышает потребность в электроэнергии, выгодно строить АСТ. Для АТЭЦ могут быть использованы ЯЭУ с уже освоенными типами реакторов, например ВВЭР и РБМК. АТЭЦ должны располагаться вблизи крупных городов, однако исходя из требований по обеспечению безопасности их приходится строить на расстояниях не менее 25 км от границы городской застройки, что вызывает дополнительные затраты на сооружение дорогостоящих теплотрасс. Перспективным является создание АТЭЦ с реакторами типа ВК с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусе из предварительно напряженного железобетона. Внутри корпуса находятся ПГ, сепаратор и компенсатор давления (интегральная компоновка), что существенно повышает безопасность установки и позволяет располагать такую АТЭЦ значительно ближе к городской черте.

В настоящее время в первую очередь предполагается использование реакторов типа ВК также с интегральной компоновкой и естественной циркуляцией теплоносителя для АСТ, предназначенных для отпуска низкопотенциальной теплоты на отопление в виде горячей воды с температурой не выше 150 °С. Для АСТ потребовалась разработка специального реактора с низкими параметрами, что позволило резко удешевить и упростить его конструкцию. АСТ для удобства теплоснабжения должны быть размещены вблизи или в пределах городской черты. Близость АСТ к потребителям определяется высокой безопасностью этих станций. Она обеспечивается достаточно приемлемыми средствами благодаря низким параметрам теплоносителя в первом контуре. Следует также отметить, что для АСТ по сравнению с АЭС и АТЭЦ требуются минимальные площади застройки и не нужны большие расходы технической воды, необходимые для охлаждения конденсаторов турбин.

## Раздел II. ТИПЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ ТЕМА 2. ВОДО-ВОДЯНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ

### 2.1. Принципиальная схема энергоблока

Энергоблок АЭС 2006 с реактором ВВЭР 1200 включает в себя реакторную установку с комплексом систем нормальной эксплуатации и систем безопасности и одну турбоустановку с вспомогательными системами турбинного отделения. Каждый из энергоблоков АЭС имеет собственные вспомогательные системы, включая системы спецводоочистки и переработки отходов. Общие стационарные системы предусматриваются только для выполнения вспомогательных функций, не связанных прямо с технологическими процессами выработки электроэнергии и обеспечением безопасности.

Реакторная установка включает в себя реактор и четыре циркуляционных петли, в состав каждой из которых входят циркуляционные трубопроводы, главные циркуляционные насосы и горизонтальные парогенераторы рис. 9. Номинальное давление теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны 16,2 МПа, температура горячего теплоносителя (на выходе из реактора) 329,7 °С, давление острого пара 7,0 МПа.

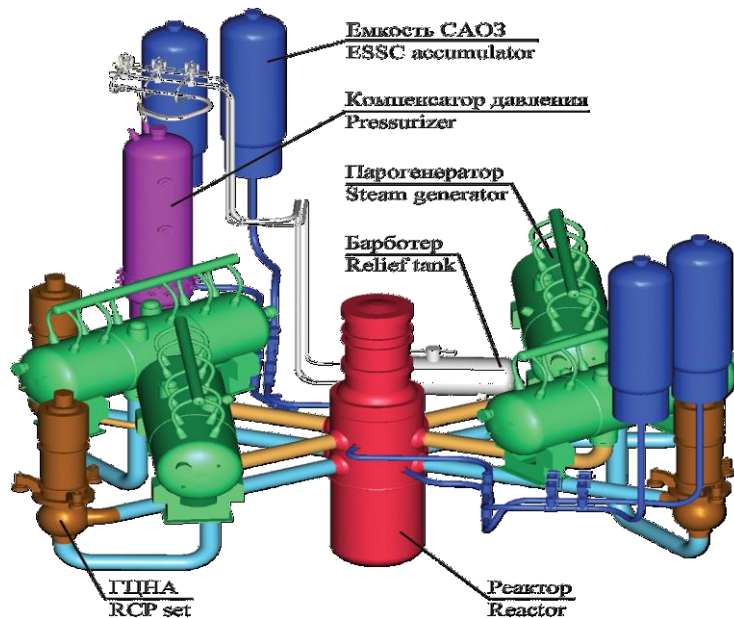


Рис. 9. Реакторная установка

Турбоустановка оснащается пятью питательными насосами; генератор – с полностью водяным охлаждением.

Компоновка моноблока, содержащая в себе здание реактора с двойной оболочкой, машинный зал, здания систем безопасности и вспомогательных систем обеспечивает минимальную протяженность коммуникаций и высокую надежность нормальной эксплуатации, а также функций безопасности.

В проекте реализована четырехканальная схема систем безопасности.

Четырехканальная структура систем безопасности, построенная на активных элементах, обеспечивает преодоление любых проектных аварий, и приведение реакторной установки к безопасному состоянию с учетом зависимого отказа канала и независимого отказа любого активного элемента или ошибки оператора в другом канале. При этом один канал безопасности всегда может быть выведен в ремонт на длительный срок.

### *2.1.1. Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР)*

ВВЭР (Водо-Водяной Энергетический Реактор) – водо-водяной корпусной энергетический ядерный реактор с водой под давлением, одна из наиболее удачных ветвей развития ядерных энергетических установок, получившая широкое распространение в мире.

ВВЭР был разработан в СССР. Работы над проектом начались в 1954 году, в 1955 году ОКБ «Гидропресс» приступило к его разработке. Научное руководство осуществляли И. В. Курчатов и А. П. Александров.

Общее название реакторов этого типа в других странах – PWR, они являются основой мировой мирной ядерной энергетики. Первая станция с таким реактором была запущена в США в 1957 году, АЭС Шиппингпорт.

Первый советский ВВЭР (ВВЭР 210) был введен в эксплуатацию в 1964 году на первом энергоблоке Нововоронежской АЭС. Первой зарубежной станцией с реактором ВВЭР стала введенная в работу в 1966 году АЭС Райнсберг (ГДР).

Создатели реакторов ВВЭР:

научный руководитель: Курчатовский институт (г. Москва)

разработчик: ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск).

изготовитель: Ижорские заводы (г. Санкт-Петербург), Атоммаш (г. Волгодонск, с начала 90-х до 2012 года производство реакторов было остановлено).

Активная зона ВВЭР 1000 набирается из 163 топливных кассет, в каждой из которых по 312 ТВЭЛов. Равномерно по кассете распределены 18 направляющих трубок. В направляющих трубках приводом может, в зависимости от положения кассеты в активной зоне, перемещаться пучок из 18 поглощающих стержней (ПС) органа регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ), сердечник ПС изготовлен из дисперсионного материала (карбид бора в матрице из алюминиевого сплава, могут применяться и другие поглощающие материалы:

титанат диспрозия, гафний). В направляющих трубках (при нахождении не под ОР СУЗ) также могут быть размещены стержни выгорающего поглотителя (СВП), материал сердечника СВП – бор в циркониевой матрице, в настоящее время произведён полный переход с извлекаемых СВП на интегрированный в топливо поглотитель (оксид гадолиния). Сердечники ПС и СВП диаметром 7 мм заключены в оболочки из нержавеющей стали размером 8,2×0,6 мм. Кроме систем ПС и СВП в ВВЭР 1000 применяют и систему борного регулирования.

Мощность блока с ВВЭР 1000 повышена по сравнению с мощностью блока с ВВЭР 440 благодаря изменению ряда характеристик. Увеличены объём активной зоны в 1,65 раза, удельная мощность активной зоны в 1,3 раза и КПД блока.

Среднее выгорание топлива при трёх частичных перегрузках за кампанию составляло первоначально 40 МВт·сут/кг, в настоящий момент доходит до примерно 50 МВт·сут/кг.

Масса корпуса реактора составляет порядка 330 т.

ВВЭР 1000 и оборудование первого контура с радиоактивным теплоносителем размещены в защитной оболочке из предварительно напряжённого железобетона, называемой гермооболочкой или контейнментом. Она обеспечивает безопасность блока при авариях с разрывом трубопроводов первого контура.

Существует несколько проектов реакторных установок на основе реактора ВВЭР 1000:

ВВЭР 1000 (В-187) – блок № 5 Нововоронежской АЭС (головной блок ВВЭР 1000)

ВВЭР 1000 (В-338, В-302) — так называемая «малая серия», блоки № 1,2 Калининской АЭС, блоки № 1,2 Южно-Украинской АЭС

ВВЭР 1000 (В-320) – «большая серия». Все блоки Балаковской АЭС, Ростовской АЭС, блоки № 1-6 Запорожской АЭС, блоки № 3,4 Калининской АЭС, блоки № 1,2 Хмельницкой АЭС, блоки № 3,4 Ровенской АЭС, блок № 3 Южно-Украинской АЭС, блоки № 1,2 АЭС «Темелин», блоки № 5,6 АЭС «Козлодуй». Предполагался к установке на Крымской АЭС

ВВЭР 1000 (В-392) – рассчитана на сейсмическое воздействие при проектном землетрясении в 7 баллов по шкале MSK 64 и при максимальном расчётном землетрясении в 8 баллов по шкале MSK 64.

ВВЭР 1000 (В-412) – на базе В-392, рассчитана на сейсмическое воздействие, специфичное для площадки АЭС «Куданкулам», по заказу Индии

ВВЭР 1000 (В-428) – на базе В-392, рассчитана на сейсмическое воздействие при проектном землетрясении в 7 баллов по шкале MSK 64, по заказу КНР



ВВЭР 1000 (В-446) – на базе В-392, для работы с оборудованием КВУ на Бушерской АЭС

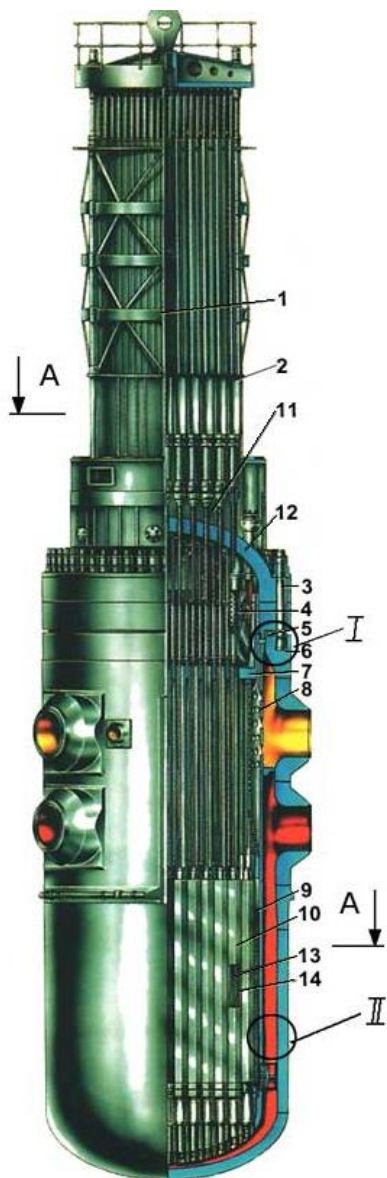
Четыре из восьми запроектированных реакторов Тяньваньской АЭС – ВВЭР 1000 (В-428).

Шесть водо-водяных энергетических корпусных реакторов типа ВВЭР-1000 производственного объединения «Ижорский завод», г. Санкт-Петербург работают на Запорожской АЭС, крупнейшей АЭС Европы.

В настоящее время ОАО Концерн «Росэнергоатом» разработал типовой реактор на 1150 МВт электрической мощности. Работы в рамках проекта создания нового реактора получили название проект АЭС 2006. Первый энергоблок с реактором ВВЭР 1200 планировалось запустить в 2013 году, в рамках проекта сооружения Нововоронежской АЭС-2, там же строится ещё один аналогичный блок. В 2013 и 2015 годах также планируется ввод в строй первого и второго блоков Ленинградской АЭС-2.

### Реактор ВВЭР 1000

Ядерный реактор – устройство для осуществления управляемой цепной ядерной реакции. На рис. 10 изображен ВВЭР 1000.



- 1—верхний блок;
- 2—привод СУЗ(системы управления и защиты); 3—шпилька;
- 4—труба для загрузки образцов-свидетелей;
- 5—уплотнение; 6—корпус реактора;
- 7—блок защитных труб; 8—шахта;
- 9—выгородка активной зоны;
- 10—топливные сборки;
- 11—теплоизоляция реактора;
- 12—крышка реактора;
- 13—регулирующие стержни;
- 14—топливные стержни;
- 15—фиксирующие шпонки;

Рис. 10. ВВЭР 1000.

Основное оборудование и системы нормальной эксплуатации РУ ВВЭР 1000 предназначены для осуществления технологических процессов

нормальной эксплуатации, т.е. разогрева, выхода на мощность, работы на мощности, останова, расхолаживания и перегрузки топлива. В состав основного оборудования и систем нормальной эксплуатации ЯЭУ с ВВЭР 1000 входят:

- реактор;
- главный циркуляционный контур и система компенсации давления;
- система управления и защиты и системы контроля и диагностики;
- система подпитки и продувки первого контура, включая борное регулирование;
- система перегрузки, хранения и транспортирования топлива;
- парогенераторы и система паропроводов и питательных трубопроводов высокого давления второго контура;
- система радиационной защиты.

Реактор предназначен для выработки тепловой энергии в составе реакторной установки АЭС. Реактор ВВЭР1000 является водо-водяным энергетическим реактором корпусного типа. Теплоносителем и замедлителем в реакторе является химически обессоленная вода с борной кислотой, концентрация которой изменяется в процессе эксплуатации. При прохождении через ТВС теплоноситель нагревается за счет реакции деления ядерного топлива. Теплоноситель принудительно поступает в реактор через четыре входных патрубка корпуса (три – на некоторых западных АЭС с PWR, шесть – на АЭС с ВВЭР 440), проходит по кольцевому зазору между корпусом и внутрикорпусной шахтой, через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты и входит в ТВС. Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту блока защитных труб (БЗТ) теплоноситель выходит в межтрубное пространство БЗТ, в кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре выходных патрубка (три, шесть) корпуса выходит из реактора.

Конструкция реактора показана на рис. 10. На этом рисунке показан разрез реактора. В состав реактора входит следующее основное оборудование:

- активная зона;
- корпус ядерного реактора (является также составной частью системы первого контура);
- внутрикорпусные устройства (ВКУ) и верхний блок тягосоединительных механизмов (ВБ);
- сборка каналов нейтронного измерения;
- механическая система органов управления и защиты и шаговый электромагнитный привод органа СУЗ (ШЭМ).

Реактор устанавливается в бетонной шахте, которая является одновременно биологической защитой и опорной конструкцией.

## Активная зона

Активная зона ВВЭР 1000 набирается из тепловыделяющих сборок (ТВС) шестигранной формы на гексагональной сетке с постоянным шагом порядка 200–240 мм (для PWR из квадратных ТВС на квадратной сетке). Число ТВС в зоне определяется их размером и мощностью реактора, а также транспортабельными свойствами корпусного оборудования по железной дороге в нашей стране. При формировании облика активной зоны главным является определение размеров и материального состава тепловыделяющей сборки (ТВС) и ТВЭЛов в ней. Максимальный размер ТВС ограничен требованиями по ядерной безопасности по недопустимости возникновения критической массы в одной ТВС, а минимальный – экономическими соображениями (чем крупнее ТВС, тем дешевле активная зона). В ходе различных исследований для реактора ВВЭР 1000 была выбрана ТВС с шагом под ключ на гексагональной сетке, равным 234 мм (в западных аналогах шаг под ключ на квадратной сетке равен величине порядка 205 мм). Для реактора ВВЭР 1000 достаточно 163 таких ТВС.

ТВС для ВВЭР в общем случае состоит из регулярной решетки ТВЭЛов, часть из которых заменена на нетопливные элементы, которыми могут быть трубки под поглощающий элемент органа СУЗ или стержни с выгорающим поглотителем.

В наиболее напряженных ТВС для выравнивания потвального энерговыделения применяется профилирование обогащения топлива, заключающееся в размещении по периметру ТВС около 66 ТВЭЛов с более низким обогащением, чем у остальных твэлов. Так же поступают и наши коллеги на Западе для выравнивания энерговыделения по сечению ТВС в PWR. Профилирование уменьшает потвальное энерговыделение на стыке между периферийным рядом ТВС и следующим рядом в активной зоне и повышает теплотехническую безопасность активной зоны. Данное профилирование уменьшает потвальное энерговыделение на стыке между периферийным рядом ТВС и следующим рядом в активной зоне и повышает теплотехническую безопасность активной зоны. В табл. 1 и 2 приведены характеристики ТВС и ТВЭЛ для ВВЭР 1000 и PWR.

Выбор приведенных размеров и материального состава ТВС и твэлов был осуществлен в результате большого количества расчётно-экспериментальных исследований по оптимизации топливного цикла ВВЭР и обеспечению требований правил ядерной безопасности по коэффициентам реактивности в различных состояниях активной зоны и сохранению её теплотехнической надёжности.

Таблица 1

Наименование параметра	Величина параметра	
	ВВЭР-1000	PWR
Шаг под ключ, мм	234	215.6
Потвальный шаг, мм	12.75	14.30
Число твэлов, шт	312	205
Число трубок под пэл, шт	18	20
Число трубок под КНИ, шт	1	1
Длина активной части ТВЭЛ, мм	3530 (3550)	3550 (3564)
Число дистанционирующих решеток, шт	14(12)	6
Материал решетки	Сталь (Цирконий)	Цирконий
Размеры ячейки решетки, мм	45·0.5·10	-

Примечание: 3530(3550) мм – длина в холодном состоянии, 3550(3564) мм – длина в горячем состоянии, сталь (цирконий) – сталь в прошлом, цирконий в настоящее время, 14 решеток в прошлом, 12 – в настоящем.

Таблица 2

Наименование параметра	Величина параметра	
	ВВЭР-1000	PWR
Диаметр твэл, мм	9.1	10.75
Толщина оболочки, мм	0.69	0.725
Материал оболочки, мм	сплав – 110	Цирколой
Диаметр топливной части, мм	7.53	9.11
Материал топлива	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Диаметр центрального отверстия в топливной таблетке, мм	2.3	—
Плотность топлива, г/см <sup>3</sup>	10.4	10.28
Обогащение топлива подпитки, %	4.0,4.4,4.23	3.5,3.8, 4.0,4.3

В России для водно-водяных реакторов применяются только два типа ТВЭЛов: с диаметром 9,1 мм (ТВЭЛ ВВЭР) и диаметром 13,6 мм (ТВЭЛ РБМК).

Второй тип используется в реакторах АСТ и в канальных графитовых реакторах Он обладает лучшей экономичностью при малых обогащениях. Размеры ТВС изменялись следующим образом: шаг под ключ 176 мм для ВВЭР

440 – шаг под ключ 234 мм для ВВЭР 1000 – шаг под ключ 243 мм для реактора АСТ 500.

На Западе для реакторов типа PWR используется ТВЭЛ размером ~10 мм и квадратные ТВС размером порядка 200 мм. Обращает на себя внимание некоторые отличия в конструкции активных зон реакторов PWR и ВВЭР. В западных реакторах данного типа, как правило, не применяется никаких твердых поглотителей в составе ТВС для компенсации начальной реактивности. Обогащение топлива подпитки у них несколько меньше, чем в наших реакторах при той же примерно энерговыработке. Это достигается за счет отсутствия «борных хвостов» (нет СВП) и высоких коэффициентов неравномерности энерговыделения по ТВС в центре зоны (ниже приводятся их и наши коэффициенты неравномерности). При этом ухудшается теплотехническая надежность активной зоны, но несколько лучше экономичность использования топлива.

Сопоставляя характеристики ТВС PWR и ВВЭР 1000, необходимо обратить внимание на разные водно-топливные отношения в этих реакторах. В реакторах PWR это отношение составляет величину порядка 2,4, а в реакторе ВВЭР 1000 – 2,0. Водно-топливное отношение 2,4 оптимально для обогащений топлива подпитки от 3,5 до 4,0 %. Если переходить на обогащение топлива подпитки 4,4–4,9 %, то оптимальными с точки зрения увеличения энерговыработки или длительности работы реактора между перегрузками становятся более тесные топливные решетки. Водно-топливное отношение таких решеток очень близко к 2,0. Таким образом, при увеличении кампании топлива с 2-х и 3-х лет до 4 и 5 лет наиболее перспективной конструкцией является конструкция реактора ВВЭР 1000. Конечно, для такого перехода необходимо осуществить ряд мероприятий по модернизации состава ТВС. Эти мероприятия касаются модернизации средств компенсации избыточной реактивности и улучшения термомеханических характеристик ТВЭЛ И ТВС. Ниже в разделе с описанием перспектив развития ВВЭР познакомимся с этими мероприятиями.

В наших реакторах основным материалом поглощающего элемента является карбид бора. На Западе применяется серебро, индий и кадмий. Данные материалы более эффективны как поглотители, но они намного дороже карбида бора. В настоящее время проводится модернизация поглощающего элемента и замена старого на новый элемент на действующих АЭС с ВВЭР 1000 и на вновь строящихся. Об этом подробнее будет рассказано ниже. Помимо того, что активная зона предназначена для генерации тепла и его передачи с поверхности тепловыделяющих элементов теплоносителю первого контура,

она обеспечивает выполнение следующих требований в области безопасности АЭС:

- непревышение допустимых пределов повреждения оболочек ТВЭЛ в ТВС в пределах проектного срока службы;
- поддержание требуемой геометрии и положения ТВЭЛ в ТВС и ТВС в реакторе;
- возможность осевого и радиального расширения ТВЭЛ и ТВС при температурных и радиационных воздействиях, разности давлений, взаимодействия топливных таблеток с оболочкой;
- прочность при воздействии механических нагрузок в проектных режимах;
- вибрационная стойкость при воздействии потока теплоносителя с учетом перепада и пульсации давления, неустойчивости потока, вибраций;
- стойкость материалов против коррозионных, электрохимических, тепловых, механических и радиационных воздействий;
- непревышение проектных значений температуры топлива и оболочки;
- отсутствие кризиса теплообмена в постулированных проектом режимах;
- стойкость СУЗ в пределах проектного ресурса от воздействия нейтронного потока, температуры, перепада и изменения давления, износа и ударов, связанных с перемещениями;
- возможность размещения внутри ТВС контролирующих датчиков;
- взаимозаменяемость ТВС со свежим топливом, ТВС с частично выгоревшим топливом и ПС СУЗ путем унификации установочных размеров;
- предотвращение плавления топлива;
- сведение к минимуму реакции между металлом и водой;
- перевод активной зоны в подкритическое состояние, его поддержание в пределах, определенных проектом;
- возможность послеаварийного расхолаживания активной зоны.

Необходимо отметить, что в ходе эксплуатации было замечено явление азимутального скручивания ТВС, при котором сборки могли застрять в зоне, а ПЭЛ при движении органа СУЗ – в трубках с водой. Скручивание приводило к ухудшению прочностных и нейтронно-физических характеристик зоны. Для устранения этого дефекта была предложена новая конструкция ТВСА (ОКБМ Нижний Новгород) с циркониевыми уголками жесткости, установленными по всей длине ТВС. Данные ТВС в настоящее время проходят опытную эксплуатацию на КЛнАЭС. Первые результаты говорят о том, что данная конструкция не только уменьшает существенно изгиб новых ТВС, но и выправляет изгиб старых ТВС в зоне (коллективный эффект).

Альтернативным решением является конструкция ТВС-2 (ОКБ «Гидропресс», Главный конструктор ВВЭР), в которой центральная трубка и дистанционирующие решетки стали силовым элементом для решетки ТВЭЛ. Размер дистанционирующих решеток увеличен, и они стали выполнять аналогичную роль, что и уголки в ТВСА.

По мере эксплуатации ВВЭР 1000 была произведена модернизация ТВС за счет замены стальных направляющих под ПЭЛ и дистанционирующих решеток на циркониевые решетки с небольшими добавками для улучшения их прочностных характеристик.

### **Корпус**

Корпус ядерного реактора (корпус в сборе с крышкой) предназначен для размещения:

- ВКУ,
- комплекта ТВС (активной зоны),
- перемещаемых приводами ШЭМ органов регулирования.

Корпус относится к устройствам нормальной эксплуатации и первой категории сейсмостойкости.

Габариты корпуса: высота примерно 11 м, диаметр наружный по фланцу примерно 4,6 м, диаметр по цилиндрической части 4,5–4,6 м. Масса корпуса 320 т.

В расчете корпуса реактора на прочность учтены изменения параметров во всех проектных режимах (нормальные условия эксплуатации, нарушение нормальных условий эксплуатации и аварийные) и обоснован расчетный ресурс, его надежность и безопасность. Основные расчетные параметры приведены в табл. 3.

Корпус во многом определяет жизненный цикл всего энергоблока, так как при потере прочностных свойств корпуса ЯЭУ не может выполнять свои функции. Необходима замена корпуса и внутрикорпусных устройств, а это – заметная доля в стоимости всего оборудования ЯЭУ. Таким образом, срок службы корпуса реактора является важнейшей характеристикой экономичности ЯЭУ. Срок службы корпуса в основном определяется величиной флюенса быстрых нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ. Нейтроны с энергией выше 0,5 МэВ приводят к повышению хрупкости металла корпуса и ухудшению его прочностных свойств. Степень ухудшения прочностных свойств прямо пропорциональна флюенсу быстрых нейтронов. Поэтому возникает задача по уменьшению величины данного флюенса нейтронов на корпус. Одним из эффективных способов этого уменьшения является размещение в активной зоне ТВС с выгоревшим топливом на периферии зоны. При размещении ТВС, простоявших в зоне 2 или 3 года, можно снизить

флюенс нейтронов в 2–3 раза. Такая схема загрузки топлива в активную зону носит название «IN-IN-OUT» и «IN-IN-IN-OUT».

Таблица 3

Наименование параметра	Численное значение
Давление расчетное рабочее, МПа	17,6 (180 атм.)
Температура расчетная, °С	350
Скорость разогрева, °С / ч	20
Скорость нормального расхолаживания, °С/ч (разрешено 70 циклов)	30
Скорость ускоренного расхолаживания, °С/ч (разрешено 30 циклов)	60
Максимальный расчетный флюенс быстрых нейтронов энергией более 0,5 МэВ, нейтронов/см <sup>2</sup>	$5.7 \times 10^9$

При переходе на такие схемы загрузки топлива цифры, отвечающие за количество циклов расхолаживания в табл. 3, увеличатся соответственно с 70 до 140 и с 30 до 60.

### Внутрикорпусные устройства – ВКУ

Внутрикорпусные устройства предназначены для:

- размещения комплекта ТВС в активной зоне реактора, закрепления каждой ТВС, удержания ее от всплытия;
- организации потока теплоносителя в реакторе, обеспечения нормального охлаждения ТВС с целью получения проектных характеристик активной зоны;
- размещения органов регулирования, защиты их от воздействия потока теплоносителя и обеспечения нормального их перемещения;
- предохранения ТВС и органов регулирования от разрушения в случае возникновения аварийных ситуаций и землетрясений;
- размещения каналов под датчики ВРК;
- ослабления нейтронного потока, падающего на корпус реактора.

ВКУ относятся к устройствам нормальной эксплуатации и первой категории сейсмостойкости. Срок службы ВКУ – 30 лет. Максимальное значение флюенса быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ, набираемое за 30 лет эксплуатации, не должно превышать предельных значений.

В состав ВКУ входит внутрикорпусная шахта, выгородка и блок защитных труб (БЗТ). Внутрикорпусная шахта закреплена в корпусе реактора. Внутри



шахты на уровне активной зоны размещена выгородка, которая предназначена для:

- минимизации протечек теплоносителя мимо активной зоны;
- уменьшения флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора;
- общего уменьшения потерь нейтронов за пределами зоны.

ТВС установлены внутри выгородки на опорные трубы шахты.

Блок (БЗТ), поджимаемый крышкой верхнего блока, опирается на подпружиненные головки ТВС. Внутрикорпусная шахта представляет собой вертикальный полый цилиндр с перфорированным эллиптическим днищем и опорными трубами, на которые устанавливаются ТВС активной зоны.

Выгородка представляет собой кольцевой цилиндр, состоящий из колец, скрепленных между собой шпильками и зафиксированных плане друг относительно друга штифтами. Кольца выгородки имеют сквозные продольные каналы, а на наружной поверхности – кольцевые проточки для улучшения охлаждения металла выгородки. На торцевой поверхности верхнего кольца предусмотрены места под установку сборок с «лучевыми» образцами-свидетелями корпусной стали (для измерения флюенса быстрых нейтронов на корпус). Габариты выгородки: диаметр 3,5 м, высота 4,1 м, масса 35 т.

Для наилучшего отражения нейтронов каналы охлаждения металла в самой выгородке целесообразно размещать как можно дальше от периферии активной зоны. Это объясняется тем, что каналы охлаждения являются ловушками нейтронов, и если они размещаются близко к периферии зоны, то они существенно увеличивают потерю отраженных нейтронов в граненой выгородке. Если эти каналы отодвинуть подальше от края зоны, то сталь выгородки становится хорошим отражателем быстрых нейтронов. Однако сильно отодвигать каналы охлаждения от края зоны нельзя из-за большой тепловой нагрузки на выгородку. Поэтому возникает задача по оптимизации размещения каналов охлаждения в граненой выгородке, которая была успешно решена для серийного ВВЭР 1000 (проект 320). При этом желательно, чтобы водяной зазор между краем зоны и граненой выгородки был как можно меньше. Такая рекомендация объясняется тем, что при наличии водяного зазора порядка 1 см в периферийных топливных элементах наблюдается заметный всплеск тепловых нейтронов, что может приводить к возрастанию неравномерности энерговыделения по активной зоне и превышать предельно разрешенные значения. Но устранить зазор невозможно, так как при изготовлении выгородки существуют допуски, которые снизить невозможно, так как в противном случае активная зона может и не поместиться внутри выгородки. Расчетные и стендовые испытания показали, что водяной зазор от 5 до 7 мм не приводит к

заметному всплеску тепловых нейтронов и превышает заводские допуски на изготовление.

### **Блок защитных труб (БЗТ)**

БЗТ представляет собой сварную металлоконструкцию, состоящую из трех плит, связанных между собой обечайками, защитными трубами и трубами системы ВРК. В защитные трубы установлены направляющие каркасы, в которых перемещаются органы регулирования. В трубах системы ВРК закреплены каналы, через которые сборки каналов нейтронных измерений (КНИ) вводятся в ТВС и установлены термоэлектрические преобразователи. Трубы закреплены в плитах БЗТ. Опорная плита сопрягается с головками ТВС, а через ее перфорацию выходит теплоноситель в межтрубное пространство БЗТ. Установка БЗТ в реакторе в заданном положении обеспечивает точную фиксацию головок ТВС по высоте и в плане в активной зоне, а также заданное усилие поджатия ТВС, гарантирующее «невсплываемость» ТВС в нормальных и переходных режимах; возможность свободных осевых и радиальных термических расширений БЗТ относительно шахты и крышки реактора.

### **Верхний блок**

Блок верхний (ВБ) предназначен для уплотнения главного разъема реактора, размещения приводов СУЗ, уплотнения выводов системы внутриреакторного контроля (СВРК), удержания от всплытия блока защитных труб (БЗТ), кассет и шахты реактора. Главный разъем уплотняется двумя прокладками с контролем среды в объеме между прокладками.

### **Каналы нейтронного измерения**

Сборки каналов нейтронного измерения (КНИ) предназначены для внутриреакторного контроля распределения плотности потока нейтронов по высоте и радиусу активной зоны реактора при работе реактора в диапазоне мощности 10–100 % номинального значения мощности. Сборка КНИ представляет собой сборку датчиков нейтронного измерения, установленную в защитный чехол.

### **Механическая система управления и защиты**

Механическая система управления и защиты реактора предназначена для:

- поддержания критического состояния при работе на стационарной мощности и управления распределения энерговыделения в активной зоне;
- изменения мощности реактора;
- осуществления предупредительной и аварийной защиты реактора.

Действие механической системы управления и защиты реактора основано на использовании поглощающих стержней (ПС), включающих в свой состав от 12 до 18 поглощающих элементов (ПЭЛ), использующих в своем составе

карбид бора ( $B_4C$ ). Число ПЭЛ на каждом приводе в активной зоне менялось от проекта к проекту.

Одним из первых проектов АЭС с ВВЭР 1000 был проект В-187. В этом проекте число органов СУЗ насчитывало 109, а число ПЭЛ в каждом органе – 12. Затем произошел переход от проекта В-187 на проекты малой серии: В-302 и В-338. В данных проектах предполагалось уменьшение числа органов регулирования и, соответственно, количества приводов СУЗ с 109 до 49. Однако из уточненных физических расчетов, позднее выполненных в ИАЭ им. И.В. Курчатова, следовало, что из-за недостаточной эффективности карбида бора, примененного в поглощающих элементах, требуется увеличение числа органов регулирования с 49 до 61 шт. После рассмотрения технического проекта реактора В-302 и дополнительного обоснования ИАЭ им. И.В. Курчатова возможности оставления для одного комплекта реактора 49 органов регулирования было принято решение оставить это количество приводов только для одного 1-го блока Южно-Украинской АЭС. Поэтому реакторная установка под индексом В-302 была использована только для 1-го блока ЮУАЭС.

Для проекта В-338 было принято решение об увеличении количества органов регулирования до 61. Реакторная установка В-338 использована на 2-м блоке Южно-Украинской АЭС и на первом и втором блоках Калининской АЭС. Установка В-338 по составу оборудования и компоновке полностью соответствует реакторной установке В-302, за исключением количества органов регулирования.

При уменьшении количества органов СУЗ для серийного реактора число поглощающих элементов в каждом органе было увеличено с 12 до 18 шт. (в проекте В-338 и в дальнейших проектах).

Механическая система СУЗ в настоящее время на действующих АЭС состоит из 61 поглощающего стержня. Каждый ПС объединяет по 18 поглощающих элементов, перемещаемых внутри ТВС в специальных каналах индивидуальными приводами. Все ПС разбиты на 10 групп. Размещение органов СУЗ по группам в активной зоне (для 3-го блока Калининской АЭС и 1-го блока Ростовской АЭС).

### *2.1.2. Главный циркуляционный контур и система компенсации давления*

#### **Главный циркуляционный контур**

Главный циркуляционный контур ЯЭУ с ВВЭР 1000 состоит из реактора и четырех циркуляционных петель. Каждая циркуляционная петля включает парогенератор, главный циркуляционный насос и главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ), соединяющие оборудование петли с реактором. ГЦТ соединяют оборудование петель, создавая возможность циркуляции

теплоносителя по замкнутому контуру. Материал трубопровода сталь 10ГН2МФА с плакировкой нержавеющей сталью внутренней поверхности. К главным циркуляционным трубопроводам подсоединяются трубопроводы системы компенсации давления и технологических систем (подпитки, продувки, дренажа, контура расхолаживания и т.д.). Для ограничения перемещений трубопроводов при аварийных разрывах предусмотрены аварийные опоры (ограничители).

Главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ) обеспечивает нормальную эксплуатацию при воздействии нагрузок, вызванных различным по силе землетрясением, а также обеспечивает безопасный останов и расхолаживание при нагрузках, вызванных максимальным расчетным землетрясением. ГЦТ сохраняет работоспособность в условиях режима нарушения теплоотода из герметичной оболочки и режима «малой» течи. Каждая из четырех циркуляционных петель имеет два участка труб с внутренним диаметром 850 мм. Участки между выходными патрубками реактора и входными патрубками ПГ называются «горячими» нитками. Участки между выходными патрубками ПГ и входными патрубками реактора называются «холодными» нитками.

Размер внутреннего диаметра 850 мм – выбран из условия обеспечения приемлемого гидравлического сопротивления главного циркуляционного контура. «Горячая» нитка петли соединена соединительным трубопроводом 426x40 мм с компенсатором объема, предназначенным для компенсации тепловых расширений теплоносителя без превышения давления выше номинального (160 атм).

Технологические системы, которые связаны с ГЦК, ТН, RL, RA (станционные имена технологических систем, унифицированные для АЭС во всем мире). Система ТН – это система планового расхолаживания ЯЭУ и одновременно выполняет функцию аварийной системы низкого давления для охлаждения реактора при потере теплоносителя в 1-м контуре и существенном снижении давления в ГЦК. RL – система подпитки питательной водой парогенераторов, RA – система паропроводов для подачи пара из ПГ на турбину.

Для осуществления технологического процесса при нормальных условиях эксплуатации и выполнения функций по обеспечению безопасности в аварийных режимах, а также для контроля за параметрами теплоносителя в главном циркуляционном контуре ГЦТ соединен со следующими вспомогательными системами:

- системой поддержания давления в первом контуре;
- системой планового расхолаживания;
- системой подпитки и продувки первого контура;

- системой аварийного впрыска бора;
- системой измерения параметров теплоносителя;
- системой дренажа.

Параметрами, характеризующими нормальное функционирование системы, являются температура теплоносителя в горячей и холодной нитках ГЦТ, а также разница указанных температур.

При нормальном функционировании ГЦТ номинальное давление стационарного режима составляет 15,7 МПа (160 кгс/см<sup>2</sup>).

Плановый разогрев ГЦТ производился со скоростью не выше 20 °С/ч. Плановое расхолаживание ГЦТ производится со скоростью не выше 30 °С/ч.

Для создания циркуляции теплоносителя в первом контуре используется вертикальный насос центробежного типа с уплотнением вала (ГЦН-195) с трехфазным асинхронным электродвигателем.

Характеристики ГЦН-195:

- производительность насоса 20 000 м<sup>3</sup>/ч;
- напор насоса 6,75 + 0,25 кг/см<sup>2</sup>;
- мощность на валу при рабочих параметрах 5300 кВт;
- число оборотов ротора 1000 об/мин.

Нормальное функционирование системы ГЦН основывается на режиме длительной параллельной работы в контуре четырех ГЦН при номинальных параметрах теплоносителя ЯЭУ. Допускается:

- длительная работа одного и параллельная работа двух и трех ГЦН в контуре при номинальных параметрах теплоносителя;
- работа одного, двух, трех и четырех ГЦН в контуре при изменении параметров теплоносителя в переходных режимах (разогрев, расхолаживание) при температуре от 20 до 300 °С на входе в насос, давлении от 0,98 (10) до 17,6 (180) МПа (кгс/см<sup>2</sup>);
- работа одного, двух, трех и четырех ГЦН в контуре на холодном теплоносителе и в режиме дезактивации при температуре 20-100 °С;
- стоянка в режиме холодного и горячего резерва без ограничения времени при условии подачи запирающей и охлаждающей воды промежуточного контура и работы насоса аварийной системы запирающей воды.

При отказах в системах АЭС, сопровождающихся обесточиванием ГЦН, обеспечивается выбег ГЦН для исключения кризиса теплообмена в активной зоне реактора. Минимальный выбег насоса происходит при трех работающих насосах. Качественно это объясняется тем, что в этом случае наблюдается максимальное противодействие движению теплоносителя через остановленный насос в реакторе.

Максимальный выбег насоса происходит при трех остановленных до этого насосах, так как в этом случае нет никакого противодействия с их стороны.

В реакторной установке В-320 используется серийный модернизированный реактор ВВЭР 1000. Понятие «модернизация» по отношению к серийному реактору ВВЭР 1000 заключается в том, что в проект реактора были внесены изменения, которые учитывали специфику работы реактора в составе ГЦК, в котором нет ГЗЗ, но применены ГЦН, разработанные для ГЦК с ГЗЗ. Поэтому, с учетом напорной характеристики ГЦН, в модернизированном серийном реакторе ВВЭР 1000 было увеличено гидравлическое сопротивление тракта в основном за счет уменьшения проходного сечения отверстий в днище внутрикорпусной шахты. В последующее был разработан новый ГЦН-195М и с учетом опыта эксплуатации ГЦН-195 был доработан в следующих направлениях:

- достигнута максимальная герметизация насоса, создано механическое уплотнение вала с минимальными протечками, т.е. реконструирован узел, во многом определяющий надежность и безопасность работы ГЦН и АЭС в целом;
- достигнуто снижение зависимости насоса от влияния обслуживающих систем АЭС, т.е. обеспечена автономность ГЦН;
- повышена пожарная безопасность ГЦН путем замены горючих масел на воду в системе смазки подшипников насоса и электродвигателя;
- обеспечена целостность и работоспособность насоса в горячем контуре без подачи охлаждающей воды при длительном обесточивании АЭС;
- созданы и внедрены диагностические средства, обеспечивающие качественный контроль ГЦН и его систем и возможность определения остаточного ресурса.

#### **Система компенсации давления в первом контуре**

Система компенсации давления первого контура предназначена для:

- ограничения давления в первом контуре, вызываемого изменением температурного режима во время работы ЯЭУ;
- защиты первого контура от повышения давления, для создания давления в первом контуре в период пуска ЯЭУ;
- снижения давления в первом контуре при расхолаживании.

Система компенсации давления включает в себя сосуд высокого давления – компенсатор давления в первом контуре (КД), импульсно-предохранительные устройства (ИПУ), специальный бак для сброса пара и газа (барботер) и трубопроводы с арматурой.

Система обеспечивает поддержание давления в первом контуре в стационарных режимах и ограничение отклонений давления в переходных и аварийных режимах.

Компенсатор давления (КД) выполнен в виде вертикального сосуда, установленного на кольцевой опоре. В верхнем днище имеются люк и штуцеры под трубопроводы впрыска, под трубопроводы сброса пара через ИПУ в барботер. В нижнем днище имеется патрубок под трубопровод, соединяющий «горячую» нитку первого контура с КД. Внутри КД установлено разбрызгивающее устройство, защитный экран и блоки термоэлектрических нагревателей (ТЭН). Внутренний диаметр соединительного трубопровода выбран из условия ограничения приемлемой величины перепада давления между КД и ГЦТ в нестационарных режимах 0,39 МПа (4 кгс/см<sup>2</sup>) без разуплотнения первого или второго контуров. Из «холодной» нитки под № 1 теплоноситель отводится трубопроводом 219x20 мм для впрыска в КД. Впрыск в КД осуществляется для быстрого снижения давления в реакторе при его внезапном аварийном увеличении. Снижение происходит за счет частичной конденсации паровой подушки над уровнем в КД.

Созданное в КД давление по трубопроводу ДУ350, соединяющему нижнюю часть компенсатора с «горячей» ниткой циркуляционной петли, передается в первый контур. По этому трубопроводу происходит перетекание части теплоносителя из первого контура в компенсатор или из компенсатора в первый контур в нормальных переходных режимах (разогрев, расхолаживание, изменение мощности) и при нарушениях работы оборудования, приводящих к изменению мощности реакторной установки.

Ограничение отклонений давления от номинального значения достигается за счет сжатия или расширения паровой подушки в КД. При снижении давления вода в компенсаторе испаряется, способствуя тем самым поддержанию давления в системе. При увеличении давления паровая подушка сжимается, в результате чего происходит конденсация пара на поверхности воды и ограничивается рост давления в системе.

При значительном снижении давления в КД паровая подушка не в состоянии полностью восстановить исходное давление в контуре, тогда включаются дополнительные группы электронагревателей.

При значительном увеличении давления через сопла, расположенные в верхней части КД (в паровой подушке), подается теплоноситель из холодной нитки циркуляционной петли и происходит сжатие паровой подушки за счет конденсации пара, что замедляет или прекращает рост давления в контуре. Если, несмотря на подачу теплоносителя в сопла, давление продолжает расти, то открываются ИПУ и сбрасывают пар в барботер, где он конденсируется. Пропускная способность ИПУ выбрана из расчета не превышения 110 % расчетного давления.

Рассмотрение работоспособности системы компенсации и выбор основных параметров оборудования, входящего в нее, был проведен из анализа проектных режимов работы реакторной установки. В результате проведенного анализа были выявлены определяющие режимы с точки зрения работоспособности системы. В качестве определяющего режима был принят режим сброса нагрузки энергоблока со скоростью 200 % от номинальной мощности в секунду со 100 % номинальной мощности до уровня собственных нужд. Определяющими режимами с максимальной потерей объема теплоносителя были приняты режим ложного срабатывания аварийной защиты реактора (аварийная защита первого рода) и режим разрыва паропровода из КД в барботер.

Размеры компенсатора давления выбраны так, что не допускается:

- кипение теплоносителя ни в одной точке первого контура, за исключением незначительного неравновесного кипения в верхней части активной зоны;
- срабатывание импульсно-предохранительных клапанов;
- обнажение электронагревателей, или срабатывание аварийной подпитки, или появление сигнала на пуск системы аварийного охлаждения активной зоны в следующих режимах;
  - плановые изменения мощности в пределах от нагрузки собственных нужд до полной мощности и от полной мощности до нагрузки собственных нужд;
  - быстрое отключение реактора;
  - сброс нагрузки турбин до уровня собственных нужд без быстрого отключения реактора;
  - отключение одного или двух главных циркуляционных насосов без плановых изменений мощности в пределах от нагрузки собственных нужд до 100 % номинала и обратно;
  - быстрое отключение реактора;
  - сброс нагрузки турбин до уровня собственных нужд без быстрого отключения реактора;
  - отключение одного или двух главных циркуляционных насосов без быстрого отключения реактора.

Пределы изменения давления в КД в вышеперечисленных режимах составляют 17,6 – 11,7 МПа (180–120 кгс/см<sup>2</sup>). Компенсатор давления может обеспечить поддержание давления в первом контуре в режимах с нарушениями условий нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях без некомпенсированных течей, заранее оговоренных проектом. В случае некомпенсированных течей первого контура, течей из первого контура во второй



и ложного впрыска в КД из системы подпитки при температуре воды 60–70 °С КД перестает выполнять свои функции. Соотношение водяного и парового объемов КД выбрано из условия, что ни в одном из проектных режимов, за исключением режимов аварийного разуплотнения первого и второго контуров, не происходит заброса пара в первый контур из КД и оголения электронагревателей. Мощность электрических нагревателей обеспечивает проектную скорость разогрева КД в период пуска реакторной установки и поддержание давления во время работы на мощности. КД совместно с системой подпитки-продувки обеспечивает снижение давления в первом контуре при расхолаживании установки в плановых и аварийных режимах без некомпенсированных течей.

В систему компенсации входит устройство под названием: барботер. Барботер обеспечивает прием пара из КД без разрыва предохранительной мембраны в режимах нормальной эксплуатации и в режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации. Суммарная пропускная способность разрывных предохранительных мембран выбрана из условия обеспечения принятия пара при расходе через все предохранительные клапаны КД.

Барботер – горизонтальный цилиндрический сосуд с эллиптическими днищами. В его водяном объеме размещены два коллектора, в которые сбрасываются пар при срабатывании ИПУ и протечки пара через ИПУ. На каждом коллекторе имеются сопла для эффективной конденсации пара. Барботер имеет две мембраны, которые разрываются, если ИПУ не закрывается после срабатывания. Полный объем барботера равен 30 м<sup>3</sup>, из них 20 м<sup>3</sup> занимает вода. Газовый объем барботера постоянно вентилируется азотом для исключения образования взрывоопасной смеси водорода. Импульсно-предохранительное устройство состоит из главного предохранительного клапана, двух импульсных клапанов, электротехнических устройств и трубопроводов связи. Главный предохранительный клапан открывается после открытия импульсного клапана. Импульсный клапан получает сигнал на открытие от датчиков давления при повышении давления уставки. На КД установлено три ИПУ, одно является контрольным и настроено на давление 17,76 МПа. Два других являются рабочими и настроены на давление 18,24 МПа. Одно из трех ИПУ снабжено устройством для принудительного открытия главного предохранительного клапана оператором в тех случаях, когда аварийная ситуация требует принудительного снижения давления в контуре.

Сопла КД соединены трубопроводом с холодной ниткой петли ГЦТ. Впрыск теплоносителя в паровое пространство КД производится или с напора работающего ГЦН, или от системы подпитки первого контура.

### *2.1.3. Система управления и защиты и системы контроля*

Система управления и защиты (СУЗ) реактора предназначена для управления реактором при его пуске, работе на мощности, плановой или аварийной остановке реактора и относится к системе, важной для безопасности. СУЗ является многофункциональной подсистемой АСУ ТП энергоблока.

К управляющей системе безопасности относятся следующие системы и устройства, входящие в СУЗ:

- датчики технологических параметров;
- аппаратура обработки сигналов от датчиков технологических параметров;
- аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП);
- система аварийной защиты (АЗ);
- система предупредительной защиты, включая регулятор ограничения мощности (ПЗ, РОМ);
- система контроля положения органов регулирования;
- система группового и индивидуального управления.

#### **Система АКНП**

Система АКНП предназначена для контроля нейтронной мощности и периода изменения нейтронной мощности реактора во всех режимах его работы и относится к управляющей системе безопасности. Аппаратура, входящая в состав АКНП, формирует сигналы превышения заданных значений периода, мощности, выдает сигналы в систему управления и защиты и в устройство регулирования мощности реактора, осуществляет обработку, регистрацию и представление информации оператору. Система АКНП состоит из трех подсистем, которые функционально автономны в эксплуатации:

- система контроля нейтронного потока для СУЗ;
- система контроля перегрузки (загрузки) топлива;
- система контроля нейтронного потока для РЩУ (резервный щит управления, в новых проектах щит переименован в пульт).

Аппаратура АКНП, используемая для управления и защиты реактора, работает в режиме постоянного контроля нейтронного потока, начиная с подкритического состояния реактора и на всех уровнях его мощности. Аппаратура содержит две независимые подсистемы с парным размещением блоков детектирования в соседних каналах боковых ионизационных камер (БИК). Каждая из подсистем производит сбор и обработку информации в каждом из трех диапазонов по сигналам от блоков детектирования. Весь диапазон измерения плотности нейтронного потока условно разбит на три диапазона: источника (ДИ), промежуточный (ДП), энергетический (ДЭ). Для обеспечения

надежности выполнения защитных функций предусмотрено перекрытие диапазонов измерения более, чем на порядок.

Аппаратура для контроля перегрузки (загрузки) топлива (СКП) содержит две группы устройств, состоящих из трех измерительных каналов диапазона источника каждый. Блоки детектирования устанавливаются в «сухих» каналах, размещаемых в выгородке активной зоны реактора после его останова на перегрузку топлива.

Предусмотрен контроль низких уровней нейтронного потока звуковым индикатором разгона. Запись показаний во время перегрузки ведется самописцами, расположенными на блочном щите управления БЩУ. Аппаратура контроля нейтронного потока для РЩУ работает в ждущем режиме и вводится в работу при потере контроля над уровнем нейтронного потока на БЩУ. Эта система осуществляет контроль нейтронного потока только в диапазоне источника и предназначена для контроля подкритичности активной зоны при расхолаживании с РЩУ.

Остановимся несколько подробнее на особенностях измерения нейтронной мощности и реактивности с помощью боковых ионизационных камер, входящих в состав аппаратуры АКНП. БИК располагаются за пределами корпуса реактора в трех секторах активной зоны (в каждом секторе располагается три камеры по высоте реактора) и регистрируют преимущественно нейтроны деления из периферийных топливных сборок на краю активной зоны, расположенных напротив БИК.

Ток, полученный в БИК, прямо пропорционален нейтронной мощности только нескольких ТВС в активной зоне, расположенных напротив ионизационной камеры. Если бы распределение нейтронной мощности по ТВС было всегда неизменным, то, один раз откалибровав токовый сигнал во всех БИК на тепловую мощность реактора в стационарном режиме, можно было бы измерять нейтронную мощность всей активной зоны по изменению тока в БИК.

Однако распределение нейтронной мощности не является постоянным. Особенно сильно оно изменяется при движении различных групп ОР СУЗ. В этом случае возникает большая трудность в интерпретации результатов измерения тока в БИК и в определении нейтронной мощности при ее заметном изменении. Причем, эта трудность не так опасна при измерениях реактивности на минимально-контролируемом уровне мощности, но становится очень неприятной на энергетических уровнях мощности при управлении реактора во время снижения мощности, к примеру – до 40 % номинального значения. В этом случае существует опасность разгрузить реактор до значения тепловой мощности заметно меньшей, значения по показаниям

АКНП. При этом турбина может оказаться не в проектном тепловом режиме. В главе, посвященной измерениям на АЭС, эта проблема будет более детально освещена. Здесь же обратим внимание на то, что в современных проектах предусмотрена система автоматического контроля энерговыделения в активной зоне (АКЭ), которая корректирует значение нейтронной мощности, полученной в результате измерений по БИК, с целью устранения вышеописанного дефекта в определении мощности активной зоны.

В состав основного оборудования СУЗ входят:

- два независимых комплекта аварийной защиты (АЗ);
- комплект предупредительной защиты (ПЗ);
- система группового и индивидуального управления (СГИУ);
- система контроля и индикации положения органов регулирования (ОР);
- система автоматического регулирования мощности реактора;
- система силового управления приводами;
- система электропитания.

Оборудование СУЗ выполняет следующие функции:

- аварийную защиту реактора путем сброса всех ОР;
- предупредительную защиту путем последовательного движения ОР вниз с рабочей скоростью или запретом движения всех ОР вверх;
- ускоренную предупредительную защиту путем сброса одной группы;
- групповое или индивидуальное управление ОР реактора;
- автоматический переход по жесткому алгоритму с одной группы органов на следующую группу, как при ручном, так и при автоматическом управлении;
- автоматическое шунтирование некоторых сигналов АЗ;
- сигнализацию первопричины срабатывания аварийной и предупредительной защиты;
- автоматическое регулирование мощности реактора;
- индикацию положения ОР на БЩУ, а также выдачу сигналов о положении каждого ОР в систему внутриреакторного контроля СВРК;
- сигнализацию неисправности.

Аварийная защита формирует команду на падение органов регулирования при возникновении аварийной ситуации. По этой команде все извлеченные ОР падают вниз. ОР выполнены таким образом, что штанга с поглотителем подвешена с помощью защелок, удерживаемых электромагнитом. При потере электропитания на катушках электромагнита ОР падают вниз независимо от положения по высоте зоны. В целях повышения надежности предусмотрены два комплекта аппаратуры АЗ. Каждый комплект аппаратуры

АЗ выполнен трехканальным, работает по мажоритарному принципу «два из трех», является полностью независимым и размещен в отдельном помещении. На каждый комплект аппаратуры АЗ входные сигналы поступают от трех комплектов датчиков аварийных сигналов, пройдя необходимую обработку в устройстве формирования дискретных сигналов.

Система предупредительных защит предназначена для формирования аварийных команд на запрет повышения мощности реактора или снижения мощности до безопасных пределов. ПЗ предусматривает следующие команды для управления ОР:

- поочередное движение групп ОР вниз с рабочей скоростью до момента снятия аварийного сигнала, при исчезновении сигнала движение вниз прекращается;
- запрет движения ОР вверх, движение вниз разрешается, при исчезновении аварийного сигнала запрет снимается;
- сброс одной группы.

Функции ПЗ реактора также несет устройство разгрузки и ограничения мощности (РОМ). Устройство разгрузки и ограничения мощности реактора (РОМ) предназначено для ограничения тепловой мощности реактора на уровне, задаваемом автоматически в зависимости от числа работающих главных циркулярных насосов

(ГЦН) и турбопитательных насосов (ТПН) во втором контуре.

Снижение мощности до разрешенного уровня производится путем выдачи устройством РОМ команд на движение рабочей группы ОР вниз. Устройство РОМ структурно включает в себя:

- тракт вычисления тепловой мощности,
- тракт сравнения вычисленной тепловой мощности с нейтронной,
- тракт выработки скорректированного сигнала мощности реактора,
- тракт формирования уставки по мощности,
- тракт сравнения скорректированного сигнала мощности с уставкой по мощности,
- тракт по выработки сигнала воздействия на орган регулирования.

Устройство РОМ получает информацию об уровне нейтронной мощности от АКНП. Устройство РОМ получает также сигналы по перепаду температур на циркуляционных петлях реактора и информацию об отключении ГЦН и ТПН. Устройство РОМ выполнено трехканальным, с выдачей результирующего воздействия по принципу «2 из 3», причем каждый канал конструктивно оформлен в виде отдельной панели, все панели (каналы) абсолютно идентичны.

РОМ должен формировать сигнал ограничения мощности при следующих событиях:

- при частоте электропитания ГЦН большей 49 Гц;
- 102 % N ном. – при четырех работающих ГЦН и двух работающих ТПН;
- 69 % N ном. – при трех работающих ГЦН и двух работающих ТПН;
- 52 % N ном. – при четырех работающих ГЦН и одном работающем ТПН;
- 52 % N ном. – при двух работающих ГЦН в противоположных петлях и двух работающих ТПН или при одном работающем ТПН;
- 42 % N ном. – при двух работающих ГЦН в смежных петлях и хотя бы одном работающем ТПН;
- при снижении частоты на трех из четырех секциях электропитания ГЦН до 49 Гц уровень ограничения мощности снижается до 0,9 номинального уровня, определенного в зависимости от количества работающих ГЦН и ТПН при номинальной частоте электропитания.

Автоматический регулятор мощности (АРМ) реактора предназначен для приведения мощности реактора в соответствие с мощностью турбогенераторов и поддержания нейтронной мощности реактора по сигналам аппаратуры контроля нейтронного потока

АКНП. Для реакторов типа ВВЭР автоматический регулятор мощности обеспечивает следующие основные режимы работы:

- режим поддержания постоянного давления пара перед регулирующими клапанами турбины ( $P2K = const$ );
- режим поддержания постоянной нейтронной мощности в реакторе (режим "Н").

Устройства группового и индивидуального управления ОР выполняют следующие функции:

- одновременное перемещение вверх или вниз в заданной последовательности органов регулирования, объединенных в фиксированные группы, которые управляются от автоматического регулятора мощности или от оператора при ручном управлении;
- стоянка в любом положении по высоте активной зоны;
- сброс всех ОР при срабатывании АЗ;
- поочередное движение вниз групп ОР с рабочей скоростью, начиная с последней по сигналу предупредительной защиты ПЗ-1 (при снятии ПЗ-1 движение прекращается);
- введение запрета на движение ОР вверх при поступлении сигнала предупредительной защиты.

Система контроля положения ОР обеспечивает:

- индикацию положения ОР;
- формирование дискретных сигналов, соответствующих конечным и промежуточным положениям ОР;

- формирование сигнала падения ОР;
- формирование сигнала о неисправности системы контроля положения ОР.

### **Системы контроля и радиационной защиты**

Система внутриреакторного контроля – СВРК является системой нормальной эксплуатации важной для безопасности. Система ВРК предназначена для обеспечения безопасной и экономичной эксплуатации реактора на энергетическом уровне мощности. Важность системы для целей радиационной безопасности обусловлена тем, что при маневрировании тепловой мощностью активной зоны при сбросе и увеличении нагрузки, либо при кратковременных неполадках в работе основного оборудования (ПГ, ГЦН и т.д.) происходят колебания нейтронной мощности, вызванные ксеноновыми процессами. При этих колебаниях объемный коэффициент неравномерности может значительно увеличиваться, оболочка ТВЭЛов перегреваться, и возможно увеличение числа микротрещин в оболочке ТВЭЛов, что приводит к повышению выхода радиоактивных продуктов из ТВЭЛ в теплоноситель и повышению радиационного фона на АЭС. При повышении неравномерности распределения локальной мощности по объему зоны выше допустимых значений, при которых возможна разгерметизация ТВЭЛов, система вырабатывает предупредительный сигнал о необходимости снижения интегральной мощности реактора.

Опыт эксплуатации ВВЭР 1000 показал, что при снижении мощности до 70 % номинального значения масштабы ксеноновых колебаний и вероятность разгерметизации ТВЭЛов резко уменьшается. Поэтому при возникновении локальных колебаний мощности с превышением допустимых значений реактор, как правило, переводят на 70 % номинальной мощности. В настоящее время СВРК в автоматическом режиме вырабатывает предупредительный сигнал об уровне снижения мощности.

СВРК выполняет следующие функции:

- сбор, обработку и представление оператору на БЩУ обобщенной информации о текущем состоянии реакторной установки и сигнализацию о выходе параметров за допустимые пределы;
- регистрацию информации для получения протоколов и сводок;
- накопление данных, для ведения истории работы реактора;
- обмен данными с информационно-вычислительной системой блока (ИВС);
- контроль работоспособности и диагностику неисправностей оборудования СВРК.

СВРК обеспечивает выполнение перечисленных функций в режиме нормальной эксплуатации, в режимах с нарушениями нормальной эксплуатации и аварийных режимах. СВРК обеспечивает:

- контроль температуры в петлях ГЦК с погрешностью 0,5 °С, на выходе из кассет с погрешностью 1,0 °С;
- расчет тепловой мощности реактора с погрешностью  $\pm 2$  % номинального значения;
- расчет распределения энерговыделения в активной зоне с погрешностью 5 % для 12 ТВС с максимальной тепловой нагрузкой.

Кроме этого, получаемая от внутриреакторного контроля информация используется оператором:

- при выборе регулирующей группы СУЗ;
- при выравнивании поля энерговыделения по активной зоне;
- для управления борным регулированием;
- для текущей индикации и регистрации информации о состоянии активной зоны;
- для накопления и хранения информации о медленно изменяющихся параметрах с учетом всех изменений режима работы установки;
- для выдачи предупредительных и аварийных сигналов.

СВРК состоит из следующих основных частей;

- датчиков первичной информации;
- линий связи и вспомогательных устройств;
- информационно-измерительной электронной аппаратуры;
- вычислительного комплекса;
- программного обеспечения.

В состав датчиков первичной информации входят внутриреакторные датчики нейтронного потока и датчики температуры на выходе из активной зоны. А также датчики температуры в холодных и горячих нитках ГЦК, датчики давления, по показаниям которых определяется перепады на ГЦН, на ПГ и на активной зоне и др. Кроме этого в СВРК поступает ряд сигналов от стационарных датчиков из других систем.

В состав СВРК входят два комплекта информационно-измерительной электронной аппаратуры (два вычислительных комплекса) и программное обеспечение. При нормальном функционировании оба комплекта аппаратуры осуществляют сбор и передачу в вычислительный комплекс (ВК) системы значений сигналов датчиков для последующей обработки и выдачи результатов расчета на внешние устройства ВК и дисплеи аппаратуры. Передача информации из аппаратуры в ВК осуществляется по инициативе аппаратуры по окончании очередного цикла измерения сигналов датчиков, который



составляет 2 с для нормированных и дискретных сигналов и 20–22 с для сигналов низкого уровня. В том случае, если функционируют два комплекта аппаратуры, информация в каждый передается по основному каналу связи. При отказе одного из комплектов или обрыве основного канала информация поступает по резервному каналу от другого комплекта аппаратуры.

Кроме того, в этом режиме аппаратура проводит расчет и передачу в ВК основных параметров, характеризующих состояние активной зоны и РУ в целом, сравнение их с уставками, полученными из ВК, и формирование сигналов защиты активной зоны от локальных перегревов. Оба комплекта ВК функционируют в реальном масштабе времени, осуществляя оперативную обработку поступающей из аппаратуры информации и представление результатов расчетов оператору на дисплей. Допускается режим работы СВРК, при котором один из комплектов ВК проводит оперативную обработку информации, а другой осуществляет фоновые неоперативные расчеты. В результате обработки показаний стационарных датчиков и проведения ряда расчетов в СВРК определяются наиболее достоверные значения мощности активной зоны и мощности 2-го контура. Определяется распределение локальной мощности в объеме активной зоны, распределение допустимых значений локальной мощности по активной зоне для каждого момента кампании в местах расположения ДПЗ. Происходит определение первых 12-ти ТВС, в которых наблюдается минимальная разница между расчетно-измеренным значением локальной мощности в месте расположения ДПЗ и предельно допустимым значением (уставкой).

Другой системой контроля является система контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов (КГО). Данная система служит:

- для определения герметичности тепловыделяющих элементов активной зоны в работающем реакторе по осколочной активности теплоносителя. Пробы теплоносителя периодически отбираются и анализируются по отдельным продуктам деления (радионуклидам благородных газов, йода, цезия). Периодический контроль на работающем реакторе необходим для общей оценки состояния оболочек ТВЭЛов в активной зоне и прогнозирования этого состояния;

- для определения герметичности тепловыделяющих элементов каждой ТВС по удельной активности теплоносителя. Пробы теплоносителя отбираются от ТВС после останова реактора и анализируются по отдельным продуктам деления (радионуклидам йода, цезия).

Предусмотрено два вида контроля герметичности оболочек (КГО) ТВЭЛ – на работающем и остановленном реакторе. КГО ТВЭЛ на работающем реакторе является составной частью автоматической системы

радиационного технологического контроля (АСРТК) блока АЭС. КГО на работающем реакторе предназначена для проведения квазинепрерывного и периодического контроля динамики радиоактивности основных радионуклидов продуктов деления (ПД: группа благородных газов, йод и цезий) в теплоносителе первого контура. Это позволяет определить момент разгерметизации оболочек ТВЭЛов на работающем реакторе и провести оценку количества негерметичных ТВЭЛов в активной зоне реактора в процессе текущей кампании. В соответствии с правилами, для обеспечения безопасной эксплуатации реактора, нормируется количество и степень разгерметизации ТВЭЛов в активной зоне. Эксплуатационный предел повреждений твэлов за счет образования микротрещин с дефектами типа газовой проницаемости оболочек не должен превышать 0,2 % ТВЭЛ и 0,02 % ТВЭЛ при прямом контакте ядерного топлива с теплоносителем. При этом удельная активность теплоносителя по сумме радионуклидов йода (131–135) составит 3,7 Бк/кг. Расчет выхода активности производится для максимально напряженного ТВЭЛ с расходом теплоносителя на внутриконтурную очистку – 30 т/ч.

При достижении эксплуатационного предела повреждений ТВЭЛ реактор должен быть планово остановлен и проведен контроль всех ТВС активной зоны. После этого принимаются меры для снижения радиоактивности теплоносителя в первом контуре в последующих кампаниях ниже допустимых значений. Контроль ТВС на остановленном реакторе проводят на стенде обнаружения дефектных сборок (СОДС) по результатам анализа основных радионуклидов ПД в водной пробе. При штатном методе КГО ТВЭЛ на остановленном реакторе проводят настаивание (выдержку) контролируемой ТВС в пенале при переменном давлении с циркуляцией воды по контуру стенда и измерением водной пробы на содержание радионуклидов йода-131 и цезия-134 или цезия-137. Измерение удельной активности основных радионуклидов (иода-131 и цезия-134) в пробах воды из контура стенда КГО осуществляется на спектрометрической установке. Весь цикл КГО для одной ТВС составляет 30 минут. Стенд предназначен для эффективной отбраковки, в первую очередь, сборок с негерметичными топливными элементами с открытым контактом теплоносителя с ядерным топливом. Существует методика определения открытого контакта топлива (по превышению определенного уровня радионуклидов йода-131 и цезия-134 или цезия-137 в воде) с теплоносителем, на которой не будем здесь останавливаться.

Критерием индивидуальной отбраковки (досрочной выгрузки из активной зоны реактора) является повышенное значение излучения от радионуклида иода-131 в пробе воды из контура циркуляции пробно-отборной части СОДС (не менее 35 Бк/кг), с учетом пересчета активности к моменту останова реактора.

Аппаратура, применяемая для периодического контроля активности теплоносителя на работающем реакторе и на остановленном реакторе, одна и та же. Она размещается в радиохимической лаборатории.

Кроме систем контроля на АЭС имеются и системы диагностики, которые осуществляют контроль прочности металла и сварных соединений, особенно для корпусного оборудования, после останова реактора и при работающем реакторе. После останова реактора могут быть выявлены повреждения (дефекты) в основном металле, в сварных соединениях, на поверхности теплообменных труб парогенераторов и т.д. Контроль при работающем реакторе позволяет обнаружить аномалии в работе оборудования (вибрацию оборудования, изменение показаний от датчиков нейтронно-физических и технологических параметров, акустические шумы, течи). Используются также результаты радиационно-технологического контроля и телевизионного контроля. Система режимной диагностики контролирует параметры, определяющие безопасность эксплуатации РУ, а также остаточный ресурс.

Несколько слов о системе радиационной защиты. Система радиационной защиты предназначена для поддержания уровней излучений возле оборудования РУ и в помещениях, примыкающих к реактору, в пределах проектных значений. А также система предназначена для принятия организационно-технических мер, направленных на снижение облучения персонала. В целом система радиационной защиты представляет собой набор защитных барьеров на пути распространения радиоактивности и излучений. Система радиационной защиты полностью состоит из пассивных элементов.

#### **Система подпитки и продувки первого контура, включая борное регулирование**

Система подпитки и продувки теплоносителя 1-го контура предназначена:

- для изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе с целью поддержания критического состояния реактора;
- для изменения концентрации борной кислоты с целью регулирования реактивности при пусках и остановах реактора;
- для обеспечения во всех нормальных режимах работы АЭС требуемого качества теплоносителя 1-го контура, величина продувки-подпитки при этом составляет 20–60 т/ч;
- для компенсации неорганизованных протечек теплоносителя контура (до 2 м<sup>3</sup>/ч) и сохранения нужного объема теплоносителя в ГЦК, очистки и возврата в контур организованных протечек (0–2 м<sup>3</sup>/ч);
- подача запирающей воды на уплотнение ГЦН (до 2м<sup>3</sup>/ч на каждый ГЦН);

- возможности подачи в 1 контур в режиме обесточивания, раствора бора с концентрацией не ниже текущей концентрации в деаэраторе подпиточной воды.

Система продувки-подпитки должна обеспечивать следующие функции:

- исключение возможности неконтролируемого попадания воды без поглотителя в реактор;
- обеспечить требуемые маневренные характеристики энергоблока, предъявляемые к полупиковым станциям;
- обеспечить плановый выход реактора на мощность, создать необходимую подкритичность при остановах реактора;
- обеспечить разность температур между подпиточной водой и водой контура не более 30 °С;
- обеспечить впрыск в КД при работе на естественной циркуляции теплоносителя 1 контура с расходом 30 м<sup>3</sup>/ч в режиме обесточивания АЭС. Разность температур между подпиточной водой и водой в КД должна быть не более 70 °С.

Система функционирует в режимах нормальной эксплуатации, включая переходные режимы блока, а также при нарушениях в системе нормального энергоснабжения (обесточивание блока). В аварийных ситуациях, связанных с разуплотнениями 1 или 2 контуров, работоспособность системы не требуется.

Система работает следующим образом. Продувочная вода из ниток ГЦК через общий коллектор поступает на регенеративный теплообменник, где охлаждается очищенной питательной водой.

Далее продувочная вода поступает на вспомогательный теплообменник, где охлаждается водой промконтура до 40–55 °С. Продувочная вода после охлаждения направляется на фильтры системы водяной очистки (СВО) низкого давления через регулирующие клапаны. Клапаны обеспечивают требуемую величину продувки (30–60 т/ч). После фильтров вода поступает в деаэратор подпиточной воды и далее подпиточными насосами возвращается в контур, подогреваясь в регенеративном подогревателе продувочной воды. В номинальном режиме работает один подпиточный насос.

На всех уплотнениях в оборудовании 1-го контура могут быть небольшие протечки, которые приводят к потере воды из систем 1-го контура, которые собираются в реакторном зале в специальном объеме, называемом приямком. Поступающая из приямка организованных протечек в деаэратор вода первого контура деаэрируется, охлаждается в регенеративном теплообменнике подпитки и подпиточными насосами возвращается в 1 контур.

Компенсация неорганизованных протечек производится за счет ввода в контур дистиллированной воды и борного концентрата. Дистиллат подается в

деаэратор подпиточной воды насосами дистиллата через регулирующий клапан, работающий по программе поддержания заданного уровня в деаэраторе. Регулирование подачи борного концентрата на всас подпиточных насосов осуществляется оператором. В напорной магистрали подпиточных насосов предусматривается постоянный контроль концентрации борной кислоты. Подпитка производится центробежными насосами производительностью 10 – 60 м<sup>3</sup>/ч и напором до 200 кгс/см<sup>2</sup> (19,6 МПа). Регулирование уровня в компенсаторе давления осуществляется регуляторами, установленными на напорной магистрали подпиточных насосов и работающих по программе поддержания уровня в компенсаторе давления. Перепад давления между давлением на напоре подпиточных насосов и давлением в первом контуре поддерживается гидромуфтой, которая работает по программе поддержания заданного перепада давления на напоре насоса и в первом контуре.

Для обеспечения функции подачи запирающей воды на ГЦН предусмотрена линия с напора подпиточного насоса до регулирующих клапанов.

Борный раствор с необходимым давлением (давление запирающей воды больше давления на напоре ГЦН на 20 кгс/см<sup>2</sup>) подается в узел уплотнения каждого из ГЦН. Слив запирающей воды производится на всас подпиточных насосов.

Система подпитки-продувки технологически обеспечивает борную систему регулирования. Данная система является основной системой компенсации избыточной реактивности в реакторах ВВЭР. Борная система регулирования предназначена для компенсации медленных изменений реактивности и поддержания реактора в критическом состоянии. Это необходимо при ксеноновом отравлении в режиме сброса нагрузки, а также для изменения концентрации борной кислоты в режимах пуска и останова блока.

Борное регулирование является основной частью системы управления реактора и позволяет изменять концентрацию борной кислоты в теплоносителе первого контура со скоростью 15–20 % в час от текущей концентрации. При возникновении сигнала АЗ в любом режиме закрывается подачи дистиллированной воды от деаэратора борного регулирования на всас подпиточного насоса.

Сочетание борной системы регулирования с механической системой СУЗ позволяет улучшить маневренные характеристики блока.

Оборудование реакторной установки и применяемое оборудование системы продувки-подпитки допускает возможность их использования в маневренных режимах энергоблока.

Сочетание борной системы регулирования с механической системой СУЗ позволяет улучшить маневренные характеристики блока.

Оборудование реакторной установки и применяемое оборудование системы продувки-подпитки допускает возможность их использования в маневренных режимах энергоблока.

Регулирование расхода дистиллата осуществляет регулирующий клапан, работающий по импульсу от уровня в деаэраторе. Регулирование расхода среды, направляемый в 1-й контур, осуществляется регулирующим клапаном, установленным на напорной линии подпиточного насоса и работающим по программе поддержания уровня в компенсаторе давления. Для увеличения концентрации бора в 1 контуре предусмотрена подача борного концентрата во всасывающий коллектор подпиточных насосов. При плановом выведении борной кислоты из 1-го контура для компенсации отравления реактора при выгорании топлива приоткрывается задвижка на тракте от бака с дистиллированной водой. Чистая вода под напором собственной тяжести поступает на всас подпиточного насоса. Чистая вода разбавляет воду в 1-м контуре и уменьшает концентрацию борной кислоты. Дополнительно вода разбавляется за счет чистой воды, поступающей в деаэратор для поддержания в нем нужного уровня. Разбавление воды в 1-м контуре процесс очень медленный. При отравлении реактора во время ксеноновых колебаний маневрирование за счет борной кислоты становится затруднительным процессом и повышает затраты на химическую водоочистку. Во время ксеноновых процессов, особенно в конце кампании, выстраивают стратегию подавления ксеноновых колебаний таким образом, чтобы минимизировать борное регулирование.

#### *2.1.4. Система перегрузки, хранения и транспортировки топлива*

Система перегрузки, хранения и транспортировки топлива обеспечивает:

- прием, временное хранение и подготовку ТВС, ПС СУЗ и СВП в хранилище свежего топлива к загрузке в реактор;
- доставку свежих ТВС; ПС СУЗ и СВП в реакторное отделение;
- загрузку свежих ТВС, ПС СУЗ и СВП в реактор;
- перегрузку отработавших ТВС, ПС СУЗ и СВП из реактора в бассейн выдержки (БВ);
- перестановку ТВС, ПС СУЗ и СВП внутри активной зоны реактора;
- хранение отработавших ТВС, ПС СУЗ и СВП в БВ;

- вывоз отработавших и выдержанных ТВС, ПС СУЗ и СВП из реакторного отделения АЭС.

Перегрузка топлива в реакторе производится один раз в год (один раз в полтора года при переходе на кампанию в 4,5 года), при этом заменяется примерно 1/3 активной зоны, при 3-годовой кампании и 1/4 – при 4-летней кампании. Схема перегрузки, перестановки и замены ТВС устанавливается на основе картограммы активной зоны и данных по выгоранию топлива, получаемых из расчетного сопровождения эксплуатации реактора. При хранении, транспортировке и перегрузке топлива подкритичность составляет не менее 5 %, что соответствует требованиям по ядерной безопасности.

Узел для хранения свежего топлива (УСТ) предназначен для хранения, ревизии и проверки тепловыделяющих сборок (ТВС) перед отправкой их в реакторное отделение. Система хранения отработавшего топлива предназначена для снижения активности и остаточных тепловыделений от отработавших ТВС до допустимых значений, для его транспортировки, а также для временного хранения отработавших ПС СУЗ и СВП.

Система транспортировки топлива предназначена для замены отработавших сборок, поглощающих стержней и выгорающих поглотителей в активной зоне реактора на свежие элементы и для доставки свежего топлива в реакторный зал.

Операции с высокоактивным топливом производятся под защитным слоем воды. Для осуществления транспортно-технологических операций с топливом используются перегрузочная машина, чехлы и пеналы, захваты, кантователь и стапель, стеллажи бассейна выдержки. Все операции со «свежими» и отработавшими ТВС, со сборками ПС СУЗ и пучками СВП в реакторе и бассейне выдержки производятся дистанционно перегрузочной машиной, управляемой оператором из специального помещения. Перегрузочная машина состоит из моста и тележки, в центральной части которой установлена рабочая штанга с механизмом перемещения.

На поворотной площадке тележки установлена штанга с телевизионной камерой. В стеллажах БВ хранится отработавшее топливо, а также размещается аварийная выгрузка активной зоны. ТВС с негерметичными топливными элементами хранятся в герметичных пеналах.

Бассейн рассчитан на выдержку всей выгруженной в случае аварии топливной загрузки и на половину уже выгруженной (163ТВС+82ТВС). ТВС переносятся перегрузочной машиной под защитным слоем воды. Бассейн может быть отделен от бетонной шахты, в которой установлен реактор, специальным затвором.

ТВС, отстоявшие свой срок в бассейне, перегрузочной машиной загружаются в контейнер, который переносится через специальный проем на транспортер.

Перегрузка ТВС производится в строгой последовательности и под строгим контролем. Обычно сначала производится выгрузка отработавших ТВС из реактора и установка их в ячейки стеллажа БВ. Затем производится переустановка ТВС и сборок ПС СУЗ внутри активной зоны. После этого начинается загрузка «свежих» ТВС, сборок ПС СУЗ и пучков СВП в реактор (при переходе на ТВС, имеющим в своем составе топливные элементы с гадолинием СВП загружать не нужно).

Для реализации «мокрой» перегрузки (начиная с РУ В-320) внутрикорпусных устройств (ВКУ) предусмотрен бассейн ревизии ВКУ с двумя колодцами. ВКУ переносятся во время ревизии под слоем воды и устанавливаются в специальные колодцы, в которых можно провести осмотр и ремонт. Подъем и опускание ВКУ производятся при соответствующем изменении уровня воды в бетонной шахте и в шахте ревизии ВКУ. Перенос оборудования при монтаже, перегрузке и ревизии осуществляется мостовым краном грузоподъемностью 320 т. Благодаря введению «мокрой» перегрузки максимальная высота главного крюка этого крана над полом реакторного зала на 5 м ниже, чем была раньше.

#### *2.1.5. Системы безопасности ЯЭУ для действующих АЭС с ВВЭР 1000*

Системы безопасности ЯЭУ предназначены для предупреждения аварий и ограничения их последствий. Наиважнейшей системой безопасности является система управления и защиты. Этой системе, совмещающей в себе функции системы нормальной эксплуатации и защитной системы, был отведен отдельный параграф в разделе, посвященном системам нормальной эксплуатации. Системы безопасности ЯЭУ на АЭС (помимо СУЗ), построенных по проекту В-320, включают:

- пассивную часть системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
- систему аварийного охлаждения активной зоны высокого давления;
- систему аварийного охлаждения активной зоны низкого давления;
- систему защиты первого контура от превышения давления;
- систему защиты второго контура от превышения давления;
- систему аварийного газоудаления;
- систему аварийной подачи питательной воды.



## Пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны

В соответствии с классификацией оборудования ЯЭУ по критериям безопасности пассивная часть САОЗ относится к защитным системам безопасности. Система автоматически выполняет заданные функции при любом, требующем ее работы, исходном событии (включая течи, вызывающие зависимый отказ одного из каналов системы) с учетом одного независимого от исходного события единичного отказа в одном из каналов. При авариях с потерей теплоносителя система подает в реактор раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг и температурой 60–70 °С при давлении в первом контуре менее 5,9 МПа (60 Кгс/см<sup>2</sup>). Подача теплоносителя в реактор осуществляется в результате нивелирного перепада давлений за счет, тяжести столба жидкости в баках САОЗ. Начальное давление 5,9 МПа в баках САОЗ создается с помощью азотной подушки. Попадание азота из баков САОЗ в реактор исключено, так как давление азота в баке при полном вытекании воды всегда заметно меньше давления в реакторе даже в случае его полной разгерметизации (в случае отказа отсечной арматуры).

В авариях с потерей теплоносителя для продолжения эффективного расхолаживания активной зоны необходимо сохранить ее залитой до уровня, превышающего верхнюю отметку разогретого топлива (желательно, до отметки нижней образующей входного патрубка ДУ850). В течение первых 30 мин с начала аварии не требуется вмешательства оператора в управление системой. Подача раствора борной кислоты осуществляется в напорную и сборную камеры реактора. Объем и давление азота в гидроемкости, гидравлическое сопротивление трубопроводов выбраны из условия обеспечения необходимого для охлаждения зоны темпа залива.

Концентрация бора в гидроемкостях выбрана из условия обеспечения подкритичности активной зоны реактора (для 320 проекта 16 г/кг). Уставка на срабатывание быстродействующих запорных задвижек при снижении уровня в гидроемкостях до 1300 мм выбрана для исключения попадания азота в реактор. В реактор, при понижении в нем давления в результате потери теплоносителя, борированная вода подается из четырех независимых гидроемкостей. Для срабатывания гидроемкостей используется только потенциальная энергия сжатого газа.

При нормальной эксплуатации РУ (работа на мощности) система пассивной части САОЗ находится в состоянии готовности. Для этого на магистралях, связывающих баки САОЗ с реактором, должны быть открыты все задвижки, а обратные клапаны, как им и положено, должны быть закрыты. В гидроемкостях создан номинальный уровень, соответствующий объему раствора 50 м<sup>3</sup>. Подключение гидроемкостей к реактору и их заполнение

производится в режиме разогрева и подъема давления в первом контуре путем открытия задвижек при достижении давления в первом контуре 6,4 МПа (65 кгс/см<sup>2</sup>). Для исключения срабатывания системы в результате понижения давления при плановом расхолаживании, задвижки закрываются дистанционно с БЩУ при снижении давления в реакторе до 8,8 МПа (90 кгс/см<sup>2</sup>).

Основными компонентами пассивной части САОЗ являются четыре емкости, трубопроводы и арматура. Каждая емкость имеет полный объем 60 м<sup>3</sup>, из которых 50 м<sup>3</sup> занимает раствор борной кислоты концентрацией 16 г/кг, а 10 м<sup>3</sup> – азотная подушка под давлением 5,9 МПа. Емкость соединяется трубопроводом с корпусом реактора. Две емкости соединены с входной камерой реактора, а две другие – с выходной камерой реактора. При нормальной работе РУ емкость отключена от реактора двумя последовательно расположенными обратными клапанами ДУ300. Кроме них на каждом трубопроводе установлены две быстродействующие запорные задвижки ДУ300, которые отсекают емкость от реактора с целью исключения попадания азота из емкости в реактор.

Кроме них на каждом трубопроводе установлены две быстродействующие запорные задвижки ДУ300, которые отсекают емкость от реактора с целью исключения попадания азота из емкости в реактор. Эти задвижки необходимы также для отключения емкости при плановом снижении давления в первом контуре и при неисправности обратных клапанов ДУ300. Электродвигатели быстродействующих задвижек подключены к источникам надежного питания, управляются дистанционно с БЩУ, РЩУ и автоматически по блокировкам. В процессе нормальной эксплуатации РУ обе задвижки открыты. Когда давление в реакторе падает ниже давления в емкости, обратные клапаны открываются под воздействием перепада давления и вода из них поступает в реактор.

Пассивная часть САОЗ оснащена системами контроля и управления.

### **Системы аварийного охлаждения активной зоны САОЗ) высокого и низкого давления**

Система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления предназначена для подачи в первый контур высококонцентрированного раствора борной кислоты при нарушениях нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях.

При нормальной работе РУ эта система находится в режиме готовности. Система включается автоматически в аварийных ситуациях, связанных с непредусмотренным разуплотнением трубопроводов и оборудования первого и второго контуров, или в случае обесточивания блока. Система разделена на три независимых канала. Каждый канал включает в себя бак аварийного запаса

концентрированного раствора бора, насосы аварийного впрыска бора, насосы высокого давления, трубопроводы и арматуру. Помимо указанного оборудования в систему включены баки аварийного запаса концентрированного раствора бора вне защитной оболочки, бак-приямок герметичной части защитной оболочки. Все три канала системы подключаются к «холодным» ниткам ГЦТ. На напорной стороне насоса аварийного впрыска бора последовательно установлены два обратных клапана, задвижка (нормально закрыта) и дроссельная шайба. Баки с раствором для насосов аварийного впрыска бора находятся в гермозоне.

Контроль технологических параметров и управление оборудованием САОЗ высокого давления осуществляется автоматизированной системой управления технологическими процессами (АСУ ТП).

В режиме нормальной эксплуатации система аварийного расхолаживания активной зоны находится в режиме ожидания. При аварии при достижении уставок защит САОЗ или по сигналу ступенчатого пуска включаются с запретом дистанционного отключения насосы, которые берут раствор из баков запаса концентрированного раствора бора ( $V = 15\text{ м}^3$ ), расположенных в герметичной оболочке. После опорожнения баков насосы начинают подавать в 1-й контур раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг из бака-приямка ( $V = 630\text{ м}^3$ ) герметичной части оболочки. Система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления имеет три независимых канала, каждый из которых способен выполнить требуемые функции в полном объеме. Таким образом, степень резервирования равна двум. Такая степень резервирования системы достаточна для выполнения функций системы при сочетаниях повреждений, определенных ОПБ, поэтому отказ в одном канале не приводит к потере функциональных свойств системы.

Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления предназначена для отвода остаточных тепловыделений активной зоны реактора без разгерметизации первого контура. Система также используется для обеспечения расхолаживания 1-го контура с заданной скоростью в режимах планового расхолаживания и аварийного расхолаживания при целом первом контуре.

Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления должна обеспечить следующие действия. Во всех ситуациях система должна обеспечить расход охлаждающей воды равный 250–300 м<sup>3</sup>/ч при давлении в 1-м контуре 2,1 МПа и 700–750 м<sup>3</sup>/ч при давлении в 1-м контуре 0,1 МПа и температуру не ниже 20 °С, обеспечить подачу в контур борного раствора с концентрацией не менее 16 г/кг борной кислоты, в начальный момент, обеспечить подачу воды в аварийных ситуациях не позднее, чем через 35–40 с с

момента достижения давления 1-го контура 2,1 МПа. Система совмещает функции устройства нормальной эксплуатации и защитного устройства. Как защитная система безопасности, система обеспечивает отвод тепла от активной зоны в аварийных режимах, как устройство нормальной эксплуатации обеспечивает отвод тепла от активной зоны в режиме планового и ремонтного расхолаживания.

В режимах нормальной эксплуатации не связанных с остановом блока, система находится в режиме ожидания. При работе блока на мощности, т.е. при давлении в 1-м контуре выше 1,5 МПа, система надежно отключается от ГЦК рядом запорной арматуры.

В режимах планового расхолаживания система приводится в действие оператором и позволяет проводить расхолаживание 1-го контура со скоростью 30 °С/ч. Расхолаживание и отвод остаточных тепловыделений осуществляется в теплообменнике САОЗ за счет рециркуляции по замкнутому контуру: ГЦК – линия планового расхолаживания, теплообменник САОЗ – насос аварийного расхолаживания низкого давления – ГЦК. Обеспечение заданного темпа расхолаживания производится за счет работы регуляторов, установленных на линии планового расхолаживания и байпаса теплообменника САОЗ. В этом режиме производится расхолаживание реактора до температуры 70 °С и последующий отвод остаточных тепловыделений активной зоны реактора. Подключение линии планового расхолаживания осуществляется при температуре 1-го контура не ниже 130° С и давлении не выше 1,5 МПа. В аварийных режимах с течью 1-го контура осуществляется автоматический запуск насоса аварийного расхолаживания и на напорной магистрали открывается оперативная арматура. При работе осуществляется замкнутая циркуляция теплоносителя: насос – реактор – течь – бак – приемок – насос, при этом отвод тепла от реактора осуществляется технической водой в теплообменнике аварийного расхолаживания, установленном на магистрали бак-приемок – всас насоса. В режиме работы насоса по замкнутой схеме осуществляется расхолаживание реактора и отвод остаточных тепловыделений из активной зоны в течение времени, определенного периодом консервации блока и комплексом послеаварийных мероприятий.

Не смотря на то, что основным назначением системы низкого давления является расхолаживание реактора в ситуациях без разгерметизации 1-го контура, при авариях с большой течью в первом контуре данная система становится архиважной и незаменимой.

Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления имеет три независимых канала, каждый из которых способен выполнять требуемые функции в полном объеме. Таким образом, степень резервирования системы

как в технологии, так и в электро- и водоснабжении, а также в части управления и автоматики равна двум. Такая степень резервирования системы достаточна для выполнения функций системы по отводу тепла при любых сочетаниях повреждений и отказов определенных в «Общих положениях обеспечения безопасности».

### **Система защиты первого контура от превышения давления**

Система защиты 1-го контура от превышения давления предназначена для предотвращения повреждений оборудования в тех случаях, когда давление превышает предельные значения.

Предельные значения давления определяются прочностными характеристиками оборудования 1-го контура, обеспечивающими безопасную эксплуатацию оборудования АЭС. Наиболее эффективным способом защиты реактора от превышения давления является сброс пара (или парогазовой смеси) из КД, так как давление в 1-м контуре определяется давлением парогазовой подушки над уровнем в КД. Легче всего это сделать с помощью импульсно-предохранительных устройств (ИПУ), которые обеспечивают открытие предохранительных клапанов по превышению давления.

Давление теплоносителя в 1-м контуре ни при каких обстоятельствах не должно превышать рабочее давление более чем на 15 % даже в том случае, если произошел отказ одного импульсно-предохранительного устройства (ИПУ).

В качестве режима, который служит для обоснования непревышения давления, рассматриваются:

- мгновенный сброс нагрузки турбогенератором с номинального уровня мощности до уровня собственных нужд без его прямого останова;
- отказ системы сброса пара (БРУ-А и БРУ-К);
- несрабатывание впрыска теплоносителя в КД;
- несрабатывание АЗ по превышению давления.

При расчете данного режима начальный уровень мощности РУ, параметры теплоносителя первого и второго контуров консервативно приняты равными своим максимальным значениям с учетом отклонений, обусловленных работой измерительной аппаратуры и систем автоматического регулирования.

Функция системы состоит в сбросе части теплоносителя первого контура из КД в барботер, посредством срабатывания (открытия и закрытия при заданном давлении) ИПУ, с целью снижения давления в 1-м контуре. Кроме того, контрольное ИПУ может обеспечить принудительное снижение давления в 1-м контуре по команде оператора с БЩУ до любого значения, что позволяет, совместно с системой аварийного газоудаления, при необходимости, обеспечить более быструю подачу раствора борной кислоты в первый контур от насосов

впрыска бора. Давление полного открытия клапана от 185 до 192 атм, давление его закрытия от 170 до 175 атм.

ИПУ в рабочих режимах системы защиты находится в режиме ожидания. При достижении давления до уставки открытия по сигналу от реле давления срабатывает электромагнитный привод клапана, в результате происходит сброс среды из надпоршневой полости клапана и его открытие. Если рост давления в 1-м контуре продолжается, то по сигналам от реле давления отключаются электромагниты импульсного клапана (ИК) и при достижении давления открытия ИК происходит срабатывание нужного ИПУ. После снижения давления по сигналам от реле давления отключается электромагнитный привод клапана, клапан закрывается, ИПУ возвращается в исходное состояние.

Состояние барботера на работоспособность ИПУ не влияет. Неисправности барботера, влияющие на его готовность к приему сбрасываемой среды, могут привести при срабатывании ИПУ к разрыву предохранительной мембраны и попаданию части тепло-носителя первого контура в помещение реакторного отделения (в гермозоне).

Критериями отказов ИПУ являются: несрабатывание ИПУ по требованию, незакрытие ИПУ после срабатывания или разрушение закрывающего органа, ложное срабатывание ИПУ.

При несрабатывании одного ИПУ по требованию система остается способной выполнять свои функции, так как остающиеся в работе два других ИПУ обеспечивают эффективную защиту первого контура во всех проектных режимах. Обесточивание системы управления не приводит к срабатыванию ИПУ или потере им защитных свойств. ИК в этом случае действуют как предохранительные пружинные клапаны.

Концепция проекта АЭС повышенной безопасности была разработана совместно институтом «Атомэнергопроект», ОКБ «Гидропресс» и Российским научным центром «Курчатовский институт».

Концепция существенного повышения уровня безопасности РУ с ВВЭР 1000 заключается в следующем:

- организация мер по существенному снижению вероятности тяжелого повреждения или расплавления активной зоны. Строгое выполнение программы обеспечения качества на всех этапах создания реакторной установки и энергоблока в целом. Оснащение энергоблоков системами диагностики, которые дают информацию о состоянии оборудования РУ в каждый момент времени. Формирование при необходимости советов оператору по состоянию оборудования (вплоть до введения в действие средств защиты);

- использование пассивных систем, работающих без подачи внешней энергии и без вмешательства оператора, для предотвращения повреждения и для поддержания длительного расхолаживания активной зоны при авариях. Исключение перерыва в надежном охлаждении активной зоны в любой ситуации во избежание ее перегрева и разрушения;

- использование как активных, так и пассивных систем расхолаживания активной зоны в случае возникновения аварии;

- выполнение мероприятий, повышающих способность РУ самой предотвращать развитие аварий и ограничивать тяжелые последствия, без участия обслуживающего персонала и потребления внешней энергии. Заложить в конструкцию реактора физические принципы, приводящие к самогашению ядерной реакции в начале разгона и исключению ядерной аварии;

- применение систем барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите каждого барьера;

- сохранение принципиальных основных технических решений по оборудованию и системам, подтвержденных положительным опытом эксплуатации АЭС с ВВЭР 440 и ВВЭР 1000. Существенное повышение надежности оборудования, систем, устройств, приборов.

При разработке проекта РУ ВВЭР-1000 повышенной безопасности (В-392) сохранены принципиальные основные технические решения и оборудование, реализованные в проекте РУ В-320. Состав систем безопасности РУ В-392 принципиально не отличается от РУ В-320. Напомним те усовершенствования, которые были сделаны в РУ В-320 после ряда лет эксплуатации реакторов малой серии (В-302, В-338):

1) Исключены главные запорные задвижки ДУ850 на петлях главного циркуляционного контура, исключение ГЗЗ обосновывается следующим:

- серийные блоки АЭС должны работать в мощной энергосистеме, поэтому, при необходимости ремонта ПГ и ГЦН, блок может быть отключен без ограничений;

- оптимизируется компоновка РУ, уменьшаются длина и сопротивление петли ГЦК, увеличивается сейсмостойкость ГЦТ;

- уменьшается количество сварных швов на ГЦТ ДУ850 (на 16 шт.), т.е. повышается надежность первого контура;

- исключаются циклы нагрузки петель, обусловленные срабатыванием ГЗЗ (нагрев-охлаждение при отключении-подключении петли) при сохранении эксплуатационных возможностей: возможности работы на неполном числе петель и ремонта без выгрузки зоны;

- исключаются оборудование и системы, связанные с ГЗЗ (например, дренажи, подпитка для уплотнений в ГЗЗ, система разогрева-расхолаживания петли), а также исключается проблема ремонта корпусов задвижек, что упрощает эксплуатацию и снижает капитальные затраты;

- возрастает конкурентоспособность РУ, так как реализуется техническое решение, внедренное на подавляющем большинстве зарубежных АЭС;

2) Принята «мокрая» перегрузка внутрикорпусных устройств, что обосновывается следующим:

- сокращается металлоемкость РУ за счет исключения защитного контейнера, некоторых грузоподъемных траверс и другого транспортного оборудования;

- сокращена грузоподъемность полярного мостового крана с 400 до 320 т;

- улучшена радиационная обстановка и контроль при перегрузке ВКУ, повышена безопасность при транспортировке ВКУ;

- существенно сокращена высота защитной оболочки и сокращены сроки строительства, стоимость строительства и эксплуатации защитной оболочки;

2) Усовершенствована система перегрузки топлива:

- увеличены размеры бассейна перегрузки, что позволяет выдерживать отработавшее топливо в бассейне не менее трех лет, т.е. появляется возможность вывозить топливо с АЭС непосредственно из реакторного помещения;

- приямок бассейна, в который устанавливается тяжеловесный контейнер для вывоза отработавшего топлива, выполнен ступенчатым, что соответствует требованиям МАГАТЭ о подъеме контейнера при его транспортировке на высоту не более 9 м;

- транспортно-технологическое оборудование, включая стеллажи бассейна перегрузки, выполнено в сейсмостойком исполнении;

4) Разработан главный циркуляционный насос ГЦН-195М с учетом опыта эксплуатации ГЦН-195, который был усовершенствован в следующих направлениях:

- обеспечена максимальная герметизация насоса, создание механического уплотнения вала с минимальными протечками, т.е. реконструкция узла, во многом определяющего надежность и безопасность работы ГЦН и АЭС в целом;

- снижена зависимость насоса от влияния обслуживающих систем АЭС, т.е. обеспечена максимальная автономность ГЦН;

- повышена пожарная безопасность ГЦН путем замены горючих масел на воду в системе смазки подшипников насоса и электродвигателя;



- обеспечена целостность и работоспособность насоса в горячем контуре без подачи охлаждающей воды при длительном обесточивании АЭС;
- созданы и внедрены диагностические средства, обеспечивающие качественный контроль ГЦН и его систем и возможность определения остаточного ресурса.

5) По результатам изготовления, испытаний и эксплуатации внесены конструктивные изменения в техническую документацию на привод ШЭМ, на блок верхний, на ВКУ, на ТВС, на сборки ПС СУЗ и пучки СВП и т. д.

Также при разработке проекта РУ ВВЭР 1000 повышенной безопасности (В-392) выполнены требования новых российских нормативно-технических документов и рекомендаций МАГАТЭ. Особое внимание уделено повышению надежности, ресурса, экономичности и безопасности основного оборудования и применению усовершенствованных пассивных и активных систем безопасности с независимыми каналами разного принципа действия.

В проекте РУ В-392 применен усовершенствованный реактор В-392, усовершенствованный ПГ, ГЦН с усовершенствованной конструкцией уплотнений. Повышена эффективность системы аварийной защиты за счет увеличения количества ОР СУЗ, что позволяет поддерживать реактор в подкритическом состоянии при расхолаживании до 100 °С без ввода борного раствора. В проекте реактора В-392 применена более экономичная и надежная активная зона, исключая положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам, обеспечены отрицательные коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и топлива в течение всей кампании.

В реакторе применен совмещенный контроль распределения энерговыделений по высоте ТВС, температуры теплоносителя на входе и выходе из ТВС и уровня теплоносителя в реакторе (при запроектных авариях). Установка образцов-свидетелей корпусной стали осуществляется на внутренней поверхности корпуса реактора напротив активной зоны, что приближает условия воздействия нейтронного потока на металл образцов-свидетелей к реальным условиям облучения корпуса реактора.

В проекте В-392 предусмотрено использование усовершенствованного ПГ, в котором улучшена конструкция крепления пучка теплообменных труб, организована продувка из мест с наибольшей концентрацией солей в котловой воде ПГ. Предусмотрен новый насос ГЦНА-1391 с уплотнением вала, исключаящим течь теплоносителя при обесточивании на 24 ч, позволяет сохранить плотность главного циркуляционного контура при отсутствии подачи запирающей воды ГЦН. В проекте РУ В-392 применены новые пассивные системы управления запроектными авариями:

- пассивная система быстрого ввода бора (СБВБ) в теплоноситель первого контура в режиме отказа аварийной защиты реактора;
- система отвода остаточных тепловыделений в авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока (СПОТ);
- дополнительная система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2) при течах из первого контура при полном обесточивании АЭС.

В проекте РУ В-392 применены усовершенствованные активные системы безопасности и концепция «течь перед разрывом» для трубопроводов первого контура. Внедрение этой концепции снижает вероятность разрывов трубопроводов, так как раннее обнаружение течи позволяет принять своевременные меры для предотвращения аварии. При этом обеспечивается необходимый контроль протечек теплоносителя и состояния металла, а также упрощается обслуживание оборудования и систем нормальной эксплуатации и систем безопасности за счет отказа от применения массивных опор-ограничителей, улучшается компоновка помещений.

В проекте РУ В-392 применены новые, более совершенные системы АСУ ТП и системы диагностики, которые позволят получить необходимую информацию и управлять технологическими процессами в РУ с целью предотвращения развития и смягчения последствий аварий. Система диагностики выполняет основные функции контроля состояния корпуса реактора, ПГ, арматуры, трубопроводов, возникновения и развития дефектов в материале оборудования, обнаружения течей, свободно движущихся предметов в контуре, шумового контроля приводов СУЗ, ВКУ и ГЦН.

В проекте РУ В-392 применен бассейн перегрузки с уплотненным хранением топлива и усовершенствованная система перегрузки топлива.

В проектном обосновании РУ В-392 учтены запроектные аварии и сейсмические воздействия при землетрясении:

- при землетрясении интенсивностью, меньшей или равной проектному землетрясению (до 7 баллов по шкале MSK-64), РУ должна обеспечивать нормальное функционирование без остановки;
- при землетрясении с интенсивностью большей, чем проектное землетрясение, вплоть до максимального расчетного землетрясения (8 баллов по шкале MSK-64), РУ должна обеспечивать возможность ее безопасной остановки и расхолаживания.

Особенностью усовершенствованных проектов нового поколения, к которым относится и проект РУ В-392, является учет в проектах требований новых нормативных документов по управлению запроектными авариями. В качестве запроектной определена авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся

дополнительными, по сравнению с проектными, авариями, отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала. Введено также понятие «тяжелая запроектная авария» – запроектная авария с повреждением ТВЭЛ выше максимального проектного предела, при которой может быть достигнут предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду. При проектировании систем исходили из необходимости обеспечения пассивного действия систем, не требующих для своей работы внешнего воздействия. На основе вероятностных оценок установлено, что реализация проектной концепции дает возможность достигнуть  $5 \cdot 10^{-8}$  1/реактор в год по частоте тяжелого повреждения активной зоны, т.е. удовлетворить современным нормативным требованиям.

В проекте РУ В-392 применены три новые системы управления запроектными авариями (ЗПА), отсутствующие в проекте РУ В-320:

- система быстрого ввода бора (СБВБ);
- система отвода остаточных тепловыделений в авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока (СПОТ);
- дополнительная система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2).

СБВБ состоит из четырех каналов по числу петель первого контура. Канал системы представляет собой контур байпасирования главного циркуляционного насоса, содержащий емкость концентрированного раствора бора и трубопроводы с быстродействующей арматурой, соединяющие емкость с «холодной» ниткой циркуляционной петли. При появлении сигнала на останов реактора и при отсутствии снижения мощности арматура открывается и ГЦН выталкивает борный раствор в циркуляционную петлю (как при работающих, так и на выбеге ГЦН). Критерием безопасности в этом случае является не превышение максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов.

СПОТ представляет собой четыре группы контуров естественной циркуляции, каждый из которых включает ПГ и воздушный теплообменник. В теплообменниках СПОТ конденсируется пар, поступающий из ПГ, а образующийся конденсат стекает в ПГ. Охлаждающий атмосферный воздух поступает к поверхностям теплообменника через регулирующий шибер при ЗПА с полным обесточиванием АЭС и потерей надежного электропитания от дизельных генераторов. Проектная мощность системы составляет 2 % от номинальной мощности реактора.

Дополнительная система пассивного залива активной зоны ГЕ-2 состоит из четырех групп, в каждой группе две емкости по  $120 \text{ м}^3$ .

Эти емкости соединены с первым контуром трубопроводами с пружинными клапанами, которые открываются при падении давления в контуре ниже 1,5 МПа и борный раствор сливается в реактор под действием гидростатического напора. Система рассчитана на ЗПА с разрывом ГЦТ и наложением отказа дизельных генераторов. Система должна обеспечивать длительную подачу борного раствора для охлаждения активной зоны.

В проекте АЭС с РУ В-392 обосновано, что вероятность плавления активной зоны не превышает  $10^{-6}$  1/реактор в год, а вероятность превышения аварийного предельного выброса радиоактивных веществ не превышает  $10^{-7}$  1/реактор в год. Таким образом, вероятностные критерии безопасности АЭС нового поколения удовлетворяют всем необходимым требованиям нормативных документов.

По результатам разработки проекта АЭС с РУ В-392 получена лицензия Госатомнадзора России на начало строительства 6-го энергоблока Нововоронежской АЭС. Результаты разработки проекта реакторной установки В-392 использованы в проекте РУ В-412 для АЭС «Куданкулам» в Индии.

В 1990 г. началось сотрудничество российских организаций с финской национальной электрической компанией «ИВО-ИН» по разработке нового проекта энергоблока с РУ В-428 (первоначальный индекс проекта — АЭС-91). Этот проект основывался на опыте проектирования, строительства и эксплуатации энергоблоков АЭС с РУ В-320 и предложениях финской стороны по учету в проекте требований зарубежных НТД (в частности, нормативных документов США по разработке PWR).

По сравнению с проектом АЭС с РУ В-320 в проекте АЭС-91 предусматривалось:

- улучшение характеристик активной зоны реактора;
- повышение эффективности систем контроля и защиты;
- четырехканальная система безопасности;
- двойная защитная оболочка здания реактора;
- топливный бассейн внутри защитной оболочки рассчитан на выдержку отработавшего топлива в течение десяти лет, что исключает необходимость строительства отдельного хранилища для отработавшего топлива;
- размещение тяжелого оборудования на более низких отметках здания реактора, а также другие меры по улучшению сейсмостойкости АЭС;
- транспортировку тяжелого оборудования (корпуса реактора, парогенератора, контейнера для отработавшего топлива и т.д.) через транспортные шлюзы в защитной оболочке;

- обеспечение доступа персонала в защитную оболочку при эксплуатации реактора на мощности;
- оптимизация компоновки оборудования и помещений для уменьшения объема строительного-монтажных работ и расхода материалов;
- увеличение проектного срока службы основного технологического оборудования с 30 до 40 лет.

Проект АЭС-91 предназначался для АЭС в Финляндии. Однако выступления «зеленых» и изменение политического климата не позволили финскому правительству принять положительное решение в части строительства этого блока АЭС. Опыт, который был накоплен в результате тесного технического сотрудничества обеих сторон по проектированию, строительству и эксплуатации АЭС, позволяет теперь выступать финским специалистам в качестве консультантов и экспертов, привлекаемых третьей стороной при рассмотрении проектов ВВЭР. Результаты работы над проектом АЭС-91 способствовали принятию решения о строительстве АЭС с ВВЭР 1000 в Китае.

Проект РУ В-428 является развитием серийного проекта РУ В-320 на основе полученного опыта эксплуатации РУ ВВЭР 1000 в течение длительного срока. При разработке проекта выполнены требования НТД России и рекомендации МАГАТЭ по повышению безопасности ВВЭР 1000.

Усовершенствование РУ ВВЭР 1000 заключается в повышении надежности, безопасности и экономичности установки за счет:

- расширения спектра проектных режимов;
- применения улучшенных и проверенных конструктивных решений и оборудования;
- применения усовершенствованной, более экономичной и надежной активной зоны, исключая положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам;
- применения новых, более совершенных систем контроля и управления и специальных систем управления запроектными авариями;
- разработки специальных технических средств и специальных систем для смягчения последствий тяжелых аварий, включая устройство для улавливания расплава активной зоны.

На базе проектов В-392, В-412, В-428, В-446 в настоящее время полным ходом идут работы по разработке нового проекта ЯЭУ с ВВЭР в рамках программы АЭС 2006. Главное отличие данного проекта заключается в повышении мощности энергоблока при сохранении основных технических решений, принятых для предыдущих проектов. Данное форсирование обеспечивается в основном за счет повышения к.п.д. турбины и увеличения

тепловой мощности реактора. Увеличение мощности реактора обеспечивается за счет удлинения топливной части ТВЭЛ, усовершенствования конструкции ТВС, повышение точности и надежности расчетно-измерительного комплекса в составе СВРК и устранения излишнего консерватизма в расчетном обосновании технической безопасности АЭС.

Что касается действующих АЭС и строящихся по проекту В-320 и В-392, то для них планируется переход энергоблоков на мощность 102 % номинального значения (3060 МВт) и увеличение длительности работы топливной загрузки до 1,5 лет между перегрузками. В этом случае длительность кампании увеличится до 4,5 лет. При формировании топливных загрузок на этих блоках будет использоваться схема перегрузок: «IN-IN-IN-OUT» и «IN-IN-OUT-IN». В этом случае время жизненного цикла энергоблока удастся продлить с 30 до 50 лет. Примером такого блока станет 4-й энергоблок Калининской АЭС.

#### *2.1.6. Отличительные особенности ЯЭУ с ВВЭР 1200 по проекту АЭС 2006*

Дальнейшая модернизация ЯЭУ с ВВЭР продолжилась на базе проектов В-392, В-412, В-428, В-446. В настоящее время полным ходом идут работы по разработке нового проекта ЯЭУ с ВВЭР 1200 в рамках программы АЭС 2006. Главное отличие данного проекта заключается в повышении мощности энергоблока при сохранении основных технических решений, принятых для предыдущих проектов. Данное форсирование обеспечивается в основном за счет повышения к.п.д. турбины и увеличения тепловой мощности реактора. Увеличение мощности реактора обеспечивается за счет удлинения топливной части ТВЭЛ, усовершенствования конструкции ТВС, повышение точности и надежности расчетно-измерительного комплекса в составе СВРК и устранения излишнего консерватизма в расчетном обосновании технической безопасности АЭС.

Основные показатели ЯЭУ с ВВЭР 1200 в рамках проекта АЭС 2006 выглядят следующим образом:

- электрическая мощность блока 1200 МВт;
- эффективность (к.п.д., брутто) – 35,9 %;
- срок службы незаменимого оборудования – не менее 60 лет;
- повышенная эффективность использования топлива;
- коэффициент технического использования, усредненный за срок службы АЭС – 92 %;
- коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы АЭС – 90 %;
- использование современных топливных циклов;
- длительность между перегрузками – 24 месяца;

- удельные капитальные вложения в строительство АЭС с РУ АЭС 2006 (ВВЭР 1200) – не более 35500 руб./кВт (в ценах 2006 года). Эта величина ниже на 20 % по сравнению с АЭС с ВВЭР 1000;

- себестоимость отпускаемой электроэнергии (без учета налоговых отчислений) – не более 0,45 руб./кВт·ч (в ценах 2006 года).

Для повышения более высокого уровня безопасности в проекте АЭС 2006 технические решения были направлены на усиление свойств внутренней самозащищенности РУ с ВВЭР.

Введены: пассивная САОЗ второй ступени (ГЕ-2), система быстрого ввода бора в 1-й контур (СБВБ), пассивная система отвода остаточного тепла из активной зоны (СПОТ). Основные отличия ВВЭР 1200 от ВВЭР 1000, направленные на увеличение проектного срока службы корпуса реактора до 60 лет с учетом увеличения тепловой мощности реактора до 3200 МВт, состоят в следующем:

- увеличен на 100 мм внутренний диаметр корпуса реактора в районе активной зоны с целью уменьшения потока нейтронов на корпус реактора;

- реализовано увеличенное количество органов СУЗ (до 121 шт.) для снижения температуры повторной критичности ниже

- 100 °С; • улучшены условия охлаждения активной зоны в аварийных ситуациях с потерей теплоносителя (за счет увеличения объема теплоносителя в реакторе);

- снижены дозовые нагрузки на персонал за счет использования конструкционных материалов с минимальным содержанием кобальта;

- используется схема перегрузки топлива с загрузкой выгоревшего топлива на периферию активной зоны;

- снижено содержание никеля в обечайках корпуса реактора.

В качестве главного циркуляционного насоса применяется ГЦНА-1391, в котором здесь отметим следующие особенности:

- использован главный радиально-осевой подшипник с водяной смазкой;

- индивидуальная система смазки;

- планируется водяное охлаждение за счет исключения масляной системы охлаждения;

- пуск двигателя осуществляется вначале до 750 об/мин, а затем производится переход на номинальную скорость вращения 1000 об/мин.

Особенности активной зоны и топливного цикла реактора ВВЭР 1200 заключаются в следующем:

- активная зона предусматривает возможность продления топливного цикла за счет использования температурного и мощностного эффектов реактивности на срок до 60-ти суток;
- активная зона предусматривает повышенный уровень выгорания топлива на уровне 70 МВт·сут/кг урана в среднем по максимально выгоревшей ТВС;
- конструкция ТВС является ремонтпригодной и обеспечивает возможность дистанционного извлечения и замены дефектного ТВЭЛ с помощью простых ремонтных приспособлений;
- увеличение массы загружаемого в реактор топлива за счет усовершенствования ТВЭЛ (удлинение топливной части ТВЭЛ и уменьшение центрального отверстия в топливной таблетке);
- использование в конструкции современных ТВС угловых ребер жесткости, которые устраняют очень вредный азимутальный изгиб кассет.

Механическая система управления и защиты состоит из 121 ОР СУЗ. Все 121 ОР СУЗ ВВЭР 1200 разбиты на 12 групп. Каждая группа содержит от шести до 12 одновременно перемещаемых ОР СУЗ. Четыре группы с номерами 12, 11, 10 и 9, содержащие соответственно по шесть, семь и девять ОР СУЗ, являются регулируемыми. Они выбраны исходя из возможности останова реактора с номинального уровня мощности при наименьшем возмущении распределения энерговыделения. Данные группы могут использоваться также в проектных режимах разгрузки реактора и при управлении распределением энерговыделения в переходных режимах на ксеноне. Группа №12 является рабочей.

Поглощающие стержни каждой группы располагаются на одной высоте и перемещаются одновременно. ОР СУЗ представляет собой пучок из 18 одинаковых поглощающих стержней, каждый из которых содержит в нижней части (~ 300 мм) поглотитель из титаната диспрозия, а в остальной части – карбид бора с естественным содержанием изотопов бора. Диспрозий является (n,γ) поглотителем и он в меньшей степени подвержен радиационным повреждениям по сравнению с боросодержащим (n,α) поглотителем. Применение комбинированного поглотителя позволяет увеличить срок службы ПС СУЗ.

Для выполнения проектного задания по длительности кампании топлива, связанного с переходом на 4-годичный и 5-годичный топливные циклы (топливо от момента загрузки находится в зоне 4 или 5 лет), в активную зону загружаются свежие ТВС с обогащением топлива по урану-235 4,0 и 4,95 % в разной пропорции для 4-летнего и 5-летнего циклов. Для компенсации избыточной реактивности в начале кампании в составе ТВС используется повышенное по сравнению с ВВЭР 1000 число ТВЭГ, равное 12 (для



реализации трехгодичного топливного цикла в составе ТВС используется 6 или 9 ТВЭГ). Эта ТВС является базовой для проекта АЭС 2006.

Для ЛАЭС-2 (Ленинградская АЭС-2) и НВАЭС-2 (Ново-Воронежская АЭС-2) планируется 4-летний топливный цикл. Каждый год планируется загружать 42 ТВС со свежим топливом. Из них в зону загружаются:

- 6 ТВС со средним обогащением топлива 3,98 % (300 ТВЭЛ обогащением 4,0 %, 12 ТВЭГ с обогащением топлива 3,3 %), пять из них находится в зоне 3 года, а одна ТВС – 4 года;

- 12 ТВС со средним обогащением топлива 4,92 % (300 ТВЭЛ обогащением 4,95 %, 12 ТВЭГ с обогащением топлива 3,6 %), все ТВС находятся в зоне 4 года;

- 12 ТВС со средним обогащением топлива 4,93 % (306 ТВЭЛ обогащением 4,95 %, 6 ТВЭГ с обогащением топлива 3,6 %), все ТВС находятся в зоне 4 года;

- 12 ТВС с обогащением топлива 4,95 % без ТВЭГ, все ТВС находятся в зоне 4 года.

Из вышесказанного можно сформулировать следующие тенденции в развитии ВВЭР:

- увеличение единичной мощности энергоблока (в дальнейшем до 1500МВт);

- увеличение срока службы корпусного оборудования АЭС до 60 лет;

- удлинение топливной кампании и увеличение средней глубины выгорания выгружаемого топлива до 62 МВт·сут/кг (максимальной – до 70).

Достигаются эти цели за счет совершенствования конструкции ТВЭЛ и ТВС, за счет использования усовершенствованных схем перегрузок топлива и совершенствования расчетного обоснования проекта и расчетного сопровождения эксплуатации оборудования АЭС.

### *2.1.7. Перспективы мировой атомной энергетики на базе водо-водяных реакторов*

В ближайшие 15–20 лет в России планируется построить от 25 до 34 энергоблоков с реактором ВВЭР 1200(1500).

## **2.2. Водо-водяные реакторы с кипением воды в активной зоне (ВК)**

В корпусном кипящем реакторе водяной теплоноситель кипит внутри ТВС, пар сепарируется в верхней части корпуса и направляется на турбину.

Физические характеристики активных зон корпусных кипящих реакторов ВWR и ВК существенно отличаются от активных зон ВВЭР и РWR.

Значительное изменение плотности теплоносителя по высоте активной зоны ВВЭР и ВК меняет спектр нейтронов. В реакторе за счет высокой естественной тяги можно обойтись без ГЦН, а сепарация пара из теплоносителя позволяет отказаться от парогенератора. Корпус эксплуатируется при меньшем давлении, чем у ВВЭР и может быть менее толстостенным.

В настоящее время в практике проектирования активных зон с изменяющейся аксиальной плотностью водяного теплоносителя для улучшения топливоиспользования применяют так называемые «водяные» элементы в ТВС. В этих реакторах плотность теплоносителя изменяется от 200 до 800 кг/м<sup>3</sup>. Например, переход на ТВС с водотопливным отношением (ВТО) 3,0 на реакторе ВК-50 сопровождался применением «водяных» элементов, что позволило понизить неравномерность энерговыделения по поперечному сечению ТВС с 1,25 до 1,08.

В активной зоне реактора ВК-50 используются «двухэтажные» органы СУЗ, которые состоят из нижней топливной (обычная ТВС) и верхней поглощающей (тип «нейтронная ловушка»). Эта конструктивная особенность значительно влияет на нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики активной зоны. В начале кампании, когда органы СУЗ находятся в промежуточном положении, из-за большой их эффективности сильно искривляется аксиальное энерговыделение в активной зоне. Поэтому для снижения локальных тепловых нагрузок желательно работать на мощности, когда органы СУЗ находятся ближе к своему верхнему положению.

В реакторе ВК-50 борная кислота вводится только на период останова и пуска в режиме без кипения теплоносителя. Так как в режиме с генерацией пара в теплоносителе борный раствор отсутствует, то компенсация реактивности на выгорание осуществляется только органами СУЗ. Ситуация усугубляется тем, что в корпусных кипящих реакторах, в отличие от реакторов с водой под давлением, из-за наличия высокого отрицательного парового эффекта реактивности (5–40 %АК/К) мощностной эффект значительно выше. Поэтому, из-за желания добиться сравнимых с ВВЭР энерговыработок, приходится создавать высокие запасы реактивности, что приводит к увеличению эффективности органов СУЗ. Как результат – низкое их положение в начале кампании и, в свою очередь, повышенный аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения приводят к высоким локальным тепловым нагрузкам. Таким образом, кроме выбора параметров уран-водной решетки необходим выбор положения органов СУЗ в течение кампании или введение компенсирующих мер для снижения запаса реактивности в начале кампании.

Тепловыделяющие сборки ВК-50 первой топливной загрузки имели 126 ТВЭЛов диаметром 10,2 мм обогащением 2 % (водно-топливное отношение 2,2),

которые дистанционировались семью планочными решетками. Теплоноситель из пучка ТВЭЛов выходил через головку диаметром 110 мм. На основании расчетов был сделан вывод о возможности снижения гидравлического сопротивления ТВС. В связи с этим количество промежуточных планочных решеток было уменьшено с семи до пяти сотовых, а диаметр выходного отверстия верхней головки увеличен до 146 мм.

Улучшение гидравлических характеристик ТВС увеличило скорость циркуляции теплоносителя в активной зоне с 0,47–0,5 до 0,85–0,9 м/с, что привело к снижению паросодержания в активной зоне. А это, в свою очередь, позволило уменьшить аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения, повысить границу резонансной неустойчивости и, как следствие, увеличить выгорание топлива на 20 %. Так, на мощности 140 МВт аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения уменьшился с 2,4 до 2,1. В результате применения ТВС с улучшенными гидравлическими характеристиками в 1969 году на реакторе была достигнута тепловая мощность 195 МВт.

Дальнейшая модернизация ТВС была связана с увеличением обогащения топлива до 3 % и количества ТВЭЛов до 162 (при уменьшении диаметра ТВЭЛов до 9,1 мм), уменьшением количества дистанционирующих решеток до четырех и увеличением проходного сечения верхней головки ТВС до шестигранника с размером «под ключ» 165 мм. Также в состав ТВС были введены шесть СВП. В нижней и верхней части СВП содержание бора равно 0,015 г/см, а на высоте от 200 до 800 мм 0,065 г/см. Площадь теплопередающей поверхности в ТВС была увеличена на 20 %. Уменьшение гидравлического сопротивления ТВС и применение СВП снизило  $K_r$  до 1,7. Переход на ТВЭЛы меньшего диаметра и СВП был осуществлен без изменения водно-топливного отношения. Использование этих ТВС позволило в 1973 году форсировать мощность до 255 МВт, что продемонстрировало возможность эксплуатировать корпусные кипящие реакторы с естественной циркуляцией со средними удельными нагрузками свыше 50 МВт/м<sup>3</sup>.

С 1981 года был осуществлен перевод активной зоны на обогащение 2,4 % на базе ТВС со 162 ТВЭЛами диаметром 9,1 мм. Материальный состав и конструкция стержней с выгорающим поглотителем были оставлены без изменения. Понижение обогащения до 2,4 % связано с необходимостью формирования активной зоны только из «свежих» ТВС.

Характеристики реакторов типа ВК приведены в табл. 4.

Таблица 4

Характеристика	ВК-12	ВК-25	ВК-50	ВК-100
Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	60	125	250	500
Параметры пара:				
давление, <i>ат</i>	70	70	70	70
температура, °С	286	286	286	286
Размеры активной зоны, м:				
высота	1,00	1,40	1,60	2,00
диаметр	1,44	1,66	1,85	2,40
Загрузка топлива, <i>т</i>	4,2	7,9	13,5	22,2
Обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	3	3	3	3
Кампания, эфф. <i>сутки</i>	800	800	800	800
Средний тепловой поток, <i>Гкал/(м<sup>2</sup>·ч)</i>	0,24	0,24	0,32	0,31
Количество тепловыделяющих кассет, шт.	55	73	91	151
Количество поглотителей, шт.	13	13	19	37
Размеры корпуса реактора, м:				
высота	6,10	7,25	10,49	11,2
наружный диаметр	2,42	2,92	3,25	4,10
Среднее массовое паросодержание на выходе из активной зоны, %	5	7	10	14

Типичная схема хода теплоносителя в кипящем реакторе ВВР приведена на рис. 11. Естественная циркуляция усилена действием струйных насосов.

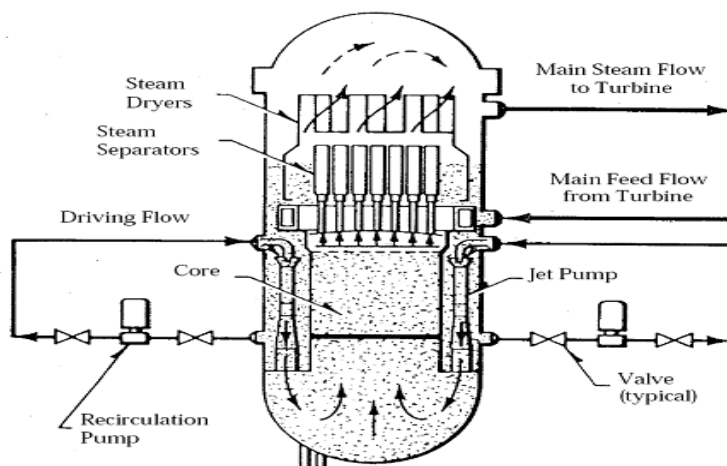


Рис. 11. Ход теплоносителя в ВВР

## ТЕМА 3. ГРАФИТОВЫЕ И ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

### 3.1. Графитовые реакторы

Развитие реакторов с графитовым замедлителем мотивировалось возможностью создания системы с топливом из природного урана при использовании легкодоступного и недорогого теплоносителя. Первым реактором с графитовым замедлителем и ядерным топливом из металлического природного урана была критическая сборка, охлаждаемая воздухом при естественной его циркуляции.

Графит имеет высокую замедляющую способность  $\xi\Sigma_s = 0,0626$ , низкое сечение поглощения тепловых нейтронов  $\Sigma_a = 3,87 \cdot 10^{-4} \text{ см}^{-1}$  и коэффициент замедления, равный  $\xi\Sigma_s/\Sigma_a = 162$ . Большая длина диффузии нейтронов в чистом графите  $L = 56,4 \text{ см}$  приводит к значительным размерам реакторов с графитовым замедлителем, превышающим размеры реакторов с замедлителем на обычной воде ( $L = 2,69 \text{ см}$ ). Особенно это относится к реакторам с топливом из природного урана, утечка нейтронов из которых должна быть очень малой, и, чтобы обеспечить требуемый баланс нейтронов (запас реактивности), необходимо увеличить его размеры.

Тепловой к.п.д. реактора с ядерным топливом из природного урана не превышает 30% и определяется допустимой температурой топлива и оболочек ТВЭЛа. Проблемы теплоотвода и невысокая радиационная стойкость металлического урана ограничивают энергонапряженность и глубину выгорания топлива значениями 5 МВт/т и 3600 МВт·сут/т соответственно.

Канальные реакторы с графитовым замедлителем впервые были сконструированы в 1940-х годах. В качестве энергетических ядерных блоков эти реакторы использованы на первой АЭС (5 МВт (эл.), 1954 г.), Сибирской АЭС (1958 г.), Белоярской АЭС (300 МВт (эл.), 1964 г.), на мощных АЭС нового поколения с блоками РБМК 1000 (эл.) начиная с первого блока Ленинградской АЭС (1973 г.) и далее на Курской, Чернобыльской, Смоленской АЭС и др. В 1983 г. вошла в строй первая очередь Игналинской АЭС с более мощным реактором РБМК 1500 (эл.).

### 3.2. Графитовые реакторы большой мощности кипящие (РБМК)

РБМК (Реактор Большой Мощности Канальный) – двухцелевой канальный кипящий графито-водный ядерный реактор. Графит является замедлителем.

Основу активной зоны РБМК 1000 составляет графитовый цилиндр высотой 7 м и диаметром 11,8 м, сложенный из блоков. Графит пронизан

большим количеством вертикальных отверстий, которые называются технологическими каналами (ТК). В каждом канале установлена кассета, составленная из двух тепловыделяющих сборок (ТВС) – нижней и верхней. В каждую сборку входит 18 стержневых ТВЭЛов. Оболочка ТВЭЛа заполнена таблетками из двуоксида урана. Центральная часть трубы давления, расположенная в активной зоне, изготовлена из сплава циркония ( $Zr + 2,5 \% Nb$ ), обладающего высокими механическими и коррозионными свойствами, верхние и нижние части трубы давления – из нержавеющей стали. Циркониевая и стальные части трубы давления соединены сварными переходниками. Обогащение по урану 235 составляет от 1,8 % до 2,4 %.

Преобразование энергии в блоке АЭС с РБМК происходит по одноконтурной схеме. Кипящая вода из реактора пропускается через барабаны-сепараторы. Затем насыщенный пар (температура 280 °С) под давлением 65 атм поступает на два турбогенератора электрической мощностью по 500 МВт. Отработанный пар конденсируется, после чего циркуляционные насосы подают воду на вход в реактор. Схема реактора представлена на рис. 12, ТВС на рис. 13.

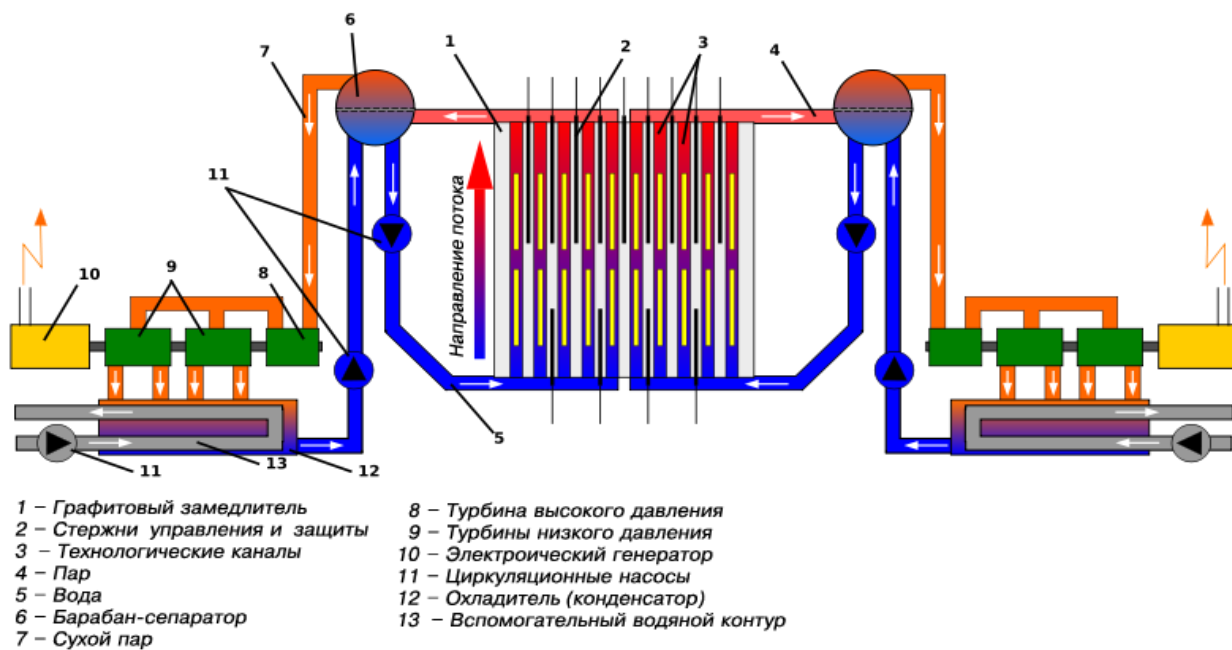


Рис. 12. Схема РБМК

Параметры РБМК 1000:

Мощность реактора,  $10^3$  МВт

тепл. 3,2/эл. 1,0

Расход теплоносителя через реактор, т/ч

37500

Паропроизводительность, т/ч

5600

Давление пара в сепараторе, кгс/см<sup>2</sup>

70

Давление в напорных коллекторах, кгс/см <sup>2</sup>	86,0
Среднее массовое паросодержание на выходе из реактора, %	14,5
Температура теплоносителя, °С:	вход 270/выход 284
Максимальная мощность канала, кВт	3000
Расход теплоносителя, в канале максимальной мощности, т/ч	29,4
Максимальное паросодержание на выходе из канала, %	20,1
Высота активной зоны, мм	7000
Диаметр активной зоны, мм	11800
Шаг технологической решетки, мм	250 × 250
Обогащение топлива, %	2,4
Средняя глубина выгорания извлекаемого топлива, МВт сут/кг	22,5
Максимальная температура графита, °С	700
Максимальная температура поверхности циркониевой трубы технологического канала, °С	325

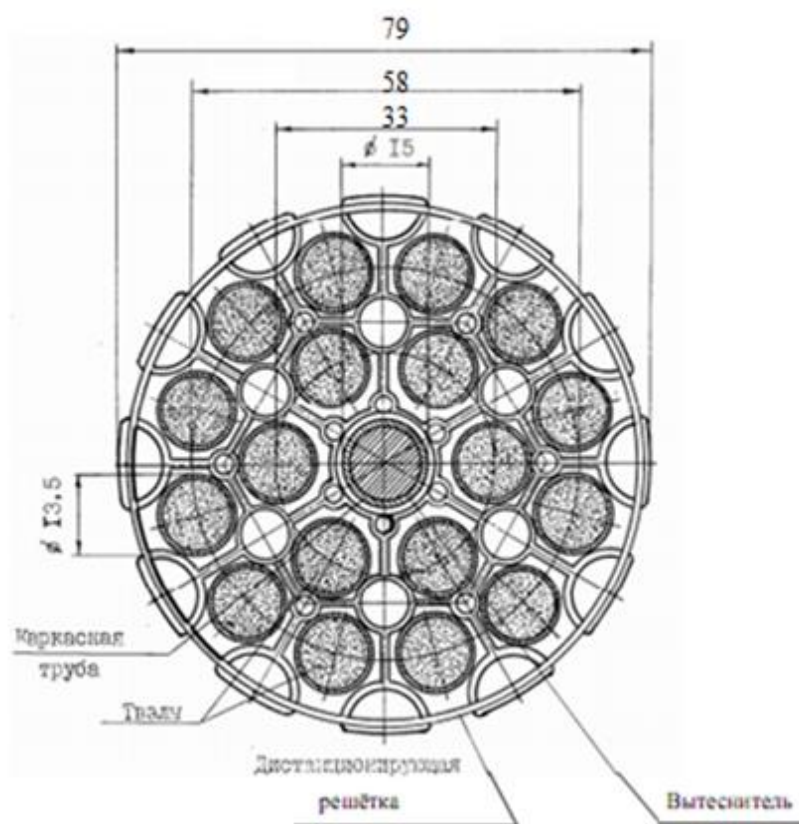


Рис. 13. ТВС РБМК

Размеры ТВС:	
- длина, мм	10014
- диаметр, мм	79
Масса ТВС, кг	185
Обогащение урана ураном-235, %	2,6; 2,8
Количество ТВЭЛОВ в ТВС, шт.	36
Среднее выгорание топлива, МВт сут/кг урана	25,8 (2,6%)/30 (2,8%)
Максимальное выгорание топлива, МВт сут/кг урана	29,6 (2,6%)/34,5 (2,8%)

### 3.3. Графитогазовые реакторы

Наибольшим коэффициентом полезного действия обладают реакторы с газовым теплоносителем. Они же считаются самыми безопасными.

В настоящее время Великобритания – единственная в мире страна до сих пор использующая энергетические реакторы с газовым охлаждением (из 27 эксплуатируемых в Великобритании реакторов на АЭС в 26 теплоносителем является углекислый газ и только в одном – вода). Реакторы подобного типа есть в Италии и Японии. В реакторе типа «МАГНОКС» топливом является природный металлический уран, помещённый в оболочку из магниевого сплава, замедлителем нейтронов является графит, а теплоносителем – углекислый газ. Продвинутый вариант магноксового реактора – более мощный AGR реактор работает на слегка обогащённом по урану-235 керамическом (оксидном) топливе, заключённом в стальную оболочку, замедлителем является графит, а теплоносителем – углекислый газ.

В качестве газовых теплоносителей и рабочих тел применяют водород, гелий, азот, воздух, углекислый газ, метан и некоторые другие газы. Основные преимущества газовых теплоносителей и рабочих тел по сравнению с жидкими веществами - более высокая термическая и радиационная стойкость, химическая (коррозионная) пассивность. Недостатки – низкие плотность, теплоемкость и теплопроводность и, следовательно, низкая интенсивность теплоотдачи; при применении газов в качестве теплоносителей необходимо высокое давление в контуре при разумных мощностях, затрачиваемых на их прокачку.

Типичным примером газового реактора является реактор с шаровой засыпкой. В реакторе с шаровой засыпкой активная зона имеет форму шара, в который засыпаны тепловыделяющие элементы, также шарообразные рис.13. Каждый элемент представляет графитовую сферу диаметром 60 мм, в которую



засыпаны и уплотнены частицы оксидного топлива с многослойной оболочкой (пирографит разной плотности, карбид кремния) диаметром менее 1 мм (микроТВЭЛы) в смеси с графитовым проршком. Через реактор прокачивается газ, например, гелий. Газ подается в активную зону под давлением и впоследствии поступает на теплообменник или турбину.

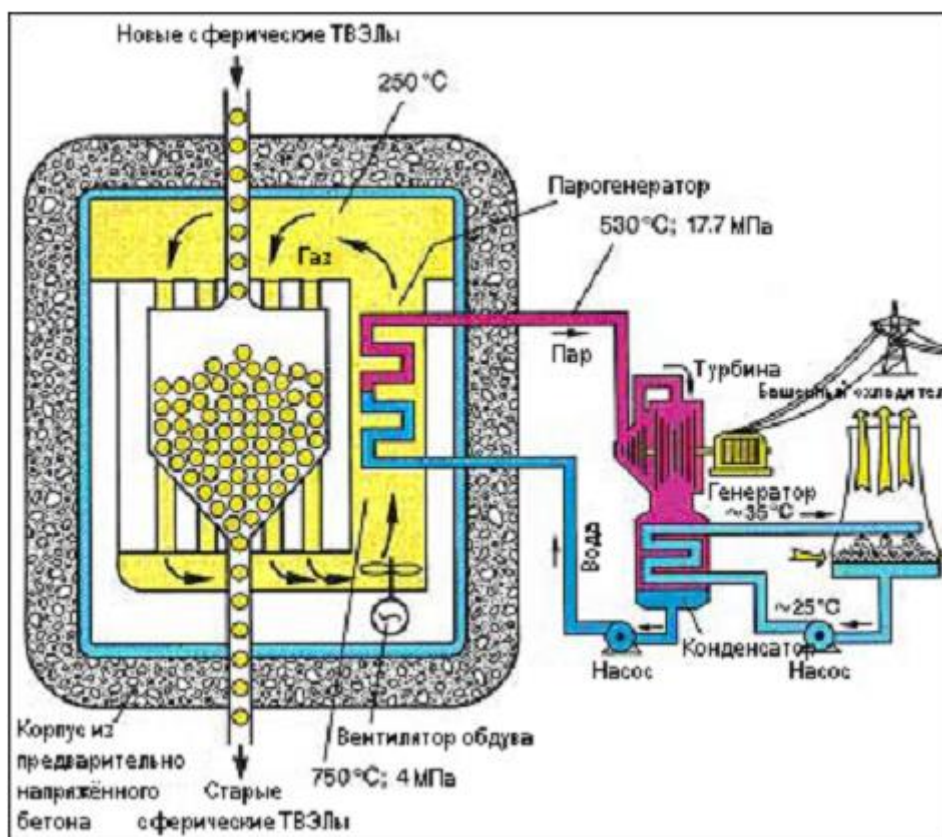


Рис.14. Схема газоохлаждаемого реактора с шаровыми ТВЭЛами

Регулирование реактора осуществляется стержнями из поглотителя, вставляемыми в активную зону. Экстренное глушение реактора осуществляется путем выстреливания в активную зону клина из поглотителя. МикроТВЭЛы способны выдерживать без разрушения нагрев до 1200 °С, кратковременно до 1600 °С, что в сочетании с низкой энергонапряженностью активной зоны и средствами обеспечения естественной конвекции дает малую вероятность выхода радиоактивных веществ в теплоноситель при авариях.

В 2005 Китай начал строительство коммерческого модульного газоохлаждаемого ядерного реактора с шаровыми ТВЭЛами (pebble bed modular gas cooled reactor – PBMR). По сравнению с реакторами обычного типа, PBMR является более компактным, экономичным и безопасным, с термодинамическим КПД цикла до 50%. Кроме того, в реакторе используется необогащенный уран, что делает PBMR более привлекательным с точки

зрения нераспространения и долговременного хранения отработавшего топлива и радиоактивных отходов.

В 1970-1990-е годы в СССР был разработан ряд проектов ВТГР различного назначения и уровня мощности: опытно-промышленный реактор ВГ-400 для комбинированной выработки технологического тепла и электроэнергии в паротурбинном цикле, реакторная установка ВГ-400ГТ с прямым газотурбинным циклом преобразования энергии, модульный реактор ВГМ для производства технологического тепла с температурой  $\sim 900^{\circ}\text{C}$  и электроэнергии.

В последнее время существенное внимание уделяется развитию сверхвысокотемпературных ВТГР. В качестве топлива может использоваться уран или плутоний, а в качестве воспроизводящего материала – торий. Замедлитель нейтронов – графит, а теплоноситель и рабочее тело гелий. Топливом являются компактированные микроТВЭЛЫ, которые закладываются в каналы шестигранных графитовых блоков. Часть каналов используют для прохода теплоносителя. Из блоков формируют активную зону. На одно ядро урана оптимально приходится от 40 до 200 ядер углерода.

Основные технологии:

- технология керамического топлива на основе микрочастиц;
- технология реакторной системы с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором и прямым газотурбинным циклом производства электроэнергии;
- технология производства водорода с использованием воды, высокотемпературного тепла и электричества.

Развитие инновационных водородных и реакторных технологий ВТГР позволит обеспечить:

- производство электроэнергии с высоким (до 50%) к.п.д., обеспечивающим низкую себестоимость кВт/ч;
- внедрение атомной энергетики в сферу промышленного теплоснабжения, потребляющего более 40% органического топлива, что является новым крупномасштабным рынком для атомной отрасли;
- замену углеводородного топлива и широкое внедрение высокотемпературных реакторных технологий в промышленности и водорода на транспорте существенно уменьшит выбросы в окружающую среду вредных веществ, включая парниковые газы;
- экономию природного газа и нефти для экспорта и как сырья для промышленности;

На основе ВТГР могут быть реализованы различные варианты энергоисточников: производства энергоносителя (водорода), электроэнергии и тепла. Техничко-экономические характеристики при коммерческой реализации технологии высокотемпературных реакторов приведены в табл. 5

Таблица 5

Характеристики	Производство водорода на основе высокотемпературного электролиза	Производство электроэнергии и тепла для отопления
Тепловая мощность, МВт	600×4=2400	600×4=2400
Срок службы, лет	60	60
Годовой отпуск продукции: - водород, млн. м <sup>3</sup> ; - электроэнергия, млн. кВт·ч; - теплоэнергия, тыс. Гкал	2400 – 2750	– 5780 7510
Себестоимость отпускаемой продукции: - водорода, цент/м <sup>3</sup> ; - электроэнергии, цент/кВт·ч; - тепловая энергия, \$/Гкал	6 – 8,2	– 1,1 5,6

Производство экологически чистого водородного топлива из воды является альтернативой уменьшающимся запасам углеводородного топлива и повышает энергетическую безопасность страны.

#### **Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением (AGR)**

Реактор относится к второму поколению британских реакторов с газовым охлаждением (рис. 15). В нем используются графитовый замедлитель и двуокись углерода в качестве теплоносителя. Топливом служат таблетки оксида урана с обогащением до 2,5-3,5 %, в трубках из нержавеющей стали. Двуокись углерода проходит через активную зону, нагреваясь до 650°C, а затем поступает в парогенератор, находящийся снаружи активной зоны, но все еще внутри стального и бетонного корпусов реактора, выдерживающих высокое давление. Стержни управления опускаются в замедлитель, а дополнительной системой глушения реактора является инжекция азота в теплоноситель.

Реактор AGR был разработан на основе реакторов первого поколения Magnox, также с графитовым замедлителем и охлаждением CO<sub>2</sub>. Несколько таких реакторов все еще работают в Великобритании. В качестве топлива в них используется природный металлический уран.

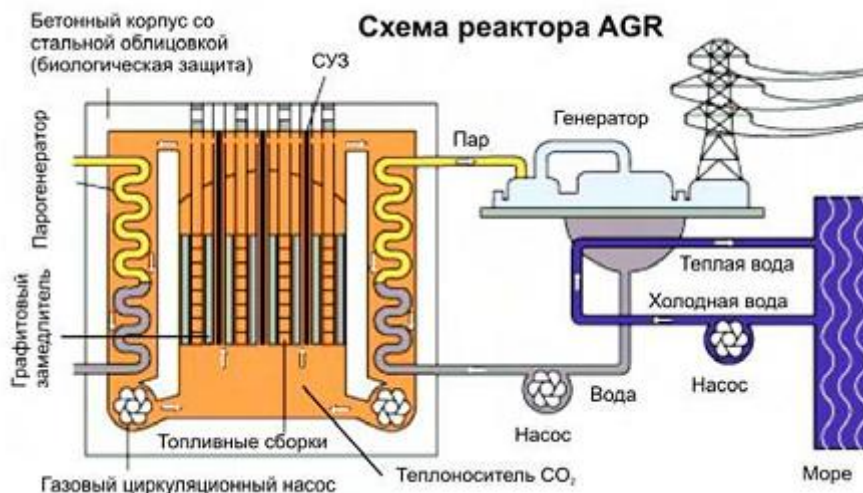


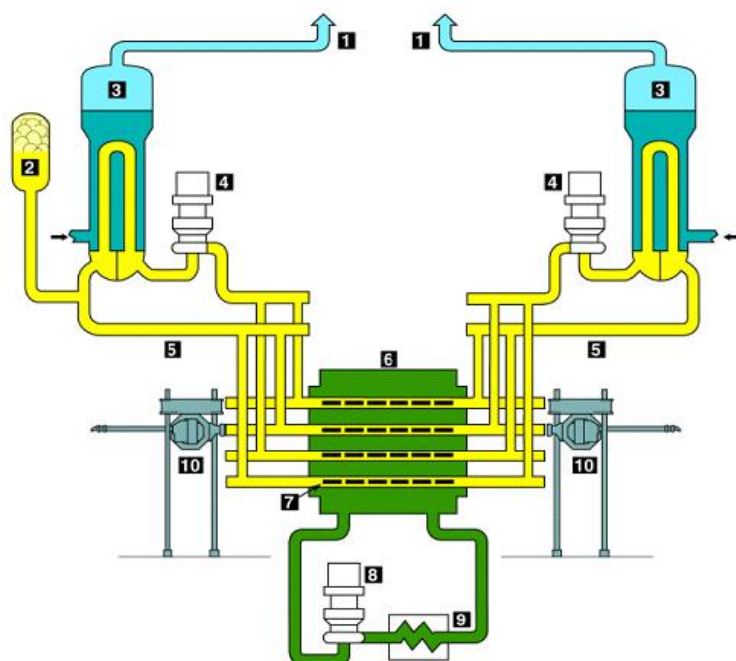
Рис. 15. Реактор с газовым охлаждением (AGR)

### 3.4. Тяжеловодные реакторы

Тяжеловодными называются любые реакторы, в которых в качестве замедлителя используется тяжелая вода. По теплофизическим свойствам тяжелая вода аналогична легкой воде, но по ядерно-физическим свойствам она является наилучшим замедлителем для ядерных реакторов, поскольку имеет чрезвычайно малое сечение поглощения тепловых нейтронов ( $0.000086 \text{ 1/см}$ ). Коэффициент замедления нейтронов для тяжелой воды равен 3300, в то время как для легкой воды он равен 61, а для графита 190.

Благодаря этому в тяжеловодных реакторах ядерное топливо расходуется значительно экономичнее, чем в реакторах других типов, так как непроизводительные потери нейтронов в реакторах с тяжелой водой существенно меньше. Это позволяет использовать природный уран при достаточно высоких удельных нагрузках. В то же время замедляющая способность тяжелой воды значительно меньшая, чем легкой. Это приводит к большему шагу размещения топлива и большим при одинаковой мощности размерам активной зоны. По сравнению же с графитом замедляющая способность тяжелой воды выше и размеры активной зоны меньше.

Конструкции тяжеловодных реакторов могут быть различными с применением разных теплоносителей: обычной и тяжелой воды с кипением и без кипения, а также органических жидкостей. По конструктивному исполнению реакторы могут быть и корпусными, и канальными. Основным типом реактора с тяжеловодным замедлителем – канальный. Схема канального реактора CANDU приведена на рис. 16, рабочего канала на рис. 17.



1 – пар на турбину, 2 – компенсатор давления, 3 – парогенератор,  
 4 – ГЦН, 5 – ГЦТ, 6 – каландер, 7 – рабочий канал с ТВС, 8 – насос системы охлаждения  
 замедлителя, 9 – теплообменник системы охлаждения  
 замедлителя, 10 – перегрузочная машина

Рис. 16. Реактор CANDU

В канальных тяжеловодных реакторах в качестве теплоносителя используется тяжелая вода без кипения или обычная кипящая вода. Несмотря на то, что в последнем случае существенно уменьшается потребность в тяжелой воде и, следовательно, снижаются затраты на ее производство, большее распространение получили реакторы с тяжеловодным теплоносителем. Это объясняется лучшими топливными характеристиками таких реакторов и большим опытом их разработки и эксплуатации.

Характерный элемент конструкции большинства разновидностей тяжеловодных реакторов – герметичный каландр-бак, содержащий тяжелую воду. Каландр представляет собой вертикальный или горизонтальный цилиндрический бак с плоскими днищами по торцам. В днища вварены трубы, в которые установлены каналы для теплоносителя и ТВС. Между трубой каландра и установленным в ней каналом образуется зазор, заполняемый газом. Этот газ служит теплоизолирующим слоем для снижения перетоков тепла от теплоносителя к замедлителю; кроме того, он используется для контроля герметичности труб каландра и каналов с теплоносителем.



*CANDU fuel channel*

Рис. 17. Рабочий канал CANDU

Перегрузка топлива в тяжеловодных реакторах канального типа может осуществляться на мощности без остановки реактора с помощью перегрузочной машины. В реакторах с горизонтальным расположением каналов используют две машины, расположенные с обеих сторон реактора, которые могут работать одновременно: с одного конца перегружаемого канала одной машиной извлекается отработавшая ТВС, а с другого конца второй машиной загружается новая.

В установках с тяжеловодными реакторами принимаются особые меры по предотвращению потерь тяжелой воды. Важно также предотвратить смешивание с легкой водой, поскольку даже малая ее примесь существенно ухудшает нейтронно-физические характеристики тяжелой воды. Тяжелая вода, используемая в качестве замедлителя в канальных реакторах, находится при низких температуре и давлении. При низком давлении легче обеспечить высокую герметичность оборудования и трубопроводов с тяжелой водой, которая требуется для снижения потерь тяжелой воды. Это необходимо, так как вследствие высокой стоимости тяжелой воды ее большие потери значительно увеличивали бы непроизводительные затраты и приводили бы к существенному росту себестоимости вырабатываемой энергии. Стремление свести утечки тяжелой воды к минимуму объясняются еще и тем, что в ней при работе реактора образуется радиоактивный тритий.

## ТЕМА 4. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ЖИДКОТОПЛИВНЫЕ РЕАКТОРЫ

### 4.1. Быстрый натриевый реактор

Реакторы на быстрых нейтронах потенциально позволяют решить проблемы:

экологические, связанные с накоплением отработавшего ядерного топлива и долгоживущих радиоактивных отходов;

топливные, за счет деления тяжелых пороговых ядер (уран-238) запасы которых в промышленности и природе велики.

В активную зону и отражатель реактора на быстрых нейтронах входят в основном тяжёлые материалы. Концентрацию замедлителя в активной зоне стремятся уменьшить до минимума, так как лёгкие ядра смягчают энергетический спектр нейтронов. Прежде чем поглотиться, нейтроны деления успевают замедлиться в результате неупругих столкновений с тяжёлыми ядрами до энергий 0,1–0,4 МэВ. Коэффициент размножения на быстрых нейтронах составляет 1,12–1,16 (1,04 у ВВЭР). Важную составляющую дают поглощения нейтронов с образованием новых топливных ядер, которые впоследствии участвуют в цепной реакции.

Сечение деления в быстрой области энергий порядка 2 б. Поэтому для осуществления цепной реакции на быстрых нейтронах необходима высокая концентрация делящегося вещества в активной зоне – в десятки раз больше концентрации делящегося вещества в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Используют уран с обогащением 15–25%. Несмотря на это, проектирование и строительство дорогостоящих реакторов на быстрых нейтронах по балансу нейтронов выгодно, так как на каждый захват нейтрона в активной зоне такого реактора испускается до 1,5 раза больше нейтронов деления, чем в активной зоне реактора на тепловых нейтронах.

Отражатель реакторов на быстрых нейтронах можно изготавливать из тяжёлых материалов:  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ . Они возвращают в активную зону быстрые нейтроны с энергиями выше 0,1 МэВ, а более холодные нейтроны, захваченные ядрами  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , расходуются на получение делящихся ядер  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ .

Регулировать быстрый реактор труднее, чем тепловой, поскольку все ядра в быстром спектре серые. Мощность реактора регулируется сборками с подвижным поглощающим элементом – ПЭЛами со стержнями из природного урана или тория. В небольших реакторах на быстрых нейтронах более эффективен как регулятор подвижный отражатель: ходом цепной реакции управляют, изменяя утечку нейтронов. Если слой отражателя удалять из



реактора, то утечка нейтронов увеличивается, вследствие чего тормозится развитие цепного процесса, и наоборот. Наиболее эффективны подвижные слои отражателя на границе с активной зоной. Для уменьшения пустотного коэффициента реактивности активную зону конструируют с повышенной утечкой нейтронов.

Выбор конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах практически не ограничивается сечением поглощения, так как эти сечения в области быстрых энергий у всех веществ очень малы по сравнению с сечением деления. По этой же причине захват нейтронов продуктами деления мало влияет на загрузку ядерного топлива в реактор. Материал ТВЭЛов обычно нержавеющей сталь. Корпус не несет нагрузки от высоких внутренних давлений, может быть большим и собираться на площадке.

Далее рассмотрим концептуальный проект энергоблока с реактором БН 1800 разработанный на базе проекта успешно (КИУМ ~ 74%) работающего более 25 лет энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН 600, проекта строящегося энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН 800.

Передача тепла от реактора к турбоустановке блока осуществляется по трёхконтурной схеме. Трёхконтурная схема исключает попадание радиоактивности в парогенераторную часть установки и продуктов реакции натрия с водой в реактор при межконтурной течи в парогенераторе. В первом и втором контурах в качестве теплоносителя используется натрий, а в качестве рабочего тела в третьем контуре используются вода/ пар. Основные характеристики энергоблока БН 1800 приведены в табл. 6.

Таблица 6

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	4200
Электрическая мощность брутто, МВт	1800
Электрическая мощность нетто, МВт	1680
КПД нетто, %	40.0
Давление перегретого пара, МПа	14
Температура перегретого пара, °С	510
Температура питательной воды, °С	240
Проектный срок службы, лет	60

Реактор БН 1800 имеет интегральную компоновку, при которой активная зона и зона воспроизводства с системой организации теплосъема, органы управления реактивностью, промежуточный теплообменник (ПТО), главный



циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1), теплообменники системы аварийного отвода тепла, радиационная защита, внутриреакторные устройства временного хранения топлива, подвески ионизационных камер и натрия первого контура размещены внутри корпуса реактора, рис. 18. Основные характеристики реактора и активной зоны приведены в табл. 7.

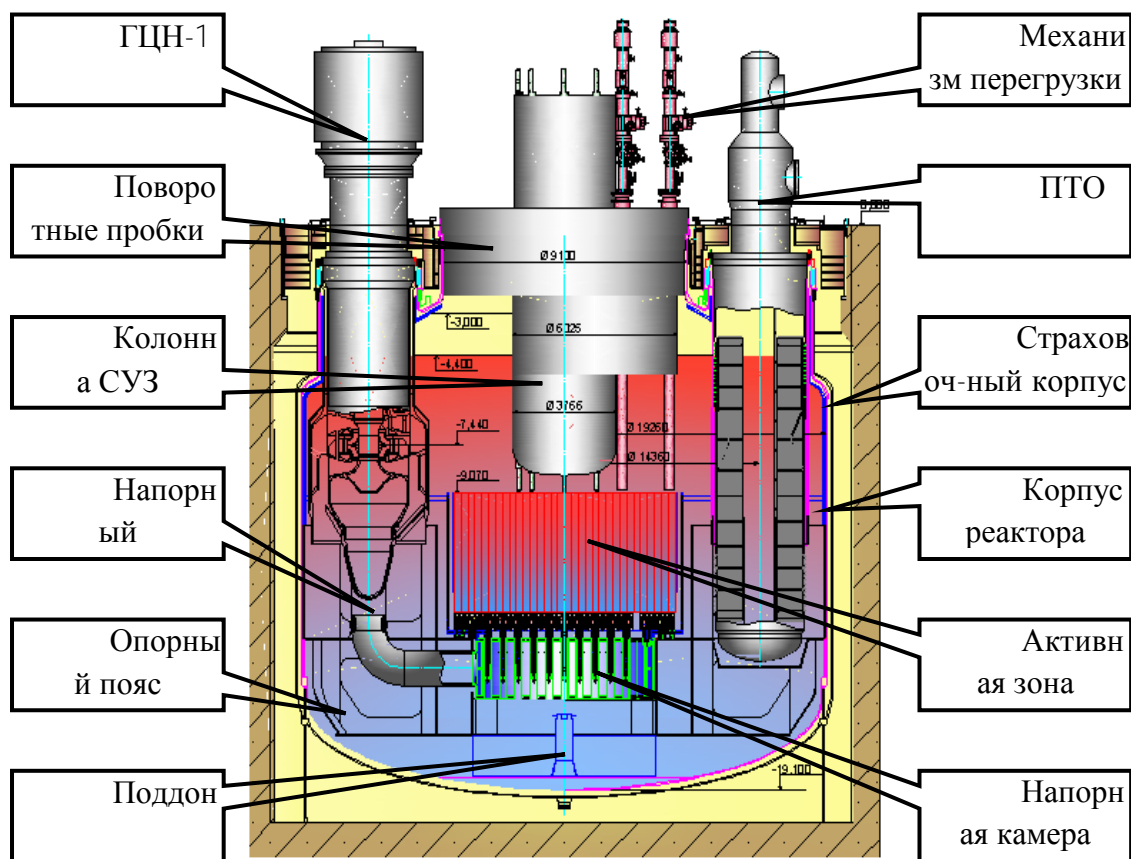


Рис. 18. Реактор БН 1800

Таблица 7

Параметр	Значение
Диаметр корпуса реактора, м	19,26
Высота корпуса реактора, м	20,31
Масса реактора в сборе без натрия, т	5 500
Загрузка МОХ-топлива, т	72,2
Загрузка плутония, т	11,5
Годовое потребление плутония, т	2,2
Коэффициент воспроизводства	1,19
Среднее выгорание топлива, МВт·сут/кг	108

На первом этапе эксплуатации реактора БН 1800 предполагается использование таблеточного МОХ топлива на основе опыта эксплуатации

активной зоны БН 800. Первоначальная загрузка активной зоны будет выполнена на основе плутония, полученного на производствах переработки отработавшего топлива тепловых реакторов. Для последующих загрузок реактора будет использоваться собственное отработавшее топливо, т.е. ядерный топливный цикл реактора БН 1800 будет замкнутым. В реакторе БН 1800 предполагается выжигать радиоактивные долгоживущие элементы с учётом опыта решения данной проблемы на реакторе БН 800. В перспективе предусматривается переход на высокоплотное нитридное топливо, при котором возможно получение более высоких характеристик воспроизводства. Сравнительные характеристики реакторов БН приведены в табл. 8.

Таблица 8

Показатель	БН 600	БН 800	БН 1800
Мощность, МВт			
тепловая	1470	2100	4200
электрическая	625	880	1800
Технико-экономические показатели (относительно БН-600)			
удельные металлозатраты по РУ	1	0.7	0.33
удельные капиталовложения по энергоблоку	1	0.9*	0.48**
* Выше, чем в ВВЭР 1000 на ~ 20%			
** Сопоставимо с ВВЭР 1500			

В проект БН 1800 предусмотрены следующие характерные особенности обеспечения безопасности:

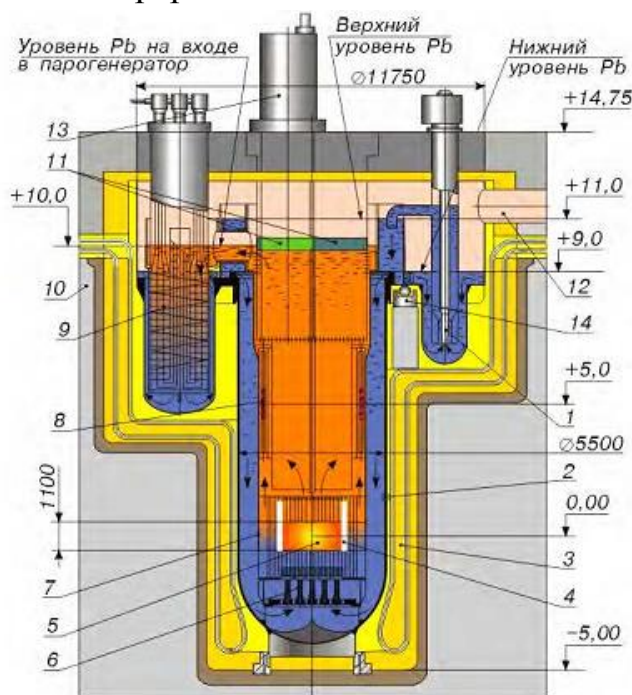
- натриевый пустотный эффект реактивности меньше  $\beta_{эфф}$  и близок к нулю, что исключает неуправляемый рост мощности в запроектных авариях;
- пассивная аварийная защита, срабатывающая при снижении расхода и/или повышении температуры натрия на выходе из активной зоны;
- система отвода остаточных тепловыделений через воздушные теплообменники, работающая на пассивном принципе и непосредственно связанная с первым контуром;
- отсутствие внешних натриевых трубопроводов первого контура, что полностью исключает аварии с течами радиоактивного натрия;
- высокоэффективная система автоматической защиты парогенератора от повреждений при межконтурной (натрий-вода) неплотности;

- локализирующее устройство для сбора, удержания и охлаждения фрагментов активной зоны в случае её расплавления в гипотетических авариях (поддон).

Радиационное воздействие АЭС с БН 1800: максимальная доза облучения населения при проектных авариях более, чем в 20 раз ниже годовой дозы от естественного фона; при запроектных авариях полностью исключается необходимость эвакуации населения, проживающего в зоне АЭС.

### Быстрый реактор с тяжелым теплоносителем

Россия вела эксперименты с несколькими конструкциями реакторов со свинцовым теплоносителем и применяла свинцово-висмутовый теплоноситель в течение 40 лет в реакторах подводных лодок класса Alfa. Изотоп  $^{208}\text{Pb}$  (54 % природного свинца) очень слабо поглощает нейтроны. Значительным новаторством является новый российский проект БРЕСТ быстрых реакторов мощностью 1200 и 300 МВт(эл.), со свинцом в качестве теплоносителя первого контура при  $540^{\circ}\text{C}$ , и надкритическими парогенераторами (рис. 19). Он обладает внутренне присущими элементами безопасности и использует мононитридное смешанное топливо UN+PuN. Реактор не производит оружейного Pu (так как отсутствует урановый бланкет), а отработанное топливо может рециклироваться постоянно, с установками для переработки на месте.



- 1 – насос; 2 – корпус; 3 – теплоизоляция; 4 – СУЗ; 5 – активная зона; 6 – опорные стояки; 7 – разделительная обечайка; 8 – хранилище ТВС; 9 – парогенератор; 10 – бетонная шахта; 11 – поворотные пробки; 12 – аварийный сброс паровой смеси; 13 – перегрузочная машина; 14 – опоры

Рис. 19. Быстрый реактор БРЕСТ 300

## 4.2. Жидкотопливные реакторы

Это большое семейство реакторов, в котором топливо может циркулировать через активную зону.

**Гомогенный реактор** – реактор, активная зона которого представляет собой гомогенную размножающую среду (однородную смесь). В таком реакторе топливо и замедлитель (возможно, и другие компоненты активной зоны) находятся либо в растворе, либо в достаточно равномерной смеси, либо пространственно разделены, но так, что разница в потоках нейтронов любых энергий в них несущественна.

В гомогенном реакторе ядерное топливо, теплоноситель и замедлитель (если они есть) тщательно перемешаны и находятся в одном физическом состоянии, т.е. активная зона полностью гомогенного реактора представляет жидкую, твердую или газообразную однородную смесь ядерного топлива, теплоносителя или замедлителя. Гомогенные реакторы могут быть как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. В таком реакторе вся активная зона может находиться внутри сферического корпуса и представляет жидкую однородную смесь горючего и замедлителя в виде раствора или жидкого сплава (например, раствор уранилсульфата в воде, раствор урана в жидком висмуте), который одновременно выполняет и функцию теплоносителя.

Гомогенное ядерное горючее может представлять собой водные растворы солей урана и плутония, расплавы солей или металлов (например, сплавы U, Pu, Th с Pb, Bi, Sn и пр.).

Гомогенное ядерное горючее одновременно является теплоносителем реактора и непрерывно циркулирует через теплообменник. Продукты деления распределены равномерно по всему объему жидкой фазы. Особым случаем гомогенного ядерного горючего является дисперсное топливо, представляющее собой, например, взвесь частиц окиси урана в расплаве солей. Ввиду малого размера частиц в таком топливе происходит обеднение дисперсной фазы продуктами деления.

Ядерная реакция деления происходит в топливном растворе, в результате температура раствора повышается. Горячий раствор из реактора поступает в теплообменник, где отдает теплоту воде второго контура, охлаждается и циркулярным насосом направляется опять в реактор. Для того чтобы ядерная реакция не произошла вне реактора, объемы трубопроводов контура, теплообменника и насоса подобраны так, чтобы объем горючего, находящегося на каждом участке контура, были намного ниже критического. Гомогенные реакторы имеют ряд преимуществ по сравнению с гетерогенными. Это несложная конструкция активной зоны и минимальные ее размеры,

возможность в процессе работы без остановки реактора непрерывно удалять продукты деления и добавлять свежее ядерное топливо, простота приготовления горючего, а также то, что управлять реактором можно, изменяя концентрацию ядерного топлива.

Однако гомогенные реакторы имеют и серьезные недостатки. Труднее достичь критичности. Гомогенная смесь, циркулирующая по контуру, испускает сильное радиоактивное излучение, что требует дополнительной защиты и усложняет управление реактором. Только часть топлива находится в реакторе и служит для выработки энергии, а другая часть – во внешних трубопроводах, теплообменниках и насосах. Циркулирующая смесь вызывает сильную коррозию и эрозию систем и устройств реактора и контура.

### **Реакторы на расплавленных солях**

В течение 1960-х годов в США разрабатывался реактор-размножитель на расплавленных солях, как резервный вариант для быстрого реактора-размножителя (с охлаждением жидким металлом), и небольшой прототип работал в Оак-Ридже. Интерес к этой концепции возобновился теперь в Японии, России, Франции, США. Концепция реактора на расплавленных солях является одной из шести базовых для реакторов четвертого поколения.

В реакторе на расплавленных солях (MSR) топливо представляет собой расплавленную смесь солей – фторидов лития и бериллия с растворенными фторидами тория и урана-233. Активная зона состоит из графитового замедлителя, через который может протекать расплав солей при температуре около 700°C и при низком давлении. Тепло отдается во вторичный солевой контур, а оттуда в пар. Продукты деления распадаются в солях и непрерывно удаляются в контуре переработки и заменяются на свежие с  $^{232}\text{Th}$  или  $^{238}\text{U}$ . Актиниды остаются в реакторе, пока не распадутся (непосредственно, или перейдя вначале в высшие актиниды).

Примером такого MSR реактора является проект FUJI мощностью 100 МВт(эл.), который будет работать в режиме, близком к размножению. Проект разрабатывается международным консорциумом Японии, России и США.

Топливный цикл MSR обладает рядом привлекательных особенностей. Это небольшая наработка оружейных делящихся материалов ( $^{242}\text{Pu}$  является доминирующим изотопом плутония); небольшое количество топлива (для французского варианта такого размножителя потребуется 50 кг тория и 50 кг  $^{238}\text{U}$  на миллиард кВт·ч); безопасность, с использованием пассивной системы расхолаживания; а также то обстоятельство, что высокоактивные отходы содержат только продукты деления, т.е. радиоактивные элементы с коротким временем жизни.

Расплавленные фтористые соли привлекательны также для теплообмена между ядерным источником тепла и любым химическим производством. Алюминиевая металлургическая промышленность имеет реальный опыт безопасного применения этих солей. Горячая расплавленная соль может также использоваться с гелием в качестве вторичного теплоносителя, непосредственно вращающего турбину генератора по циклу Брайтона.

## ТЕМА 5. ОСНОВЫ ТЕОРИИ РЕКТОРА

### 5.1. Уравнение баланса нейтронов в реакторе. Источник, поглощение и утечки нейтронов. Материальные и геометрические параметры реактора. Эффективный коэффициент размножения нейтронов. Последовательность решения уравнения реактора.

В реальной размножающейся среде, имеющей конечные размеры, неизбежна утечка нейтронов, которая не учитывалась при вводе формулы для  $K_{\infty}$ . Коэффициент размножения нейтронов для среды конечных размеров называют эффективным коэффициентом размножения  $K_{\text{эф}}$ ; при чем он по-прежнему определяется как отношение числа нейтронов данного поколения к соответствующему числу нейтронов предыдущего поколения. Если через  $P_3$  и  $P_d$  обозначить вероятности избежания утечки нейтронов в процессе замедления и диффузии соответственно, то можно записать

$$K_{\text{эф}} = K_{\infty} P_3 P_d. \quad (1)$$

Очевидно, что условием поддержания цепной реакции в среде конечных размеров будет соотношение  $K_{\text{эф}} \geq 1$ . Произведение  $P_3 P_d$  всегда меньше единицы, поэтому для осуществления самоподдерживающейся цепной реакции в системе конечных размеров необходимо, чтобы  $K_{\infty}$  был всегда больше единицы.

Утечка нейтронов из реактора зависит от его геометрических размеров. Так как рождение нейтронов происходит во всем объеме активной зоны, а утечка их только через поверхность реактора, то, очевидно, с увеличением линейных размеров реактора, относительная доля нейтронов, потерянных через поверхность, уменьшается, а вероятности избежания утечки растут.

Минимальный размер реактора, при котором можно осуществить самоподдерживающуюся цепную реакцию, называется критическим размером.

Таким образом, условие критичности реакторов запишется в виде:

$$1 = K_{\infty} P_3 P_d.$$

При соблюдении условия (1) количество образующихся нейтронов при делении урана равно количеству нейтронов, покинувших реактор, поглощенных материалами при процессах замедления и диффузии. В случае, когда  $K_{\text{эф}} > 1$ , количество нейтронов в реакторе непрерывно будет возрастать. В подкритическом реакторе  $K_{\text{эф}} < 1$ .

Уравнение баланса нейтронов (для критического реактора запишется в виде

$$D\nabla^2\Phi - \Sigma_a\Phi + S = 0, \quad (2)$$

где:

$D$  – коэффициент диффузии нейтронов,

$\Phi$  – нейтронный поток,

$S$  – количество рожденных тепловых нейтронов.

Количество тепловых нейтронов  $S$  определяется на основании следующего.

На один тепловой нейтрон, поглощенный в материалах активной зоны реактора, количество тепловых нейтронов, поглощенных ураном, будет  $\theta$ , а на одно поглощение теплового нейтрона ураном образуется  $\eta$  быстрых нейтронов. Значит количество быстрых нейтронов будет равно  $\theta\eta$ . Эти нейтроны могут произвести деление при коэффициенте размножения  $\epsilon$ , тогда окончательно число быстрых нейтронов будет равно  $\theta\eta\epsilon$ . Быстрые нейтроны в процессе замедления избегают резонансное поглощение с вероятностью  $\phi$  и утечку с коэффициентом  $P_3$ . Значит количество образовавшихся тепловых нейтронов будет равно  $\theta\eta\epsilon\phi P_3$ .

Таким образом, при общем поглощении тепловых нейтронов в единице объема материалами активной зоны, равном  $\Sigma_a\Phi$ , вновь образуются тепловые нейтроны  $\Sigma_a\Phi\theta\eta\epsilon\phi P_3$ . Окончательно количество тепловых нейтронов определится следующим образом:

$$S = \Sigma_a\Phi K_\infty P_3. \quad (3)$$

Учитывая формулу (3), уравнение баланса нейтронов (2) перепишется в виде

$$D\nabla^2\Phi - \Sigma_a\Phi + \Sigma_a\Phi K_\infty P_3 = 0 \quad (4)$$

или

$$\nabla^2\Phi + \frac{\Sigma_a}{D}(K_\infty P_3 - 1)\Phi = 0. \quad (5)$$

В уравнении (5) величину, зависящую от свойств материалов, называют материальным параметром и обозначают  $B^2$

$$(K_\infty P_3 - 1) \frac{\Sigma_a}{D} = B^2, \quad (6)$$

тогда зависимость (3) перепишется так

$$\nabla^2\Phi + B^2\Phi = 0. \quad (7)$$

Оба уравнения (6) и (7), полученные на основании уравнения баланса нейтронов для стационарного случая, соответствуют критическому реактору, в



котором эффективный коэффициент размножения равен единице ( $K_{\text{эф}} = 1$ ). Принимая во внимание, что  $\frac{\Sigma_a}{D} = \frac{1}{L^2}$ , из уравнения (5) следует

$$\frac{K_{\infty} P_3}{1 + B^2 L^2} = 1, \quad (8)$$

где  $L$  – длина диффузии.

Из уравнений (8) следует, что вероятность избежания утечки нейтронов в процессе диффузии определяется выражением  $(1 + B^2 L^2)^{-1}$ . Вероятность избежания утечки нейтронов в процессе замедления вычисляется на основании рассмотрения процесса замедления и оказывается равной

$$P_3 = e^{-B^2 \tau}, \quad (9)$$

где  $\tau$  – величина, называемая возрастом нейтронов и имеющая размерность  $\text{см}^2$ .

В общем виде, когда коэффициент размножения в реакторе отличается от единицы, уравнение (8) запишется следующим образом:

$$K_{\text{эф}} = \frac{K_{\infty} e^{-B^2 \tau}}{1 + B^2 L^2}. \quad (10)$$

Уравнение (10) является основным уравнением реактора, раскрывающим зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от состава и размеров активной зоны. Это уравнение справедливо для гомогенного и гетерогенного реакторов. Особенность гетерогенности активной зоны отражается в подходе к расчету параметров уравнения четырех сомножителей, а именно величин  $\epsilon$ ,  $\phi$  и  $\theta$ .

При стационарном процессе

$$\frac{K_{\infty}}{1 + B^2 M^2} = 1, \quad (11)$$

где  $M^2 = L^2 + \tau$  величина, называемая площадью миграции,  $\text{см}^2$ .

Решение уравнения (11) дает возможность определить величину  $B^2$ . В данном случае этот параметр является функцией размеров и геометрической формы активной зоны. В частности, для цилиндрического реактора

$$B^2 = \left(\frac{2,4}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2, \quad (12)$$

где  $R$  – радиус, а  $H$  – высота активной зоны. В данном случае величина  $B^2$  называется геометрическим параметром.

Так как оба значения  $B^2$ , полученные по уравнениям (6) и (12), соответствуют критическому реактору, то для такого состояния реактора материальный параметр должен быть равен геометрическому. На основании этого в зависимости от заданных условий уравнение (11) используется для решения двух типов задач: для определения состава активной зоны, если заданы ее размеры и геометрия, и для определения размеров реактора в случае заданного состава активной зоны.

При решении задач первого типа вычисляется значение геометрического параметра. Например, для цилиндрического реактора – по формуле (12). В этом случае состав активной зоны, например, обогащение урана изотопом  $^{235}\text{U}$ , определяется из уравнения (11) путем предварительной оценки обогащения и расчета для каждого случая величины  $K_{эф}$ .

При решении задач второго типа порядок расчета может быть принят следующим. По составу активной зоны, который характеризуется обогащением урана, видом замедлителя, конструкционными материалами и др., вычисляются значения  $K_{\infty}$ ,  $\tau$  и  $L^2$ . Величина геометрического параметра  $B^2$  для заданного значения  $K_{эф}$  находится путем графического решения уравнения (11). В этом случае предварительно задаются несколькими значениями  $B^2$  и строят график  $K_{эф} = f(B^2)$ . Определив величину  $B^2$ , находят требуемые размеры активной зоны.

Например, для цилиндрического реактора по формуле (12), приняв предварительно оптимальные ( $H = 1,85 R$ ) или требуемые соотношения между высотой и диаметром активной зоны, находят радиус или высоту реактора. Уравнение (11), равно как и приближенное уравнение (12), позволяет обнаружить зависимость критических размеров активной зоны от площади миграции  $M^2$ . Из этих уравнений следует, что с увеличением  $L^2$  и  $\tau$  материальный параметр уменьшается и, следовательно, уменьшается равный ему геометрический параметр. А это значит, что критические размеры реактора возрастают.

Данный результат физически вполне очевиден. Действительно  $\tau$  характеризует расстояние по прямой, на которое смещается нейтрон в процессе своего замедления до тепловой энергии, а  $L^2$  характеризует расстояние по прямой, пройденное тепловым нейтроном до точки захвата. Чем больше эти

расстояния, тем меньше вероятность того, что нейтрон избежит утечки в процессах замедления и диффузии, т. е. тем больше должны быть размеры реактора, при которых обеспечивается самоподдерживающаяся цепная реакция.

Например, реактор, где в качестве замедлителя используется обычная вода, при прочих равных условиях будет иметь значительно меньшие размеры, чем реактор с графитовым замедлителем, так как для воды  $L = 2,73$  см и  $\tau = 31$  см<sup>2</sup>, а для графита  $L = 54$  см и  $\tau = 364$  см<sup>2</sup>.

## **5.2. Нейтронный поток. Количество взаимодействий нейтронов с ядрами вещества активной зоны реактора. Мощность реактора, выраженная через нейтронный поток.**

Решение уравнения (7) приводит также к зависимости, характеризующей распределение нейтронного потока по объему активной зоны. Для цилиндрического реактора с высотой  $H$  радиусом  $R$  эта зависимость имеет вид

$$\Phi = \Phi_{\max} J_0 \left( \frac{2,4}{R} r \right) \cos \frac{\pi}{H} h, \quad (13)$$

где  $\Phi_{\max}$  – значение нейтронного потока в центре активной зоны;

$h, r$  – текущие координаты по высоте и радиусу активной зоны;

$J_0 \left( \frac{2,4}{R} r \right)$  – текущее значение функции Бесселя нулевого порядка первого

рода.

Максимальное значение потока тепловых нейтронов в реакторе без отражателя устанавливается в геометрическом центре активной зоны и постепенно уменьшается до нуля с приближением к ее экстраполированным границам. В цилиндрическом реакторе изменение нейтронного потока по высоте при  $r = 0$ , когда  $J_0(0) = 1$ , будет описываться зависимостью

$$\Phi(h,0) = \Phi_{\max} \cos \frac{\pi h}{H}. \quad (14)$$

Коэффициент неравномерности нейтронного потока по высоте активной зоны определяется следующим образом:

$$K_h = \frac{\Phi_{\max}}{\Phi_{\text{ср.}h}} = \frac{\Phi_{\max}}{\frac{1}{H} \int_{-\frac{H}{2}}^{+\frac{H}{2}} \Phi_{\max} \cos \frac{\pi h}{H} dh} = \frac{\pi}{2} = 1,57. \quad (15)$$

Коэффициент неравномерности нейтронного потока по радиусу цилиндрического реактора будет равен

$$K_r = \frac{\Phi_{\max}}{\Phi_{\text{ср.}r}} = \frac{\Phi_{\max}}{\frac{1}{\pi R^2} \int_0^R \Phi_{\max} J_0\left(\frac{2,4}{R} r\right) 2\pi r dr} = 2,31. \quad (16)$$

Произведение коэффициентов  $K_h$  и  $K_r$  называется коэффициентом неравномерности нейтронного потока по объему активной зоны

$$K_v = K_h K_r = 3,62. \quad (17)$$

По известным значениям коэффициентов неравномерности нейтронного потока и при заданном значении среднего нейтронного потока можно определить величину максимального нейтронного потока в реакторе

$$\Phi_{\max} = K_v \Phi_{\text{ср}}, \quad (18)$$

где  $\Phi_{\text{ср}}$  – средний нейтронный поток в реакторе, отнесенный к объему активной зоны. Средняя величина нейтронного потока может быть определена на основании следующего. Число делений урана в  $1 \text{ см}^3$  за 1 с составляет  $\Sigma_f \Phi_{\text{ср}}$ , а общее число делений во всем объеме активной зоны будет равно  $\Sigma_f \Phi_{\text{ср}} V_{\text{аз}}$ . Если мощности 1 кВт соответствует  $3,1 \cdot 10^{13}$  делений в секунду, то мощность реактора можно выразить уравнением

$$W_p = \frac{\Sigma_f \Phi_{\text{ср}} V_{\text{аз}}}{3,1 \cdot 10^{13}}, \quad (19)$$

отсюда

$$\Phi_{\text{ср}} = \frac{3,1 \cdot 10^{13} W_p}{\Sigma_f V_{\text{аз}}}. \quad (20)$$

Средние значения нейтронных потоков в энергетических реакторах находятся в пределах  $10^{12} \div 10^{14} \frac{\text{нейтр}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ .

В работающем реакторе имеет место утечка нейтронов из активной зоны. Для уменьшения этой утечки реактор окружают отражателем. Нейтроны,

попавшие в отражатель, частично рассеиваются обратно в активную зону и тем самым достигается «экономия» нейтронов.

Полученную «экономия» нейтронов за счет установки отражателя можно использовать по двум направлениям: или уменьшить размеры активной зоны, не изменяя ее состава, или, оставляя неизменными размеры, уменьшить обогащение горючего делящимся изотопом. В обоих случаях получается уменьшение общей загрузки делящегося изотопа урана. Не менее важная роль отражателя для энергетических реакторов состоит в существенном выравнивании распределения потока тепловых нейтронов в объеме активной зоны.

При утечке из реактора быстрых нейтронов благодаря замедлению их в материале отражателя нейтроны могут попасть обратно в реактор уже тепловыми. Это приводит к увеличению потока тепловых нейтронов вблизи границы активной зоны. Материал отражателя должен обладать теми же качествами, что и замедлитель, а именно: хорошими замедляющими и рассеивающими свойствами. Поэтому часто для замедлителя и отражателя применяют одно и то же вещество.

Эффективный коэффициент размножения реактора с отражателем определяется по той же формуле (10), что и для реактора без отражателя. Однако в этом случае при расчете геометрического параметра  $B^2$  фактические размеры активной зоны увеличиваются на величину эффективной добавки. Например, для цилиндрического реактора будет иметь

$$B^2 = \left( \frac{\pi}{H'} \right)^2 + \left( \frac{2,4}{R} \right)^2, \quad (21)$$

где

$$\begin{aligned} H' &= H + 2\Delta; \\ R' &= R + \Delta. \end{aligned} \quad (22)$$

При таком способе расчета реактор с отражателем как бы заменяется «голым» реактором, размеры которого превышают размеры активной зоны фактического реактора на величину эффективной добавки.

Коэффициенты неравномерности нейтронного потока активной зоны цилиндрического реактора при наличии отражателя определяются по формулам:

- по высоте реактора

$$K_h = \frac{1,57}{1 + \frac{2\Delta}{H'}}; \quad (23)$$

- по радиусу реактора

$$K_r = \frac{2,31}{1 + \frac{2\Delta}{R'}}. \quad (24)$$

При наличии отражателя, как следует из (23) и (24), коэффициенты неравномерности нейтронного потока уменьшаются, следовательно, энерговыделение по объему активной зоны будет более равномерным.

## ТЕМА 6. СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ И СРЕДСТВА ПЕРЕГРУЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

### 6.1. Регулирование мощности реактора

Коэффициент размножения нейтронов в реакторе, работающем на постоянной мощности, равен единице. В период работы реактора происходит изменение состава активной зоны, что вызывает уменьшение коэффициента размножения нейтронов. Для поддержания требуемого значения  $K_{эф} = 1$  за весь период работы реактора необходимо на начало кампании иметь избыточный коэффициент размножения  $\Delta K = K_{эф} - 1$ . Значение  $\Delta K$  должно быть таким, при котором будут обеспечены условия осуществления самоподдерживающейся реакции деления урана и регулирования мощности за весь расчетный период работы реактора.

Состояние реактора характеризуется реактивностью  $\rho$ , которая определяется как отношение избыточного коэффициента размножения к эффективному коэффициенту размножения, т. е.:

$$\rho = \frac{K_{эф} - 1}{K_{эф}} \quad (25)$$

Нулевая реактивность соответствует критическому состоянию, положительная – надкритическому и отрицательная – подкритическому.

Изменение реактивности происходит на основании следующих эффектов: выгорание горючего (урана), образования осколков деления (шлаков), воспроизводства горючего (образование нового делящегося изотопа  $^{239}\text{Pu}$ ), изменения температуры активной зоны и др. Среди осколков деления присутствуют вещества, сильно поглощающие нейтроны, такие как  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , их влияние на реактивность обычно учитывается особо от других шлаков.

Таким образом, необходимый или имеющийся запас реактивности можно представить следующим образом:

$$\rho_{зап} = \rho_{выг} + \rho_{шл} - \rho_{Pu} \pm \rho_{Sm} \pm \rho_{Xe} \pm \rho_T + \rho_{ман} \quad (26)$$

где  $\rho_{выг}$ ,  $\rho_{шл}$ ,  $\rho_{Sm}$  – запасы реактивности, обеспечивающие компенсацию выгорания горючего, образование шлаков и  $^{149}\text{Sm}$ , соответственно;

$\rho_{Pu}$  – увеличение реактивности, происходящее за счет образование нового делящегося изотопа  $\text{Pu}$ ;

$\rho_{Xe}$  – изменение реактивности, вызываемое изменением концентрации ядер  $^{135}\text{Xe}$ ;

$\rho_T$  – изменение реактивности, происходящее в результате изменения температуры активной зоны;

$\rho_{\text{ман}}$  – запас реактивности, принимаемый для маневрирования мощностью реактора в конце кампании.

Ввиду того, что у работающего реактора на заданной мощности реактивность равна нулю, то имеющийся запас реактивности  $\rho_{\text{зап}}$  должен быть компенсирован. Компенсация имеющегося запаса реактивности осуществляется поглощающими стержнями, которые называют компенсирующими стержнями (КС). По мере выработки кампании запас реактивности уменьшается, а следовательно, компенсирующие стержни будут перемещаться вверх. Вывод этих стержней в верхнее положение будет свидетельствовать о выработке реактором всего запаса реактивности. Для дальнейшего использования реактора необходимо сделать перегрузку активной зоны новыми рабочими каналами.

В систему управления и защиты реактора (СУЗ) входят стержни автоматического регулирования мощностью реактора (автоматический регулятор – АР) и ручной регулятор (РР), которые воздействуют на реактивность и тем самым управляют мощностью (интенсивностью цепной реакции).

Принципиальной особенностью управления мощностью реактора является то, что при увеличении мощности реактора, вводимая положительная реактивность должна быть небольшой величиной, а именно меньше доли запаздывающих нейтронов. Поэтому компенсирующие органы используются также для автоматического или дистанционного подавления реактивности в случаях, когда эффективность регуляторов для этой цели недостаточна.

Устройство СУЗ, предназначенное для быстрого автоматического и ручного дистанционного гашения цепной реакции, называют аварийной защитой (АЗ). Систему датчиков и приборов для контроля технологических параметров реакторной установки АЭС (температуры, давления, расхода теплоносителя и т. д.) называют контрольно-измерительными приборами (КИП).

## 6.2. Кинетика реактора

Кинетикой реактора называют изменение нейтронного потока (мощности) реактора во времени. Нейтронный поток и мощность реактора связаны между собой уравнением

$$W_p = \frac{\sum_f \cdot \Phi_{\text{ср}} \cdot V_r}{3,1 \cdot 10^{13}}, \quad (27)$$

где  $V_r$  – объем горючего в активной зоне реактора,  $\text{см}^3$ ;

$3,1 \cdot 10^{13}$  дел/с·кВт – количество актов делений урана, при котором выделяется мощность 1 кВт.



Изменение нейтронного потока  $\Phi_{\text{ср}}$  вызывает изменение мощности реактора, а, следовательно, зависимости, полученные для изменения мощности реактора. Характер зависимости изменения нейтронного потока от времени установим первоначально для случая, если бы все нейтроны были мгновенными, т. е. образованными непосредственно при акте деления урана.

Время жизни одного поколения нейтронов  $l$  для этого случая определяется временем самой реакции деления  $l_p = 10^{-14}$  с, временем замедления  $l_z \cong 10^{-14}$  с и временем диффузии  $l_d \cong 10^{-3}$  с. Таким образом, величина  $l$  в основном определяется временем диффузии и составляет  $l \cong 0,001$  с. Пусть реактору в определенный момент времени сообщена избыточная реактивность  $\Delta K$ , а перед возмущением плотность нейтронов составляла  $n \left[ \frac{\text{нейтр}}{\text{см}^3} \right]$ . Следовательно, скорость изменения плотности нейтронов составит

$$\frac{dn}{dt} = \frac{nK_{\text{эф}} - n}{l} = \frac{\Delta K \cdot n}{l}.$$

Разделив переменные и проинтегрировав, получим:

$$n = n_0 e^{\frac{\Delta K}{l} t}.$$

Для моноэнергетических нейтронов  $n = \frac{\Phi}{v}$  и  $n_0 = \frac{\Phi_0}{v}$ , тогда

$$\Phi = \Phi_0 e^{\frac{\Delta K}{l} t}. \quad (28)$$

При  $\Delta K=0$  поток нейтронов  $\Phi = \Phi_0$  и не изменяется во времени. В уравнении (32) не фигурирует абсолютное значение  $\Phi_0$ , а это значит, что реактор может быть критическим при любом значении потока нейтронов (или на любом уровне мощности). При  $\Delta K > 0$  поток возрастает, и наконец, при  $\Delta K < 0$  поток уменьшается.

Пусть  $\Delta K = 0,005$ , а  $t = 1$  с, тогда  $\frac{\Phi}{\Phi_0} = e^5 \cong 150$ . Таким образом, за 1 с нейтронный поток, а следовательно, и мощность реактора увеличились бы в 150 раз. При такой скорости изменения мощности реактор не может быть управляемым.

Периодом реактора  $T$  называется время, в течение которого нейтронный поток изменяется в  $e$  раз.

Из уравнения (28) следует, что  $\frac{\Phi}{\Phi_0} = e$ , когда  $\frac{\Delta K}{l} T = 1$ , значит



Среди продуктов распада находится до 20 изотопов, которые излучают запаздывающие нейтроны. Однако обычно выделяют шесть групп запаздывающих нейтронов.

Среднее время жизни одного поколения нейтронов в реакторе равно сумме времени жизни запаздывающих и мгновенных нейтронов

$$\bar{l} = \sum \beta_i t_i + (1 - \beta) l. \quad (33)$$

Ввиду малости величины  $l$  (около 0,001 с) время жизни одного поколения с учетом запаздывающих нейтронов будет равно

$$\bar{l} = 0,083 + 0,001 \cong 0,1 \text{ с}. \quad (34)$$

Таким образом, период реактора в приведенном выше примере ( $\Delta K = 0,005$ ) с учетом запаздывающих нейтронов принимает существенно большее значение, а именно:

$$T = \frac{\bar{l}}{\Delta K} = \frac{0,1}{0,005} = 20 \text{ с}. \quad (35)$$

Средняя энергия, при которой генерируются запаздывающие нейтроны, составляет около 0,5 МэВ, тогда как мгновенные нейтроны рождаются с энергией в среднем 2 МэВ. Это увеличивает ценность запаздывающих нейтронов в тепловых реакторах и приводит к повышению эффективного процентного содержания их.

При делении на быстрых нейтронах возникает приблизительно такая же доля запаздывающих нейтронов, как и при делении на тепловых нейтронах. В быстрых реакторах нейтроны не замедляются. Однако это не оказывает заметного влияния на значение среднего времени жизни  $\bar{l}$ , так как оно в основном определяется средним временем запаздывания. Вследствие того среднее время жизни одного поколения нейтронов  $\bar{l}$  и период реактора  $T$  (при одинаковом значении избыточной реактивности) в реакторах на быстрых нейтронах такого же порядка, как и в реакторах на тепловых нейтронах.

Если в качестве топлива применяется  $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$ , задача управления реактором становится сложнее, чем в случае, когда топливом является  $^{235}\text{U}$ . Это объясняется тем, что относительная доля запаздывающих нейтронов  $^{239}\text{Pu}$  равна 0,0021, а  $^{233}\text{U}$  – 0,0026 вместо 0,0064 для  $^{235}\text{U}$ . Поэтому при прочих равных условиях среднее время жизни поколения нейтронов  $\bar{l}$  в случае, когда применяются  $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$ , оказывается меньше, что обуславливает и меньшее значение периода реактора.

### 6.3. Влияние температуры на работу реактора

Температура активной зоны изменяется при пусках и остановках реактора, а также при переходных режимах работающего реактора. Изменение температуры оказывает влияние на величину коэффициента размножения нейтронов (реактивность). Знание зависимости реактивности от температуры важно в связи с устойчивостью работы реактора на заданной мощности и при расчетах имеющегося запаса реактивности.

Влияние температуры на реактивность оценивают температурным коэффициентом и температурным эффектом. Температурным коэффициентом реактивности называют изменение реактивности (коэффициента размножения нейтронов) при изменении температуры на один градус, а температурным эффектом реактивности – изменение реактивности в рассматриваемом интервале изменения температуры.

Согласно определению температурный коэффициент реактивности  $\alpha_T$  может быть выражен следующим образом:

$$\alpha_T = \frac{1}{K_{эф}} \cdot \frac{dK_{эф}}{dt}. \quad (36)$$

Для дальнейшего анализа воспользуемся выражением эффективного коэффициента размножения для больших реакторов

$$K_{эф} = \frac{K_{\infty}}{1 + B^2 M^2} = \frac{\theta \eta \epsilon \phi}{1 + B^2 M^2}, \quad (37)$$

где  $M^2 = L^2 + \tau$  – площадь миграции.

Для реактора близкого к критическому на основании (34) и (35) можно получить:

$$\alpha_T = \frac{1}{\eta} \cdot \frac{d\eta}{dt} + \frac{1}{\epsilon} \cdot \frac{d\epsilon}{dt} + \frac{1}{\phi} \cdot \frac{d\phi}{dt} + \frac{1}{\theta} \cdot \frac{d\theta}{dt} - \frac{B^2}{K_{\infty}} \cdot \frac{dM^2}{dt} + \frac{M^2}{K_{\infty}} \cdot \frac{dB^2}{dt}. \quad (38)$$

Как следует из (38), температурный коэффициент зависит от влияния температуры на величины, входящие в уравнение для  $K_{эф}$ . Известно, что величины  $\eta$ ,  $\epsilon$ ,  $\phi$ ,  $\theta$  и  $M^2$  зависят от микроскопических сечений материалов активной зоны, а геометрический параметр  $B^2$  от формы и размеров реактора.

Таким образом, влияние температуры на реактивность проявляется через микроскопические сечения веществ  $\sigma_i$  и количество ядер рассматриваемого изотопа в единице объема  $N_i$ , ( $\Sigma_i = \sigma_i N_i$ ), а также через изменение объема активной

зоны (и отражателя). В соответствии с этим различают: ядерный температурный коэффициент, который отражает влияние температуры на микроскопические эффективные сечения; плотностной температурный коэффициент реактивности, отражающий влияние температуры на реактивность через количество ядер вещества в единице объема, и объемный, отражающий влияние на реактивность изменения объема активной зоны от температуры.

#### 6.4. Активная зона в процессе эксплуатации

##### Выгорание и воспроизводство горючего

Изотопный состав ядерного горючего во время кампании реактора непрерывно изменяется. В соответствии с этим изменяется и полный запас реактивности, который к концу кампании достигает нулевого значения.

Во время работы реактора за счет деления ядер горючего  $^{235}\text{U}$  происходит непрерывная убыль делящегося вещества. Этот процесс называется выгоранием, в результате которого общий запас реактивности уменьшается.

Наряду с выгоранием ядер  $^{235}\text{U}$  в реакторе за счет захвата нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$  образуется смесь изотопов плутония  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ , причем  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  являются изотопами, делящимися под действием тепловых нейтронов. В реакторе, содержащем  $^{232}\text{Th}$ , образуется делящийся под действием тепловых нейтронов изотоп  $^{233}\text{U}$ . Процесс образования новых делящихся изотопов называется воспроизводством ядерного топлива.

Деление ядер топлива сопровождается появлением в активной зоне осколков, а также продуктов их радиационного распада, которые участвуют в произвольном захвате нейтронов. Поглощение нейтронов стабильными или долгоживущими радиоактивными изотопами принято называть шлакованием, а поглощение нейтронов короткоживущими радиоактивными изотопами — отравлением.

Вследствие накопления в активной зоне шлаков всех видов уменьшается доля нейтронов, поглощаемых в топливе, а, следовательно, снижается коэффициент размножения и запас реактивности.

Изменение изотопного состава ядерного топлива происходит и после выключения реактора в результате радиоактивного распада продуктов деления.

Большинство из рассмотренных факторов приводит к постепенному уменьшению  $K_{эф}$ . Поэтому загрузка топлива на начало кампании реактора должна превышать величину критической массы, и это превышение определяет продолжительность кампании (полную энерговыработку) реактора.

Изменение реактивности, обусловленное изменением изотопного состава топлива, происходит медленно и при работе реактора компенсируется стержнями грубой регулировки – компенсирующими стержнями или поглотителями.

Так как количество делящегося вещества со временем непрерывно изменяется, то для поддержания постоянства мощности необходимо изменять уровень нейтронного потока. При одной и той же мощности нейтронный поток в конце кампании будет больше, чем в начале.

При выводе зависимостей, характеризующих выгорание топлива, допускалось также, что нейтронный поток принят средним по объему активной зоны.

Однако в общем случае нейтронный поток является функцией координат, поэтому выгорание топлива идет неравномерно по объему активной зоны. Кроме того, в процессе работы реактора поток нейтронов искажается в результате перемещения регулирующих органов и компенсирующих стержней. Это приводит к тому, что решение системы уравнений по выгоранию топлива практически невозможно, поэтому прибегают к упрощениям.

Глубину выгорания ядерного топлива иногда выражают в процентах по отношению к загруженному делящемуся изотопу, т. е.

$$\alpha_d = \frac{\Delta N}{N_{5^0}} \cdot 100\%, \quad (39)$$

где  $\Delta N$  – число ядер выгоревшего изотопа в  $1 \text{ см}^3$  за время работы реактора;  $N_{5^0}$  – начальная концентрация ядер делящегося изотопа в  $1 \text{ см}^3$ .

Значение величины  $\alpha_d$  для энергетических реакторов бывает в пределах 10 – 30 %. Теоретическое максимальное значение выгорания  $^{235}\text{U}$  в реакторах составляет 50 %.

Ядерное топливо практически всегда в себе содержит воспроизводящий материал, а в топливе накапливается новый делящийся изотоп, который по мере работы реактора тоже выгорает. Поэтому глубину выгорания ядерного топлива чаще определяют по отношению ко всем изотопам, находящимся в активной зоне

$$a = \frac{\sum \Delta N_i}{N} \cdot 100, \%, \quad (40)$$

где  $N$  – число всех атомов в ядерном топливе;

$\Delta N_i$  – число выгоревших атомов  $i$  – го изотопа.

Например, если в качестве исходного ядерного топлива используется металлический уран, то  $N$  соответствует числу ядер  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в  $1 \text{ см}^3$  свежего топлива, а  $\sum \Delta N_i = \Delta N_5 + \Delta N_8$ . Для одного и того же реактора значения  $\alpha$  меньше  $\alpha_d$ .

Глубина выгорания, рассчитанная по весу всего загруженного топлива в зависимости от вида топлива, колеблется в весьма широких пределах: для реакторов на тепловых нейтронах  $\approx (0,5 - 5) \%$ ; на быстрых  $\approx (0,5 - 10) \%$ .

Для получения энергии 1 МВт·сут необходимо осуществить  $3,1 \cdot 10^{13} \cdot 10^3 \cdot 3600 \cdot 24 = 2,68 \cdot 10^{21}$  деления. В 1 г урана содержится  $2,6 \cdot 10^{21}$  ядер, следовательно, 1 МВт·сут будет израсходовано 1,05 г делящегося изотопа урана.

Количество разделившегося горючего за время  $t$  (сутки) работы на мощности  $N_p$  (МВт), т. е. при энерговыработке  $Q_k - N_p t$  (МВт·сут), будет равно

$$m_d = 1,05 N_p t = 1,05 Q_k. \quad (41)$$

Кроме деления ядра  $^{235}\text{U}$  при захвате теплового нейтрона (с вероятностью 590 б) претерпевают и радиационный захват (с вероятностью 100 б), тогда общее количество выгоревшего изотопа  $^{235}\text{U}$  составит:

$$m_{\text{выг}} = 1,05 \left( 1 + \frac{100}{590} \right) Q_k = 1,23 Q_k. \quad (42)$$

Если время  $t$  работы реактора выразить в часах, то выгорание урана составит:

$$m_U = \frac{1,23}{24} N_p t = 0,051 Q_k. \quad (43)$$

В реакторах на природном или обогащенном уране наряду с выгоранием ядер делящегося вещества  $^{235}\text{U}$  в результате захвата нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$  образуются делящиеся изотопы плутония  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Ниже приводится цепочка образования этих изотопов (рис. 20):

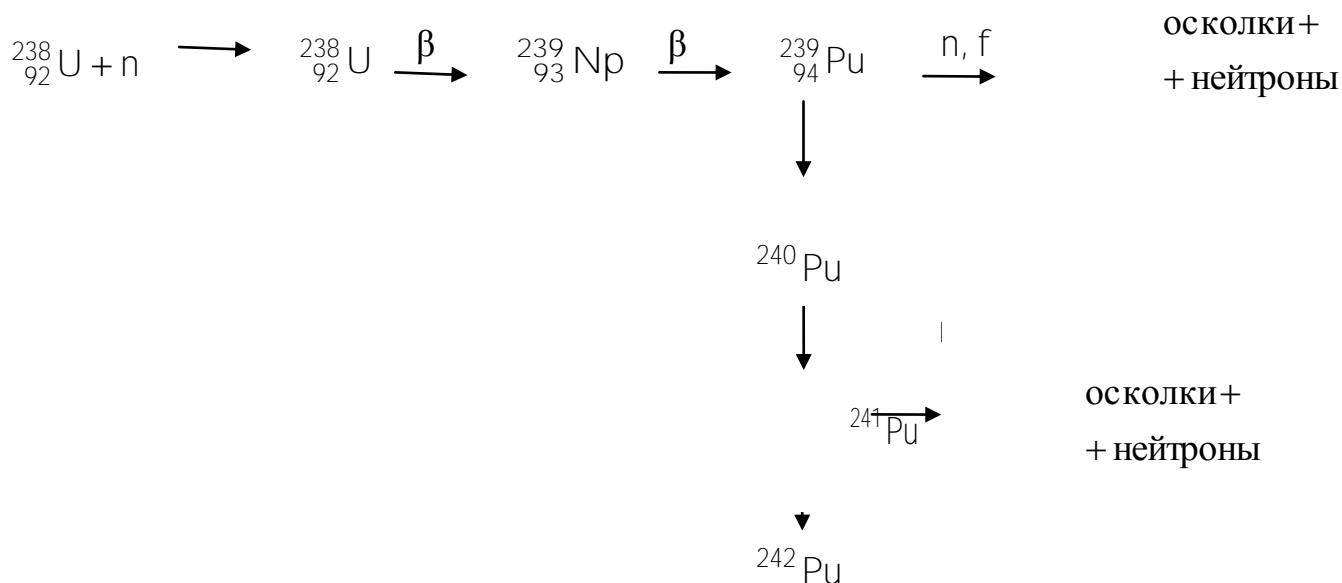


Рис. 20. Схема образования изотопов из  $^{238}\text{U}$

Возбужденное ядро  $^{239}\text{U}$ , образовавшееся в результате захвата нейтрона ядром  $^{238}\text{U}$ , после двойного  $\beta$  – распада (превращения нейтрона в протон и испускания электрона) переходит в ядро  $^{239}\text{Pu}$ . В свою очередь ядро  $^{239}\text{Pu}$  при захвате теплового нейтрона может или разделиться (реакция  $n, \gamma$ ) или осуществить радиационный захват без деления (реакция  $n, \gamma$ ). Плутоний – 240 не делится при захвате теплового нейтрона, а переходит в плутоний – 241. Последний, как и  $^{239}\text{Pu}$ , делится при захвате теплового нейтрона или осуществляет радиационный захват. Следствие того, что  $^{242}\text{Pu}$  имеет сравнительно малое сечение поглощения (около 20 б), последующие изотопы плутония образуются в незначительных количествах.

Процесс воспроизводства ядерного топлива происходит также в реакторах, содержащий торий – 232. Схема этого процесса такова (рис. 21):

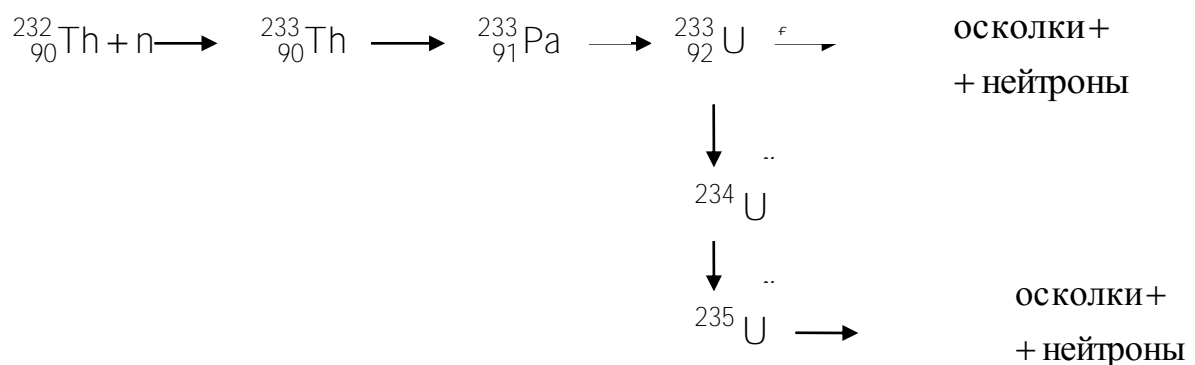


Рис. 21. Схема образования изотопов из  $^{232}\text{Th}$

### Шлакование активной зоны

Продукты деления урана и плутония называют шлаками (осколками деления). Осколки деления с большими сечениями захвата нейтронов  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  относят в отдельные группы, а их влияние на реактивность рассматривается особо от других шлаков.

Поглощение нейтронов в шлаках при объединении их в одну группу в некоторых случаях рассчитывают, тогда суммарная концентрация шлаков  $N_{\text{шл}}$  будет определяться количеством выгоревшего ядерного топлива. На выделение энергии, равной 1 МВт·сут, расходуется 1,05 г  $^{235}\text{U}$ . Известно также, что для  $^{235}\text{U}$  отношение сечения деления к сечению захвата нейтронов  $\sigma_{f5} / \sigma_{a5} = 0,85$ . Тогда



количество шлаков в реакторе  $G_{\text{шл}}$  за время работы  $t$  на мощности  $N_p$  с учетом образования  $^{236}\text{U}$  окажется равным

$$G_{\text{шл}} = 1,31N_p t, \quad (48)$$

где  $N_p$  (МВт);  $t$  (сут);  $G_{\text{шл}}$  (г).

Концентрация шлаков в  $1 \text{ см}^3$  может быть определена по формуле

$$N_{\text{шл}} = \frac{2G_{\text{шл}}N_0}{A_u V_0}, \quad (49)$$

где  $N_0 = 6,02 \cdot 10^{23}$  – число Авогадро;  $A_u$  – атомная единица массы ядерного топлива;  $V_0$  – объем топлива в реакторе.

Потеря реактивности, обусловленная шлакованием реактора, зависит от энергетического спектра нейтронов, конструкции активной зоны, материалов и др. В реакторах на тепловых нейтронах потеря реактивности в результате шлакования примерно в четыре раза меньше потери реактивности за счет выгорания топлива. Это объясняется тем, что в тепловой области макроскопическое сечение топлива намного превышает усредненное микроскопическое сечение шлаков.

Получение в большом количестве искусственных нуклидов в ядерных реакторах требует оптимальных нейтронных характеристик и конструктивного решения ядерного реактора. В связи с этим назначение реактора в будущем может измениться. Если сейчас ядерный реактор служит для получения энергии и попутно – нуклидов, то в дальнейшем основной целью ядерного реактора будет являться генерация искусственных нуклидов, а сопутствующей – получение энергии.

### **Отравление реактора ксеноном и самарием**

Отравлением реактора называется поглощением нейтронов осколками деления, имеющими большие значения эффективных сечений поглощения. Одним из отравляющих продуктов является  $^{135}\text{Xe}$  с короткоживущим радиоактивным ядром с периодом полураспада 9,13 ч. К отравляющему изотопу относят также  $^{149}\text{Sm}$ , который является стабильным осколком, но имеющим большое сечение поглощения.

Рассмотрим стационарное отравление реактора  $^{135}\text{Xe}$ . Количественно отравление определяется как отношение числа тепловых нейтронов, захватываемых в отравляющем продукте, к количеству тепловых нейтронов, поглощающихся в уране. Если отравляющий продукт  $^{135}\text{Xe}$ , то

$$q_{\text{Xe}} = \frac{\sigma_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}}}{\sum_{aU}}, \quad (46)$$

где  $\sigma_{\text{Xe}}$  – сечение поглощения нейтронов ксеноном;

$N_{\text{Xe}}$  – концентрация ядер ксенона в горючем.

В уравнении четырех сомножителей  $K_{\infty} = \varepsilon \rho \theta \eta$  по существу только коэффициент использования тепловых нейтронов ураном  $\theta$  претерпевает изменение в результате влияния отравления. Учитывая это, потерю реактивности, обусловленную отравлением, можно представить в виде

$$\rho_{\text{Xe}} = \frac{K_{\text{эф}}^{\text{отр}} - K_{\text{эф}}}{K_{\text{эф}}^{\text{отр}}} \cong \frac{\theta^{\text{отр}} - \theta}{\theta^{\text{отр}}}, \quad (47)$$

где индекс «отр» относится к значениям соответствующих величин в отравленном реакторе.

Для гомогенной смеси топлива и замедлителя можно записать:

$$\theta = \frac{\sum_{aU}}{\sum_{aU} + \sum_{aZ}}; \quad \theta^{\text{отр}} = \frac{\sum_{aU}}{\sum_{aU} + \sum_{aZ} + \sum_{aXe}}, \quad (48)$$

где  $\sum_{aXe}$  – макроскопическое сечение поглощения  $^{135}\text{Xe}$ , равное  $\sigma_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}}$ .

Преобразуя (45) с учетом (46), можно получить

$$\rho_{\text{Xe}} = q_{\text{Xe}} \frac{\sum_{aU}}{\sum_{aU} + \sum_{aZ}} = -q_{\text{Xe}} \theta. \quad (49)$$

Для данного случая потеря реактивности, обусловленная накоплением  $^{135}\text{Xe}$ , равна произведению отравления на коэффициент теплового использования неотравленного реактора. Соотношение (47) можно использовать также для приближенной оценки потери реактивности из – за отравления ксеноном в гетерогенных реакторах.

Время работы активной зоны, пересчитанное на номинальную мощность, называется кампанией реактора. Количество энергии, которое может дать реактор за время кампании, называется энергоресурсом реактора. Выработанный энергоресурс называют энерговыработкой  $Q_k$

$$Q_k = \sum N_i \tau_i, \quad (50)$$

где  $N_i$  – различные уровни мощности, на которых работал реактор в течение  $\tau_i$  часов.

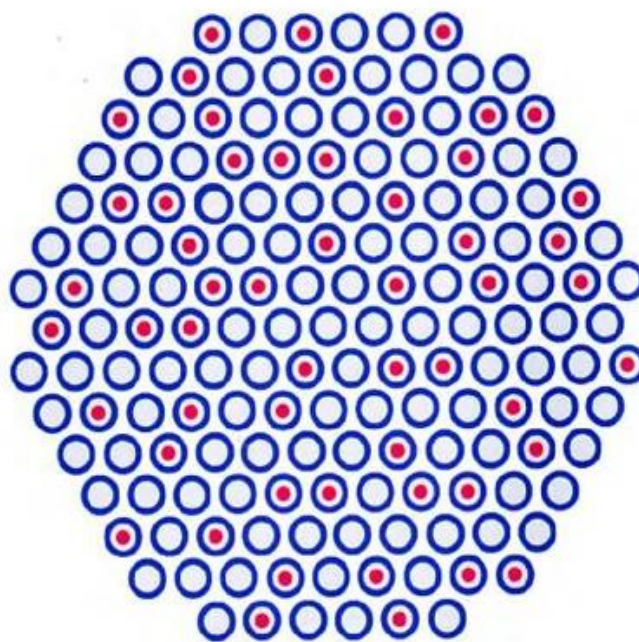
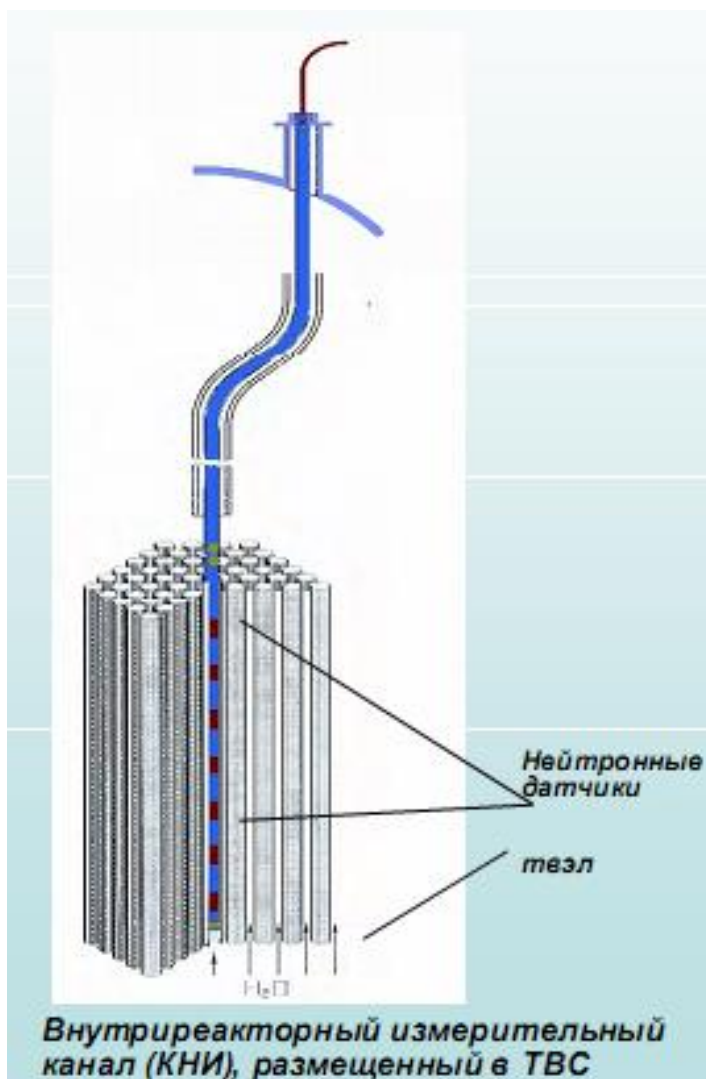


Рис. 22. Размещение датчиков в активной зоне

### 6.5 Внутриреакторные измерения и измерение средней мощности

Для определенности рассматривается ВВЭР. Нейтронные поля измеряют родиевыми датчиками, размещенными внутри ТВС, это дает данные о нейтронном поле в активной зоне (рис. 22). Ионизационные датчики размещены вокруг корпуса реактора и дают информацию о потоке тепловых нейтронов, а также темпе его изменения.

Внутри ТВС также размещаются термопары для определения температурных полей. Кроме того, температуры и давления измеряют на входе и выходе активной зоны, измеряется расход теплоносителя.

Все это называют системой внутриреакторного контроля (ВРК). Система ВРК осуществляет:

- 1) измерение относительного распределения энерговыделения в местах размещения датчиков ДПЗ с погрешностью не более 2%;
- 2) измерение температуры теплоносителя с помощью термопар с погрешностью не более 1,5 °С и с помощью термометров сопротивления с погрешностью не более 0,5 °С;
- 3) измерение сигналов датчиков общих замеров с погрешностью не более 0,25%.

Тепловая мощность может быть определена как по нейтронным, так и по теплофизическим данным.

### 6.6 Механизмы приводов системы управления и защиты (СУЗ). Принципиальная схема СУЗ

Для определенности рассматривается ВВЭР. Поглощающий стержень состоит из чехла, заполненного поглотителем нейтронов (карбид бора, титанат диспрозия и т. п.). Стержни собирают в кластеры, кластеры делят на группы. Часть групп предназначена для регулирования, другая для аварийной защиты. Это позволяет влиять на нейтронный поток по всей зоне при минимальном перекосе нейтронного поля. Эффективности групп аварийной защиты достаточно для остановки цепной реакции в любом режиме работы реактора. Картограмма расположения органов СУЗ в активной зоне по группам от 1 до 10 приведена на рис. 23.

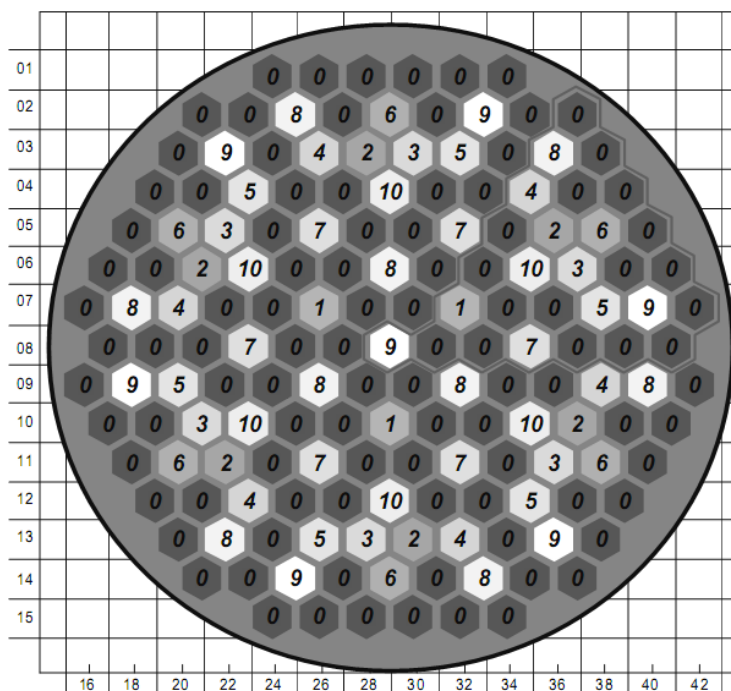
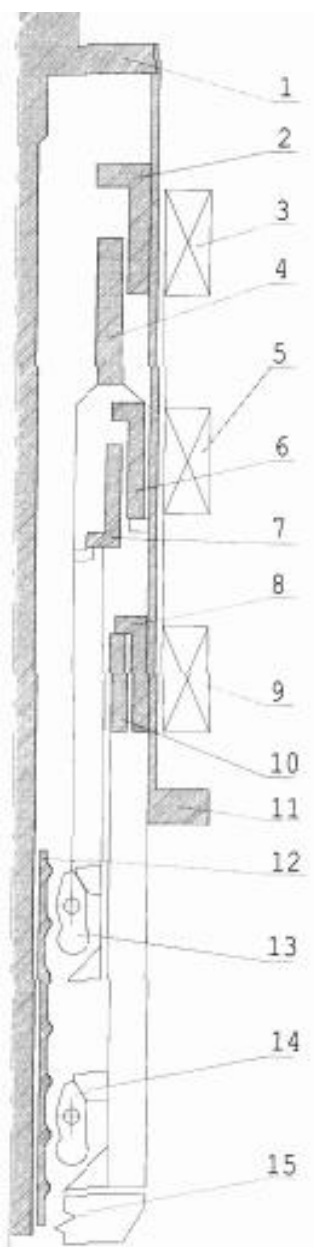


Рис. 23. Картограмма расположения органов СУЗ в активной зоне 3-го блока Калининской АЭС и 1-го блока Ростовской АЭС

Кластеры стыкуются со штангами приводов СУЗ. Привод электромагнитный, управляется стационарной автоматикой с возможностью ручного управления. Схема привода СУЗ приведена на рис. 24. По соображениям ядерной безопасности ограничена скорость ввода положительной реактивности. При включении АЗ штанги расцепляются с кластерами, последние под действием силы тяжести падают в активную зону.

Скорость увеличения реактивности средствами воздействия на реактивность не должна превышать 0,07  $\beta\text{эф}/\text{с}$ . Для рабочих органов СУЗ с эффективностью более 0,7  $\beta\text{эф}$  ввод положительной реактивности должен быть шаговым, с эффективностью шага не более 0,3  $\beta\text{эф}$  (обеспечивается техническими мерами). В проекте РУ должны быть указаны величина шага, пауза между шагами и скорость увеличения реактивности.

Аварийная защита – функция безопасности, заключающаяся в быстром переводе реактора в подкритическое состояние и в поддержании его в подкритическом состоянии; комплекс систем безопасности, выполняющий функцию АЗ.



- 1 – датчик ДПШ, 2 – полюс неподвижный, 3 – электромагнит тянущий, 4 – полюс подвижный, 5 – электромагнит запирающий, 6 – полюс подвижный, 7 – полюс подвижный, 8 – полюс неподвижный, 9 – электромагнит фиксирующий, 10 – полюс подвижный, 11 – чехол, 12 – штанга, 13 – кулачок подвижной защелки, 14 – кулачок фиксирующей защелки, 15 – пружина

Рис. 24. Схема привода СУЗ

## **6.7 Транспортно-технологические операции при выгрузке и загрузке ядерного топлива. Вопросы безопасности при выгрузке отработавшего и хранения свежего ядерного топлива**

Для определенности рассматривается ВВЭР. Операции загрузки и выгрузки проводят на холодном остановленном реакторе со снятой крышкой и демонтированным блоком защитных труб. Объем над реактором заполняется водой для обеспечения радиационной защиты и охлаждения. В воде растворена борная кислота стояночной (повышенной) концентрации для обеспечения подкритичности. Система нейтронных измерений действует. Локализирующая система безопасности в состоянии готовности. Проектная сейсмостойкость обеспечена.

Обычно выгружается часть активной зоны, оставшиеся ТВС переставляются, догружаются свежие. Картограмма ТВС новой загрузки рассчитывается максимально тщательно и согласовывается со всеми организациями, отвечающими за безопасность. Каждая ТВС имеет специальный номер и должна быть помещена в номерную ячейку активной зоны, предусмотренную картограммой. По выполнении перемещения, информация заносится в журнал учета. Промежуточным звеном при перегрузке является, как правило, стеллаж ТВС бассейна выдержки. Перемещения осуществляет специальная перегрузочная машина. Она оснащена динамометрическим блоком подъема/опускания с опцией подрыва, координатным устройством, средствами измерений, визуального контроля и дистанционного управления. Скорости и другие параметры проведения операций регламентированы.

Схема транспортно-технологических операций при выгрузке и загрузке ядерного топлива приведена на рис. 25. Плановое ведение операций непосредственно влияет на параметры готовности АЭС, ядерную и радиационную безопасность, дозовую нагрузку на персонал.

Свежее топливо из природного урана практически не радиоактивно. Отработанное – радиоактивно, генерирует тепло и может выделять радиоактивные вещества. Отработанное топливо из реактора выгружают в бассейн выдержки на срок от трех до десяти лет. За это время распадаются наиболее активные осколки деления, снижаются радиоактивность и тепловыделение. Такое топливо можно помещать в транспортные контейнеры и перевозить на заводы или хранилища. Известны множество стратегий обращения с отработанным топливом от пристанционного хранения всего количества использованного за срок эксплуатации АЭС топлива до радиохимической переработки с извлечением делящихся материалов и переводе остальных компонент в принятое для захоронения состояние.

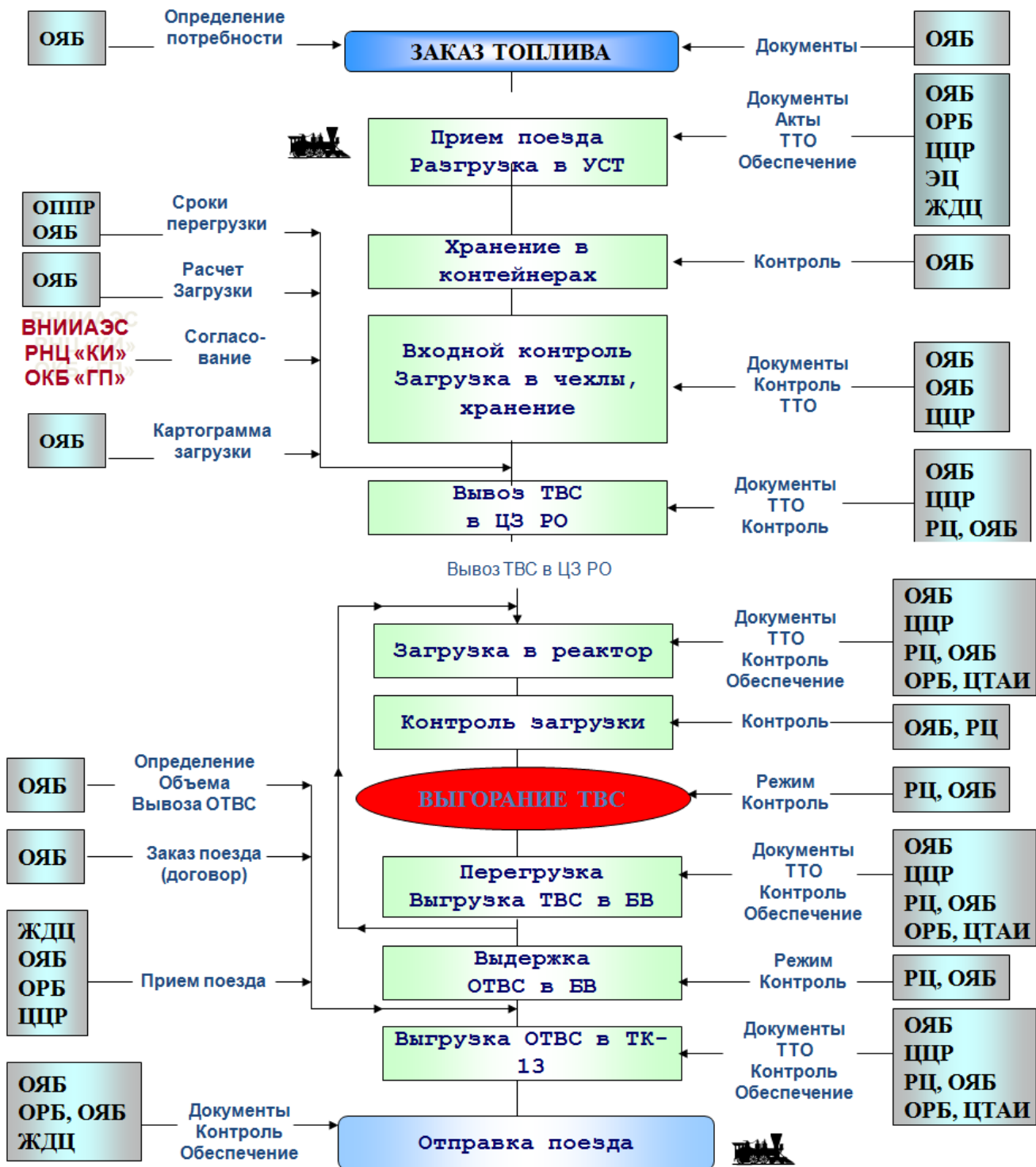


Рис. 25. Транспортно-технологические операции ядерного топлива на АЭС для блока ВВЭР 1000 на территории РФ

## ТЕМА 7. ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ И ОРГАНИЗАЦИЯ ТЕПЛОТВОДА

### Тепловыделение в активной зоне реактора

Известно, что при делении тяжелых ядер (U, Pu) под действием нейтронов выделяется энергия. Так, например, при делении одного ядра  $^{235}\text{U}$  выделяется примерно 200 МэВ, при делении ядра  $^{239}\text{Pu}$  – около 220 МэВ. Энергия при делении выделяется, главным образом в ядерном горючем. Однако часть энергии выделяется и в других частях реактора: теплоносителя, замедлителя, конструкционных материалах, корпусе и биологической защите реактора. Поэтому для обеспечения нормальной работы реактора необходимо принимать соответствующие меры для охлаждения не только ТВЭЛ, но и других частей реактора. Необходимо охлаждать корпус реактора, твердый замедлитель, регулирующие стержни, радиационную защиту. В корпусе выделяется теплота в количестве до 1 % от тепловой мощности реактора, на которой он работает. Для уменьшения нагрева корпуса между ним и активной зоной устанавливают обычно экран — отражатель, охлаждаемый теплоносителем. Температура корпуса в этом случае близка к температуре циркулирующего вдоль него теплоносителя.

Стержни автоматического регулирования нагреваются от тепловыделения, обусловленного поглощением нейтронов и  $\gamma$  – излучением. Энергия, образующаяся в стержне в результате реакции ( $n, \alpha$ ), примерно пропорциональна эффективности стержня, а энергия, образующаяся в стержне в результате поглощения и рассеивания  $\gamma$  – излучения примерно пропорциональна массе стержня.

Тепловыделение в биологической защите реактора также обусловлено поглощением и рассеянием  $\gamma$  – квантов и замедлением быстрых нейтронов. Тепло, выделяемое в биологической защите, составляет около 1 % от мощности, на которой работает реактор.

Перемещение осколков деления в процессе снижения кинетической энергии составляет всего несколько микрон. Например, в металлическом уране средний пробег осколков деления составляет  $6,7 \cdot 10^{-3}$  мм, в алюминии –  $14 \cdot 10^{-3}$  мм. Энергия ( $\beta$ -частиц и частично  $\gamma$  – излучения гасится на расстоянии нескольких миллиметров от места деления. Этим объясняется то, что в тепловыделяющем элементе, где происходит деление урана, выделяется большая часть энергии деления. Величина этой энергии составляет не менее 95 % от всей тепловой мощности реактора.

Температурный режим, при котором обеспечивается надежность материалов активной зоны, достигается соответствующей организацией



теплоотвода. Нарушение отвода тепла немедленно повлечет за собой перегрев материалов и может вызвать аварию реактора.

В активной зоне реактора выделяется тепло пропорциональное среднему нейтронному потоку  $\Phi$

$$N_p = 3,1 \cdot 10^{-11} \sum_j \Phi V_r, \quad (51)$$

где  $3,1 \cdot 10^{-11}$  – мощность в Вт, соответствующая одному делению в секунду;  
 $V_r$  – объем горючего в активной зоне реактора,  $\text{см}^3$ .

Выделенное тепло передается поверхностями нагрева реактора (оболочками ТВЭЛов) теплоносителю, которое в общем виде может быть записано следующим образом:

$$N_p = \bar{\alpha} \cdot \Delta t_p \cdot F, \quad (52)$$

где  $\bar{\alpha}$  – средний по активной зоне коэффициент теплоотдачи,  $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C})$ ;

$\Delta t_p$  – средний по реактору температурный напор между поверхностью нагрева и теплоносителем.

Тепло, которое идет на нагревание теплоносителя и выносится из реактора определяется

$$N_p = \bar{G}_T C (t_2 - t_1), \quad (53)$$

где  $\bar{G}_T$  – массовый расход теплоносителя через активную зону,  $\text{кг}/\text{с}$ ;

$C$  – теплоемкость теплоносителя,  $\text{Дж}/(\text{кг} \cdot ^\circ\text{C})$ ;

$t_2$  и  $t_1$  – температура теплоносителя на выходе и на входе в реактор.

При стационарной работе реактора соблюдается равенство

$$3,1 \cdot 10^{-11} \sum_f \Phi V_r = \bar{\alpha} \bar{\Delta t}_p F = \bar{G}_T \cdot C_T (t_2 - t_1). \quad (54)$$

Равенство (58) показывает связь нейтронных характеристик активной зоны, режима теплопередачи, расхода и температуры теплоносителя в реакторе. Например, повышение нейтронного потока, если не увеличивать расхода теплоносителя приведет к повышению температуры теплоносителя на выходе из реактора. Это, в свою очередь, увеличит температурный напор, а следовательно, и температуру оболочки ТВЭЛ.

При постоянном нейтронном потоке снижение расхода теплоносителя также приведет к повышению температуры материалов ТВЭЛ. Обеспечение заданной температуры материалов активной зоны во всем диапазоне режимных параметров реактора является основной задачей организации теплоотвода, следовательно, и расчета теплопередачи в реакторе. Для энергетических реакторов выполнение этих условий приводит к тому, что размеры и вес активной зоны и реактора в основном определяются условием теплопередачи.

Так как тепловыделение пропорционально нейтронному потоку, то неравномерность нейтронного потока в активной зоне будет отражать неравномерность тепловыделения. Так, например, для реактора цилиндрической формы тепловыделение в активной зоне будет определяться уравнением

$$q_v = q_v^{\max} J_0\left(\frac{2,4}{R'} r\right) \cos\left(\frac{\pi}{H'} h\right), \quad (55)$$

где  $q_v$  – удельное объемное тепловыделение в рассматриваемой точке активной зоны с координатами  $r$  и  $h$ , Вт/м<sup>3</sup>;

$q_v^{\max}$  – удельное объемное максимальное тепловыделение в центре активной зоны, Вт/м<sup>3</sup>.

Известно, что функция Бесселя нулевого порядка первого рода  $J_0\left(\frac{2,4}{R'} r\right)$  при  $r = 0$  равна единице. Следовательно, для центральной сборки (кассеты) изменение объемного тепловыделения по высоте ТВЭЛ будет описываться формулой

$$q_v = q_v^{\max} \cos\left(\frac{\pi}{H'} h\right). \quad (56)$$

Для определения  $q_v$  по формулам (55) и (56) необходимо знать величину среднего тепловыделения  $q_{v_{cp}}$ . Расчет этой величины производят путем использования значений среднего по реактору объемного тепловыделения и средних коэффициентов неравномерности. Среднее объемное тепловыделение в топливе вычисляется по формуле.

Средние коэффициенты неравномерности тепловыделения равны средним коэффициентам нейтронного потока в активной зоне.

$$q_{v_{cp}} = \frac{N_p}{V_r}. \quad (57)$$

Значения коэффициентов неравномерности используются для определения максимального объемного тепловыделения в активной зоне

$$q_v^{\max} = q_{v_{cp}} \cdot K_v.$$

Соответственно может быть определено и максимальное тепловыделение, приходящееся на единицу поверхности активной зоны

$$q^{\max} = q_{cp} \cdot K_v,$$

где  $q_{cp}$  – среднее тепловыделение, приходящееся на единицу поверхности нагрева активной зоны, Вт/м<sup>2</sup>.

При тепловом расчете иногда удобно использовать тепловыделения, приходящиеся на единицу длины ТВЭЛ

$$q_h^{max} = q_h^{cp} \cdot K_h, \quad (58)$$

где  $q_h^{cp}$  – среднее тепловыделение с единицы длины тепловыделяющего элемента, Вт/м.

Величина  $q_h^{cp}$  может быть определена следующим образом:

$$q_h^{cp} = \frac{N_p}{n_{tc} \cdot n_{tw} \cdot H}, \quad (59)$$

где  $n_{tc}$  и  $n_{tw}$  – число тепловыделяющих сборок и число ТВЭЛ в одной сборке;

$H$  – длина ТВЭЛ (высота активной зоны).

Из формулы (58) следует, что при допустимом значении  $q_h^{max}$  с уменьшением  $K_h$  среднее значение  $q_h^{cp}$  увеличивается, а следовательно, общая тепловая мощность реактора также увеличится. Поэтому снижение неравномерности тепловыделения является одной из основных задач при проектировании активных зон энергетических реакторов. Таким путем удастся не только повысить мощность реактора, но и увеличить глубину и равномерность выгорания топлива и удлинить кампанию реактора.

В качестве теплоносителя в реакторах используют различные жидкие и газообразные теплоносители. Принятый теплоноситель должен удовлетворять заданным условиям теплопереноса, обеспечить меньший расход энергии, необходимой для его прокачивания через систему, а также удовлетворять необходимым физико-нейтронным характеристикам и требованиям по коррозионным и эрозионным свойствам.

Применяемые теплоносители можно классифицировать по числу  $Pr$ , от значения которого зависит соотношение между толщинами гидродинамического  $\delta_r$  и теплового  $\delta_t$  пограничных слоев.

К первой группе относят жидкометаллические теплоносители, для которых  $Pr \ll 1$  (0,005 – 0,05): калий, натрий, сплав натрия и калия, литий, свинец, висмут и др. В этих теплоносителях тепловой пограничный слой ввиду большого

значения коэффициента теплопроводности значительно больше гидродинамического пограничного слоя ( $\delta_T \gg \delta_G$ ).

Газы и жидкости при высоких давлениях относят ко второй группе теплоносителей, для которых число  $Pr$  изменяется в пределах 0,6—1,0, а толщины пограничных слоев примерно одинаковы ( $\delta_T \cong \delta_G$ ).

Третью группу теплоносителей образуют жидкости: вода, органические и неорганические жидкости, для которых число  $Pr$  изменяется в пределах от 1 до 200, а тепловой пограничный слой меньше гидродинамического пограничного слоя ( $\delta_T \gg \delta_G$ ).

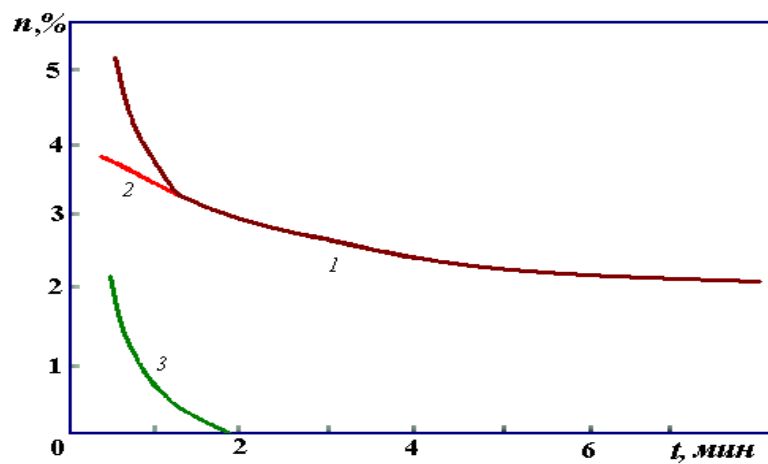
### **Профилирование расхода теплоносителя**

В реакторах канального типа с возможностью регулирования расхода по каналам возникает возможность профилирования расхода теплоносителя, т.е. подачи теплоносителя в канал в количестве пропорциональном энерговыделению соответствующей ТВС. При таком регулировании повышается надежность охлаждения топлива и снижается разверка температур теплоносителя на выходе из активной зоны. Возрастает устойчивость активной зоны. Прием профилирования расхода теплоносителя используется, например, в РБМК.

В корпусных реакторах типа ВВЭР профилирование не применяют. Принципиально возможно организовать неравномерность раздачи теплоносителя за счет гидравлического профилирования узлов в районе нижней части активной зоны. Но подстроить этот расход под изменяющееся в ходе кампании энерговыделение по радиусу проблематично, кроме того, возрастет сложность оборудования и его гидравлическое сопротивление, что нежелательно.

### **Остаточное тепловыделение**

В топливе по мере выгорания накапливаются ядра-осколки. Многие из них радиоактивны и распадаются с выделением различных частиц и тепла. Этот тепловой эффект после остановки цепной реакции называют остаточным тепловыделением. Его уровень спадает с течением времени, влияния остальных физических параметров практически нет. Количественно остаточное тепловыделение для реактора выбранного типа зависит от выгорания топлива и достигает максимума в конце кампании. Типичный уровень процесса приведен на рис. 26. Момент начала движения СУЗ для остановки реактора принят за нулевой. Около двух минут реакция деления в активной зоне поддерживается запаздывающими нейтронами за счет накопленных ядер-источников.



1 – общее остаточное энерговыделение, 2 – вклад от распада осколков кроме запаздывающих нейтронов, 3 – составляющая от запаздывающих нейтронов,  
*n* – процент от номинальной тепловой мощности

Рис. 26. Остаточное энерговыделение для классической загрузки ВВЭР

## ТЕМА 8. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ ОДНОФАЗНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

### Температурный режим тепловыделяющего элемента

Расчет распределения температуры теплоносителя по длине ТВЭЛ будем производить при следующих заданных исходных данных: закон или эпюра энергосвыделения, расход теплоносителя на один ТВЭЛ, тип и геометрия ТВЭЛ, (стержневой ТВЭЛ), температура теплоносителя на входе в ТВЭЛ. В дальнейших расчетах длину ТВЭЛ обозначим  $H$ , текущую длину  $h$ , а длину ТВЭЛ с эффективной добавкой  $H'$  (рис. 27).

Для симметричного энергосвыделения начало координат расположим в точке  $h = 0$ . В этом случае тепловыделение по длине (высоте реактора) будет соответствовать закону синуса

$$q_v = q_v^{\max} \sin \frac{\pi h}{H'} \quad (60)$$

В дальнейшем будем использовать удельные тепловые потоки, приходящиеся на единицу длины ТВЭЛ

$$q_h = q_v \cdot S_T, \quad (61)$$

где  $S_T$  – площадь сечения топлива в тепловыделяющем элементе; в нашем случае  $S_T = \frac{\pi d_{ст}^2}{4}$ .

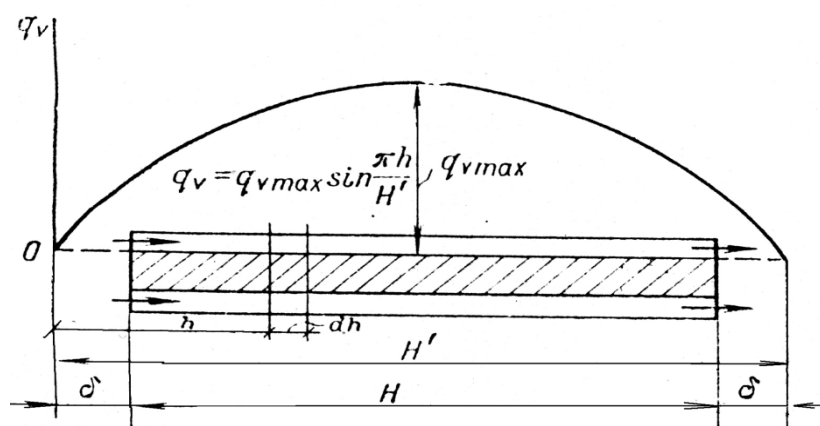


Рис. 27. Синусоидальный закон тепловыделения по высоте ТВЭЛ

Уравнение баланса тепла для участка ТВЭЛ длиной  $h$  напишем в следующем виде:

$$Q_h = G_T C_T (t_T - t_{\text{вх}}) = \int_{\delta}^h q_h^{\text{max}} \sin \frac{\pi h}{H'} dh, \quad (62)$$

где  $Q_h$  – количество тепла, воспринимаемое теплоносителем, нагретым до температуры  $t_T$  при прохождении участка ТВЭЛ длиной  $h$ - $\delta$ .

В результате решения уравнения (62) получим

$$t_T = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h}{H'} \right), \quad (63)$$

где

$$A = \frac{q_h^{\text{max}} H'}{\pi G_T C_T}.$$

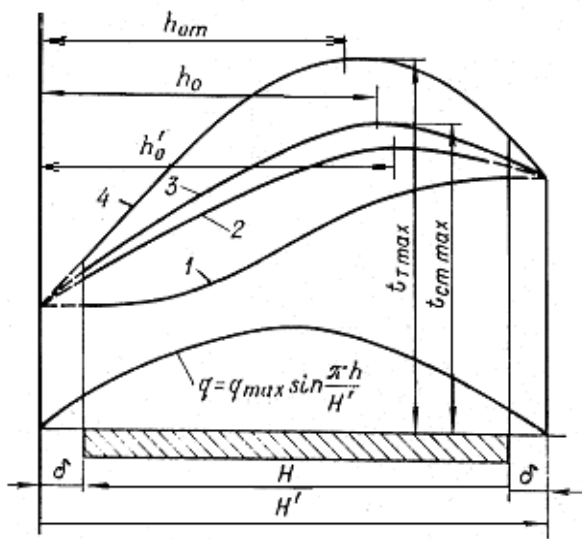
Уравнение (63) позволяет определить температуру теплоносителя в любом сечении по длине ТВЭЛ. Оно справедливо для теплоносителей всех видов. Свойство теплоносителей выражается через соотношение для  $A$ , в которое входит расход  $G_T$  и теплоемкость  $C$  теплоносителя.

Графическая иллюстрация зависимости (63) на рис. 28 представлена кривой 1. Наиболее крутой подъем температурной кривой, имеющийся в средней части длины ТВЭЛ отражает более высокое тепловыделение этого участка.

Температуру теплоносителя на выходе из тепловыделяющей сборки найдем по уравнению (63), если вместо  $h$  подставить значение  $H' - \delta$ ,

$$t_{\text{вых}} = t_{\text{вх}} + \frac{2 q_h^{\text{max}} H'}{\pi G_T C_T} - \cos \frac{\pi \delta}{H'} = t_{\text{вх}} + \frac{Q_{\text{ТВЭЛ}}}{G_T C_T}. \quad (64)$$

Из формулы (64) следует, что для принятой тепловой мощности ТВЭЛ приращение температуры теплоносителя будет тем больше, чем меньше его расход и теплоемкость.



- 1 – теплоносителя; 2 – стенки оболочки со стороны теплоносителя;  
3 – стенки оболочки со стороны топлива;  
4 – топлива

Рис. 28. Изменение температуры по длине ТВЭЛ

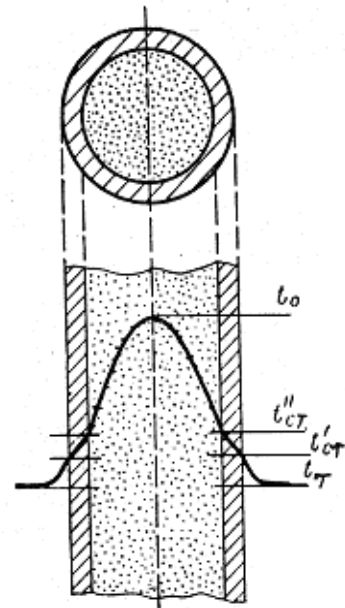


Рис. 29. Изменение температуры по сечению стержневого ТВЭЛ

Температуры в рассматриваемом сечении стержневого ТВЭЛ обозначены на рис. 29, где  $t'_{ct}$  – температура поверхности оболочки со стороны теплоносителя, а  $t''_{ct}$  – со стороны, примыкающей к топливу. Принято, что ТВЭЛ охлаждается симметрично, наибольшая температура топлива устанавливается на продольной оси стержня.

Температура теплоносителя  $t_{ct}$  со стены теплоносителя определяется зависимостью:

$$t'_{ct} = t_{вх} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h}{H'} \right) + B' \sin \frac{\pi h}{H'}. \quad (65)$$

Зависимость (65) позволяет определить температуру поверхности оболочки со стороны теплоносителя в любом сечении по длине ТВЭЛ. Исследование этой зависимости показывает, что в одном из сечений с координатой  $h'_0$  находящемся во второй по ходу теплоносителя половине ТВЭЛ, устанавливается максимальная температура стенки  $t'_{ct \max}$

$$t'_{ct \max} = t_{вх} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h'_0}{H'} \right) + B' \sin \frac{\pi h'_0}{H'}. \quad (66)$$



Из формулы (66) следует, что максимальная температура поверхности оболочки со стороны теплоносителя зависит от абсолютного значения температуры теплоносителя на входе  $t_{\text{вх}}$ , теплофизических свойств теплоносителя (величины  $A$ ), тепловой нагрузки ТВЭЛ, коэффициента теплоотдачи и геометрических характеристик ТВЭЛ (величина  $B$ ). Значение координаты  $h'_0$  находится из условия  $\frac{dt'_{\text{ст max}}}{dt} = 0$

$$h'_0 = \frac{H'}{\pi} \operatorname{arcctg} \left( -\frac{A}{B} \right) = \frac{H'}{\pi} \operatorname{arcctg} \left( -\frac{H' \alpha S}{\pi G_T C_T} \right).$$

На рис. 28 кривой 2 представлено изменение температуры стенки оболочки со стороны теплоносителя в соответствии с уравнением (67). Абсолютная величина  $t'_{\text{ст max}}$  должна находиться в допустимых пределах для рассматриваемых теплоносителей и материалов оболочки. Например, при водном теплоносителе определяющей величиной чаще всего является температура кипения воды  $t_s$  при давлении в первом контуре.

Необходимость исключения пристеночного кипения в этом случае требует, чтобы температура стенки была не выше, чем  $t_s + 5$  °С. Значит должно соблюдаться условие  $t_{\text{ст max}} \leq t_s + 5$ .

Зависимость для температуры поверхности оболочки ТВЭЛ со стороны топлива будет

$$t''_{\text{ст}} = t'_{\text{ст}} + B \sin \frac{\pi h}{H'}, \quad (67)$$

где

$$B = \frac{q_h^{\max}}{2\pi\lambda_{\text{ст}}} \ln \frac{d'_{\text{ст}}}{d_{\text{ст}}}. \quad (68)$$

После подстановки  $t'_{\text{ст}}$  получаем

$$t''_{\text{ст}} = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h}{H'} \right) + (B' + B) \sin \frac{\pi h}{H'}. \quad (69)$$

На рис. 28 изменение температуры оболочки по зависимости (69) показано кривой 3.

Максимальная температура оболочки со стороны горячего устанавливается в сечении с координатой  $h''_0$ , которая находится в результате решения уравнения (69) на максимум (полагая  $\frac{dt_{ct}}{dh} = 0$ );

$$h''_0 = \frac{H'}{\tau_1} \operatorname{arcctg} \left( -\frac{A}{B' + B} \right). \quad (70)$$

$$t''_{ct \max} = t_{bx} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h''_0}{H'} \right) + (B' + B) \sin \frac{\pi h''_0}{H'}. \quad (71)$$

Увеличение температуры стенки со стороны топлива по сравнению с  $t''_{ct}$  для тонких оболочек составляет небольшую величину, однако при больших тепловых потоках и малой теплопроводности материала оболочки эта разность может достигать нескольких десятков градусов.

Значение максимальной температуры оболочки со стороны топлива должно быть ниже допустимой температуры, которая обуславливается термической стойкостью материала оболочки, совместимостью материала оболочки с топливом и другими факторами.

Значения наибольшей температуры топлива находим по зависимости:

$$t_T = t_{bx} + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h}{H'} \right) + (B' + B + D) \sin \frac{\pi h}{H'}, \quad (72)$$

где

$$D = q_v^{\max} \frac{r_{ct}^2}{4\lambda_T} = q_h^{\max} \frac{1}{4\pi\lambda_T}.$$

Определив предварительно значения постоянных  $A$ ,  $B'$ ,  $B$  и  $D$ , можно рассчитать величину наибольшей температуры топлива в любом участке ТВЭЛ в зависимости от  $h$ . Исследование уравнения (72) показывает, что максимальная из наибольших температур устанавливается в сечении, находящемся во второй половине (по движению теплоносителя) длины ТВЭЛ. Обозначим расстояние от этого сечения до начала координат  $h_{от}$ . Взяв производную уравнения (72), и приравняв ее к нулю, найдем

$$h_0''' = \frac{H'}{\kappa} \operatorname{arctg} \left( - \frac{B' + B + D}{A} \right). \quad (73)$$

Подставив значение  $h_0'''$  в уравнение (76), получим формулу для максимальной температуры топлива в ТВЭЛ

$$t_{t \max}''' = t_{\text{вх}}''' + A \left( \cos \frac{\pi \delta}{H'} - \cos \frac{\pi h_0'''}{H'} \right) + (B' + B + D) \sin \frac{\pi h_0'''}{H'}. \quad (74)$$

### Проверка на пристеночное кипение

При охлаждении реакторов водой необходимо производить проверку на пристеночное кипение и запас по критической тепловой нагрузке.

Пристеночным кипением называют такой процесс, когда у стенки, охлаждаемой недогретой до температуры кипения жидкостью, происходит парообразование, а образовавшиеся пузырьки пара, попадая в недогретое ядро воды, конденсируются. Подобное явление возможно, когда температура стенки выше температуры кипения воды при рассматриваемом давлении. Таким образом, наличие запаса до кипения в ядре потока не всегда исключает парообразование на поверхности ТВЭЛ. Поэтому тепловой режим реактора приходится оценивать не только по недогреву теплоносителя на выходе из реактора, но и по недогреву до пристеночного кипения.

Если запас на пристеночное кипение обозначить  $\Delta t_{\text{ПК}}$ , а температуру насыщения  $t'$  то допустимая температура стенки будет равна

$$t_{\text{ст}}^{\text{доп}} = t' - \Delta t_{\text{ПК}}. \quad (75)$$

Значение  $\Delta t_{\text{ПК}}$  обычно принимается в пределах  $3 \div 10^\circ \text{C}$ . Очевидно, что с целью получения в реакторе большего теплосъема, значение  $\Delta t_{\text{ПК}}$  нужно принимать по возможности наименьшим или же допускать даже некоторые превышения температуры стенки над температурой насыщения.

Однако в этом случае появляется опасность снижения надежности отвода тепла, так как возможные отклонения и в режимных параметрах, и в конструктивных характеристиках ТВЭЛ от их оптимальных значений при наличии пристеночного кипения могут с большей вероятностью вызвать перегрев ТВЭЛ. Основным опасением при наличии пристеночного кипения является возможное нарушение условий охлаждения стенки ввиду влияния паровой фазы на гидродинамику потока теплоносителя. В данном случае ясно проявляется противоречие двух тенденций: с одной стороны, необходимо получить

наибольший теплосъем и повысить КПД установки, что возможно при уменьшении величины ТПК, с другой – обеспечить наибольшую надежность, что достигается увеличением  $\Delta t_{\text{ПК}}$ .

### Теплогидравлический расчет ВТГР с шаровыми ТВЭЛами

Исходя из заданной электрической мощности  $Q_{\text{элек}}$  определяются тепловая мощность активной зоны  $Q_{\text{тепл}} = Q_{\text{элек}}/\eta$ , где КПД ВТГР  $\eta$  принимается из интервала 40–50%.

Исходя из средней литровой мощности  $q_v$  равной 6–10 кВт/л для старых проектов ВТГР или 4,5–6 кВт/л для новых, определяем объем активной зоны  $V_{\text{АЗ}} = \pi D^2 H / 4 = Q_{\text{тепл}} / q_v$ , где  $D$  – диаметр,  $H$  – высота для цилиндрической активной зоны. Для снижения утечки нейтронов следует выбирать  $H = 0,9-1,1 D$ .

Тепловая мощность одного шара составит  $q_{\text{ш}} = Q_{\text{тепл}}/N$ , где  $N$  – число шаров в зоне,  $N = 3(1 - \varepsilon)D^2 H / 2d_{\text{ш}}^3$ , пористость засыпки  $\varepsilon = 0,4$ , диаметр шара –  $d_{\text{ш}}$ , соответственно плотность теплового потока с поверхности  $q = q_{\text{ш}}/\pi D^2$ .

В зависимости от назначения реактора, может применяться схема с однократным или многократным прохождением шара через активную зону. Распределение энерговыделения  $q_{\text{ш}}(z)$  по длине  $z$  будет описываться выражениями:

$$q_{\text{ш}}(z) = q_{\text{ш}0} \cos(\pi z / H), \quad (-H < 2z < H) \text{ для многократного,}$$

$$q_{\text{ш}}(z) = q_{\text{ш}0} e^{(-az)}, \quad a / H = 5-6, \quad (0 < z < H) \text{ для однократного прохождений.}$$

Соответственно для средней по сечению температуры теплоносителя будет

$$T(z) = T_{\text{ex}} + Q_{\text{мени}} (\sin(\pi z / H) + 1) / 2c_p \rho W \text{ для многократного,}$$

$$T(z) = T_{\text{ex}} + Q_{\text{мени}} (1 - e^{(-az)}) / ((1 - e^{(-aH)}) / c_p \rho W);$$

а в горячей струе,  $k_r = 1,2-1,3$  коэффициент неравномерности по радиусу:

$$T_{\text{макс}}(z) = T_{\text{ex}} + k_r Q_{\text{мени}} (\sin(\pi z / H) + 1) / 2c_p \rho W \text{ для многократного,}$$

$$T_{\text{макс}}(z) = T_{\text{ex}} + k_r Q_{\text{мени}} (1 - e^{(-az)}) / ((1 - e^{(-aH)}) c_p \rho W).$$

Температура  $T_0$  в центре наиболее теплонапряженного топливного сердечника ТВЭЛа (шара), будет

$$T_0 = T_{\text{макс}}(z) + k_r q(z) [1 / \pi d_{\text{ш}}^2 \alpha + (1 / d_c - 1 / d_{\text{ш}}) / 2\pi \lambda_o + 1 / 4\pi \lambda_c d_c],$$

где  $d_c$  – диаметр сердечника,  $\lambda_o, \lambda_c$  – коэффициенты теплопроводности оболочки, сердечника;  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи шара,  $Nu = (2 + 1,1 Re^{0,6} Pr^{0,3}) f$ ,  $Re = W d_{\text{ш}} / \nu$ , фактор неизотермичности  $f = (T / T_{\text{ш}})^{-0,55}$ ,  $T_{\text{ш}} - T = q(z) / \alpha$ .

Величина  $T_0$  не должна превышать 1700 °С для гарантии целостности топливного ядра из диоксида урана.

Скорость  $W$  (среднюю, в пересчете на свободное сечение активной зоны) гелиевого теплоносителя следует ограничивать величиной 30 м/с по

соображениям снижения гидродинамических нагрузок на элементы активной зоны. Абсолютное давление брать из диапазона 5–8 МПа. Тогда по балансу  $\pi D^2 c_p \rho W (T_{вх} - T_{вых}) = Q_{тепл}$  и с учетом ограничений на мощность газодувки ( $\rho W \Delta P$ ) и температуру топливного ядра, окончательно выбирают величину  $W$ , здесь  $\Delta P / H = (1,5(1 - \varepsilon) / \varepsilon^3) < \rho W^2 > / d_{и}^5$  – перепад давления на активной зоне.

## **ТЕМА 9. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ КИПЯЩИХ РЕАКТОРОВ**

### **9.1. Задачи теплогидравлического расчёта водоохлаждаемого реактора**

В энергетических ядерных реакторах теплота, генерируемая в топливе при его делении, отводится циркулирующим через активную зону теплоносителем. Мощность реактора ограничена теплопередающими возможностями теплоносителя. Поэтому для достижения высокой эффективности и безопасности ядерной энергоустановки необходимо знать параметры процессов отвода теплоты на всех этапах теплопередачи от активной зоны реактора до поступления пара в турбину.

К основным типам отечественных энергетических реакторов относятся корпусные реакторы с некипящей водой типа ВВЭР, каналные водографитовые реакторы с кипящей водой типа РБМК.

Теплогидравлический расчет реакторов вместе с физическим, прочностным и экономическим служит для обоснования проекта ядерной реакторной установки, ее теплотехнической оптимизации и повышения ее теплотехнической надежности. При теплогидравлическом расчете определяют распределение расхода теплоносителя по каналам реактора, давления и паросодержания по контуру циркуляции, температуры в элементах реактора, а также параметры оборудования первого контура установки.

Для проведения поверочного теплогидравлического расчета необходимо задавать исходные данные: технологическую схему первого контура, режимные параметры, конструкционные и теплотехнические характеристики активной зоны, гидравлические характеристики элементов контура циркуляции, теплофизические свойства материалов.

На стадиях эскизного, технического и рабочего проектов теплогидравлические расчеты ведут с разной степенью детализации при номинальных параметрах, частичных нагрузках, при запуске и расхолаживании реактора, аварийных ситуациях.

Многовариантные проектные расчеты проводятся с целью выбора оптимальной конструкции реактора и назначения оптимальных режимных параметров. Они носят оценочный характер, а результаты расчетов сопоставляются с лимитирующими факторами: допустимой температурой теплоносителя, замедлителя, оболочки и сердечника твэлов. Температурный диапазон работы материалов в энергетических ядерных реакторах составляет

200...2600°C. К лимитирующим факторам относятся также запас до кризиса теплоотдачи, допустимая скорость теплоносителя и т.п.

В связи со сложностью, взаимосвязанностью физических, теплофизических, гидродинамических процессов их математические модели громоздки и исследуются численно на ЭВМ.

## 9.2 Расчет основных геометрических характеристик канала и активной зоны

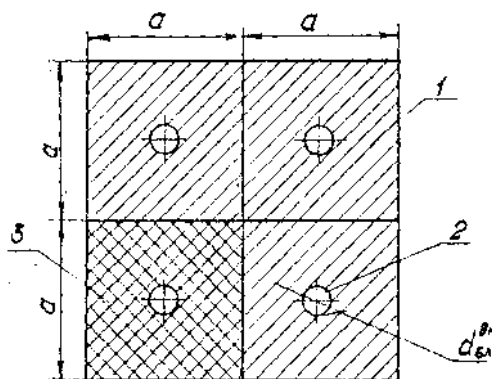
К числу основных геометрических характеристик активной зоны реактора типа РБМК относятся объем и диаметр активной зоны. Площадь одной ячейки активной зоны реактора типа РБМК определяют как:

$$f_{\text{яч}} = a^2 \quad (76)$$

где  $a$  - шаг решетки технологических каналов, м.

Количество ячеек в активной зоне  $N$  определяют по формуле (77). Проходное сечение ТВС изображено на рисунке 30.

$$S_{\text{ТВС}} = \frac{\pi}{4} \left[ (d_{\text{ТР}}^{\text{ВН}})^2 - nd_2^2 - d_0^2 \right] \quad (77)$$



1- блок графитовой кладки; 2 – осевое отверстие для ТВС; 3 – площадь ячейки.

Рис. 30. К определению площади ячейки в графитовых реакторах.

Гидравлический и тепловой периметры и соответствующие диаметры:

$$P_{\Gamma} = \pi (d_{\text{ВН}}^{\text{ТР}} + nd_2 + d_{\text{Ц}}) \quad (78)$$

$$d_{\Gamma} = \frac{4 \cdot S_{\text{ТВС}}}{P_{\Gamma}} \quad (79)$$

$$P_{\text{ТЕПЛ}} = \pi \cdot d_2 \cdot n \quad (80)$$

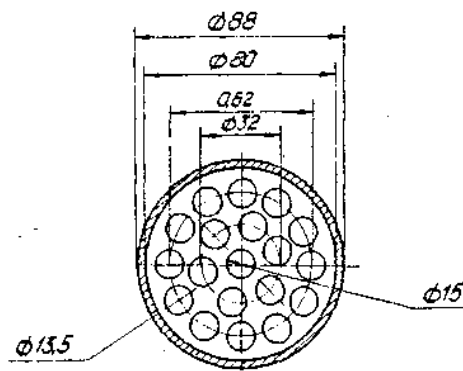


Рис. 31. Схематический разрез канала реактора РБМК-1000

$$d_{\text{ТЕПЛ}} = \frac{4 \cdot S_{\text{ТВС}}}{\Pi_{\text{ТЕПЛ}}} \quad (81)$$

В приведенных формулах приняты следующие обозначения:

$d_{\text{ВН}}^{\text{ГР}}$  - внутренний диаметр трубы рабочего канала, м;  $n$  - число ТВЭлов в канале;  $d_2$  - наружный диаметр оболочки ТВЭла, м;  $d_{\text{Ц}}$  - диаметр центральной трубки ТВС, м.

#### 9.2.1 Определение координаты точки закипания

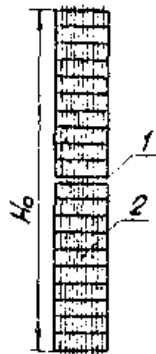
Определение координаты точки закипания, как и весь тепло-гидравлический расчет, выполняется для одного канала: со средней тепловой нагрузкой. При выполнении расчета канал расчленяется на участки длиной ДЖ. Длина участка, как правило, принимается равной расстоянию между дистанционирующими решетками - рисунок 1.3. Расчетным сечениям присваиваются числовые значения координаты  $Z$ . При этом при расчете реактора РБМК в отличие от изложенного ранее для реактора ВВЭР в качестве координаты  $Z=0$  принимают сечение на входе в канал. Вычислительный процесс по определению координаты точки закипания носит итерационный характер. Схема алгоритма этой процедуры изображена на рисунке 1.4.

При определении координаты точки закипания и в последующих расчетах необходимо располагать рядом характеристик теплофизических свойств теплоносителя. Для определения теплофизических свойств теплоносителя в технологическом канале предварительно принимают величину перепада давления в нем  $\Delta P = 0,2 \dots 0,4$  МПа. По известным давлениям на входе и выходе ( $P_{\text{ВЫХ}} = P_{\text{ВХ}} - \Delta P$ ) определяют соответствующие этим давлениям теплофизические характеристики воды и пара на линии насыщения. В дальнейшем расчет ведется по среднеарифметическим (между входом и выходом) величинам:

- давление среды  $\bar{p}$ , МПа;
- энтальпия воды и пара на линии насыщения  $\bar{i}'$  и  $\bar{i}''$ , кДж/кг;



- плотность воды и пара на линии насыщения  $\bar{\rho}'$  и  $\bar{\rho}''$ , кг/м<sup>3</sup>;
- скрытая теплота парообразования  $\bar{r}$ , кДж/кг;
- коэффициенты соответственно динамической и кинематической вязкости:  $\bar{\mu}'$ , Па·с;  $\bar{\nu}'$ , м<sup>2</sup>/с;
- коэффициент поверхностного натяжения  $\bar{\sigma}'$ , Н/ч;
- температура насыщения  $\bar{\Theta}_s$ , °С;
- коэффициент теплопроводности  $\bar{\lambda}'$ , кВт/(м·К);
- изобарная теплоемкость  $\bar{C}_p$ , кДж/(кг·К).



1 - зазор между верхней и нижней ТВС; 2 - дистанционирующие решетки

Рис. 32. Схема расположения пучков ТВС в канале реактора РБМК

### 9.2.2 Определение теплофизических свойств воды

Для выполнения дальнейших расчетов необходимо также располагать теплофизическими свойствами воды на участке подогрева до температуры насыщения:

- на входе в участок определяет энтальпию и плотность воды как функцию температуры и давления на входе

$$i_{BX} = f(\Theta_{BX}; P_{BX}); \rho_{BX} = f(\Theta_{BX}; P_{BX});$$

- средние значения температуры, давления и плотности воды:

$$\Theta_T = 0.5(\Theta_{BX} + \Theta_s)$$

$$\bar{p} = 0.5(P_{BX} + P_{ВЫХ})$$

$$\bar{\rho} = 0.5(\rho_{BX} + \bar{\rho}')$$

- изобарная теплоемкость и коэффициент динамической вязкости:

$$C_p = f(\Theta_T; \bar{p}')$$

$$\mu = f(\Theta_T; \bar{p}')$$

Определенные таким образом теплофизические свойства принимаются в первом приближения идентичными для канала средней тепловой нагрузкой.

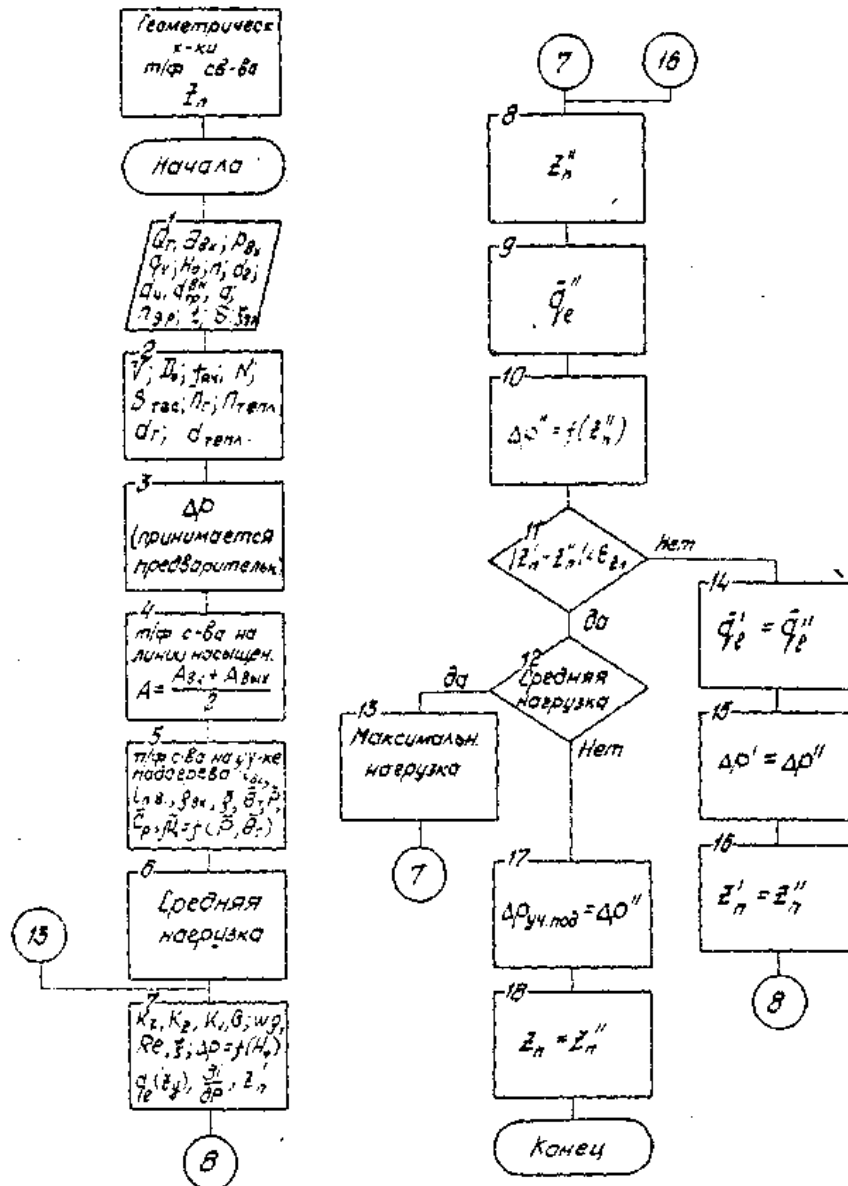


Рис. 33. Схема алгоритма определения координаты конца участка подогрева теплоносителя до температуры насыщения

### 9.2.3 Определение координаты точки канала закипания

Определение координаты точки канала закипания ведется итерационным способом (см. рисунок 1.4) на основании формулы:

$$Z_{II} = \frac{(i'_{BX} - i_{BX})}{\left( \frac{d i'}{d p} \frac{\Delta p}{l} + \frac{\bar{q}_l}{G} \right)} \quad (82)$$

где  $i_{BX}$  и  $i'_{BX}$  - энтальпия воды соответственно на входе в канал и на линии насыщения при давлении на входе, кДж/кг;  $\frac{d i'}{d p}$  - термодинамическая производная [кДж/(кг·МПа)], которая определяется по данным [7] с помощью формул приближенного численного дифференцирования [14]:

$$f'(x) \approx \frac{1}{n} \left( \Delta y_0 - \frac{\Delta^2 y_0}{2} - \frac{\Delta^3 y_0}{3} - \frac{\Delta^4 y_0}{4} \right) \quad (83)$$

$\Delta p$  - перепад давления на участке подогрева в предположении, что в нем течет вода при температуре насыщения, МПа ;

$l$  - длина участка подогрева, м. В первом приближении принимается равной высоте активной зоны  $H_0$ . При последующих итерациях принимается равной координате  $z''_n$ , определенной в текущем итерационном цикле (см. рисунок 1.4);

$\bar{q}_l$  - среднее значение линейного теплового потока на участке подогрева, кВт/м<sup>2</sup>;

$G$  - расход теплоносителя через рассчитываемый канал, кг/с.

#### 9.2.4 Определение перепада давления

Перепад давления на участке подогрева рассчитывается в предположении, что в нем течет вода при температуре насыщения:

$$\Delta p = \left[ \left( \xi \frac{l}{d_r} + \sum \xi_M \right) \frac{(W\rho)^2}{2 \cdot \rho'} + 9.81 \rho' l \right] \quad (84)$$

где  $\xi$  - коэффициент сопротивления трения в пучке. При этом шаг решетки твэлов для реактора РБМК-1000 может быть принят  $t = 0,01675$  м;  $\sum \xi_M$  - сумма коэффициентов местных сопротивлений, где  $\xi_{M_i} = 0,4 \dots 0,45$  в пределах каждого участка (дистанционирующие решетки), за исключением  $DZ_{10}$  и  $DZ_{11}$  (см. рисунок 31), в пределах которых  $\xi_{M_i} = 1,15$  за счет местного сопротивления в зоне между верхней и нижней ТВС;  $W\rho$  - массовая скорость, кг/(м<sup>2</sup>·с). Определяется по расходу теплоносителя в канале, который для канала со средней нагрузкой рассчитывается по формуле:

$$G = \frac{Q_{TEПЛ}}{\left[ (i - x r)_{\text{ВЫХ}} - i_{\text{ВХ}} \right] N} \quad (85)$$

В формуле (1.10) используются следующие данные:

$i'$  ;  $r$  - соответственно энтальпия воды на линии насыщения и скрытая теплота парообразования при давлении на выходе из канала, кДж/кг;  $x$  - массовое паросодержание на выходе из канала (см. табл. 4);  $i_{\text{ВХ}}$  - энтальпия воды на входе в канал, кДж/кг;  $N$  - количество каналов в активной зоне.

#### 1.2.5 Средней линейный тепловой поток

Среднее значение линейного теплового потока на участке подогрева

$$\bar{q}_l = \frac{q_l(z_{II})}{z_{II}} \frac{H}{\pi} \left( \cos \frac{\pi \delta}{H} - \cos \frac{\pi (z_{II} + \delta)}{H} \right) \quad (86)$$

где  $q_l(z_{II})$  - линейный тепловой поток в центральной плоскости канала, кВт/м, определяемый для канала со средней тепловой нагрузкой по формуле:

$$q_l(z_{II}) = \frac{Q_{TEПЛ} \cdot K_Z}{H_0 \cdot N} \quad (87)$$

здесь  $K_z=1.5$  -коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны;  $H=H_0+2 \cdot d$  высота активной зоны с учетом экстраполированной добавки, м.

### 9.3 Определение координаты точки начала поверхностного кипения

Поиск координаты начала поверхностного кипения при расчете реактора типа РБМК осуществляется в пределах подогрева теплоносителя до температуры кипения. Расчет выполняется для одного канала (со средней тепловой нагрузкой) ряда расчетных сечений с шагом по высоте  $\Delta z$ . При определении с заданной точностью  $z$  координаты сечения начала поверхностного кипения используется итерационный метод, когда постепенно сужается участок канала, на котором ведется поиск. Схема алгоритма определения координаты точки начала поверхностного кипения изображена на рис. 33

#### 9.3.1 Определение теплофизическими свойствами теплоносителя

По известному давлению теплоносителя на входе в канал (исходные данные) и выходе из участка подогрева определяются теплофизические свойства теплоносителя на линии насыщения ( $i', i'', c', c'', \gamma, \mu, m', n'$ ). Предполагая линейный закон изменения этих величин по длине участка подогрева, определяют интенсивность их изменения по высоте канала:

$$\frac{dA}{dz} = \frac{A_{ВЫХ} - A_{ВХ}}{z_{II}} \quad (88)$$

где  $A_{ВЫХ}$  и  $A_{ВХ}$  - значения того или иного теплофизического свойства на входе и выходе участка подогрева. При этом для расчетного сечения  $z$  значение теплофизических свойств может быть определено как:

$$A(z) = A_{ВХ} + z \frac{dA}{dz} \quad (89)$$

Скорость теплоносителя в расчетных сечениях определяется как

$$W_0(z) = W \rho V(z) \quad (90)$$

где  $V(z) = f[\rho(z); \Theta_T(z)]$  - удельный объем теплоносителя в расчетном сечении с координатой  $z$ , м<sup>3</sup>/кг.

$$i_T(z) = i_{ВХ} + \frac{q_i(z_{II})}{G} \frac{H}{\pi} \left( \cos \frac{\pi \delta}{H} - \cos \frac{\pi(z + \delta)}{H} \right) \quad (91)$$

#### 9.3.2 Определение относительной энтальпии

Относительная энтальпия, соответствующая началу закипания в расчетном сечении с координатой, определяется как

$$x_{Н.К.}^{ОТН} = -0.49 \left( \frac{q_s(z)}{\rho' W_0 r} \right)^{0.3} \text{Re}_q^{0.4} \left( \frac{\rho}{\rho_{КР}} \right)^{0.15} \quad (92)$$

где поверхностная тепловая нагрузка:

$$q_s(z) = \frac{0.94 \cdot q_l(z)}{\Pi_{ТЕП}} \cdot \sin \frac{\pi(z + \delta)}{H} \quad (93)$$

а число Рейнольдса:

$$\text{Re}_q = \frac{\left( \frac{q_s(z)}{\rho' r} \right) \sqrt{\frac{\sigma}{9.81(\rho' - \rho'')}}}{\nu'} \quad (94)$$

Теплофизические свойства и скорость теплоносителя, входящие в формулы (93) и (94), на первом итерационном шаге определяются согласно рекомендациям. На втором и всех последующих шагах эти величины могут приниматься равными среднеарифметическим значениям между входом и выходом участка, заключенного между сечениями с координатами  $Z_{i-1}$  и  $Z_i$ . Выбор этих координат определяется условиями:

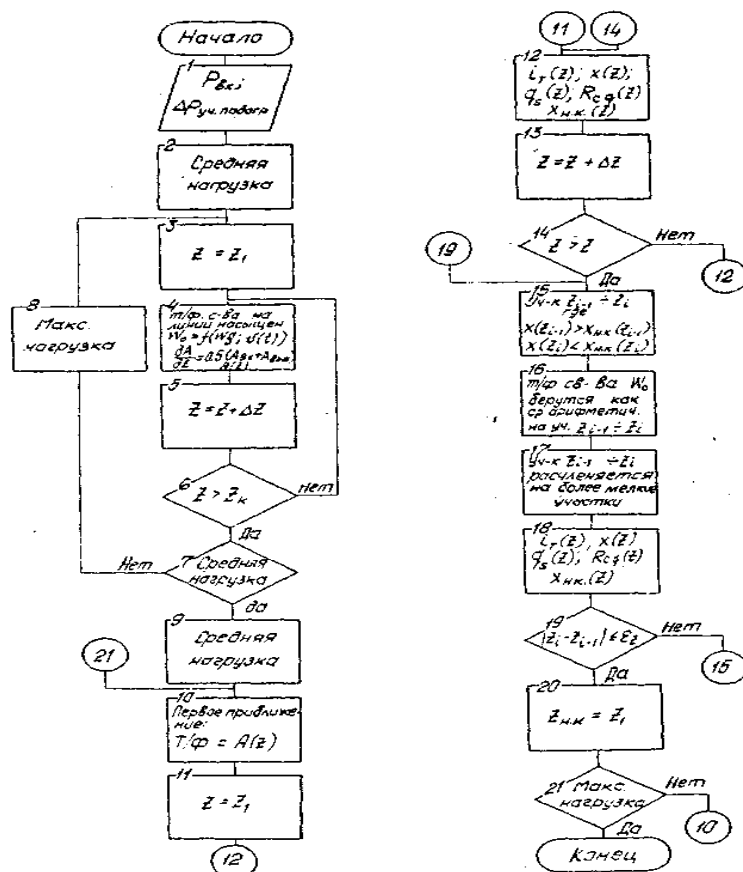


Рис. 34. Схема алгоритма определения координаты начала поверхностного кипения

$$\left. \begin{aligned} x_{OTH}(z_{i-1}) &< x_{H.K.}^{OTH}(z_{i-1}) \\ x_{OTH}(z_i) &> x_{H.K.}^{OTH}(z_i) \end{aligned} \right\} \quad (95)$$

Итерационный цикл по определению точки начала поверхностного кипения считается законченным, если соблюдено условие

$$|z_i - z_{i-1}| \leq \varepsilon_z \quad (96)$$

где  $\varepsilon_z$  наперед заданная точность в определении координаты точки закипания, например 0,01 м. При этом принимается  $z_{H.K.} = z_i = z_{i-1}$ .

### 9.3.3 Определение координаты точки начала поверхностного кипения

Наряду с рассмотренным способом определения координаты точки начала поверхностного кипения, основанным на итерационном вычислительном процессе, возможен упрощенный способ нахождения  $z_{H.K.}$ .

$$z_{H.K.} = \frac{z_i + x_i^{OTH} - x_{H.K.}^{OTH}}{x_i^{OTH} - x_{i-1}^{OTH}} \cdot (z_i - z_{i-1}) \quad (97)$$

Здесь  $x_{H.K.}^{OTH}$  рассчитывают по формуле(95),но расчет ведут по средним значениям:

$$x_{H.K.}^{OTH} = -0.49 \left( \frac{\bar{q}_s(z)}{\bar{\rho}' W_0 r} \right)^{0.3} \text{Re}_q^{0.4} \left( \frac{\bar{p}}{\rho_{KP}} \right)^{0.15} \quad (98)$$

где

$$\bar{q}_s = \frac{0.94 \cdot q_l(z_{Ц})}{K_z \cdot \Pi_{ТЕП}} \quad (99)$$

Теплофизические свойства теплоносителя и его скорость в формуле (99) определяются как среднеарифметические между входом и выходом участка подогрева ( $z_{ВХ} - z_{Ц}$ ) с учетом уточненного (см. п.9.3.1) перепада давления на этом участке. Выбор координат  $z_{i-1}$ , и  $z_i$  определяется условием

$$x_{i-1}^{OTH} < x_{H.K.}^{OTH} < x_i^{OTH} \quad (100)$$

Относительную энтальпию  $x_{i-1}^{OTH}$  и  $x_i^{OTH}$  рассчитывают по формуле из книги энергетические ядерные реакторы.

## 9.4 Определение координаты точки начала развитого объемного кипения

Координату точки начала развитого объемного кипения теплоносителя определяют по формуле

$$Z_p = Z_i + \frac{\chi_p^{OTH} - \chi_{i-1}^{OTH}}{\chi_i^{OTH} - \chi_{i-1}^{OTH}} (Z_i - Z_{i-1}) \quad (101)$$

Выбор координат  $Z_{i-1}$ , и  $Z_i$  определяется условием

$$\chi_{i-1}^{OTH} < \chi_p^{OTH} < \chi_i^{OTH} \quad (102)$$

где  $\chi_{i-1}^{OTH}$  и  $\chi_i^{OTH}$  - относительные энтальпии теплоносителя в сечениях с координатами  $Z_{i-1}$ , и  $Z_i$ .

Массовое паросодержание (относительная энтальпия) в точке развитого объемного кипения:

$$\chi_p = \frac{1}{1 + \frac{1 - \beta_p}{\beta_p} \cdot \frac{\bar{\rho}'}{\bar{\rho}''}} \quad (103)$$

где  $\beta_p$  - объемное расходное паросодержание в области  $x > 0$ , при которой начинается развитое объемное кипение:

$$\beta_p = 3.22 \left( \frac{\bar{q}_s}{\bar{\rho}' W_0 \bar{r}} \right)^{0.2} \quad (104)$$

Здесь  $\bar{q}_s$  - среднее для канала значение поверхностного теплового потока, определяемое по формуле (94), кВт/м<sup>2</sup>.

Теплофизические свойства теплоносителя и его скорость, входящие в формулы (103) и (104), определяются как среднеарифметические на участке подогрева (см. п. 9.3.1).

## 9.5 Оценка распределения истинного объемного и массового паросодержания по высоте канала

Потеря давления в канале и теплоотдача к двухфазному потоку теплоносителя определяются режимом течения. Основными характеристиками двухфазного потока при этом являются истинное объемное и массовое расходное  $x$  паросодержание. После определения границ между различными режимами течения становится возможным установить характер распределения  $\alpha$  и  $x$  по высоте канала.

### 9.5.1 Определение массового и истинного паросодержания

На участке поверхностного кипения с координатами от  $Z_{НК}$  до  $Z_{П}$  изменение массового паросодержания  $x(z)$  интерполируется прямой от  $x(Z_{НК}) = 0$  до  $x(Z_{П})$  где

$$x_{II} = \frac{1}{1 - \frac{1 - \varphi_{II}}{\varphi_{II}} \cdot \frac{\rho'}{\rho''}} \quad (105)$$

Здесь  $\varphi_{II}$  - истинное объемное паросодержание. Плотность воды и пара в формуле (103) также определяются по этому сечению.

Истинное объемное паросодержание в пределах рассматриваемого участка

$$\varphi(z) = \varphi_{II} \left[ 1 - \frac{\chi_{OTH}(z)}{\chi_{HK}^{OTH}} \right] \quad (106)$$

где  $\chi_{OTH}(z)$  и  $\chi_{HK}^{OTH}$  - относительные энтальпии в сечениях с координатами  $z$  и  $z_{HK}$ .

### 9.5.2 Определение промежуточных значений массового и истинного паросодержания

На участке канала, заключенного между сечениями с координатами  $z_{II}$  и  $z_P$ , изменение массового паросодержания  $\chi(z)$  интерполируется прямой от  $\chi(z_{II}) = \chi_{II}$  до  $\chi(z_P) = \chi_P$  (см. формулы (103) и (101)).

Истинное объемное паросодержание на этом участке также интерполируется прямой  $\varphi(z_{II}) = \varphi_{II}$  до  $\varphi(z_P) = \varphi_P$

### 9.5.3 Расчет участка развитого пузырькового кипения

На участке развитого пузырькового кипения между сечениями с координатами  $z_P$  и  $z_{ВЫХ}$ , массовое расходное паросодержание равно относительной энтальпии и рассчитывается по формуле (107):

$$\chi(z) = \chi_{OTH}(z) \quad (107)$$

Истинное объемное паросодержание на этом участке:

$$\varphi(z) = \frac{1}{1 + \frac{1 - \chi(z)}{\chi(z)} \cdot \frac{\rho''}{\rho'} \cdot S_P} \quad (108)$$

Коэффициент проскальзывания ( $S_P = W''/W'$ ) по высоте канала остается практически постоянным. Используя  $v_P$  [см. формулу (104)], его оценку можно выполнить по формуле

$$S_P = 1 + \frac{0.6 + 1.5\beta_P^2}{Fr^{0.25}} \left( 1 - \frac{\bar{\rho}}{\rho_{KP}} \right) \quad (109)$$

здесь число Фруда рассчитывается по формуле:

$$Fr = \frac{[W_{CM}(z_P)]^2}{9.81d_T} \quad (110)$$



скорость смеси:

$$W_{CM}(z_p) = W_0''(z_p) + W_0'(z_p) \quad (111)$$

приведенная скорость пара:

$$W_0'' = \frac{\beta_p W_0}{1 - \beta_p \left(1 - \frac{\rho''}{\rho'}\right)} \quad (112)$$

где  $W_0'' = \frac{W_p}{\rho'}$ ;  $\rho'$  и  $\rho''$  (см. п.9.2.1)

Приведенная скорость воды:

$$W_0'(z_p) = W_0''(z_p) \frac{1 - \beta_p}{\beta_p} \quad (113)$$

## 9.6 Расчет потери напора и распределения давления по высоте канала

Расчетные соотношения для определения потери напора по высоте канала предопределяются характером сечения и структурой потока. По высоте рабочего канала реактора типа РБМК различают три участка: с однофазной средой (от  $Z_{ВХ}$  до  $Z_{НК}$ ), поверхностного кипения (от  $Z_{НК}$  до  $Z_p$ ), с двухфазной средой и развитым объемным кипением (от  $Z_p$  до  $Z_{ВЫХ}$ ). При расчете потери напора на каждом из двух участков они, в свою очередь, расчленяются на несколько расчетных элементов, в пределах которых определяются длина элемента  $\Delta Z$  и сумма коэффициентов местных сопротивлений  $\sum \xi_M$  (см. п.9.2.4). В общем случае потеря напора определяется как сумма отдельных составляющих:

$$\Delta \rho_S = \Delta \rho_{TP} + \Delta \rho_M + \Delta \rho_{НИВ} + \Delta \rho_{УСК} \quad (114)$$

### 9.6.1 Определение потери давления на трение

Потеря давления на преодоление сопротивления трения: при течении однофазной среды:

$$\Delta \rho_{TP}^K = \xi \frac{\Delta Z}{d_\Gamma} \cdot \frac{(W\rho)^2}{2\rho_K} \quad (115)$$

на участке развитого кипения:

$$\Delta \rho_{TP}^{PK} = \Delta \rho_{TP}^{B.O} \left[ 1 + \psi \chi \left( \frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) \right] \frac{(W\rho)^2}{\rho'} \quad (116)$$

на участке поверхностного кипения:

$$\Delta\rho_{TP}^{ПК} = \Delta\rho_{TP}^{Б,О} \left[ 1 + 18,5 \left( \frac{q_s}{\eta\rho''W_0} \right)^{0,7} \right] \quad (117)$$

где  $\Delta\rho_{TP}^{Б,О}$  рассчитывают по формуле (115).

В приведенных формулах приняты следующие обозначения:

$DZ$  - длина рассчитываемого элемента, м;  $d_{Г}$  - гидравлический диаметр, м;  $\rho_{к}, \rho', \rho'', \gamma$  - соответственно плотность среды на участке однофазного потока, плотность воды и пара [кг/м<sup>3</sup>] на линии насыщения и скрытая теплота парообразования [кДж/кг], определяемые согласно рекомендациям, приведенным в п.9.2.1;  $x$  - массовое паросодержание в рассчитываемом элементе. Определяется как среднеарифметическое между входом и выходом (см. подразд.1.5);  $\psi$  - поправочный коэффициент, учитывающий структуру двухфазного потока и определяемый по рисунок 1.6;  $q_s$  - среднеарифметическое (между входом и выходом) значение поверхностного теплового потока в рассматриваемом элементе, кВт/м;  $W_0 = W\rho / \rho'$  - скорость циркуляции, м/с.

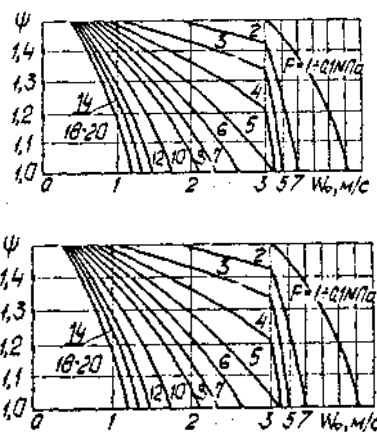


Рис. 35. Зависимость коэффициента от скорости циркуляции и давления

### 9.6.2 Определение потери давления на местных сопротивлениях

Потеря напора из-за местных сопротивлений при течении однофазной среды определяется как:

$$\Delta\rho_M = \sum \xi_M \frac{(W\rho)^2}{\rho_{к}} \quad (118)$$

Для участка с двухфазной средой:

$$\Delta\rho_M = \sum \xi_M \left[ 1 + x \left( \frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) \right] \frac{(W\rho)^2}{2\rho'} \quad (119)$$

### 9.6.3 Определение нивелирной составляющей потери давления

Нивелирная составляющая потери напора при течении: однофазной среды:

$$\Delta\rho_{ННВ} = 9.81\rho_{\kappa}\Delta z \quad (120)$$

для двухфазной среды:

$$\Delta\rho_{ННВ} = 9.81\rho_{СМ}\Delta z \quad (121)$$

где  $\rho_{СМ}$  - плотность пароводяной смеси,

$$\rho_{СМ} = \rho''\varphi + \rho'(1-\varphi) \quad (122)$$

здесь  $\varphi$  - истинное объемное паросодержание на рассчитываемом элементе, определяемое как среднеарифметическое между входом и выходом.

#### 9.6.4 Определение потери давления на ускорение среды

Потеря напора на ускорение среды учитывается только на участках поверхностного и развитого кипения теплоносителя:

$$\Delta\rho_{УСК} = \frac{(W\rho)^2}{\rho'} \cdot \frac{\Delta\varphi\left(1 - \frac{\rho''}{\rho'}\right)}{1 - \Delta\varphi\left(1 - \frac{\rho''}{\rho'}\right)} \quad (123)$$

где  $\Delta\varphi$  - приращение истинного объемного паросодержания по длине рассчитываемого элемента.

#### 9.6.5 Давление теплоносителя

Давление теплоносителя в расчетных сечениях по высоте канала:

$$\Delta\rho(z_i) = \rho(z_{i-1}) - \Delta\rho_{\Sigma}(z_i) \quad (124)$$

### 9.7 Расчет коэффициентов теплоотдачи, температуры наружной поверхности оболочки твэла и запаса до кризиса теплообмена по высоте канала

#### 9.7.1 Температура наружной поверхности оболочки твэла

Температура наружной поверхности оболочки твэла по высоте канала со средней тепловой нагрузкой:

$$\Theta_{об}^H(z) = \Theta_T(z) + \frac{q_s(z)}{\alpha(z)} \quad (125)$$

де  $\Theta_T(z)$ - температура теплоносителя в расчетном сечении с координатой  $z$ , °С. Определяется по энтальпии и давлению для участка с однофазной средой от  $Z_{ВХ}$  до  $Z_{П}$ . Выше координаты  $Z_{П}$  теплоноситель находится в состоянии насыщения и его температура определяется как температура насыщения при соответствующем давлении;  $q_s(z)$ - поверхностный тепловой поток в расчетном сечении, кВт/м ;  $\alpha(z)$  - коэффициент теплоотдачи от твэла к теплоносителю, кВт/м<sup>2</sup>К).

Расчетные соотношения для определения коэффициента теплоотдачи зависят от режима течения и структуры потока. Применительно к рабочим каналам реактора РБМК по их высоте выделяют три участка:

- конвективного теплообмена от  $Z = 0$  до  $Z = Z_{\text{НК}}$
- поверхностного кипения от  $Z = Z_{\text{НК}}$  до  $Z = Z_{\text{Р}}$
- развитого кипения от  $Z = Z_{\text{Р}}$  до  $Z = Z_{\text{ВЫХ}}$

#### 9.7.2 Участок конвективного теплообмена

На участке конвективного теплообмена коэффициент теплоотдачи рассчитывают по формуле(126):

$$\alpha(z) = 0,021 \frac{\lambda(z)}{d_A} \left( \frac{W\rho \cdot d_A}{\mu(z)} \right)^{0,8} \cdot \text{Pr}(z)^{0,43} \quad (126)$$

Где  $\lambda(z), \mu(z), \text{Pr}(z)$  - соответственно коэффициент теплопроводности, коэффициент кинематической вязкости и число Прандтля для теплоносителя в расчетном сечении ТВС с координатой  $Z$ ;  $W\rho, d_A$  - соответственно массовая скорость теплоносителя и гидравлический диаметр.

#### 9.7.3 Участок поверхностного кипения

На участке поверхностного кипения коэффициент теплоотдачи в каждом расчетном сечении может быть определен в соответствии с формулой, рекомендованной Л.С. Стерманом [3; 4]:

$$\alpha_{\text{ПК}} = \frac{\lambda}{d_r} Nu_{\text{Б.К}} 6150 \left[ \frac{q_s}{W' \rho'' r} \left( \frac{\rho''}{\rho'} \right)^{1,45} \left( \frac{r}{C_p T_s} \right)^{0,333} \right]^{0,7} \quad (127)$$

здесь  $Nu_{\text{Б.К}}$  - число Нуссельта, которое определяется обычной зависимостью для турбулентного режима течения однофазной среды (см. формулу(1.51));  $W' = W_{\text{СМ}} \frac{1-\beta}{1-\varphi}$  - скорость воды, м/с;  $W_{\text{СМ}} = W_0 \left[ 1 + \chi \left( \frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) \right]$  - скорость смеси, м/с;  $T_s = \Theta_s + 273$  - температура насыщения, К.

Эта формула применима при соблюдении условия:

$$\left[ \frac{q_s}{W' \rho'' r} \left( \frac{\rho''}{\rho'} \right)^{1,45} \left( \frac{r}{C_p T_s} \right)^{0,333} \right]^{0,7} > 0,4 \cdot 10^{-5} \quad (128)$$

В противном случае коэффициент теплоотдачи рассчитывается по формуле (126).

#### 9.7.4 Коэффициент теплоотдачи на участке развитого кипения

На участке развитого кипения коэффициент теплоотдачи в каждом рассматриваемом сечении рассчитывается по соотношениям:

$$\alpha_{\text{Р.К}} = C_{\text{Р}} \rho' W_{\text{СМ}} St \quad (129)$$

где  $St$  - число Стантона, подсчитываемое как:

$$St = 1.25M \left( \frac{\rho \cdot 10^6 \sqrt{\frac{\sigma}{9.81\rho''}}}{\sigma} \right)^{0.333} \quad (130)$$

здесь  $p$  - давление теплоносителя, МПа;  $y, p''$  - соответственно коэффициент поверхностного натяжения, Н/м; и плотность пара на линии насыщения, кг/м<sup>3</sup>;

$$M = \frac{q_s}{W_{CM}\rho' r} \left( \frac{r\lambda}{q_s C_p} \sqrt{\frac{9.81\rho''}{\sigma}} \right)^{0.333} \left( \frac{r}{C_p T_s} \right)^{0.5} \quad (131)$$

Все теплофизические параметры, входящие в эти формулы, определяются по температуре насыщения.

#### 9.7.5 Коэффициент запаса до кризиса теплообмена

Коэффициент запаса до кризиса теплообмена определяют соотношением:

$$K(z) = \frac{q_{кр}(z)}{q_s(z)} \quad (132)$$

где  $q_s(z)$  - поверхностная тепловая нагрузка, кВт/м<sup>2</sup>;  $q_{кр}(z)$  - критический тепловой поток, который можно рассчитать по формуле:

$$q_{кр} = 845(W/\rho)^{0.2} (1 - 3.35 \cdot 10^{-2} \rho)(1 - x)^{1.2} \quad (133)$$

Здесь  $p$  - давление теплоносителя, МПа;  $x$  - относительная энтальпия.

### 9.8 Расчет температур внутренней поверхности оболочки твэла, наружной поверхности и центральной части топливного сердечника

Температуры внутренней поверхности оболочки твэла, наружной поверхности и центральной части топливного сердечника существенным образом зависят от теплопроводности соответственно циркония, гелия и двуокиси урана, которые в свою очередь являются функциями температуры. В силу этого расчет указанных температур ведется итерационным способом. Расчет считается законченным, если расхождение в значениях температур, полученных в двух последних итерационных циклах, не превышает наперед заданной величины, например  $\varepsilon_0 = 1^{\circ}C$ .

#### 9.8.1 Температура внутренней поверхности оболочки твэла

Температура внутренней поверхности оболочки твэла [1]:

$$\Theta_{об}^{BH}(z) = \Theta_{об}^H(z) + 0,94 \frac{q_L(z_{ц})}{n} \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H} \cdot \frac{\ln \frac{d}{d_1}}{2\pi\lambda_z(z)} \quad (134)$$

где  $q_L(z_{ц})$  - линейный тепловой поток в центральной плоскости канала, кВт/м.

Остальные величины, входящие в формулу(133) подсчитаны ранее или определены в исходных данных.

### 9.8.2 Температура наружной поверхности топливного сердечника

Температура наружной поверхности топливного сердечника:

$$\Theta_C^H(z) = \Theta_{OB}^{BH}(z) + \frac{0.94 q_L(z_U) \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H}}{2\pi r_{343} n} \cdot \frac{\delta_{343}}{\lambda_{He}(z)} \quad (135)$$

где  $r_{343} \frac{d_1 + d_c}{4} = 0,00585 м$  - средний радиус газового зазора между оболочкой и топливным сердечником;  $\delta_{343} = 0,0004 м$  - толщина газового зазора.

### 9.8.3 Температура в центре топливного сердечника

Температура в центре топливного сердечника [1]:

$$\Theta_C^H(z) = \Theta_C^H(z) + \frac{0.94 \frac{q_L(z_U)}{n} \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H}}{4\pi \bar{\lambda}_c(z)} \quad (136)$$

где  $\bar{\lambda}_c(z)$ - коэффициент теплопроводности двуокиси урана, кВт/(м·К).

## 9.9 Расчет температурного режима графитовой кладки

Температура графита по высоте канала(максимальной и средней нагрузки) не должна превышать 700 °С [б] и определяется как:

$$\Theta_{ГР}(z) = \Theta_T(z) + \Delta\Theta_\alpha(z) + \Delta\Theta_{ГР}(z) + \Delta\Theta_{3-B}(z) + \Delta\Theta_{ГР}(z) \quad (137)$$

где  $\Delta\Theta_\alpha(z)$ - температурный перепад вследствие теплоотдачи от внутренней поверхности трубы к теплоносителю, °С;  $\Delta\Theta_{ГР}(z)$ - температурный перепад по толщине стенки трубы, °С;  $\Delta\Theta_{3-B}(z)$ - перепад температуры на системе "газовые зазоры - графитовые втулки"(рисунок 1.7), °С. При выполнении курсового проекта может быть оценён значением 80...100 °С. Подробнее методика изложена в [6];  $\Delta\Theta_{ГР}(z)$ - температурный перепад по толщине графитового блока, °С.

### 9.9.1 Температурный перепад от внутренней поверхности трубы к теплоносителю

Температурный перепад вследствие теплоотдачи от внутренней поверхности трубы к теплоносителю:

$$\Delta\Theta_\alpha(z) = \frac{q_S^{ГР}(z)}{\alpha(z)} \quad (138)$$

где  $q_S^{ГР}(z) = 0,06 \frac{q_L(z_U)}{\pi d_{ГР}^{BH}} \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H}$  - поверхностный тепловой поток, обусловленный тепловыделением в графитовой кладке, втулках и циркониевой трубе канала с внутренним диаметром  $d_{ГР}^{BH}$  (см. табл2), кВт/м<sup>2</sup>;  $\alpha(z)$ -

коэффициент теплоотдачи от стенки циркониевой трубы к теплоносителю, кВт/(м<sup>2</sup>·К).

### 9.9.2 Температурный перепад по толщине стенки трубы

Температурный перепад по толщине стенки трубы:

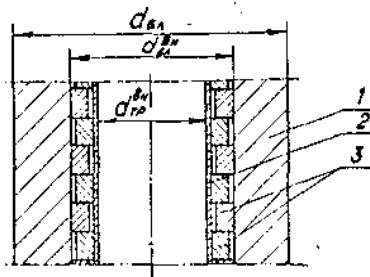
$$\Delta\Theta_{TP}(z) = \frac{0,06q_L(z_{Ц}) \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H}}{\pi(d_{TP}^H + d_{TP}^{BH})} \cdot \frac{d_{TP}^H - d_{TP}^{BH}}{\lambda_{zr}(z)} \quad (139)$$

где  $d_{TP}^H$ ,  $d_{TP}^{BH}$  - соответственно наружный и внутренний диаметр циркониевой трубы, м.

### 9.9.3 Температурный перепад по толщине графитового блока

Температурный перепад по толщине графитового блока:

$$\Delta\Theta_{ГР}(z) = \frac{0,06 \cdot q_L(z_{Ц}) \cdot \sin \frac{\pi(z+\delta)}{H}}{4\pi\lambda_{ГР}} \left[ \frac{2r_2^2}{r_2^2 - r_1^2} \ln \frac{r_2}{r_1} - 1 \right] \quad (140)$$



1 - графитовый блок; 2 - циркуляционная труба канала; 3 - графитовая кладка

Рис. 36. Схематический разрез топливного канала с блоком графитовой кладки без ТВС

где  $r_1 = 0,5 \cdot d_{БЛ}^{BH}$  - радиус центрального отверстия в графитовом блоке, м

(см. таблицу 2, рисунок 1.1 и 1.7);  $r_2 = \sqrt{\frac{f_{ЯЧ}}{\pi}}$  эквивалентный наружный радиус графитового блока, м;  $\lambda_{ГР}$  - коэффициент теплопроводности графита, кВт(м·К).

## ТЕМА 10. ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ

### 10.1. Особенности проблемы безопасности ядерных реакторов

Проблема обеспечения безопасности ядерных реакторов объективно сложная и специфичная. Количественно безопасность определяется риском, равным произведению вероятности аварии на тяжесть ее последствий. Тут возникает почва для неопределенности оценки, поскольку аварии на очень надежном оборудовании АЭС редки, а тяжесть последствий может быть большой. В активной зоне сосредоточена ядерная энергия эквивалентная нескольким ГВт·год, тепловая, механическая и химическая энергии, эквивалентные тоннам бензина, сотни молей радиоактивных и токсичных веществ (например, плутоний).

Безопасность атомных станций (АС), ядерная и радиационная – свойство при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами.

В проекте реактора заранее предусмотрены меры по преодолению возможных аварий, определены противоаварийные средства. Используются детерминистские и вероятностные методы анализа аварий, программы качества, научного сопровождения и учета опыта эксплуатации, независимые проверки и постоянный контроль госатомнадзора для минимизации аварий. Выпускается отчет по обоснованию безопасности (ООБ, ПООБ).

*Авария* – нарушение эксплуатации АС, при котором произошел выход радиоактивных веществ и/или ионизирующего излучения за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями.

*Проектная авария* – авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной, независимой от исходного события ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

*Запроектная авария* – авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала.



## 10.2. Основы радиационной безопасности

### Проблема безопасности ЯЭУ

Обеспечению безопасности ЯЭУ придается особое значение. Это объясняется тем, что в процессе работы в ядерном реакторе накапливается большое количество радиоактивных продуктов деления (в реакторе тепловой мощностью 3000 МВт суммарная активность продуктов деления достигает  $10^{19}$  Бк, или  $10^{10}$  Ки), становятся радиоактивными теплоноситель и другие материалы, расположенные как в самой активной зоне, так и вблизи нее, образуются радиоактивные отходы и, наконец, реактор является мощным источником ионизирующего излучения. Все это представляет собой потенциальную опасность для людей и окружающей среды. Поэтому все специфические вопросы обеспечения безопасности АЭУ или АЭС связаны с радиационной безопасностью.

Для защиты от ионизирующего излучения реактор и технологические контуры ЯЭУ окружаются мощной биологической защитой, за пределами которой создаются безопасные условия работы персонала. Предусматриваются специальные меры безопасности при обращении с радиоактивными отходами.

Необходимыми условиями надежной и безаварийной работы ЯЭУ являются качественное выполнение систем и устройств, обеспечивающих нормальную эксплуатацию ЯЭУ, повышение контроля качества оборудования при его изготовлении, монтаже и ремонте, проведение наблюдения и периодического контроля в процессе эксплуатации за состоянием металла и оборудования, и прежде всего за корпусом реактора, местами его соединения с патрубками и трубопроводами контура циркуляции теплоносителя, сварными соединениями трубопроводов; выполнение комплекса профилактических противоаварийных мероприятий по всем технологическим системам ЯЭУ, наличие в ЯЭУ и АЭС надежных и эффективных предохранительных устройств и защит, проведение специальных противоаварийных мероприятий на территории АЭС и на окружающей местности.

### Обеспечение безопасности.

Концепция безопасности АЭС основана на следующих основных положениях, документах и требованиях:

- требования законов «Об использовании атомной энергии» и «О радиационной безопасности населения»;
- требования отечественных норм и правил в области атомной энергетики применительно к специфике разрабатываемого энергоблока с учетом их дальнейшего развития;

- современная философия и принципы безопасности, выработанные мировым ядерным сообществом и закрепленные в нормах безопасности МАГАТЭ; публикациях Международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG), требованиях EUR и URD NRC;

- использование комплекса отработанных и проверенных эксплуатацией технических решений;

- применение верифицированных и аттестованных расчетных методик, кодов и программ, отработанной методологии анализа безопасности, достоверной базы данных;

- опыт разработки установок нового поколения повышенной безопасности;

- обеспечение низкой чувствительности к ошибкам и ошибочным решениям персонала;

- обеспечение низких рисков значительных выбросов радиоактивных веществ при авариях;

- учет результатов исследования в области тяжелых аварий с внедрением организационных и технических мер по их предотвращению и ограничению последствий.

Цель радиологической защиты – ограничение доз облучения персонала, населения и выхода радиоактивных веществ в окружающую среду. Достижение технических целей безопасности обеспечивается решением следующих задач:

- повышение качества оборудования, систем и их эксплуатации;

- внедрение комплекса специальных инженерных систем и средств для преодоления проектных и запроектных аварий, в т.ч. локализирующих средств и систем, включая двойную защитную оболочку;

- достижение вероятности тяжелого повреждения активной зоны, в том числе на остановленном реакторе, менее  $10^{-6}$  на реактор в год;

- достижение вероятности возникновения уровня радиационного фактора (уровня вмешательства), при превышении которого следует проводить мероприятия по эвакуации населения за пределы зоны с радиусом 800 м, менее  $10^{-7}$  на реактор в год;

- внедрение технических средств, реализующих использование свойств самозащитности, самосрабатывания, пассивного принципа действия.

### **Критерии безопасности и проектные пределы**

Критерии безопасности и проектные пределы принимаются в соответствии с действующей нормативной документацией, и рекомендациями МКРЗ (Международная комиссия по радиологической защите) и МАГАТЭ. В проекте обосновывается, что соответствующим образом обеспечивается радиационная безопасность путем не превышения проектных пределов, которые в свою очередь ограничивают:

- уровень активности воды первого контура по продуктам деления;
- уровень активности воды (пара) во втором контуре, в сетевой воде (при работе по циклу АТЭЦ);
- уровень активности воды, охлаждающей оборудование первого контура;
- уровень активности воды в бассейне хранения отработавшего топлива;
- выброс радиоактивных веществ в атмосферу и сброс радионуклидов в окружающую среду не должны превышать требований санитарных правил АС;
- уровни излучения в помещениях АЭС.

В проекте определены проектные пределы, установленные нормативами по степени герметичности защитных барьеров: оболочки твэлов, первого контура, участков локализации контуров, смежных с первым контуром, локализующей арматуры, бассейна выдержки, защитной оболочки. С целью предотвращения ядерной аварии в проекте учтены критерии ядерной безопасности, при которых:

- обеспечен контроль и управление активной зоной реактора;
- исключена локальная критичность при перегрузке, транспортировке и хранении ядерного топлива;
- обеспечено охлаждение твэл.

В проекте учтены установленные нормами и правилами, эксплуатационный предел и предел безопасной эксплуатации повреждаемости твэл при работе АЭС на мощности. В проекте будут определены и обоснованы способы идентификации указанных пределов.

Вероятность тяжелого повреждения топлива, приводящего к частичному или полному расплавлению активной зоны без выхода расплава за пределы корпуса, не должна превышать  $10^{-6}$  на реактор в год.

Вероятность расплавления активной зоны с выходом расплава за пределы корпуса реактора не должна превышать  $10^{-7}$  на реактор в год.

Критерии и проектные пределы взрыво-, пожаробезопасности устанавливаются в соответствии с требованиями специальных нормативных документов и рекомендаций и включают критерии огнестойкости, соответствующие им проектные пределы по параметрам внешней среды при пожаре.

### **Принцип глубоко эшелонированной защиты**

Безопасность АЭС обеспечивается за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты. Указанный принцип основан на применении последовательных физических барьеров на пути потенциально возможного распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Глубоко эшелонированная защита включает в себя четыре физических барьера:

- топливную матрицу;
- оболочку ТВЭЛ;
- границу контура теплоносителя реактора;
- герметичное ограждение реакторной установки и биологическую защиту;

а также пять уровней технических и организационных мер по защите этих барьеров.

### **Основные принципы и проектные основы систем безопасности**

Комплекс систем безопасности сформирован, исходя из следующих основных положений:

- выполнения функций безопасности;
- соответствие требованиям действующих норм и правил с проектным запасом;
- соответствия мировому подходу к системам безопасности APWR;
- сочетания активного и пассивного принципов функционирования;
- использования свойств внутренней самозащищенности;
- реализации алгоритмов автоматического управления с учетом самосрабатывающих устройств безопасности;
- построения систем безопасности с учетом условий проектных аварий и воздействий, а также условий запроектных аварий.

Основные принципы обеспечения надежности систем безопасности, которые реализуются в проекте энергоблока:

- резервирование;
- построение элементов и систем с выполнением принципа безопасного отказа;
- физическое, гидравлическое, электрическое разделение каналов и систем;
- стойкость оборудования к аварийным внешним условиям и воздействиям, в т.ч. сейсмостойкость, гидро- и термозащищенность и т.д.;
- прямая и теньевая защита систем безопасности и их структурных каналов от внешних воздействий;
- автоматизация управления, в том числе с учетом устройств прямого действия;
- непрерывный и/или периодический контроль работоспособности, самодиагностика;
- консервативный подход при проектных условиях протекания аварий и реалистический подход для условий расширенного проектирования (запроектные аварии).

Проектом должно обеспечиваться выполнение функций безопасности в необходимом объеме с учётом природных, техногенных воздействий и внутренних воздействий.

### **Внутренняя самозащищенность**

Проектные решения направлены на применение свойств внутренней самозащищенности, присущих РУ с водо-водяными реакторами. Внутренняя самозащищенность РУ выражается в способности предотвращать развитие исходных событий и аварий, ограничивать их последствия без участия персонала, потребления энергии и внешней помощи в течение длительного времени. Это время должно быть использовано персоналом для оценки ситуации и выполнения корректирующих действий.

### **Анализ и обоснование безопасности**

При анализе и обосновании безопасности применяются два метода:

детерминистический и вероятностный. В рамках детерминистического анализа конструкций, систем и компонентов АЭС обосновывается их соответствие нормам и правилам, действующим в атомной энергетике. Вероятностный анализ обеспечивает поддержку детерминистскому анализу в части выбора для рассмотрения сценариев запроектных аварий, выявления узких мест проекта и оценки эффективности решений по повышению безопасности; обеспечивает сбалансированность глубоко эшелонированной защиты и демонстрирует, соответствие проекта целевым вероятностным показателям безопасности.

### **Обеспечение безопасности при природных и техногенных воздействиях**

К учитываемым природным воздействиям относятся землетрясения, затопления, нагрузки от ветров, ураганов, снегопадов, смерчей, цунами, низких и высоких температур и др. К учитываемым техногенным воздействиям относятся падение самолета или его частей, воздействие ударной волны, затопление от разрыва водоводов и др.

В условиях нормальной эксплуатации ЯЭУ или АЭС выходу радиоактивных продуктов в окружающую среду препятствует несколько защитных барьеров: топливная композиция в ТВЭЛ, удерживающая продукты деления там, где они образовались, герметичная оболочка ТВЭЛ, герметичный контур циркуляции теплоносителя, который удерживает продукты деления, поступившие в него из негерметичных ТВЭЛ, и, наконец, герметичные ограждения реакторной установки, например герметичные боксы с оборудованием, которые удерживают продукты деления при нарушении герметичности контура циркуляции теплоносителя. На случай нарушения защитных барьеров на АЭС предусмотрены локализирующие устройства,

предотвращающие распространение радиоактивных веществ в окружающую среду: защитные оболочки, системы охлаждения и снижения давления в помещениях.

До тех пор, пока в активной зоне обеспечен достаточный теплосъем, до 98 % радиоактивных веществ удерживается в ТВЭЛ. Значительный выход этих веществ в контур циркуляции теплоносителя возможен только в тех случаях, когда ядерное топливо сильно перегрето и происходит частичное расплавление оболочек ТВЭЛ и самого топлива, а это происходит только тогда, когда энерговыделение в активной зоне превышает теплоотвод из нее. Аварийные режимы работы ЯЭУ, при которых это возможно, сводятся к двум характерным ситуациям: внезапное повышение энерговыделения при неизменном теплоотводе и внезапное ухудшение теплоотвода при постоянной мощности. Рост энерговыделения выше допустимого является ядерной аварией, а ухудшение теплоотвода – аварией, связанной с отказом оборудования и потерей теплоносителя. Первая ситуация возникает в результате бесконтрольного увеличения реактивности (например при заклинивании регулирующих стержней СУЗ или невозможности ввода их в активную зону), резкого изменения температуры и состава теплоносителя и т. д. Основные причины внезапного ухудшения теплоотвода – отключение ГЦН или газодувки, разгерметизация контура охлаждения с истечением теплоносителя, уменьшение проходного сечения для теплоносителя в параллельных каналах активной зоны из-за разрушения каких-либо узлов внутрикорпусных устройств, в результате чего возможна полная или частичная закупорка отдельных каналов.

Сохранность других защитных барьеров, и прежде всего герметичности контура циркуляции теплоносителя препятствует дальнейшему распространению радиоактивных веществ. В этом случае после извлечения поврежденных негерметичных ТВЭЛ теплоноситель (вода) очищается с помощью байпасных фильтров.

Наиболее серьезные аварии в ЯЭУ – это аварии с потерей теплоносителя (АПТ) при разгерметизации трубопроводов контура охлаждения реактора, включая мгновенный разрыв самого крупного трубопровода с двусторонним истечением теплоносителя из разрыва. Следует отметить, что сразу же после разрыва реактор немедленно автоматически останавливается путем сброса стержней аварийной защиты. Например, в реакторах типа ВВЭР это делается по сигналу уменьшения давления в контуре. Аварии, связанные с разгерметизацией трубопроводов, сопровождаются значительной или полной потерей теплоносителя в контуре. Ситуация еще более усугубляется, если одновременно происходит обесточивание ЯЭУ. В результате резко ухудшается охлаждение активной зоны, возможно повреждение ТВЭЛ и расплавление топлива из-за

остаточного тепловыделения. Попавшие в теплоноситель радиоактивные продукты могут через разрыв проникнуть в помещение АЭС. Пар, образующийся при истечении вскипающего теплоносителя из разрыва, вызывает повышение давления в боксах и под защитной оболочкой ЯЭУ. Если эти помещения локализации будут разрушены, то газообразные продукты деления попадут в окружающую среду. Хотя вероятность разрыва самого крупного трубопровода контура охлаждения реактора оценивается очень маленькой величиной — один случай на  $10^6$  реакторо-лет, при проектировании АЭС такой разрыв рассматривается как максимальная проектная авария (МПА), и все защитные и локализирующие устройства на АЭС рассчитываются на предотвращения МПА или локализацию ее последствий. Следует отметить, что большие разрывы сосудов давления, таких как корпус реактора или ПГ, обычно не рассматриваются при оценке безопасности ЯЭУ (кроме реактора АСТ). Это связано с тем, что требования высокого качества, предъявляемые к корпусам на стадии проектирования, изготовления и эксплуатации, а также постоянный контроль за состоянием их металла обуславливают пренебрежимо малую вероятность разрыва этих корпусов.

### **Основные принципы и нормы радиационной безопасности**

В нашей стране основными нормативными документами, определяющими условия работы при воздействии ионизирующих излучений, являются: «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности», регламентирующие требования по обеспечению радиационной безопасности, и «Нормы радиационной безопасности», определяющие уровни воздействия ионизирующих излучений на организм человека. Эти документы периодически перерабатываются и утверждаются Минздравом. На основании их разрабатываются ведомственные и отраслевые Правила, «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», «Правила ядерной безопасности атомных электростанций».

Для каждой АЭС предусматриваются санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН). В СЗЗ (обычно радиусом 3 – 5 км вокруг промышленной площадки АЭС) возможно облучение выше ПД, поэтому в пределах этой зоны запрещается проживание населения. Внутри ЗН (до 20 – 30 км от АЭС) облучение может достигнуть ПД.

Для предотвращения облучения населения при чрезвычайно маловероятном событии – аварии на АЭС с выходом радиоактивных продуктов деления в окружающую среду, промышленная площадка АЭС электрической мощностью 440 МВт и выше должна располагаться не ближе 25 км от городов с населением 0,3 млн человек и не ближе 40 км от городов с населением 1 млн человек и более.

Для обеспечения радиационной безопасности ЯЭУ или АЭС необходимо проведение радиационного технологического, дозиметрического и радиационного контроля внешней среды. К первому виду относится контроль за источниками излучений, источниками образования радиоактивных отходов и возможными путями распространения радиоактивных нуклидов. Ко второму виду относится контроль за радиационной обстановкой на АЭС или ЯЭУ и индивидуальный дозиметрический контроль персонала (определение уровня облучаемости персонала). Третий вид – контроль за радиационной обстановкой внешней среды, окружающей АЭС в пределах зоны наблюдения.

Основной задачей радиационного технологического контроля является определение состояния активной зоны и герметичности оболочек ТВЭЛ – первого защитного барьера, препятствующего попаданию в теплоноситель радиоактивных продуктов деления. По измерению концентрации продуктов деления в теплоносителе можно оценить степень разгерметизации оболочек ТВЭЛ и прогнозировать состояние активной зоны в процессе эксплуатации. Допустимое по проекту количество дефектных ТВЭЛ в реакторах типа ВВЭР и РБМК составляет 1 % – с дефектами типа газовой неплотности и 0,1 % от числа ТВЭЛ – среды, окружающей АЭС.

Кроме того в задачу радиационного технологического контроля входит наблюдение за активными продуктами коррозии в теплоносителе и отложениями на поверхностях оборудования — основными источниками излучения на АЭС, определяющих радиационную обстановку и уровень облучаемости персонала в условиях нормальной эксплуатации. Все виды контроля осуществляются службой радиационной безопасности АЭС с помощью специальной дозиметрической и радиометрической аппаратуры.

### **10.3. Комплекс систем безопасности и защиты ЯЭУ**

Комплекс систем безопасности представляет собой совокупность приборов и устройств, предназначенных для поддержания состояния ЯЭУ или АЭС в предусмотренных безопасных пределах, а если эти пределы нарушены, то для уменьшения последствий аварий. Этот комплекс условно можно разделить на две группы: средства предупреждения аварии и средства ограничения масштаба аварии.

К средствам предупреждения аварии относится многоканальная система контроля нейтронно-физических и теплотехнических параметров активной зоны и САЗ. Система контроля параметров регистрирует период реактора, распределение плотности потока нейтронов по активной зоне и в отражателе, уровень радиоактивности в помещениях АЭС и вне ее, температуру топлива и



теплоносителя (например в реакторе ВВЭР-1000 — на входе в каждую ТВС и выходе из неё), расход и давление теплоносителя в каждой из петель, расход, давление и температуру рабочего тела во втором контуре, тепловую мощность ЯЭУ в целом, уровень воды в компенсаторе объема, ПГ или барабанах-сепараторах, наличие электропитания для работы ГЦН. К средствам предупреждения аварии относятся также следующие системы: контроля герметичности оболочек ТВЭЛ, контроля целостности технологических каналов в реакторе РБМК, контроля металла и оборудования, надежного электропитания на собственные нужды, а также другие системы, предупреждающие об отклонении работы АЭС от нормального режима или предотвращающие развитие аварии. В случае отклонения любого из перечисленных выше параметров за допустимые пределы, а также обесточивания ГЦН система контроля вырабатывает управляющий электрический импульс, вызывающий быстрый ввод стержней аварийной защиты, остановку реактора и введение в действие соответствующей противоаварийной системы, например при обесточивании ГЦН — автоматическое подключение ГЦН к независимому источнику питания — внешней электрической сети или к резервному дизель-генератору. Время запуска последнего до момента приема нагрузки составляет около 20 с. В течение этого времени ГЦН обычно работают за счет инерции маховых масс.

Одно из основных условий обеспечения безопасности ЯЭУ или АЭС — надежное электропитание собственных нужд, так как возможен аварийный режим полного обесточивания станции. Все потребители АЭС по допустимости перерыва в электропитании по условиям безопасности делятся на четыре группы. К первой группе относятся приводы СУЗ, системы питания контрольно-измерительных приборов и автоматики, аварийное освещение. Потребители этой группы практически не допускают обесточивания. Ко второй группе относятся потребители, требующие обязательного электропитания после срабатывания аварийной защиты реактора. Сюда входят все механизмы, обеспечивающие расхолаживание реактора. Здесь допускается перерыв в электропитании на несколько десятков секунд. Безопасность ЯЭУ обеспечивается потребителями первых двух групп. Для них кроме обычного электроснабжения от сети собственных нужд дополнительно предусматривается система надежного электропитания. К ней относятся: аккумуляторные батареи, дизель-генераторы, являющиеся одним из важнейших элементов системы безопасности ЯЭУ, основные и резервные секции распределительных устройств и щитов, основные и резервные трансформаторы, система автоматического ввода резервного электропитания.

К средствам ограничения масштаба аварии относятся аварийные системы расхолаживания, защитные оболочки с различными системами снижения давления в них, система фильтров для улавливания радиоактивных продуктов деления и т. д. Эти средства предназначены для ограничения масштаба аварии с потерей теплоносителя. Они выполняют следующие функции:

1) остановку реактора – прекращение процесса деления, что резко снижает выделение теплоты в активной зоне; 2) аварийное охлаждение активной зоны для уменьшения выхода радиоактивных веществ из топлива в боксы и другие помещения ЯЭУ или АЭС; 3) сбор и удаление радиоактивных веществ после аварии из помещений АЭС; 4) предотвращение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду, для чего сооружаются герметичная защитная оболочка или герметичные боксы; 5) охлаждение помещений АЭС и объема под защитной оболочкой для предотвращения повышения давления в них выше допустимого предела.

# ТЕМАТИКА ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ И КУРСОВОЙ РАБОТЫ И МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ

## Курсовая работа

В качестве курсовой работы выполняется курсовой проект по теме расчет активной зоны ВВЭР 1000 четырехгрупповым методом, включая вычисление эффективного коэффициента размножения и борного регулирования. Выполняется чертеж схемы элементарной ячейки активной зоны и эквивалентной ячейки. Зоны по вариантам отличаются обогащением топлива и геометрическими размерами.

## Практические занятия

### Тема 1. Физико-нейтронные расчеты реакторов с различными замедлителями

Задача 1. Оценить плотность ядерного вещества.

Решение. Плотность ядерного вещества равна

$$\rho_{\text{я}} = \frac{m_{\text{я}}}{V_{\text{я}}},$$

где  $m_{\text{я}}$  — масса ядра, г;

$V$  – объем ядра,  $\text{см}^3$ . Учитывая, что  $m_{\text{n}} \cong m_{\text{p}} \cong 1,67 \cdot 10^{-24}$  г, получим

$$m_{\text{я}} = m_{\text{n}} \cdot N + m_{\text{p}} \cdot Z \cong 1,67 \cdot 10^{-24}.$$

Объем ядра равен  $\frac{4}{3}\pi R_{\text{я}}^3$  и пропорционален массовому числу ядра:

$$V_{\text{я}} = \frac{4}{3}\pi R_{\text{я}}^3 = \frac{4}{3}\pi (1,2 \cdot 10^{-13})^3 \text{ А} \cong 10^{-38}.$$

Таким образом

$$\rho_{\text{я}} = \frac{1,67 \cdot 10^{-24}}{10^{-38} \text{ А}} = 10^{14} = 100.$$

Задача 2. Ядро  $\text{U}^{235}$ , поглотив нейтрон, разделилось на два осколка и три нейтрона. Сколько энергии выделилось при делении, если осколками после превращения в стабильные изотопы оказались иттрий  ${}_{39}\text{I}^{89}$  и неодим  ${}_{60}\text{Nd}^{144}$ ?

Решение. Находим дефект массы при реакции деления.

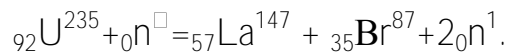
$$\Delta m = M + m_n - (M_1 + M_2 + 3m_n) = 235,11704 + 1,00898 - (88,93712 + 143,95607 + 31,00898) = 0,207$$

Значит:

$$\Delta E = \Delta m \cdot 931 = 0,207 \cdot 931 = 193.$$

Задача 3. Предположим, что при делении урана-235 образовались осколки  ${}_{57}\text{La}^{147}$  и  ${}_{35}\text{Br}^{87}$ , а также выделилось два нейтрона. Определить выделившуюся энергию.

Решение. Реакция деления запишется следующим образом:



Выделение энергии составит

$$\Delta E = \{ [M({}_{92}\text{U}^{235}) + m_n] - [M({}_{57}\text{La}^{147}) + M({}_{35}\text{Br}^{87}) + 2m_n] \} \cdot 931.$$

Подставляя значения масс  $M({}_{57}\text{La}^{147}) = 147,92$ ,

$$M({}_{35}\text{Br}^{87}) = 87,91, M({}_{92}\text{U}^{235}) = 235,11704, m_n = 1,008982$$

в данное уравнение, получим

$$\Delta E = 193.$$

Значение выделившейся энергии может быть найдено и как разность энергии связи урана и продуктов деления:

$$\Delta E = \varepsilon({}_{57}\text{La}^{147}) \cdot 147 + \varepsilon({}_{35}\text{Br}^{87}) \cdot 87 - \varepsilon({}_{92}\text{U}^{235}) \cdot 235.$$

Пользуясь кривой энергии связи на один нуклон, находим

$$\varepsilon(\text{La}) = 8,36 \text{ МэВ}; \quad \varepsilon(\text{Br}) = 8,51 \text{ МэВ}; \quad \varepsilon(\text{U}) = 7,6.$$

Тогда  $\Delta E = 191$ .

Задача 4. Предположим, что при делении  $\text{U}^{235}$  образовались осколки молибдена  ${}_{42}\text{Mo}^{102}$  и олова  ${}_{50}\text{Sn}^{131}$  и три нейтрона. Определить выделившуюся энергию.

Задача 5. Ядро  $\text{U}^{235}$  захватывает тепловой нейтрон. Найти энергию возбуждения ядра  $\text{U}^{236}$ .

Решение. Энергия возбуждения ядра  $U^{236}$  найдется на основании решения следующего уравнения:

$$E_n = [M(U^{235}) + m_n - M(U^{236})] \cdot 931,5,$$

где  $M(U^{235}) = 235,11704$  – масса нейтрального атома  $U^{235}$  по физической шкале;

$M(U^{236}) = 236,11912$  – масса нейтрального атома  $U^{236}$  по физической шкале;

$m_n$  – масса нейтрона по физической шкале, равная 1,008992;

931,15 – энергия, соответствующая 1 атомной единице массы (а. е. м.), которая равна 1/16 массы основного изотопа кислорода  $O^{16}$ .

Подставляя данные значения в уравнение для  $E_n$ , получим

$$E_n = 6,42.$$

## Тема 2. Тепловой расчет гетерогенного реактора при охлаждении однофазным теплоносителем.

Задача 1. Определить энергию возбуждения ядра урана-238 при захвате им теплового нейтрона.

Задача 2. Вычислить энергию связи, приходящуюся на один нуклон в ядра  $Li^6$ ;  $Te^{126}$ ;  $U^{238}$ ;  $O^{16}$ .

Задача 3. Определить реактивность при которой увеличения мощности реактора будут происходить с периодом 30 с и 400 с.

Решение. Установившийся период реактора определяется зависимостью

$$T = \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho};$$

откуда

$$\rho = \frac{\beta}{\lambda T + 1},$$

где  $\beta = 0,007$  – доля выхода запаздывающих нейтронов;

$\lambda = 0,08$  – постоянная распада ядер предшественников запаздывающих нейтронов.

При  $T = 30$  с

$$\rho = \frac{0,007}{0,08 \cdot 30 + 1} = 0,00206.$$

При  $T = 400$  с

$$\rho = \frac{0,007}{0,08 \cdot 400 + 1} = 0,000213.$$

Задача 4. Вычислить дефект массы и энергию связи ядра  $U^{235}$  и энергию связи, приходящуюся на 1 нуклон.

Решение.  $\Delta M = m_n \cdot N + m_p Z - M(A)$ ;

$$\Delta M (U^{235}) = 1,008982 \cdot 143 + 1,008142 \cdot 92 - 235,11704 = 1,917443$$

$$E_{св} = \Delta M \cdot 931 = 1,91743 \cdot 931 = 1780;$$

$$\varepsilon = \frac{E_{св}}{A} = \frac{1780}{235} = 7,58 \text{ МэВ}$$

Задача 5. Чему равна полная и удельная энергия связи изотопа кислорода  ${}^8O^{16}$ .

Решение.  $E_{св} = \Delta M \cdot 931$ ;  $\Delta M = 0,13696$ .

Значит

$$E_{св} = 127 \text{ МэВ}; \quad \varepsilon = \frac{E_{св}}{16} = 7,93.$$

### Тема 3. Реакторы и технологические схемы ЯЭУ

Задача 1. Во сколько раз теплотворная способность  $U^{235}$  больше теплотворной способности: а) условного топлива, для которого  $Q = 29309$  кДж/кг; б) дизельного топлива, у которого  $Q = 41870$  кДж/кг.

Решение. При делении 1 кг урана выделяется тепла  $Q = 0,95 \cdot 10^3$  МВт·сутки/кг. Одному МВт соответствует  $3600 \cdot 10^3$  кДж/ч. Тогда теплотворная способность 1 кг урана будет равна

$$Q = 950 \cdot 3600 \cdot 10^3 \cdot 24 = 82,1 \cdot 10^9.$$

Таким образом, теплотворная способность урана-235 больше теплотворной способности условного топлива в  $2,7 \cdot 10^6$  раз, а дизельного топлива в  $2 \cdot 10^6$  раз.

Задача 2. Построить зависимость изменения величины установившегося периода реактора от реактивности. Диапазон реактивности принять в пределах  $0,006 \div 0,00002$ . Результаты расчета представить в виде графика и таблицы.

Задача 3. Определить время вывода реактора на мощность 80 % с первоначальной мощностью 10 % для случая, когда установившийся период равен 30 с и 400 с.

Решение. Изменение мощности реактора соответствует уравнению:

$$W(t) = W_0 \frac{\beta}{\beta - \rho} \cdot e^{\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t}$$

Заданием установлено, что  $W(t)/W_0 = 8$ .

Прологарифмируем уравнение:

$$\ln 8 = \ln \frac{\beta}{\beta - \rho} + \frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t,$$

откуда

$$t = \frac{\left( \ln 8 - \ln \frac{\beta}{\beta - \rho} \right) (\beta - \rho)}{\lambda \rho} = T \ln \frac{8(\beta - \rho)}{\lambda \rho},$$

здесь  $T = \frac{(\beta - \rho)}{\lambda \rho}$  – установившийся период.

При  $T = 30$  с  $\rho = 0,02$ , тогда

$$t = 30 \cdot 2,3 \cdot 0,758 = 52 \text{ с,}$$

при  $T = 400$  с,  $\rho = 0,00021$ , тогда

$$t = 400 \cdot 2,3 \cdot 0,89 = 816 \text{ с.}$$

Задача 4. Определить время перевода реактора с мощности 50 % на мощность 60 % с реактивностью 0,001 м 0,0001.

Задача 5. Определить время достижения подкритического потока, принимая, что  $\Phi_{\text{под}} = \Phi_{\text{уст}}$  при отрицательных реактивностях  $\delta K = 0,002$  и  $\delta k = 0,1$ .

Решение. Текущее значение потока соответствует зависимости

$$\Phi_{\text{под}} = \Phi_0 = \frac{1 - k_{\text{эф}}^m}{1 - k_{\text{эф}}}.$$

Установившийся подкритический поток равен

$$\Phi_{\text{уст}} = \Phi_0 = \frac{1}{1 - k_{\text{эф}}}.$$

Следовательно, в соответствии с постановленными задачей условиями, будем иметь

$$\Phi_0 = \frac{1 - k_{\text{эф}}^m}{1 - k_{\text{эф}}} = \Phi_0 = \frac{0,95}{1 - k_{\text{эф}}},$$

где  $m$  – число циклов размножения в подкритическом реакторе.

Из последнего равенства получим

$$1 - k_{\text{эф}}^m = 0,95 \text{ или } k_{\text{эф}}^m = 0,05.$$

Значение коэффициента размножения в подкритическом реакторе можно выразить следующим образом

$$k_{\text{эф}} = 1 - \delta k,$$

где  $\delta k$  – нехватка  $K_{\text{эф}}$  до 1 или заданная отрицательная реактивность, следовательно,  $(1 - \delta k)^m = 0,05$ .

После логарифмирования последнего равенства получим

$$m \ln(1 - \delta k) = \ln 0,05 \text{ или } m = \frac{\ln 0,05}{\ln(1 - \delta k)}.$$

При малых  $\delta k$   $\ln(1 - \delta k) = -\delta k$ , тогда



$$m = \frac{\ln 0,05}{-\delta k} = \frac{3}{\delta k}.$$

Время достижения подкритического потока можно выразить как произведение времени жизни одного поколения  $\bar{l}$  на число циклов размножения нейтронов  $m$ , т. е.  $t_{уст} = \bar{l} \cdot m$ .

Таким образом

$$t_{уст} = \frac{3\bar{l}}{\delta k}.$$

Если  $\bar{l} = 0,1$  с, то при  $\delta k = 0,02$

$$t_{уст} = \frac{3 \cdot 0,1}{0,02} = 15 \text{ с},$$

а при  $\delta k = 0,1$

$$t_{уст} = \frac{3 \cdot 0,1}{0,1} = 3 \text{ с}.$$

#### **Тема 4. Теплогидравлический расчет кипящих каналных реакторов.**

Задача 1. Определить время подкритического потока, равного  $\Phi_{под} = 0,9\Phi_{уст}$ , при отрицательных реактивностях 0,01 и 0,15.

Задача 2. Определить установившийся период снижения мощности, если в работающий реактор на мощности была введена отрицательная реактивность, равная  $\rho = -0,001$ . Задачу решить для случая одной группы запаздывающих нейтронов.

Задача 3. Определить установившийся период повышения мощности, если в работающий реактор на мощности была введена положительная реактивность  $\rho$ , равная 0,001. Задачу решить для случая одной группы запаздывающих нейтронов.

Дайте обоснование, почему установившиеся периоды при равенстве абсолютных значений реактивностей оказались в задачах 7 и 8 различными.

Задача 4. Реактор работал на мощности при температуре активной зоны  $250^\circ \text{C}$ . С каким периодом будет происходить увеличение мощности, если

температура активной зоны внезапно снизилась на 25° С для первого случая и на 50° С для второго случая. При решении задачи использовать зависимость реактивности от температуры (рис. 37). Кривую реактивности принять по своему усмотрению.

Задача 5. Какой из температурных эффектов на рис. 37 выгоднее с точки зрения энергоресурса реактора.

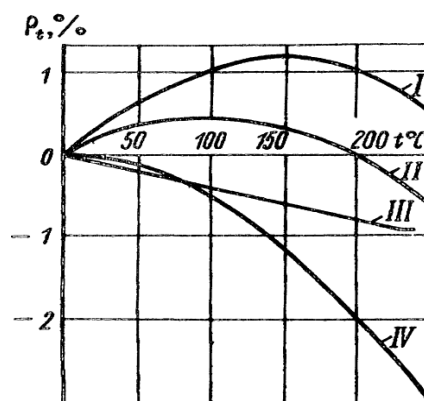


Рис. 37. Характерные зависимости температурного эффекта для различных реакторов.

### Тема 5. Теплогидравлический расчет водо-водяных кипящих реакторов.

Задача 1. Определить расход урана в реакторе, имеющем мощность 100 МВт за кампанию 3000 ч (125 суток).

Решение. В 1 г урана содержится  $2,56 \cdot 10^{21}$  ядер  $U^{235}$ . Для обеспечения мощности в 1 МВт необходимо осуществить следующее количество делений за 1 час:

$$10^3 \cdot 3,2 \cdot 10^3 \cdot 3600 = 1,152 \cdot 10^{20},$$

где  $3 \cdot 10^{13}$  — количество делений, обеспечивающих мощность в 1 кВт. Расход урана при работе реактора на мощности 100 МВт в течение кампании 3000 ч составит

$$G'(U^{235}) = \frac{100 \cdot 300 \cdot 1,152 \cdot 10^{20}}{2,50 \cdot 10^{21}} = 13,5.$$

Действительный расход  $U^{235}$  будет больше, так как при работе реактора имеет место непроизводительный захват нейтронов  $U^{235}$ . Учитывая это, расход урана можно выразить формулой:

$$G'(U^{235}) = G(U^{235}) \frac{\sigma_{a_5}}{\sigma_{f_5}} = 13,5 \frac{698}{590} = 16.$$

Задача 2. Какая скорость деления  $U^{235}$  соответствует мощности 1 кВт?

Задача 3. Определить, сколько актов делений в секунду требуется для получения 50 кВт энергии.

Задача 4. Определить число граммов урана-235, потребляемого в течение одних суток в реакторе с уровнем энергии 50 кВт.

Задача 5. Подсчитать количество урана-235, расходуемого за 1 год, для того чтобы обеспечить выработку  $10^{10}$  Вт электроэнергии. Предположить, что превращение ядерной энергии в электрическую достигается с КПД 25 %.

### **Тема 6. Теплогидравлический расчет высокотемпературных реакторов с шаровыми твэлами.**

Задача 1. Тепловая мощность первого блока Ново-Воронежской атомной электростанции равна 760 МВт. Определить расход урана 235.

Задача 2. Тепловая мощность второго блока Ново-Воронежской атомной электростанции равна 1320 МВт. Определить расход урана 235 за год работы этого блока на полной мощности.

Задача 3. Какой расход  $U^{235}$  в сутки будет на одном блоке электрической станции мощностью 1 МВт, КПД станции принять равным 30 %. В реактор загружены шаровые твэлы.

Задача 4. Какое количество тепла аккумулируют при разогреве от 50 до 230 градусов и отдают при охлаждении металлоконструкции реактора из углеродистой стали и из легированной стали, если масса каждой из них составляет 30 т?

Задача 5. Рассчитать тепловую мощность реактора с шаровыми ТВЭлами, если расход питательной воды 150 т/ч, температура питательной воды 180 градусов, давление свежего пара 3,5 Мпа, температура свежего пара 280 градусов.

### **Тема 7. Расчет органов управления.**

Задача 1. Реактор на тепловых нейтронах работает при мощности 20% от номинальной. Как с помощью стержня управления реактором увеличить мощность с постоянной скоростью 1% до уровня 90%?

Задача 2. В активной зоне реактора в подкритичном состоянии находятся 4 стержня АЗ и два регулирующих стержня в крайнем нижнем положении. При этом КС опущен до уровня 1200 мм. В какой последовательности должен происходить пуск реактора, если через некоторое время после подъёма второго стержня АЗ мощность увеличилась до постоянного уровня в 3 раза?

Задача 3. Реактор на тепловых нейтронах работает на мощности 1500 МВт. Концентрация борной кислоты – 3,5 г/л, доля бора – 0.087 кг воды/гВ, последняя группа РК в положении 200 см. Как нужно изменить концентрацию бора, чтобы РК опустилась в положение 125 см?

Задача 4. При работе реактора на номинальной мощности через 7 ч после пуска сработала АЗ. Стержни пошли вниз, но критическое их положение не было зафиксировано. Определить высоту стержней через 7 ч после срабатывания АЗ при температуре 160 градусов, если в момент пуска высота составляла 1000 мм при температуре 110 градусов и отсутствии ксенона в топливе.

### **Тема 8. Решение задач на управление реактором и радиационную безопасность.**

Задача 1. Реактор на тепловых нейтронах работает на мощности 50% в течение 4 суток, при этом критическая высота погружения стержней по разотравлению реактора – 650 мм. Сколько ещё можно работать на этой мощности, чтобы впоследствии увеличить её до номинальной и работать на ней ещё 10 суток?

Задача 2. Можно ли с помощью АР увеличить мощность в 2 раза скачком или за 25 с, если вес стержня 0,2%, а его текущее положение – среднее?

Задача 3. Два реактора, в одном урановое топливо, а в другом – плутониевое, имеют запас реактивности 18 долларов. Эффективность запаздывающих нейтронов – 1,2. Чему равны эффективные коэффициенты размножения нейтронов в данных реакторах?

Задача 4. Мощность реактора скачком увеличилась с 1% до 1,4%. Чему равна реактивность реактора? С каким периодом удвоения будет продолжаться рост мощности?

Задача 5. По логарифмической шкале указателя мощности за 100 с мощность увеличилась от 0,00001 до 0,001. Вычислить период удвоения мощности в данном случае.

## **ЗАДАНИЯ НА КОНТРОЛЬНЫЕ РАБОТЫ И МЕТОДИЧЕСКИЕ УКАЗАНИЯ К ИХ ВЫПОЛНЕНИЮ**

### **Задания на контрольные работы**

Студенты выполняют по курсу две контрольных работы. При выполнении контрольных работ рекомендуется придерживаться следующих указаний:

1. Переписать полностью текст каждой задачи для своего варианта.
2. При решении каждой задачи необходимо пояснить словами вычисляемую величину, привести соответствующую формулу, найти неизвестную величину (в буквенном выражении), затем подставить в правую часть уравнения числовые значения и найти ответ.
3. Для каждой найденной величины надо указывать размерность (не выполнение этого требования равносильно ошибке).
4. Вычисления нужно производить с микрокалькулятором с точностью 0,1 %. Графики должны быть построены в масштабе, желательно на миллиметровой бумаге.
5. В ответах надо придерживаться терминов и обозначений, принятых в учебниках. Результаты решения должны быть представлены в единицах СИ.
6. Необходимые справочные данные содержатся в рекомендованной литературе [3,5]. Если при решении какая-либо величина берется из другого справочника, надо назвать источник с указанием автора, года издания и страницы.
7. Решения следует писать разборчиво, оставляя поля для замечаний рецензента, страницы нумеровать. На титуле указываются фамилия, инициалы, специальность и шифр.
8. Вариант задания выбирается по последней цифре шифра.
9. По согласованию с преподавателем, ведущим учебные занятия по курсу, в качестве контрольной работы или ее части может быть представлено решение конкретной технической задачи, стоящей перед студентом на производстве. Консультации по разработке и внедрению результатов обеспечивает кафедра.

### **КОНТРОЛЬНАЯ РАБОТА № 1**

Выполнить физико-нейтронный расчет гомогенного ядерного реактора на урановом горючем. Замедлитель нейтронов, высоту  $H$  и радиус  $R$  активной зоны, коэффициент размножения нейтронов  $K_{эф}^0$  принять из табл. 1. В результате расчета определить степень обогащения  $X_5^0$  горючего нуклидом  $^{235}\text{U}$ . Определить также влияние отражателя нейтронов на величины  $K_{эф}$  и  $X_5$ , повторив расчет для

варианта, когда геометрический параметр реактора  $V_r$  определяется с учетом эффективной добавки  $\Delta$ . Построить график влияния отражателя нейтронов на коэффициент размножения нейтронов и сделать выводы о соответствующем изменении степени обогащения урана.

Таблица 4

Вариант	Замедлитель	H, м	R, м	$K_{эф}^0$	a
1	C	3	1,5	1,18	300
2	C	3,2	1,6	1,20	350
3	C	2,5	1,5	1,22	400
4	H <sub>2</sub> O	2,2	1,2	1,24	60
5	H <sub>2</sub> O	2	1	1,26	40
6	Be	3	1,5	1,28	350
7	Be	3,2	1,6	1,30	450
8	C	3,5	1,8	1,32	450
9	D <sub>2</sub> O	4	2	1,34	100
0	D <sub>2</sub> O	3,8	2	1,36	150

### **КОНТРОЛЬНАЯ РАБОТА № 2**

Выполнить тепловой расчет гетерогенного реактора типа ВВЭР, РБМК.

Для реактора ВВЭР.

Мощность блока (электрическую)  $Q_э$ , КПД установки  $\eta_y$ , давление в первом контуре  $p_1$ , недогрев до кипения на выходе из активной зоны  $\Delta T_{нк}$ , повышение температуры теплоносителя в реакторе  $\Delta T_p$ , среднюю скорость теплоносителя в активной зоне  $w_{ср}$ , диаметр ТВЭЛ ( $d_{ТВЭЛ}$ ) принять из табл. 5.

Таблица 5

Вариант	$Q_э$ , МВт	$\eta_y$ , %	$p_1$ , МПа	$\Delta t_{HK}$ , К	$\Delta T_p$ , К	$w_{cp}$ , м/с	$d_{ТВЭЛ}$ , мм
1	440	30	12	15	20	3	9
2	640	31	14	20	30	4	9,2
3	1000	33	16	25	40	5	9,4
4	440	31	14	30	30	4	9,1
5	640	33	16	30	20	5	9,5
6	1000	32	14	20	30	4	9,6
7	440	32	16	25	40	5	9,7
8	640	32	12	15	40	3	9,8
9	1000	31	12	30	25	3	10,0
0	640	33	16	15	25	4	10,1

Для реактора РБМК.

Мощность блока (электрическую)  $Q$ , КПД установки  $\eta_y$ , давление в первом контуре  $p_1$ , температура теплоносителя на выходе из реактора  $T_1$ , температура теплоносителя на входе в реактор  $T_2$ ; скорость теплоносителя в реакторе  $w_{cp}$ , диаметр ТВЭЛ ( $d_{ТВЭЛ}$ ) принять из табл. 6.

Таблица 6

Вариант	$Q$ , МВт	$\eta_y$ , %	$p_1$ , МПа	$T_1$ , К	$T_2$ , К	$w_{cp}$ , м/с	$d_{ТВЭЛ}$ , мм
1	800	29	7	553	543	2	13
2	1000	30	6,5	554	545	2,5	13,2
3	1200	31	7,5	555	543	3,0	12,8
4	1400	32	8	556	543	2,1	12,9
5	1600	29	8,5	557	543	3,0	12,4
6	1400	30	7	558	540	2,8	13,0
7	1200	31	6,5	557	540	2,4	13,1
8	1100	32	7,5	556	543	2,3	13,8
9	1000	32	8	553	538	2,5	12,7
0	800	29	7	549	539	2	13,6

Результаты выполнения контрольной работы № 2 необходимо представить в виде заключения в котором отразить:

1. Основные результаты расчета: тепловую мощность реактора  $Q_T$ , расход теплоносителя (воды первого контура)  $G_{TP}$ , температуру теплоносителя на



входе  $T_{\text{вх}}$  и выходе  $T_{\text{вых}}$  из активной зоны, сечение активной зоны для расхода теплоносителя  $F_T$ , количество тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне  $n_{\text{ТВС}}$ , диаметр  $D_{\text{аз}}$  и высоту  $H_{\text{аз}}$  активной зоны.

2. Сравнение теплотехнических параметров рассчитанного реактора с параметрами реакторов ВВЭР, действующих на АЭС (Приложение 3).

3. Вариант ТВС и его сечение студент выбирает самостоятельно (по прототипу) – Приложения 4, 5. При определении площади сечения, приходящейся на одну ТВС, необходимо учитывать слой замедлителя (воды) снаружи ТВС; толщину этого слоя принять в пределах 12 ... 15 мм. Сечение всей активной зоны принять на 15 % больше суммы сечений ТВС с учетом размещения в активной зоне органов контроля и управления реактором. Высота активной зоны принимается в пределах 80 ... 120 % от ее диаметра.

4. Выполнить эскиз выбранного варианта тепловыделяющей сборки.

5. Температурный режим тепловыделяющего элемента. Изменение по длине и максимальные температуры ТВЭЛ: стенки оболочки со стороны теплоносителя, стенки оболочки со стороны горючего, горючего на оси ТВЭЛ.

6. Значения температуры насыщения, теплоемкости и плотности воды определить из таблиц теплофизических свойств воды и пара по заданному давлению в первом контуре. Толщина оболочки ТВЭЛ – 0,7 мм.

7. Для определения температурного режима ТВЭЛ, его необходимо разбить на 5 – 6 участков и построить графики изменения температур по его длине.

## **Методические указания к выполнению контрольных работ**

### ***КОНТРОЛЬНАЯ РАБОТА № 1***

Исходным уравнением для физико-нейтронного расчета реактора является уравнение, выражающее зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе от размеров и состава активной зоны

$$K_{\text{эф}} = \frac{K_{\infty} \cdot e^{-B^2 \tau}}{1 + B^2 \cdot L^2},$$

где  $K_{\infty}$  – коэффициент размножения нейтронов в среде бесконечных размеров;

$B^2$  – геометрический (материальный) параметр реактора,  $\text{см}^{-2}$ ;

$\tau$  – возраст нейтронов,  $\text{см}^2$ ;

$L^2$  – квадрат длины диффузии нейтронов,  $\text{см}^2$ .

#### Определение геометрического параметра

По заданным размерам активной зоны определяем геометрический (материальный) параметр по формуле:

$$B^2 = \left(\frac{2,4}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2,$$

где  $R$  – радиус активной зоны, см;

$H$  – высота активной зоны, см.

#### Расчет коэффициента размножения нейтронов в среде бесконечных размеров $K_\infty$

Значение  $K_\infty$  определяется из уравнения «четырёх сомножителей»:

$$K = E \cdot \phi \cdot \theta \cdot \eta,$$

где  $E$  – коэффициент размножения на быстрых нейтронах для гомогенного реактора принимается равным 1;

$\phi$  – вероятность избежания резонансного захвата замедляющихся нейтронов ядрами урана – 238 принимается самостоятельно в интервале  $\phi = 0,92 \div 0,94$ ;

$\theta$  – коэффициент использования тепловых нейтронов;

$\eta$  – количество быстрых нейтронов деления, приходящихся на одно поглощение теплового нейтрона.

Для вычисления  $\theta$ , предварительно необходимо определить состав активной зоны по замедлителю и урану.

Количество ядер замедлителя в единице объема находят по формуле:

$$N_3 = \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot \gamma_3}{A_3},$$

где  $6,023 \cdot 10^{23}$  – число Авогадро, 1/моль;

$\gamma_3$  – плотность замедлителя,  $\text{г}/\text{см}^3$ ;

$A_3$  – массовое число замедлителя, г/моль.

Количество ядер урана в единице объема определяется в соответствии с заданной величиной “а” по формуле:

$$N_v = \frac{N_3}{a},$$

где а – количество ядер замедлителя, приходящихся на одно ядро урана.

Уран в топливной композиции состоит из двух изотопов: урана-235 ( $N_5$ ) и урана-238 ( $N_8$ ). Следовательно, количество каждого изотопа будет зависеть от обогащения урана-238 ураном-235 (X).

$$X = \frac{N_5}{N_v} \cdot 100\% ;$$

$$N_5 = \frac{X}{100} \cdot N_v,$$

$$N_8 = N_v - N_5.$$

Коэффициент использования тепловых нейтронов рассчитывается по формуле:

$$\theta = \frac{\Sigma_{av}}{\Sigma_{av} + \Sigma_{a3}} = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_{a3} \cdot N_3}{\sigma_{a5} \cdot N_5 + \sigma_{a8} \cdot N_8}},$$

где  $\sigma_{a3}$  – микроскопическое эффективное сечение поглощения ядер замедлителя;

$\sigma_{a5}$  – микроскопическое эффективное сечение поглощения ядер урана-235;

$\sigma_{a8}$  – микроскопическое эффективное сечение поглощения ядер урана-238;

$\sigma_{a3}$ ,  $\sigma_{a5}$ ,  $\sigma_{a8}$  – принимаются из таблицы (Приложение 1).

Количество быстрых нейтронов деления  $\eta$ , приходящихся на одно поглощение теплового нейтрона ураном, находится по зависимости:

$$\eta = 2,47 \frac{\sigma_{f5}}{\sigma_{a5} + \sigma_{a8} \frac{N_8}{N_5}},$$

где:  $\sigma_{f5}$  – микроскопическое эффективное сечение деления урана-235 принимается из табл. 4.

Определение величины  $\theta$  и  $\eta$  ведется для трех значений обогащения урана X. Поэтому необходимо предварительно задаться этими значениями в пределах от X = 2 % до X= 5 %. Три значения величины в указанном интервале студент принимает самостоятельно (например 2, 3, 5 или 2,5; 3,5; 4,5).

Таким образом, имеющиеся значения величин  $\epsilon$ ,  $\phi$ ,  $\theta$ ,  $\eta$  позволяют рассчитать коэффициент  $K_\infty$  по формуле (4.3) для трех значений обогащений урана.

– Значение возраста нейтронов  $\tau$ , входящее в уравнение (4.1), принимается по замедлителю нейтронов  $\tau = \tau_{\text{зам}}$ .

– Квадрат длины диффузий нейтронов  $L^2$  определяется по формуле:

$$L^2 = L_{\text{зам}}^2 (1 - \theta),$$

где:  $L_{\text{зам}}$  – длина диффузии нейтронов для принятого в расчете замедлителя.

$\theta$  – коэффициент использования тепловых нейтронов.

– Имея значения  $K_{\infty}, B^2$ ,  $\tau$  и  $L^2$  по формуле (4.1) рассчитывается величина эффективного коэффициента размножения нейтронов в активной зоне реактора. Результат этого расчета представляется в виде графика  $K_{\text{эф}} = f(X)$

Пересечение горизонтальной линии, соответствующей величине  $K_{\text{эф}}^0$  (см. табл. 1) с полученной зависимостью  $K_{\text{эф}} = f(X)$  покажет необходимое значение  $X^0$ .

– В заключение следует установить влияние отражателя нейтронов на величину обогащения  $X^0$ . Для этого необходимо рассчитать значение  $K_{\text{эф}}$  при другой величине геометрического параметра  $B^2$ . В этом случае в формуле (1) будет изменяться только величина  $B^2$ , которую необходимо рассчитать с учетом отражателя нейтронов:

$$B^2 = \left( \frac{2,4}{R'} \right)^2 + \left( \frac{\pi}{H'} \right)^2,$$

где  $R' = R + \Delta$ ,  $H' = H + 2\Delta$  – эффективные радиусы и высота активной зоны.

Значение эффективной добавки принимается самостоятельно для принятого замедлителя нейтронов:

- для воды –  $\Delta = 8 - 12$ , см ;
- для тяжелой воды –  $\Delta = 20 - 40$ , см ;
- для графита –  $\Delta = 80 - 120$ , см;
- для бериллия –  $\Delta = 150 - 250$ , см.

Зависимость  $K_{\text{эф}} = f(X)$  для новой величины  $B^2$  пойдет несколько выше прежней. Из кривых будет видно, что наличие отражателя нейтронов снижает величину обогащения для требуемой величины  $K_{\text{эф}}^0$ .

## **КОНТРОЛЬНАЯ РАБОТА № 2**

### **Определение размеров реактора активной зоны реактора**

– Определяется тепловая мощность атомной энергетической установки

$$Q_T = Q_{\text{эл.}} \frac{1}{\eta_y},$$

где:  $\eta_y$  – коэффициент полезного действия атомной энергетической установки, %.

– Оцениваются параметры теплоносителя.

По давлению  $P_1$  из таблицы табл. 5 находится температура кипения теплоносителя  $T_1$ , К.

Принимается температура теплоносителя на выходе из реактора:

$$T_{\text{ВЫХ}} = T_1 - \Delta T_{\text{НК}},$$

Температура теплоносителя на входе в активную зону находится по зависимости:

$$T_{\text{ВЫХ}} = T_{\text{ВЫХ}} - \Delta T_p.$$

По определенной тепловой мощности реактора  $Q_T$  и параметрам теплоносителя определяется расход теплоносителя

$$G_T = \frac{Q_T}{C_p^T (T_{\text{ВЫХ}} - T_{\text{ВХ}})},$$

где  $Q_T$  – тепловая мощность реактора, кВт;

$C_p^T$  – теплоемкость теплоносителя, принимается по его средней температуре.

– Определяется сечение активной зоны для прохода теплоносителя

$$F_T = \frac{C_T^T}{W_{cp} \cdot \gamma_{cp}^T},$$

где:  $\gamma_{cp}^T$ ,  $\text{кг/м}^3$  – плотность теплоносителя (таблица) определяется по его средней температуре.

– Выбор тепловыделяющей сборки (ТВС).

Приводится обоснование варианта ТВС, принятой для расчета. Перед выбором ТВС необходимо предварительно ознакомиться с тепловыделяющими сборками действующих реакторов. Обратит внимание на величину диаметра

тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), количество ТВЭЛ в одной ТВС. Руководствоваться при этом следует имеющимися рекомендациями. В частности диаметр ТВЭЛ для реакторов ВВЭР можно принимать в интервале  $d_{\text{ТВЭЛ}} = (6 \div 10) \cdot 10^{-3}$  м, для реакторов РБМК  $d_{\text{ТВЭЛ}} = (12 \div 15) \cdot 10^{-3}$  м.

Необходимо выполнить в масштабе эскиз и разрез тепловыделяющей сборки и ТВЭЛ с соблюдением подлинных размеров. Вычислить площадь сборки  $f_{\text{сб}}$ . Основным параметром обоснования варианта ТВС должно быть значение для прохода теплоносителя в одной ТВС  $\rightarrow f_{\text{т}}$ . Например, если сечение сборки по внутреннему размеру корпуса ТВС обозначить  $f_{\text{сб}}$ , то сечение для прохода теплоносителя одной сборки найдется по формуле:

$$f_{\text{т}} = f_{\text{сб}} - n_{\text{ТВЭЛ}} \frac{\pi d_{\text{ТВЭЛ}}^2}{4},$$

где:  $n_{\text{ТВЭЛ}}$  – число тепловыделяющих элементов в ТВС;  
 $d_{\text{ТВЭЛ}}$  – наружный диаметр ТВЭЛ.

Число тепловыделяющихборок в активной зоне реактора определяется по формуле:

$$n_{\text{ТВС}} = \frac{F_{\text{т}}}{f_{\text{т}}}.$$

Сечение одной ячейки  $S_{\text{яч}}$ , соответствующей ТВС реактора ВВЭР может быть принято по зависимости:

$$S_{\text{яч}} = f_{\text{сб}} + f_{\text{зам}},$$

где  $f_{\text{зам}}$  – сечение замедлителя (воды), находящегося снаружи тепловыделяющей сборки.

Обозначим длину периметра ТВС тепловыделяющей сборки  $\Pi_{\text{сб}}$ , тогда сечение замедлителя найдется

$$f_{\text{зам}} = \Pi_{\text{сб}} \cdot \sigma_{\text{зам}},$$

где:  $\sigma_{\text{зам}}$  – толщина замедлителя вокруг сборки, м.

Толщина замедлителя для реакторов ВВЭР принимается самостоятельно в интервале:

$$\sigma_{\text{зам}} = (10 \div 15) \cdot 10^{-3}.$$

Площадь сечения активной зоны найдется по зависимости:

$$S_{\text{аз}} = 1,15 \cdot n_{\text{ТВС}} \cdot S_{\text{яч}},$$

где коэффициент 1,15 введен с целью увеличения  $S_{\text{аз}}$  для размещения приборов контроля и регулирующих стержней.

Диаметр активной зоны определяется из равенства:

$$S_{\text{аз}} = \frac{\pi D_{\text{аз}}^2}{4},$$

тогда

$$D_{\text{аз}} = \sqrt{\frac{4 \cdot S_{\text{аз}}}{\pi}}.$$

Высота активной зоны принимается в зависимости от диаметра

$$H_{\text{аз}} = (0,8 \div 1,2) \cdot D_{\text{аз}}.$$

Первая часть контрольной работы считается выполненной, так как определены размеры активной зоны  $D_{\text{аз}}$ ,  $H_{\text{аз}}$ .

### **Расчет температурного режима наиболее теплонапряженного тепловыделяющего элемента**

Энерговыведение в активной зоне реактора соответствует изменению нейтронного потока. Принимаем синусоидальный закон изменения тепловыделения по длине ТВЭЛ

$$q_v = q_v^{\text{max}} \cdot \sin \frac{\pi h}{H'},$$

где  $q_v^{\max}$  – максимальное, удельное тепловыделение, приходящее на единицу объема горючего, кВт/м<sup>3</sup>;

$h$  – текущее значение длины ТВЭЛ, м;

$H'$  – эффективная длина ТВЭЛ, м.

$$H' = H + 2\Delta.$$

Расчетная схема температурного режима ТВЭЛ показана на рис. 38, а.

Расчет температурного режима ТВЭЛ ведется при использовании зависимости

$$q_h = q_h^{\max} \cdot \sin \frac{\pi h}{H'},$$

где  $q_h^{\max}$  – максимальное удельное тепловыделение, приходящееся на единицу

длины ТВЭЛ, кВт/м.

$q_h$  – удельное тепловыделение приходящееся на единицу длины для участка при координате  $h$ , кВт/м.



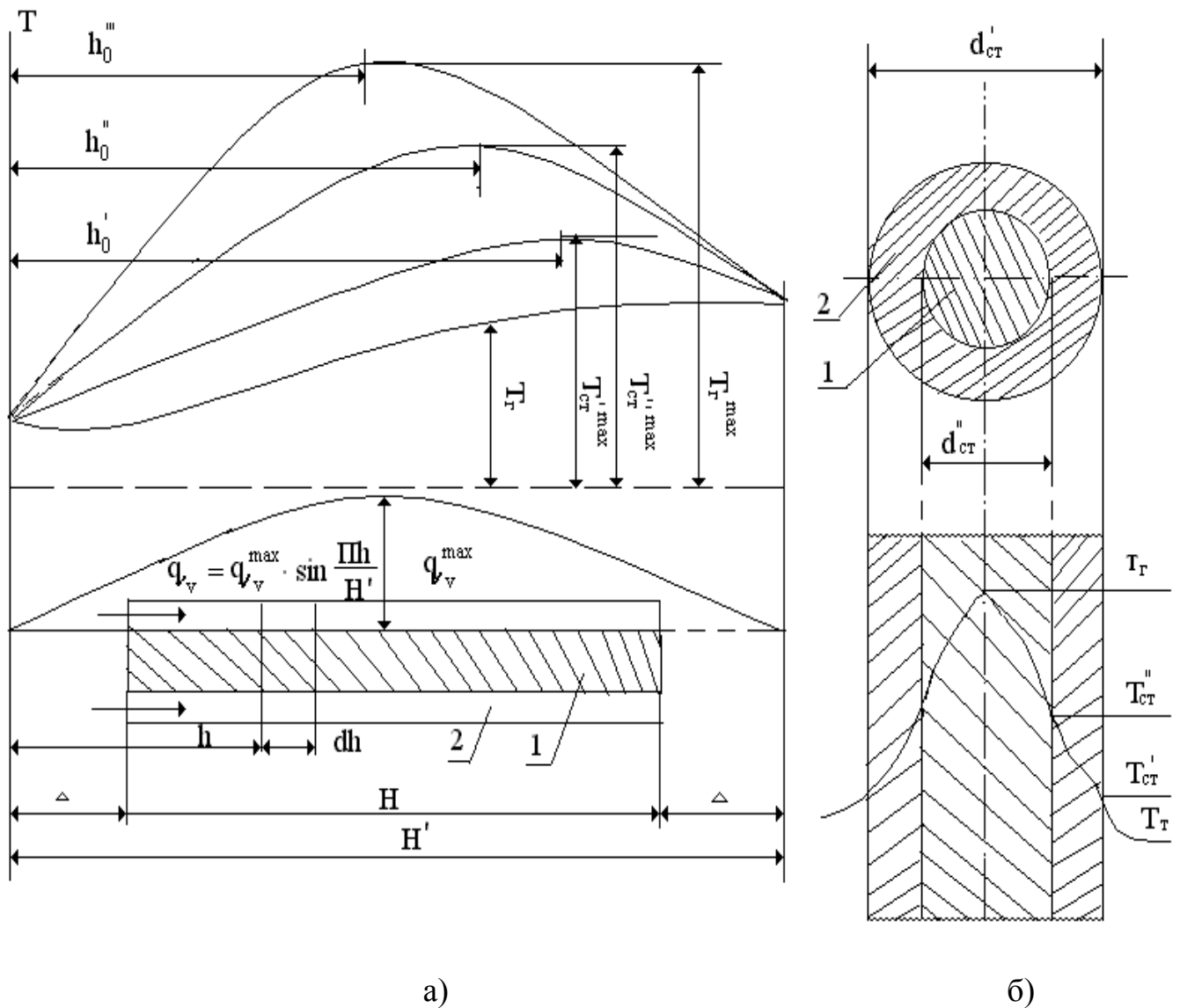


Рис. 38. Расчетная схема температурного режима ТВЭЛ

Максимальный удельный тепловой поток определяется по зависимости.

$$q_h^{max} = q_h^{cp} K_h,$$

где  $K_h$  – коэффициент неравномерности тепловыделения по высоте активной

зоны. При расчете  $K_h$  – принять самостоятельно в интервале  $K_h = 2,2 \div 2,5$

Среднее значение удельного теплового потока, приходящегося на единицу длины ТВЭЛ зависит от мощности реактора и длины ТВЭЛ, определяется по формуле:

$$q_h^{cp} = \frac{Q_T}{H \cdot n_{TBC} \cdot n_{ТВЭЛ}},$$

где  $H$  – высота (длина) ТВЭЛ, м;

$n_{TBC}$  – число тепловыделяющих сборок в активной зоне;

$n_{ТВЭЛ}$  – число ТВЭЛ в сборке.

Использование уравнения позволяет рассчитать изменение температур по длине ТВЭЛ: теплоносителя, оболочки ТВЭЛ со стороны теплоносителя, оболочки ТВЭЛ со стороны горючего и самого горючего по формуле:

$$q_h \cdot dh = g_T \cdot C_{pT} \cdot dt,$$

где  $g_T$  – расход теплоносителя, приходящийся на один ТВЭЛ.

Его значение определяется по зависимости

$$g_T = \frac{G_r}{n_{TBC} \cdot n_{ТВЭЛ}} \cdot K_r,$$

где  $G_r$  – расход теплоносителя на реактор;

$C_p$  – теплоемкость теплоносителя;

$K_r$  – коэффициент неравномерности распределения теплоносителя по радиусу реактора  $K_r \cong 1,45$ .

Определение температуры теплоносителя. Решение уравнения (30) будет

$$dT = \frac{q_h^{\max}}{g_T \cdot C_{pT}} \cdot \sin \frac{\Pi h}{H'} \cdot dh,$$

$$t = \int_{\Delta}^{H^1} \frac{q_h^{\max}}{g_T \cdot C_{pT}} \cdot \sin \frac{\Pi h}{H'} \cdot dh,$$

$$t_T = t_{вх} + A \cdot \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h}{H'} \right),$$

где  $T_T$  – температура теплоносителя по высоте  $h$ , К;

$T_{\text{вх}}$  – температура теплоносителя на входе в реактор, К;

$\Delta$  – эффективная добавка, обусловленная влиянием отражателя нейтронов.

$$A = \frac{q_h^{\text{max}} \cdot H'}{\text{Пг}_T \cdot \text{Ср}^T},$$

где  $A$  – постоянный комплекс величин, характеризующих тепловую нагрузку,

эффективную высоту ТВЭЛ и расход теплоносителя.

Уравнение позволяет определить температуру теплоносителя в любом сечении по длине ТВЭЛ.

Температуру теплоносителя на выходе из тепловыделяющей сборки найдем по уравнению, если вместо  $h$  подставить значение  $H' \cdot \Delta$

$$t_T^{\text{вых}} = t_{\text{вх}} + \frac{2}{\text{П}} \cdot \frac{q_h^{\text{max}} \cdot H'}{\text{С}_T^T \cdot \text{С}_T} \cdot \cos \frac{\text{П}\Delta}{H'} = t_{\text{вх}} + \frac{Q_{\text{ТВЭЛ}}}{\text{С}_T^T \cdot \text{С}_T}.$$

– Определение температуры оболочки ТВЭЛ со стороны теплоносителя.

Температура стенки  $T'_{\text{ст}}$ , со стороны теплоносителя определяется на основании решения уравнения теплоотдачи.

$$2 \cdot \text{П} \cdot r'_{\text{ст}} \cdot \alpha (t'_{\text{ст}} - t_T) = q_h^{\text{max}} \cdot \sin \frac{\text{П}h}{H'} \cdot 2 \cdot \text{П} \cdot r'_{\text{ст}} \cdot \alpha (t_{\text{ст}} - t_T)$$

откуда

$$t'_{\text{ст}} = t_T + B' \sin \frac{\text{П}h}{H'} = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\text{П}\Delta}{H'} - \cos \frac{\text{П}h}{H'} \right) + B' \sin \frac{\text{П}h}{H'},$$

где  $B' = \frac{q_h^{\text{max}}}{2\text{П} \cdot r'_{\text{ст}} \alpha},$

где  $r'_{\text{ст}}$  – наружный периметр ТВЭЛ, м.

$\alpha$  – коэффициент теплоотдачи оболочки ТВЭЛ к теплоносителю, кВт/м<sup>2</sup> К.

Как следует из (4.36) определение величины  $B'$  может быть выполнено, если известен коэффициент теплоотдачи  $\alpha$ . Расчет коэффициента  $\alpha$  делается по известной зависимости конвективного теплообмена. В данном случае имеет место теплоотдача стенки оболочки ТВЭЛ к однофазной среде (воде). При движении теплоносителя внутри труб рекомендуется формула:

$$Nu'_u = 0.021 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.43},$$

где критерий Нуссельта ( $Nu$ ), Рейнольдса ( $Re$ ) и Прандтля ( $Pr$ ) определяются по следующим формулам:

$$Nu = \frac{\alpha d}{\lambda}; \quad Re = \frac{Wd}{\nu}; \quad Pr = \frac{\nu}{\alpha}.$$

Значение коэффициента теплопроводности  $\alpha$ , кинематической вязкости  $\nu$  и температуропроводности  $\alpha$  принимаются из таблиц по средней температуре теплоносителя.

Значения эквивалентного диаметра  $\alpha$ , входящего в критерии  $Nu$  и  $Re$  для тесных решеток и тепловыделяющих сборок можно принимать как величину наружного диаметра тепловыделяющего элемента.

Скорость теплоносителя можно определить по зависимости:

$$W = \frac{G_T n_{ТВЭЛ}}{\gamma_{cp} f_T},$$

где  $G_T$  – массовый расход теплоносителя, приходящийся на один тепловыделяющий элемент, кг/с;

$\gamma_{cp}$  – плотность теплоносителя;

$f_T$  – сечение для прохода теплоносителя одной сборки;

$n_{ТВЭЛ}$  – число ТВЭЛ в сборке.

После расчета критериев определяется коэффициент теплоотдачи

$$\alpha = 0,021 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \cdot \frac{\lambda}{\alpha}.$$

Температура оболочки ТВЭЛ  $T'_{ст}$  меняется по длине. Максимальная температура  $T'_{ст}{}^{max}$  устанавливается на определенной длине  $h'_o$ . Значение этой длины находится методом решения на максимум уравнения (35), полагая  $\frac{dT'_{ст}}{dh} = 0$ . В результате этого решения получим

$$h'_o = \frac{H'}{\Pi} \cdot \text{arcctg} \left( -\frac{A}{B'} \right).$$

Подставляя значение  $h'_o$  в уравнение, будем иметь

$$t'_{\text{ст}}^{\text{max}} = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h'_0}{H'} \right) + B' \sin \frac{\Pi h'_0}{H'}.$$

Данное уравнение является расчетной зависимостью для определения максимальной температуры оболочки ТВЭЛ со стороны теплоносителя.

Значение температуры  $T'_{\text{ст}}^{\text{max}}$  необходимо сравнивать с температурой кипения воды при выбранном давлении в первом контуре:

$$t'_{\text{ст}}^{\text{max}} \geq t'_l + \Delta t_{\text{пк}},$$

где величину  $\Delta t_{\text{пк}} \cong 8$  с называют допустимым перепадом температуры стенки оболочки на пристеночное кипение. При  $\Delta t_{\text{пк}} < 8$  с возможно пристеночное кипение, которое может вызвать рост гидравлического сопротивления канала и снижение расхода, а следовательно, возможен перегрев оболочки ТВЭЛ.

Если же  $t'_{\text{ст}}^{\text{max}} < t'_l$ , то это указывает на то, что мощность реактора может быть больше. Если значение  $t'_{\text{ст}}^{\text{max}}$  не отвечает рекомендации пересчета, режим теплоотдачи производить не следует. Надо ограничиться только оценкой полученной величины.

### **Определение температуры оболочки ТВЭЛ со стороны горючего**

Температура стенки со стороны горючего определяется в соответствии с условиями теплопроводности для цилиндрической стенки

$$q_h = \frac{2\Pi\lambda_{\text{ст}}}{\ln \frac{r'_{\text{ст}}}{r''_{\text{ст}}}} (t_{\text{ст}} - t'_{\text{ст}}),$$

где  $\lambda_{\text{ст}}$  – коэффициент теплопроводности материала оболочки;

$r'_{\text{ст}}, r''_{\text{ст}}$  – наружный и внутренний радиусы оболочки.

Можно получить следующую зависимость для температуры ТВЭЛ со стороны топлива

$$t''_{\text{ст}} = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h}{H'} \right) + (B' + B) \sin \frac{\Pi h}{H'},$$

где

$$B = \frac{q_h^{\text{max}}}{2\Pi\lambda_{\text{ст}}} \cdot \ln \frac{r'_{\text{ст}}}{r''_{\text{ст}}},$$

Максимальная температура оболочки со стороны горючего устанавливается в сечении с координатой  $h''_o$ , которая находится из решения уравнения (4.44) на максимум (полагая  $\frac{dt''_{ст}}{dh} = 0$ ).

$$h''_o = \frac{H'}{\Pi} \cdot \text{arcctg} \left( -\frac{A}{B' + B} \right)$$

Таким образом

$$t''_{ст}^{\max} = t_{вх} + A \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h''_o}{H'} \right) + (B' + B) \sin \frac{\Pi h''_o}{H'}$$

Увеличение температуры стенки ТВЭЛ со стороны горючего по сравнению с ( $t'_{ст}$ ) температурой стенки со стороны теплоносителя для тонких оболочек составляет небольшую величину, однако при больших тепловых потоках и малой теплопроводности материала оболочки эта разность может достигать нескольких десятков градусов.

Значение максимальной температуры оболочки со стороны горючего должно быть ниже допустимой температуры, которая обуславливается термической стойкостью материала оболочки, совместимостью материала оболочки с горючим и другими факторами. Таким образом должно соблюдаться условие:  $t''_{ст}^{\max} < t_{\text{мат}}^{\text{доп}}$ . Значение допустимой температуры материала оболочки приводится в нормативной литературе (например, для стали  $t_{\text{мат}}^{\text{доп}} \cong 600^\circ \text{C}$ ).

### Определение температуры горючего

Расчет температуры горючего (топливного стержня ТВЭЛ) производится при решении уравнения теплопроводности с внутренними источниками теплоты.

Для стержневого ТВЭЛ это уравнение записывается в виде:

$$\frac{\partial^2 t}{\partial Z^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial t}{\partial r} + \frac{\partial^2 t}{\partial Z^2} + \frac{q_v}{\lambda_r} = 0,$$

где  $r$  – текущий радиус стержня;

$q_v$  – объемное удельное тепловыделение,  $\text{кДж/м}^3 \cdot \text{с}$ ;

$\lambda_r$  – коэффициент теплопроводности горючего ( $\nu\text{O}_2$ ),  $\text{кДж/м} \cdot \text{с} \cdot \text{К}$ ;

Пренебрегая теплопроводностью горючего вдоль стержня ( $\frac{\partial t}{\partial r} = 0$ ); в результате решения уравнения, температура горючего по оси стержня при текущей координате  $h$  будет равна:

$$t_r = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h}{H'} \right) + (B' + B + D) \sin \frac{\Pi h}{H'}$$

где

$$D = \frac{q_v^{\text{max}} r_{\text{ст}}^2}{\lambda_{\Gamma}} = \frac{q_h^{\text{max}}}{4 \Pi \lambda_{\Gamma}}$$

Из этого следует, что температура горючего по длине ТВЭЛ является переменной величиной. Для нахождения максимальной температуры горючего  $T_r^{\text{max}}$  необходимо найти координату  $h_0'''$  соответствующей этой температуре.

Полагая  $\frac{dt_r}{dh} = 0$  из (4.49) получим

$$h_0''' = \frac{H'}{\Pi} \operatorname{arccctg} \left( - \frac{A}{B' + B + D} \right).$$

Подставляя  $h_0'''$  в равенство, получим

$$t_r^{\text{max}} = t_{\text{вх}} + A \left( \cos \frac{\Pi \Delta}{H'} - \cos \frac{\Pi h_0'''}{H'} \right) + (B' + B + D) \sin \frac{\Pi h_0'''}{H'}$$

Значение  $T_r^{\text{max}}$  должно быть ниже допустимой температуры для рассматриваемой топливной композиции ( $\nu O_2$ ).

$$t_r^{\text{max}} < t_r^{\text{доп}}$$

Оценка критической тепловой нагрузки.

При охлаждении реактора не кипящей водой, в случае больших тепловых нагрузок, возможно парообразование у стенок ТВЭЛ, которое может перейти в пленочное кипение. Это явление получило название кипения первого рода.

Тепловую нагрузку, при которой происходит переход пузырькового кипения в пленочное, называют критической тепловой нагрузкой первого рода и обозначают  $q_{кр}$ .

Надежный отвод теплоты по этому параметру считается обеспеченным тогда, когда при действительной тепловой нагрузке соблюдается условие

$$\frac{q_{кр}}{q_{max}} \geq 2,$$
$$q_{max} = \frac{q_h^{max}}{\Pi d},$$

где  $d$  – диаметр ТВЭЛ, м.

$q_{кр}$  ( $\text{Вт}/\text{м}^2$ ) – критическая тепловая нагрузка, которую в условиях движения недогретой до температуры кипения воды можно определить по формуле:

$$q_{кр} = 0,65 \cdot 10^6 (\rho w)^{0,2} (1,3 - 4,6 \cdot 10^{-2} p)(1 - X)^{1,2},$$

где:  $q_{кр}$  – критическая тепловая нагрузка,  $\text{Вт}/\text{м}^2$ ;

$\rho w$  – массовая скорость,  $\text{кг}/\text{м}^2 \cdot \text{с}$ ;

$\rho$  – плотность,  $\text{кг}/\text{м}^3$ ;

$p$  – давление, МПа;

$X$  – паросодержание, которое определяется по формуле:

$$X = (0,39 + 0,16p - 2,12 \cdot 10^{-2} p^2 + 0,72 \cdot 10^{-3} p^3) (\rho w \cdot 10^{-3})^{-0,5}.$$



## СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ВЫПОЛНЕНИЮ КОНТРОЛЬНЫХ РАБОТ

### Эффективные сечения урана и плутония

Таблица 1

	$\sigma_a, б$	$\sigma_f, б$	$\sigma_s, б$	$v, \text{нейтр/дел}$
$U^{233}$	581±7	527±4	-	2,51
$U^{235}$	694±8	582±6	10±2	2,47±0,03
$U^{238}$	2,71±0,02	-	11,2±0,8	-
$Pu^{239}$	1026±13	746±8	9,6±0,5	2,9±0,04

### Характеристики замедлителей

Таблица 2

Свойства	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Be	BeO	C
Атомный вес	18	20	9	25	12
Плотность, г/см <sup>3</sup>	1,0	1,1	1,84	2,8	1,6
Число атомов, ат/см <sup>3</sup>	3,35·10 <sup>22</sup>	3,38·10 <sup>22</sup>	1,2·10 <sup>23</sup>	6,75·10 <sup>22</sup>	8,05·10 <sup>22</sup>
Сечение захвата $\sigma_a$ , барн	0,66	0,92·10 <sup>-3</sup>	10·10 <sup>-3</sup>	9,2·10 <sup>-3</sup>	3,2·10 <sup>-3</sup>
Сечение рассеивания, $\sigma_s$ , барн	110	15	7±1	11,1	4,8±0,2
Коэффициент замедления	72	12000	159	180	173
Длина диффузии, м	2,88·10 <sup>-2</sup>	100·10 <sup>-2</sup>	23,6·10 <sup>-2</sup>	30·10 <sup>-2</sup>	50·10 <sup>-2</sup>
Возраст нейтронов, см <sup>2</sup>	30,4	120±5	95±2	105±10	361±3
Макроскопическое сечение захвата $\Sigma_a$ , см <sup>-1</sup>	22·10 <sup>-3</sup>	85·10 <sup>-6</sup>	1,1·10 <sup>-3</sup>	6·10 <sup>-4</sup>	0,37·10 <sup>-3</sup>
Микроскопическое сечение рассеивания $\Sigma_s$ , см <sup>-1</sup>	1,64	0,35	0,74	1,65	0,39

### Характеристики конструкционных материалов

Таблица 3

Характеристика	Al	Zr	Fe	C
Плотность, г/см <sup>3</sup>	2,7	6,5	7,85	1,7
Сечение поглощения $\sigma_a$ , барн	230	180	2530	3,4
Сечение рассеивания, $\sigma_s$ , барн	1,4	8	2,3	4,8
Коэффициент теплопроводности $\lambda$	220	14,5	44,5	130

Окончание табл. 3

Теплоемкость $C_p$ , кДж/кг·К	0,871	0,293	0,48	0,72
Температура плавления, °С	933	2123	1450	3650

Циркониевые сплавы используются в качестве материалов оболочек ТВЭЛов из-за их хороших ядерных, физических и механических характеристик. Были разработаны два циркониевых сплава, мало отличающихся друг от друга: Циркалой – 2 и Циркалой – 4.

Таблица 4

Тип сплава	Массовое содержание, %				
	Zn	Sn	Fe	Gr	Ni
Циркалой-2	98,23	1,5	0,12	0,1	0,05
Циркалой-4	98,2	1,5	0,2	0,1	-

### Теплофизические свойства циркалой-4

Таблица 5

Тем-ра, °С	Пл-ть $\rho$ , кг/м <sup>3</sup>	$\lambda$ , Вт/Вт·К	$C_p$ , кДж/кг·К	Тем-ра фазового перехода, °С	Тем-ра плавления °С
21	6580	14,1	0,293	800-950	1845
93	-	14,5	0,306	-	-
204	-	15,4	0,323	-	-
427	-	17,3	0,356	-	-

### Теплофизические свойства ядерного горючего

Таблица 9

t, °С	$\lambda$ , Вт/м·К			$C_p$ , кДж/кг·К		
	U	UO <sub>2</sub>	UC <sub>2</sub>	U	UO <sub>2</sub>	UC <sub>2</sub>
0	19,2	-	-	113,0	-	-
100	20,3	-	25,1	124,3	-	154,8
200	23,3	8,0	23,5	133,9	280,0	169,9
300	24,2	6,9	22,6	143,9	288,7	173,6
400	25,8	5,8	22,1	154,8	297,1	179,5
500	-	5,1	22,6	164,0	309,6	186,2
600	-	4,2	23,8	188,7	313,8	192,5
700	-	4,3	25,1	152,3	317,2	199,2
1000	-	3,9	-	-	326,3	-

## Основные характеристики реактора типа ВВЭР

Таблица 10

Характеристика	ВВЭР-400	ВВЭР-1000
Мощность, МВт, электрическая	440	1000
Мощность, МВт, тепловая	1375	3000
Диаметр корпуса, Двн, м	3,56	3,91
Толщина корпуса, мм	140	190
Высота корпуса (без крышки), м	11,8	10,8
Диаметр патрубков, мм	500	850
Число петель	6	4
Диаметр активной зоны, м	2,88	3,6
Высота активной зоны, м	2,5	3,5
Средняя энергонапряженность топлива, кВт/кг	33	46,5
Загрузка урана, т	42	80
Давление в I контуре, МПа	12,5	16,23
Расход теплоносителя, т/с	8,29	16,23
Температура теплоносителя на входе, °К	544	563
Температура теплоносителя на выходе, °К	573	595
Размер кассеты под «ключ», мм	144	238
Шаг расположения кассет	147	241
Форма тепловыделяющей сборки	<b>шестигранная</b>	
Диаметр топливной таблетки, мм	7,6	7,6
Размер оболочки ТВЭЛ, мм	9,1	9,1
Материал таблетки	$\nu\text{O}_2$	$\nu\text{O}_2$
Толщина оболочки ТВЭЛ, мм	0,6	0,7
Материал оболочки	<b>циркониевый сплав</b>	
Толщина стенки кассет, мм	1,5	1,5
Число сборок	349	163
Число ТВЭЛ в кассете	126	317
Обогащение урана $X_5$ , %	3,5	3,3
Эффективная добавка, см	8	8
Шаг размещения ТВЭЛов, мм	12,2	12,75
Давление пара 2-го контура, МПа	4,6	6,0
Температура насыщенного пара, °К	529	549

## Основные характеристики реакторов типа РБМК

Таблица 11

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500
1	2	3
Мощность, МВт, электрическая	1000	1500
Мощность, МВт, тепловая	3200	4800
КПД, %	31,3	31,3
Температура теплоносителя на выходе из реактора, К	557	557
Температура теплоносителя на входе в реактор, К	543	543
Расход теплоносителя через активную зону, м <sup>3</sup> /с (м <sup>3</sup> /ч)	10,4 (37500)	8,9 (32000)
Среднее массовое расходное паросодержание на выходе из испарительных каналов, %	14,5	30
Паропроизводительность реактора, кг/с (Т/ч)	1560 (5600)	2450 (8800)
Давление пара в сепараторах, МПа	6,9	6,9
Давление пара перед турбиной, МПа	6,4	6,4
Температура пара перед турбиной, К	553	553
Размеры активной зоны:		
- высота, м	7	7
- эквивалентный диаметр, м	11,8	11,8
Объем активной зоны, м <sup>3</sup>	760	760
Объем активной зоны как сумма активных объемов всех технологических каналов $D_y = 80$ мм и $h = 7000$ мм	66,4	6,5
Число технологических (рабочих) каналов, шт.	1693	1661
Число каналов СУЗ, шт.	179	235
Число ТВС в технологическом канале, шт.	2	2
Число ТВЭЛ в ТВС, шт.	18	18
Диаметр (толщина) оболочки ТВЭЛ в испарительном канале, мм	13,6 (0,9)	13,6 (0,9)
Материал оболочки	<b>циркониевый сплав</b>	
Максимальная мощность технологического испарительного канала, кВт	3000	4500
Коэффициенты неравномерности, тепловыделения:		
- по радиусу реактора	1,2÷1,33	1,4
- по высоте	1,25÷1,35	1,4

Суммарная площадь теплопередающей поверхности, м <sup>2</sup>	9070	8850
Средние удельные тепловые потоки на единицу поверхности ТВЭЛ в испарительном канале, кВт/ м	350	540
Средняя удельная объемная: - мощность активной зоны, мВт/м <sup>3</sup> - загрузка урана, т	48 192	74 189
Среднее обогащение (стационарная загрузка), %	1,8	1,8
Число циркуляционных петель, шт.	2	2
Число ГЦН, шт.	8	8
Число барабан-сеператоров, шт.	4	4
Паропроизводительность барабан-сеператоров	1450	1450

## ВОПРОСЫ К ЭКЗАМЕНУ

Экзамен проходит в устной форме ответа на вопросы билета. Билетов 30, в каждом по три вопроса из списка:

1. Изменение состава топлива в течение кампании
2. Шлаки и яды
3. Влияние стержня на нейтронный поток
4. Эффективный радиус стержня
5. Коэффициенты реактивности
6. Водоурановое отношение
7. Тесная решетка
8. Основные нейтронно-физические особенности ВВЭР
9. Баланс нейтронов в ВВЭР
10. Формула четырех сомножителей
11. Компенсация реактивности
12. Борное регулирование
13. Основные эффекты реактивности, компенсируемые СУЗ
14. Иодная яма
15. Неравномерность выгорания топлива
16. Глубина выгорания топлива
17. Повышение равномерности выгорания топлива
18. Решетка и ячейка
19. Гомогенизация
20. Физические особенности гетерогенного реактора
21. Размножение на быстрых нейтронах
22. Резонансное поглощение
23. Описание столкновения нейтрона с ядром
24. Микроскопическое сечение реакции
25. Макроскопическое сечение реакции
26. Коэффициент размножения в бесконечной среде
27. Диффузия нейтронов
28. Тепловые нейтроны
29. Замедление нейтронов
30. Групповые диффузионные уравнения
31. Выбор количества групп
32. Четырехгрупповой метод
33. Утечка нейтронов
34. Реактор с отражателем
35. Многозонный реактор

36. Сечения взаимодействия в четырехгрупповом методе
37. Тяжеловодные реакторы
38. Легководные реакторы
39. РБМК
40. ВВЭР
41. Реакторы с гелиевым теплоносителем
42. Быстрый натриевый реактор
43. Цели программы реакторов четвертого поколения
44. Топливо на основе микротвэлов
45. Жидкосолевые реакторы
46. ВВЭР-440
47. ВВЭР-1000
48. ВВЭР-1200
49. ВВЭР ТОИ
50. Самозащищенность активной зоны ВВЭР
51. Ядерная безопасность ВВЭР
52. Авария с потерей теплоносителя
53. Авария с потерей электропитания
54. Мощностной ряд АЭС
55. Нейтронно-физические основы управления реактором
56. Двоукись урана
57. Выход продуктов деления
58. Топливная таблетка
59. Циркониевые сплавы
60. Температура топлива
61. Выгорающий поглотитель
62. Гадолиний
63. Свойства выгорающего поглотителя
64. Цель использования выгорающего поглотителя
65. Обогащение и глубина выгорания топлива
66. Обогащение и экономичность ВВЭР
67. МОКС топливо
68. Металлический уран как топливо
69. Охлаждение ПЭЛ СУЗ
70. Скорость действия ПЭЛ СУЗ
71. Технология обогащения
72. Остаточное тепловыделение
73. Геометрическая стабильность ТВС
74. Повышение ураноемкости ТВС

75. Перспективные топливные композиции
76. Активная зона реактора
77. Движение теплоносителя в реакторе
78. Контроль нейтронного потока
79. Контроль температуры
80. Неравномерность энерговыделения в реакторе
81. Аварийный ввод бора
82. Движение кластера ПЭЛ в АЗ
83. Средства отвода остаточного тепловыделения
84. Радиоактивность теплоносителя
85. Борное регулирование и выгорающий поглотитель
86. Теплофизические эффекты при пуске РУ
87. Загрузка топлива в РУ
88. Бассейн выдержки
89. Барьеры безопасности
90. Обращение с отработавшим топливом



Белорусский национальный технический университет

УТВЕРЖДАЮ

Декан энергетического факультета



С.М. Силюк

Регистрационный № УД- ЭР/2-131/р.

**ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ**

Наименование дисциплины

**Учебная программа для специальности:**

1-43 01 08 Паротурбинные установки атомных электрических станций  
(код специальности) (наименование специальности)

Факультет Энергетический  
название факультета

Кафедра Тепловые электрические станции  
название кафедры

Курс (курсы) 4

Семестр (семестры) VII, VIII

Лекции 74  
количество часов

Экзамен VII  
(семестр)

Практические (семинарские)  
занятия 30  
количество часов

Зачет VIII  
(семестр)

Лабораторные  
занятия -  
количество часов

Курсовой проект VIII  
(семестр)

Всего аудиторных часов  
по дисциплине 104  
количество часов

Всего часов  
по дисциплине 200  
количество часов

Форма получения  
высшего образования дневная

Составил: Сорокин В.В., к.т.н.

2013г.

## ОФОРМЛЕНИЕ ЗАПИСИ О ПЕРЕУТВЕРЖДЕНИИ УЧЕБНОЙ ПРОГРАММЫ БЕЗ ИЗМЕНЕНИЙ

Учебная программа рассмотрена и одобрена без изменений на 2015/2016 учебный год кафедрой «Тепловые электрические станции» (протокол №10 от 07.04 2015 г.)

Заведующий кафедрой ,  
д.т.н., профессор


  
\_\_\_\_\_  
(подпись)

Н.Б.Карницкий  
(И.О. Фамилия)

Рассмотрена и рекомендована к утверждению в качестве рабочего варианта на заседании кафедры «Тепловые электрические станции»

16.04.2013г., протокол № 13

Заведующий кафедрой

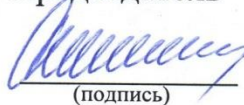
  
\_\_\_\_\_  
(подпись)

Н.Б. Карницкий  
(И.О.Фамилия)

Одобрена и рекомендована Советом энергетического факультета Белорусского национального технического университета

25.04.2013г., протокол № 9

Председатель

  
\_\_\_\_\_  
(подпись)

С.М. Силюк  
(И.О.Фамилия)

## ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

Рабочая программа «Ядерные энергетические реакторы» разработана в соответствии с учебным планом и учебной программой специальности 1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций».

Цель изучения курса – освоение фундаментальных законов и методик расчета ядерных энергетических реакторов (ЯЭР).

Задача освоения курса – дать будущему инженеру теплоэнергетику общие представления о ядерных энергетических реакторах (ЯЭР), рассмотреть основные понятия и определения характеристик и элементов ЯЭР, объяснить основные физические процессы, происходящие в ЯЭР, рассмотреть особенности работы ядерного реактора, а также познакомить с современными тенденциями в развитии ЯЭР.

Связь курса с другими дисциплинами. Для изучения курса необходимы знания, полученные в общенаучных и общеинженерных дисциплинах учебного

плана, а также специальных курсах «Парогенераторы АЭС», «Турбины АЭС», «Вспомогательное оборудование АЭС» и «Кинетика ядерных реакторов». В свою очередь сведения, полученные при изучении дисциплины, используются в курсе «Атомные электрические станции» и при дипломном проектировании.

В результате освоения дисциплины «Ядерные энергетические реакторы» студент должен:

**знать:**

- основные источники научно-технической информации по материалам конструирования современных ядерных энергетических реакторов;
- принцип работы, состав, принципиальную компоновку современного энергетического ядерного реактора и физические особенности различных типов реакторов;
- виды ядерного топлива, используемого для загрузки активных зон реакторов различных типов, особенности топливных загрузок, эффекты реактивности.

**уметь:**

- самостоятельно разбираться в нормативных методиках расчёта энергетических реакторов и применять их для решения поставленной задачи;
- использовать программные комплексы для тепло-гидравлических расчётов энергетических ядерных реакторов;

- осуществлять поиск, анализировать научно-техническую информацию и выбирать оптимальный вариант реактора для ядерного энергоблока;
- выбирать конструкционные материалы для изготовления основных элементов ядерного энергоблока;
- анализировать информацию о новых конструкциях энергетических ядерных энергоблоков и технологиях изготовления активных зон реакторов;

**владеть:**

- навыками дискуссии по профессиональной тематике;
- терминологией в области конструирования современных ядерных энергоблоков;
- навыками поиска информации о методиках расчёта современного ядерного энергоблока;
- информацией о технических параметрах оборудования в целях его использования при конструировании новых ядерных энергоблоков;
- навыками применения полученной информации при проектировании современных ядерных энергоблоков.

**Методы (технологии) обучения**

Основными методами (технологиями) обучения, отвечающими целям изучения дисциплины «Ядерные энергетические реакторы», являются:

- элементы проблемного обучения, реализуемые на лекционных занятиях;
- элементы учебно-исследовательской деятельности, реализуемые при самостоятельной работе;
- дискуссии, реализуемые на практических занятиях и студенческих конференциях;
- проектные технологии, используемые при проектировании ядерных энергетических установок, реализуемые при выполнении курсового проекта.

**Организация самостоятельной работы студентов**

При изучении дисциплины используются следующие формы самостоятельной работы:

- контролируемая самостоятельная работа в виде решения индивидуальных задач в аудиториях во время проведения практических занятий под контролем преподавателя в соответствии с расписанием;
- подготовка курсового проекта по индивидуальным заданиям.

### **Диагностика компетенций студента**

Оценка уровня знаний студента производится по десятибалльной шкале.

Для оценки достижений студента используется следующий диагностический инструментарий:

- устный опрос во время практических занятий;
- проведение текущих контрольных работ по отдельным темам;
- защита выполненных на практических занятиях индивидуальных заданий;
- сдача зачета;
- защита курсового проекта;
- сдача экзамена.

## **СОДЕРЖАНИЕ ДИСЦИПЛИНЫ**

### **ВВЕДЕНИЕ**

Развитие атомной энергетики в Республике Беларусь. Закон «Об использовании атомной энергии» в РБ. Сопоставление ЯЭУ с энергетическими установками на органическом топливе. Основные этапы развития атомной энергетики в мире, перспективы ее развития.

Принципиальная схема и основные компоненты ядерного реактора. Классификация ядерных реакторов. Типы ядерных реакторов в зависимости от основных компонентов активной зоны.

### **Тема 1. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАКТОРОВ ЯЭУ**

Атом и ядро. Принцип эквивалентности массы и энергии. Ядерные силы: взаимодействие между нуклонами; поверхностные силы и кулоновские силы взаимного отталкивания между протонами. Энергия порога деления ядер урана. Зависимость энергии связи на один нуклон от массы ядра, возможность деления тяжелых ядер и синтеза легких ядер. Энергия, выделяющаяся при делении ядра урана. Эффективные сечения ядер. Цепная ядерная реакция. Возможность деления ядер  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ .

Коэффициент размножения нейтронов в системе урана с замедлителем. Влияние замедлителя на вероятность цепной реакции. Уравнение для коэффициента размножения нейтронов в системе бесконечных размеров.

## **Тема 2. ВОДО-ВОДЯНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ**

Общие сведения о водо-водяных реакторах. Достоинства и недостатки воды как замедлителя и теплоносителя.

Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) без кипения воды в активной зоне. Принципиальная компоновочная схема, характеристика отдельных узлов и элементов, теплофизические особенности. Этапы развития реакторов типа ВВЭР, их основные показатели, тенденции развития.

Водо-водяные реакторы с кипением воды в активной зоне (ВК). Достоинства и недостатки реакторов типа ВК. по сравнению с ВВЭР. Принципиальные компоновочные схемы и характеристика отдельных узлов. Состояние и перспективы развития реакторов типа ВК.

## **Тема 3. ГРАФИТОВЫЕ И ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ**

Общая характеристика и разновидности графитовых реакторов. Достоинства и недостатки графитового замедлителя, сочетание его с топливом и теплоносителем.

Графитовые реакторы с водным теплоносителем, этапы их развития и краткая характеристика. Графитовые реакторы большой мощности кипящие (РБМК), их конструктивное оформление и. теплофизические особенности. Основные показатели реакторов РБМК, их достоинства и недостатки по сравнению с ВВЭР. Тенденции развития реакторов типа РБМК.

ГрафитогАЗовые реакторы, этапы их развития. Краткие сведения о магноксидных реакторах на природном уране и усовершенствованных типа АGR. Высокотемпературные графитогАЗовые реакторы (ВТГР), их особенности и основные характеристики. Состояние и перспективы развития ВТГР.

Общая характеристика и разновидности тяжеловодных реакторов. Компоновка и характеристика отдельных узлов и элементов. Основные показатели и перспективы развития тяжеловодных реакторов.

## **Тема 4. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ЖИДКОТОПЛИВНЫЕ РЕАКТОРЫ**

Общая характеристика и теплофизические особенности реакторов на быстрых нейтронах. Возможность расширенного воспроизводства, ядерного топлива. Компоновка и конструктивное оформление основных узлов. Тенденции и перспективы развития реакторов на быстрых нейтронах.

Жидкотопливные реакторы, их особенности, достоинства и недостатки. Многообразие возможных типов жидкотопливных реакторов по сочетанию основных компонентов. Состояние и перспективы развития.

#### **Тема 5. ОСНОВЫ ТЕОРИИ РЕКТОРА**

Нейтронный поток. Количество взаимодействий нейтронов с ядрами вещества активной зоны реактора. Мощность реактора, выраженная через нейтронный поток. Уравнение баланса нейтронов в реакторе. Источник, поглощение и утечки нейтронов. Материальные и геометрические параметры реактора. Эффективный коэффициент размножения нейтронов. Последовательность решения уравнения реактора.

#### **Тема 6. СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ И СРЕДСТВА ПЕРЕГРУЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

Особенности работы ядерного реактора и поддержание критического состояния. Внутрореакторные измерения и измерение средней мощности. Пуск и выключение реактора. Механизмы приводов системы управления и защиты (СУЗ). Принципиальная схема СУЗ.

Выгорание ядерного топлива. Способы и средства перегрузки. Перегрузка на остановленном и на действующем реакторе. Транспортно-технологические операции при выгрузке и загрузке ядерного топлива. Вопросы безопасности при выгрузке отработавшего и хранении свежего ядерного топлива.

#### **Тема 7. ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ И ОРГАНИЗАЦИЯ ТЕПЛОТВОДА**

Источники энерговыделения. Тепловыделение в ТВЭЛах. Тепловыделение в конструкционных материалах, замедлителях и других элементах. Коэффициенты неравномерности. Способы выравнивания энерговыделения. Профилирование расхода теплоносителя. Организация теплоотвода из активной зоны и других элементов активной зоны. Остаточное тепловыделение.

#### **Тема 8. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ ОДНОФАЗНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

Определение основных исходных данных для теплогидравлического расчета: размеров активной зоны, расхода и скорости теплоносителя, удельных, тепловых нагрузок.

Определение, температурного поля по высоте и сечению элементов ячейки с простейшим стержневым ТВЭЛом. Распределение температуры по

сечению топливного сердечника с кольцевым и шаровым ТВЭЛами. Расчет температурного поля по высоте и сечению элементарной ячейки с кольцевым ТВЭЛом при двухстороннем теплоотводе. Определение температурного режима в каналах с холостым: ходом теплоносителя.

Теплогидравлический расчет высокотемпературных газовых реакторов (ВТГР) с шаровыми ТВЭЛами. Определение температурного поля элементарной ячейки ВТГР со стержневыми ТВЭЛами.

### **Тема 9. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ КИПЯЩИХ РЕАКТОРОВ**

Определение основных параметров при охлаждении ТВЭЛов кипящей водой. Отыскание границ между областями с конвективным теплоносителем, поверхностным кипением и областью развитого объемного кипения. Методика теплогидравлического расчета канала реактора типа РБМК.

Особенности теплогидравлического расчета кипящих водо-водяных реакторов. Взаимосвязь энерговыделения с истинным объемным паросодержанием в активной зоне реактора. Методика теплогидравлического расчета реакторов типа ВК.

### **Тема 10. ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ**

Факторы, определяющие потенциальную опасность при эксплуатации ядерных реакторов. Требование к изготовлению и монтажу ядерных реакторов для обеспечения безопасной работы при нормальных режимах эксплуатации. Анализ возможных аварийных ситуаций для различных типов реакторов. Определение максимально-проектной аварии. Противоаварийные средства.

## **ИНФОРМАЦИОННО-МЕТОДИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ**

### **ПРИМЕРНЫЙ ПЕРЕЧЕНЬ ТЕМ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ**

1. Физико-нейтронные расчеты реакторов с различными замедлителями
2. Тепловой расчет гетерогенного реактора при охлаждении однофазным теплоносителем.
3. Реакторы и технологические схемы ЯЭУ
4. Теплогидравлический расчет кипящих канальных реакторов.
5. Теплогидравлический расчет водо-водяных кипящих реакторов.
6. Теплогидравлический расчет высокотемпературных реакторов с шаровыми твэлами.
7. Расчет органов управления.



8. Решение задач на управление реактором и радиационную безопасность.

### **ПРИМЕРНОЕ СОДЕРЖАНИЕ КУРСОВОГО ПРОЕКТА**

В курсовом проекте разрабатывается конструкция ядерного реактора, проводятся теплогидравлический и нейтронно-физический расчеты, расчет изменения изотопного состава, определяется кампания реактора, рассчитываются органы регулирования.

#### **ОСНОВНАЯ ЛИТЕРАТУРА**

1. Дементьев, Б.А. Ядерные энергетические реакторы: Учеб. для вузов/ Б.А. Дементьев – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоиздат, 1990. – 352 с., ил.
2. Ганчев, В.Г. Ядерные энергетические установки: Учеб. пособие для вузов/ В.Г. Ганчев, Л.Л. Калишевский, Р.С. Демешев и др.: Под общ. ред. Н.А. Доллежала. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 629 с., ил.
3. Климов, А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы. Учебник для вузов/ А.Н. Климов, – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 2002. – 464 с., ил.
4. Бартоломей, Г.Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов/ Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В.Д. Байбаков, М. С. Алхутов; Под ред. Г. А. Батя. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512с.
5. Конструирование ядерных реакторов: Учеб. пособие для вузов / И.Я.Емельянов, В.И.Михан, В.И.Солонин; Под общ. ред. акад. Н.А.Доллежала. - М.: Энергоиздат, 1982)
6. Насосы АЭС: Справочное пособие/ П.Н. Пак, А.Я. Белоусов, А.И. Тимшин и др; под общ. ред. П.Н. Пака. – М.: Энергоатомиздат, 1989. - 328 с., ил.
7. Трухний, А.Д. Стационарные паровые турбины – М.: Энергоатомиздат, 1989. - 636 с., ил.

#### **ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ЛИТЕРАТУРА**

8. Кириллов, П.Н., Богословский Г.П. Теплообмен в ядерных энергетических установках. М.: Энергоатомиздат, 2000.
9. Самойлов, А.Г. Тепловыделяющие элементы ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов. - М.: Энергоатомиздат, 1985. - 224 с., ил.

10. Овчинников, Ф. Я., Семенов, В. В. Эксплуатационные режимы водоводяных энергетических реакторов.-3-е изд., перераб. и доп.- М.: Энергоатомиздат, 1988.-358 с.:ил.
11. Афров, А.М. Украинцев ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность/А.М.Афров, С.А.Андрушечко, В.Ф.Украинцев. – М.: Логос, 2006.– 485с.

# УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЕ, СПРАВОЧНЫЕ И НОРМАТИВНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ПО ДИСЦИПЛИНЕ

## 1. Закон об использовании атомной энергии

ЗАКОН РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

от 30 июля 2008 года №426-З

ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

(В редакции Законов Республики Беларусь от 09.11.2009 г. №53-З,  
22.12.2011 г. №326-З)

Принят Палатой представителей 24 июня 2008 года

Одобен Советом Республики 28 июня 2008 года

### ГЛАВА 1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

#### Статья 1. Основные термины и их определения

Для целей настоящего Закона применяются следующие основные термины и их определения:

аварийная готовность – способность оперативно принимать меры, которые эффективно, надежно и своевременно препятствуют или снижают вероятность возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

аварийное реагирование – выполнение мер, направленных на ликвидацию, ограничение или снижение последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

атомная электростанция – ядерная установка для производства электрической и тепловой энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной территории, на которой для осуществления этой цели используются ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых для его функционирования систем, устройств, оборудования и сооружений;

атомная энергия – энергия, высвобождающаяся в ядерных реакциях и при радиоактивном распаде, а также энергия генерируемых ионизирующих излучений;

блок атомной электростанции – часть атомной электростанции, представляющая собой ядерный реактор с генерирующим и иным оборудованием, обеспечивающая функции атомной электростанции в определенном ее проектом объеме;

ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения процесс, во время которого системы и компоненты построенных ядерной установки и (или) пункта хранения приводятся в работоспособное

состояние и оценивается их соответствие проекту указанных объектов;

вывод из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения процесс, направленный на прекращение дальнейшего использования по назначению ядерной установки и (или) пункта хранения, при котором обеспечивается безопасность работников (персонала) эксплуатирующей организации, граждан и окружающей среды;

деятельность по использованию атомной энергии – обоснованная деятельность лиц, связанная с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией, ограничением эксплуатационных характеристик, продлением срока эксплуатации, выводом из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также с обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

объекты использования атомной энергии – ядерная установка, пункт хранения, ядерные материалы, отработавшие ядерные материалы, эксплуатационные радиоактивные отходы;

отработавший ядерный материал – ядерный материал, облученный в активной зоне реактора и окончательно удаленный из нее;

проект на ядерную установку и (или) пункт хранения – проектная и техническая документация, включающая обоснование инвестиций, оценку воздействия на окружающую среду, обоснование безопасности, архитектурный и строительный проекты и иную документацию в соответствии с актами законодательства, в том числе техническими нормативными правовыми актами, необходимую для размещения,

сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

пункт хранения – стационарные объекты и (или) сооружения, предназначенные для хранения ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов;

размещение ядерной установки и (или) пункта хранения – выбор места размещения земельного участка для сооружения ядерной установки и (или) пункта хранения, включая соответствующую оценку и определение критериев, закладываемых в основу проекта на ядерную установку и (или) пункт хранения;

сооружение ядерной установки и (или) пункта хранения изготовление и сборка узлов ядерной установки и (или) пункта хранения, строительство и

возведение сооружений и коммуникаций, установка узлов и оборудования, проведение соответствующих испытаний;

физическая защита – комплекс технических, организационных и иных мер, направленных на сохранность объектов использования атомной энергии и предотвращение несанкционированного доступа к ним;

эксплуатационные радиоактивные отходы – радиоактивные отходы, образующиеся в результате эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

эксплуатирующая организация – организация, осуществляющая собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, сооружению, вводу в эксплуатацию, эксплуатации, ограничению эксплуатационных характеристик, продлению срока эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

ядерная безопасность – состояние защищенности граждан и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения ядерной установки и (или) пункта хранения, обеспеченное достижением надлежащих условий их эксплуатации, а также надлежащим обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

ядерная установка – сооружения и комплексы с ядерным реактором (реакторами), в том числе сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами (сборками);

ядерный материал – материал, содержащий и способный воспроизвести делящиеся материалы (вещества);

ядерный реактор – устройство для осуществления управляемой цепной ядерной реакции.

Статья 2. Правовое регулирование деятельности по использованию атомной энергии

Настоящий Закон регулирует отношения, связанные с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией, ограничением эксплуатационных характеристик, продлением срока эксплуатации и выводом из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также отношения, связанные с обращением с ядерными материалами при эксплуатации ядерной установки и

(или) пункта хранения, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, и иные отношения в области использования атомной энергии.

Отношения, связанные с обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, не урегулированные настоящим Законом, регулируются законодательством о радиационной безопасности и иным законодательством.

Законодательство в области использования атомной энергии основывается на Конституции Республики Беларусь и состоит из настоящего Закона, иных актов законодательства и международных договоров Республики Беларусь.

Статья 3. Принципы осуществления деятельности по использованию атомной энергии

Деятельность по использованию атомной энергии основывается на принципах:

приоритета защиты жизни и здоровья настоящего и будущих поколений граждан, охраны окружающей среды перед всеми иными аспектами деятельности по использованию атомной энергии;

обеспечения превышения выгод для граждан и общества от использования атомной энергии над вредом, который может быть причинен деятельностью по использованию атомной энергии;

обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

возмещения вреда, причиненного вредным воздействием ионизирующего излучения либо деятельностью по использованию атомной энергии;

предоставления полной, достоверной и своевременной информации, связанной с деятельностью по использованию атомной энергии, если эта информация не содержит сведений, составляющих государственные секреты, или не относится к информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено;

запрета на производство ядерного оружия и других ядерных взрывных устройств.

**ГЛАВА 2. ГОСУДАРСТВЕННОЕ УПРАВЛЕНИЕ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. ГОСУДАРСТВЕННОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

Статья 4. Полномочия Президента Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Президент Республики Беларусь в области использования атомной энергии:

определяет основные направления государственной политики;

утверждает государственные целевые программы;

принимает решения о размещении, проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию, продлении срока эксплуатации, ограничении эксплуатационных характеристик и выводе из эксплуатации атомной

электростанции или ее блока;

определяет республиканский орган государственного управления или иную государственную организацию, в ведении которых находится атомная электростанция;

принимает решения по вопросам обеспечения безопасности, защиты населения и охраны окружающей среды при использовании атомной энергии; принимает решения по вопросам предупреждения и ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций при использовании атомной энергии;

вправе определять государственные органы и иные организации, обеспечивающие развитие использования атомной энергии и их компетенцию в этой области;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами.

Статья 5. Полномочия Правительства Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Правительство Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

осуществляет реализацию государственной политики;

координирует деятельность государственных органов и государственных организаций;

организует разработку и обеспечивает выполнение государственных целевых программ;

принимает решения о размещении, проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию, продлении срока эксплуатации, ограничении эксплуатационных характеристик и выводе из эксплуатации ядерной установки (за исключением атомной электростанции или ее блока) и (или) пункта хранения;

определяет республиканский орган государственного управления или иную государственную организацию, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения (за исключением атомной электростанции);

определяет порядок обсуждения вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

обеспечивает возмещение вреда, причиненного вредным воздействием ионизирующего излучения либо деятельностью по использованию атомной энергии, в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства;

определяет условия и порядок обеспечения физической защиты объектов использования атомной энергии;

определяет порядок осуществления государственного надзора за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

принимает меры по обеспечению выполнения международных договоров Республики Беларусь в этой области;

координирует международное сотрудничество Республики Беларусь;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом, иными законами и актами Президента Республики Беларусь.

Статья 6. Республиканские органы государственного управления и иные государственные организации в области использования атомной энергии и их полномочия

Государственное управление в области использования атомной энергии в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства осуществляют Министерство энергетики Республики Беларусь, Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, а также другие республиканские органы государственного управления и иные государственные организации, уполномоченные Президентом Республики Беларусь.

Министерство энергетики Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

участвует в формировании и реализации государственной политики;

обеспечивает проведение единой государственной научно-технической и инвестиционной политики;

осуществляет подготовку предложений об обеспечении деятельности по использованию атомной энергии, в том числе по урегулированию вопросов обеспечения ядерных установок ядерным топливом;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

организует готовность сил и средств органов и подразделений по чрезвычайным ситуациям к действиям при возникновении чрезвычайных



ситуаций при использовании атомной энергии, а также государственный контроль за выполнением мероприятий по их предупреждению;

организует разработку внешнего аварийного плана;

устанавливает требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

организует мероприятия по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами. Другие республиканские органы государственного управления и иные государственные организации, уполномоченные Президентом Республики Беларусь, в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

разрабатывают предложения по формированию и проведению единой государственной научно-технической и инвестиционной политики;

участвуют в проведении государственных экспертиз проектов на ядерную установку и (или) пункт хранения в порядке, установленном законодательством;

участвуют в организации и проведении работ по оценке соответствия оборудования, изделий и технологий для объектов использования атомной энергии;

обеспечивают безопасность и выполнение мероприятий по охране окружающей среды на подведомственных объектах использования атомной энергии;

организуют обсуждение вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

участвуют в деятельности по подготовке специалистов; осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Статья 7. Республиканские органы государственного управления, осуществляющие государственное регулирование деятельности по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, Министерство природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь, Министерство здравоохранения Республики Беларусь, Министерство внутренних дел Республики Беларусь, Комитет государственной безопасности Республики Беларусь (далее государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной

энергии) являются уполномоченными республиканскими органами государственного управления, осуществляющими государственное регулирование деятельности по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии, если иное не установлено Президентом Республики Беларусь.

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь в пределах своей компетенции:

осуществляет государственный надзор в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

организует и осуществляет государственный надзор за обращением с отработавшими ядерными материалами и эксплуатационными радиоактивными отходами;

осуществляет контроль за соблюдением законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

участвует в организации и проведении работ по оценке соответствия оборудования, изделий и технологий для объектов использования атомной энергии;

обеспечивает функционирование единой государственной системы учета и контроля источников ионизирующего излучения и государственной системы учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь;

организует проведение экспертизы безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, а также их проектов, в том числе с привлечением независимых экспертов;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами.

Иные государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в пределах своей компетенции:

осуществляют контроль за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

согласовывают программы ввода в эксплуатацию и вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

участвуют в разработке и реализации внешнего аварийного плана;

согласовывают технические нормативные правовые акты в области использования атомной энергии;

осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в части осуществления своих полномочий,

связанных с государственным регулированием безопасности, проведением контроля и государственного надзора за деятельностью по использованию атомной энергии, являются независимыми от республиканских органов государственного управления и иных государственных организаций, осуществляющих государственное управление в области использования атомной энергии.

Статья 8. Полномочия органов местного управления и самоуправления в области использования атомной энергии

Органы местного управления и самоуправления в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

организуют и принимают участие в обсуждении вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

принимают участие в мероприятиях по обеспечению защиты граждан и охраны окружающей среды от воздействия ионизирующего излучения, превышающего пределы, установленные техническими нормативными правовыми актами в области использования атомной энергии;

осуществляют контроль в пределах соответствующей административно-территориальной единицы за готовностью организаций и граждан к действиям в случае возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

принимают участие в ликвидации, ограничении или снижении последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

информируют граждан через местные средства массовой информации о радиационной обстановке в пределах соответствующей административно-территориальной единицы;

осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Статья 9. Особенности технического нормирования, стандартизации и подтверждения соответствия в области использования атомной энергии

Технические нормативные правовые акты в области использования атомной энергии утверждаются по согласованию с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Оборудование, изделия и технологии для объектов использования атомной энергии подлежат подтверждению соответствия в соответствии с законодательством.

Статья 10. Лицензирование в области использования атомной энергии

Лицензирование в области использования атомной энергии осуществляется в соответствии с актами законодательства о лицензировании.

Статья 11. Разрешения на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии и требования, предъявляемые к работникам (персоналу)

Выполнение определенных видов работ осуществляется работниками (персоналом) эксплуатирующих организаций и организаций, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, при наличии у этих работников (персонала) разрешений на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, выдаваемых уполномоченным государственным органом по регулированию безопасности при использовании атомной энергии. Перечень видов работ, на осуществление которых работникам (персоналу) организаций, указанных в части первой настоящей статьи, необходимо получение разрешений на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, требования, предъявляемые к этим работникам (персоналу), в том числе к образованию, а также порядок получения указанных разрешений определяются Правительством Республики Беларусь.

Перечень медицинских противопоказаний и перечень работ, на которые распространяются данные противопоказания, а также требования к проведению медицинских осмотров и психофизических обследований определяются законодательством.

(В статью 11 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-З)

(см. предыдущую редакцию)

### ГЛАВА 3. ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ, ОТРАБОТАВШИМИ ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ И (ИЛИ) ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Статья 12. Государственный учет и контроль ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и эксплуатационных радиоактивных отходов

Ядерные материалы, отработавшие ядерные материалы подлежат государственному учету и контролю в государственной системе учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь.

Эксплуатационные радиоактивные отходы подлежат государственному учету и контролю в единой государственной системе учета и контроля источников ионизирующего излучения.

Порядок ведения государственной системы учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь, а также единой государственной системы учета и контроля источников ионизирующего излучения определяется Правительством Республики Беларусь.

Статья 13. Перевозка ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов

Перевозка ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов должна осуществляться в соответствии с настоящим Законом и актами законодательства в области перевозки опасных грузов.

При перевозке ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов субъекты перевозки опасных грузов обязаны осуществлять мероприятия по предупреждению инцидентов и аварий и принимать меры по локализации и ликвидации последствий в случае их возникновения, а также мероприятия по защите работников (персонала), граждан, окружающей среды и имущества от последствий возможных аварий при перевозке.

Локализация и ликвидация последствий аварий при перевозке ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов осуществляются силами и средствами субъектов перевозки опасных грузов и специализированных подразделений Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь.

#### ГЛАВА 4. РАЗМЕЩЕНИЕ И СООРУЖЕНИЕ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ И (ИЛИ) ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

Статья 14. Принятие решений о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения Решения о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения принимаются, в том числе по предложению заинтересованных республиканских органов государственного управления и иных государственных организаций, с учетом следующих требований:

наличия потребностей в них для решения социально-экономических задач Республики Беларусь и отдельных ее регионов с учетом возможных последствий размещения указанных объектов;

отсутствия угрозы безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения со стороны расположенных вблизи гражданских или военных объектов;

наличия условий, необходимых для экологически безопасного размещения ядерной установки и (или) пункта хранения, отвечающих

требованиям законодательства об охране окружающей среды и рациональном использовании природных ресурсов, что должно подтверждаться положительными заключениями государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством;

иных требований, установленных законодательством.

Статья 15. Отмена решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения

Решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения должно быть отменено, а их сооружение прекращено в случае выявления факторов, которые влекут снижение уровня безопасности этих объектов, загрязнение окружающей среды или иные неблагоприятные последствия, на основании заключений государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством.

Отмена решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется органом или должностным лицом, принявшими решение о сооружении указанных объектов.

Предложения об отмене решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения вносятся в орган или должностному лицу, принявшим такое решение, республиканскими органами государственного управления, органами местного управления и самоуправления, а также общественными объединениями и иными организациями и гражданами с обоснованием факторов, указанных в части первой настоящей статьи.

Убытки, связанные с отменой решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения, подлежат возмещению за счет организаций, по вине которых своевременно не были выявлены и учтены факторы, указанные в части первой настоящей статьи.

Статья 16. Проект на ядерную установку и (или) пункт хранения

Разработка проекта на ядерную установку и (или) пункт хранения осуществляется в соответствии с требованиями законодательства о строительстве, архитектуре и градостроительстве, законодательства об охране и использовании земель, законодательства о недрах, законодательства о санитарно-эпидемическом благополучии населения, законодательства о защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций, законодательства об охране окружающей среды и рациональном использовании природных ресурсов, в том числе технических нормативных правовых актов.

В проекте на ядерную установку и (или) пункт хранения в обязательном порядке должны быть обоснованы размеры необходимого к предоставлению земельного участка, необходимость установления

ограничений (обременений) прав в использовании земельного участка под проектируемые ядерную установку и (или) пункт хранения с учетом размещения функциональных капитальных строений (зданий, сооружений), других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры и установления санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения.

Проект на ядерную установку и (или) пункт хранения должен предусматривать мероприятия по безопасному выводу их из эксплуатации, мероприятия по безопасному обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами в качестве обязательного этапа любого цикла ядерной технологии.

По проекту на ядерную установку и (или) пункт хранения проводятся предусмотренные законодательством государственные и иные экспертизы, подтверждающие безопасность указанных объектов.

#### Статья 17. Санитарно-защитная зона и зона наблюдения

Для защиты граждан и охраны окружающей среды в районе размещения ядерной установки и (или) пункта хранения в соответствии с настоящим Законом, законодательством о радиационной безопасности и законодательством о санитарно-эпидемиологическом благополучии населения могут устанавливаться санитарно-защитная зона и зона наблюдения.

Санитарно-защитная зона устанавливается в целях уменьшения вредного воздействия ионизирующего

излучения, связанного с деятельностью по использованию атомной энергии, на здоровье граждан.

Зона наблюдения устанавливается в целях обеспечения получения достоверной информации о естественном радиационном фоне и радиоактивном загрязнении атмосферного воздуха, поверхностных и подземных вод вокруг района размещения ядерной установки и (или) пункта хранения.

В санитарно-защитной зоне запрещается размещение капитальных строений (зданий, сооружений), не относящихся к функционированию ядерной установки и (или) пункта хранения, а также других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры, не предусмотренных проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения.

Изменение функционального назначения капитальных строений (зданий, сооружений) и других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры, предусмотренных проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения и расположенных в санитарно-защитной

зоне, допускается по согласованию с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии на основании предложения эксплуатирующей организации.

Необходимость установления санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения, их размеры и границы определяются проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения в соответствии с требованиями безопасности, предусмотренными техническими нормативными правовыми актами, и согласовываются с уполномоченными государственными органами и учреждениями, осуществляющими государственный санитарный надзор.

Размеры санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения вокруг ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливаются с учетом возможных уровней внешнего облучения, а также величины и площадей возможного распространения радиоактивных выбросов в атмосферный воздух и (или) сбросов в поверхностные и подземные воды. Порядок согласования, установления и обозначения границ санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения, а также требования по их охране и использованию определяются Правительством Республики Беларусь.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения уполномоченными государственными органами и учреждениями, осуществляющими государственный санитарный надзор, могут вводиться ограничения хозяйственной деятельности в соответствии с законодательством.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения должны осуществляться радиационный контроль и радиационный мониторинг окружающей среды в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

## ГЛАВА 5. ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ И (ИЛИ) ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

Статья 18. Приемка и ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения Приемка в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется в порядке, установленном законодательством о строительстве, архитектуре и градостроительстве, в том числе техническими нормативными правовыми актами.

Ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется в соответствии с программой ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения, разработанной эксплуатирующей организацией на основании проектов указанных объектов. Программа ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения



согласовывается с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и утверждается органом или должностным лицом, принявшими решения о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

Сроки разработки, согласования и утверждения программы ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливаются техническими нормативными правовыми актами.

Статья 19. Продление срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения

Решение о продлении срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения после истечения предусмотренного их проектом нормативного срока эксплуатации принимается органом или должностным лицом, принявшими решение о сооружении этих объектов.

Предложение о продлении срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения вносится республиканским органом государственного управления или иной государственной организацией, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения, при наличии соответствующих обоснований эксплуатирующих организаций, согласованных в установленном порядке с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Статья 20. Вывод из эксплуатации либо ограничение эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения

Вывод из эксплуатации либо ограничение эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляются в соответствии с требованиями технических нормативных правовых актов в области использования атомной энергии.

Эксплуатирующей организацией за пять лет до истечения установленного проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения нормативного срока эксплуатации разрабатывается программа вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, которая должна содержать меры по демонтажу указанных объектов, обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, а также меры по дальнейшему контролю и государственному надзору за указанными объектами.

Программа вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения согласовывается с государственными органами по регулированию

безопасности при использовании атомной энергии и вносится республиканским органом государственного управления или иной государственной организацией, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения, на утверждение в орган или должностному лицу, принявшим решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

В случае выявления в процессе эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения факторов, которые влекут снижение уровня безопасности этих объектов, загрязнение окружающей среды или иные неблагоприятные последствия, на основании заключений государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством, орган или должностное лицо, принявшие решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения, принимают решение о досрочном выводе из эксплуатации либо решение об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

Предложения о досрочном выводе из эксплуатации либо предложения об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения вносятся государственными органами, органами местного управления и самоуправления, а также общественными объединениями, иными организациями или гражданами в орган или должностному лицу, принявшим решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

Досрочный вывод из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения либо ограничение эксплуатационных характеристик этих объектов осуществляются в соответствии с программой досрочного вывода из эксплуатации, программой ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения, разработанными эксплуатирующей организацией. Указанные программы

должны быть разработаны, согласованы и утверждены в течение одного года с момента принятия решения о досрочном выводе из эксплуатации либо решения об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения в порядке, предусмотренном частью третьей настоящей статьи.

Статья 21. Фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения

Для выполнения работ по выводу из эксплуатации, досрочному выводу из эксплуатации либо ограничению эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения эксплуатирующей

организацией создается фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения.

Порядок формирования фонда вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливается Президентом Республики Беларусь.

Для атомной электростанции или ее блока фонд вывода из эксплуатации формируется за счет средств, полученных от продажи электрической и тепловой энергии и оказания иных услуг, а также за счет иных источников, не противоречащих законодательству.

Фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения используется только для финансирования мер, предусмотренных программами вывода из эксплуатации, досрочного вывода из эксплуатации либо ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

## ГЛАВА 6. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 22. Физическая защита объектов использования атомной энергии

Физическая защита объектов использования атомной энергии осуществляется в целях:

предотвращения несанкционированного проникновения на территорию ядерной установки и (или) пункта хранения, предотвращения несанкционированного доступа к ядерным материалам, отработавшим ядерным материалам и (или) эксплуатационным радиоактивным отходам, их хищения или повреждения;

своевременного выявления, предупреждения и пресечения угроз безопасности объектов использования атомной энергии, в том числе террористического и диверсионного характера;

обнаружения и возврата пропавших или похищенных ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов.

Статья 23. Обеспечение физической защиты объектов использования атомной энергии

Меры по обеспечению физической защиты ядерной установки и (или) пункта хранения должны предусматриваться на всех этапах проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, ограничения эксплуатационных характеристик, продления срока эксплуатации, вывода из эксплуатации, а также при обращении с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными

радиоактивными отходами. Физическая защита объектов использования атомной энергии обеспечивается эксплуатирующими организациями и республиканскими органами государственного управления в пределах их компетенции.

Государственный надзор за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии осуществляется уполномоченными государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в порядке, установленном Правительством Республики Беларусь.

Запрещаются эксплуатация ядерной установки и (или) пункта хранения, а также проведение любых работ по использованию ядерных материалов либо обращению с отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, находящимися в любой форме и на любой стадии обращения, если не приняты необходимые меры по выполнению требований по обеспечению их физической защиты.

Статья 24. Ограничение прав лиц, находящихся на территории ядерной установки и (или) пункта хранения

В целях обеспечения физической защиты объектов использования атомной энергии и безопасности работников (персонала) эксплуатирующих организаций перемещение и действия лиц, в том числе работников (персонала), находящихся на территории расположения ядерной установки и (или) пункта хранения, а также в их санитарно-защитных зонах, могут быть ограничены.

В целях выявления веществ, материалов и изделий, которые могут быть использованы для совершения акта незаконного вмешательства в работу ядерной установки и (или) пункта хранения, с применением специальных средств осуществляются досмотр вещей и (или) транспортных средств, работников (персонала) эксплуатирующих организаций и граждан, посещающих указанные объекты, и другие процедуры контроля. Порядок осуществления досмотра и других процедур контроля определяется в соответствии с законодательством об охранной деятельности.

На территории ядерной установки и (или) пункта хранения и в их санитарно-защитных зонах запрещается проведение массовых мероприятий.

## ГЛАВА 7. АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ И АВАРИЙНОЕ РЕАГИРОВАНИЕ

Статья 25. Организация аварийной готовности и аварийного реагирования

Организация аварийной готовности и аварийного реагирования заключается в разработке мер по обеспечению аварийной готовности и обеспечению аварийного реагирования.

Меры по обеспечению аварийной готовности и аварийного реагирования разрабатываются в соответствии с требованиями актов законодательства и устанавливаются внешними и внутренними аварийными планами.

#### Статья 26. Внешний аварийный план

Внешним аварийным планом определяются зоны аварийного реагирования и действия республиканских органов государственного управления, органов местного управления и самоуправления, государственных и иных организаций и граждан, направленные на защиту жизни и здоровья граждан, охрану окружающей среды и защиту имущества в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, в том числе на ядерной установке и (или) пункте хранения, расположенных за пределами территории Республики Беларусь ближе ста километров от Государственной границы Республики Беларусь.

Разработка внешнего аварийного плана и выполнение мероприятий по его реализации осуществляются государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и органами местного управления и самоуправления. Внешний аварийный план утверждается Правительством Республики Беларусь. Мероприятия внешнего аварийного плана подлежат безусловному выполнению. Эксплуатирующая организация за счет собственных средств и иных источников, не запрещенных законодательством, поддерживает необходимый уровень материально-технического и кадрового обеспечения внешнего аварийного плана.

#### Статья 27. Внутренний аварийный план

Внутренний аварийный план определяет в соответствии с внешним аварийным планом действия эксплуатирующей организации по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии.

Внутренний аварийный план разрабатывается и утверждается эксплуатирующей организацией после согласования с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Внутренний аварийный план должен быть утвержден не менее чем за шесть месяцев до начала запланированного ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения.

Разработка, а также мероприятия по реализации внутреннего аварийного плана финансируются за счет средств эксплуатирующей организации.

Внутренний аварийный план проходит практическую проверку до ввода в эксплуатацию и в течение срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения с периодичностью, установленной государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

#### Статья 28. Условия и порядок разработки аварийных планов

Условия и порядок разработки аварийных планов, меры по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, способы информирования граждан, а также меры по проверке аварийной готовности определяются Правительством Республики Беларусь по предложению государственных органов по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Статья 29. Обязанности эксплуатирующей организации по обеспечению аварийной готовности и аварийного реагирования

Эксплуатирующая организация обязана ознакомить работников (персонал) с аварийными планами и реализовывать образовательную программу обучения в организациях для подготовки работников (персонала) к выполнению обязанностей согласно этим планам.

В случае возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, приведшей к выбросу в окружающую среду радиоактивных веществ сверх установленных пределов, эксплуатирующая организация обязана:

незамедлительно проинформировать об этом граждан, государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии, органы местного управления и самоуправления в районе аварийного реагирования и иные государственные органы;

предпринять действия по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии;

контролировать облучение лиц, участвующих в ликвидации, ограничении или снижении последствий радиационной аварии, а также

принять меры, направленные на недопущение превышения установленных основных пределов доз облучения этих лиц;

обеспечивать непрерывный мониторинг выброса радиоактивных веществ в окружающую среду; обеспечивать оперативной информацией о радиационной обстановке соответствующие государственные органы, иные организации, граждан в зоне наблюдения в соответствии с аварийными планами;

выполнять иные обязанности в соответствии с мероприятиями, предусмотренными внешним и внутренним аварийными планами и настоящим Законом.

При выполнении работ по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, облучение работников (персонала) эксплуатирующей организации выше установленных основных пределов доз облучения может быть допущено (но не выше эффективной дозы потенциально опасного облучения, установленной нормативными правовыми актами) только при невозможности принять другие меры для спасения граждан, предотвращения массового облучения, а также при угрозе значительного радиоактивного загрязнения окружающей среды. Эксплуатирующая организация обязана заранее информировать работников (персонал), принимающих участие в этих работах, о возможном риске облучения выше установленных основных пределов доз облучения и получить на это их письменное согласие.

(В статью 29 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-3)

(см. предыдущую редакцию)

## ГЛАВА 8. ЭКСПЛУАТИРУЮЩИЕ ОРГАНИЗАЦИИ И ОРГАНИЗАЦИИ, ВЫПОЛНЯЮЩИЕ РАБОТЫ И (ИЛИ) ОКАЗЫВАЮЩИЕ УСЛУГИ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 30. Особенности деятельности по использованию атомной энергии, осуществляемой эксплуатирующей организацией

Эксплуатирующая организация и Министерство энергетики Республики Беларусь взаимодействуют по вопросам определения режимов работы атомной электростанции или ее блока и режимов работы генерирующего и другого оборудования, используемого на атомной электростанции.

Любое вмешательство в деятельность по использованию атомной энергии, осуществляемую эксплуатирующей организацией, которое может

повлечь снижение уровня ядерной безопасности, за исключением случаев, предусмотренных законодательными актами и техническими нормативными правовыми актами, не допускается.

Статья 31. Фонд финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения

В целях финансирования научно-исследовательских, опытно-конструкторских и иных работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения эксплуатирующая организация создает фонд финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, который должен быть создан до ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения.

Порядок формирования и использования этого фонда определяется Президентом Республики Беларусь.

Статья 32. Обязанности и ответственность эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения

Эксплуатирующая организация разрабатывает и осуществляет мероприятия по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, создает при необходимости соответствующие службы, осуществляющие контроль за безопасностью, представляет информацию о состоянии безопасности данных объектов в государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в установленные ими сроки. Эксплуатирующая организация обеспечивает:

использование ядерной установки и (или) пункта хранения только для тех целей, для которых они предназначены;

организацию и проведение работ в таком объеме и такого качества, которые отвечают требованиям технических нормативных правовых актов, на всех этапах размещения, проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, ограничения эксплуатационных характеристик, продления срока эксплуатации, вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

разработку и реализацию мер по предотвращению возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии и по снижению ее негативных последствий для работников (персонала), граждан и окружающей среды;



безопасное для работников (персонала) и граждан обращение с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

формирование и целевое использование фонда вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения и фонда финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения;

реализацию прав работников (персонала) на социальные гарантии;

учет индивидуальных доз облучения работников (персонала);

разработку и реализацию мер по защите работников (персонала) и граждан в зоне наблюдения в случае

возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

учет и контроль ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов и других источников ионизирующего излучения;

осуществление физической защиты объектов использования атомной энергии;

разработку и реализацию мер пожарной безопасности на ядерной установке и (или) в пункте хранения;

радиационный контроль и радиационный мониторинг в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;

подбор, подготовку, переподготовку и повышение квалификации работников (персонала), а также поддержание их необходимой численности;

информирование о радиационной обстановке граждан в зоне наблюдения;

выполнение иных обязанностей, установленных законодательством.

Эксплуатирующая организация в соответствии с законодательством несет ответственность за несоблюдение требований по обеспечению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения.

В случае принятия в установленном порядке решений о приостановлении, прекращении действия либо аннулировании специального разрешения (лицензии), дающего право на эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения, республиканский орган государственного управления или иная государственная организация, в ведении которых находятся указанные объекты, принимают меры по обеспечению их безопасности. Если возобновление действия такого специального разрешения (лицензии) невозможно, соответствующий республиканский орган государственного управления или иная

государственная организация, в ведении которых находятся указанные объекты, принимают меры по созданию новой эксплуатирующей организации. (В статью 32 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-3)

(см. предыдущую редакцию)

Статья 33. Организации, выполняющие работы и (или) оказывающие услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Организации, осуществляющие проектные и изыскательные, научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы, конструирование и изготовление оборудования для ядерной установки и (или) пункта хранения, научное сопровождение, выполнение иных работ и (или) оказание иных услуг при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, обеспечивают выполнение работ и (или) оказание услуг в таком объеме и такого качества, которые отвечают требованиям технических нормативных правовых актов, и несут ответственность за качество выполненных работ и (или) оказанных услуг в течение нормативного срока эксплуатации, определенного проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения.

К организациям, указанным в части первой настоящей статьи, выполняющим работы и (или) оказывающим услуги непосредственно на ядерной установке и (или) в пункте хранения либо с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, применяются требования настоящего Закона в отношении эксплуатирующих организаций в части соблюдения ими требований по обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Статья 34. Особенности правового положения работников (персонала) эксплуатирующих организаций

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций относятся к работникам с особым характером труда. Трудовые отношения и трудовая дисциплина работников (персонала) эксплуатирующих организаций регулируются законодательством о труде и требованиями соответствующего дисциплинарного устава, утверждаемого Президентом Республики Беларусь.

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций подлежат обязательному страхованию от несчастных случаев на производстве и профессиональных заболеваний, в том числе обусловленных воздействием ионизирующего излучения, в соответствии с законодательством о страховании.

В отношении работников (персонала) организаций, указанных в части первой статьи 33 настоящего Закона, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги непосредственно на ядерной установке и (или) в пункте хранения либо с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, применяются требования частей первой и второй настоящей статьи, а также статьи 41 настоящего Закона.

Особенности социально-бытового обеспечения отдельных категорий работников (персонала) эксплуатирующих организаций определяются законодательством.

## ГЛАВА 9. ОТВЕТСТВЕННОСТЬ ЗА ВРЕД, ПРИЧИНЕННЫЙ В РЕЗУЛЬТАТЕ РА-

### ДИАЦИОННОЙ АВАРИИ, ВОЗНИКШИЙ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. ОТВЕТСТВЕННОСТЬ ЗА НАРУШЕНИЕ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 35. Возмещение вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Вред, причиненный организациям и гражданам радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, либо ее сочетанием с токсическим, взрывным или иным опасным воздействием, подлежит возмещению эксплуатирующей организацией в соответствии с настоящим Законом и иным законодательством.

Статья 36. Предел ответственности за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, и особенности его возмещения

Для возмещения вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, Президентом Республики Беларусь либо по его поручению Правительством Республики Беларусь устанавливается предел ответственности.

Предел ответственности за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, не может быть меньше минимального размера, установленного международными договорами Республики Беларусь.

Для обеспечения возмещения вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию

атомной энергии, эксплуатирующая организация должна иметь финансовое обеспечение ответственности, источники формирования и размер которого определяются Правительством Республики Беларусь по согласованию с Президентом Республики Беларусь с учетом международных договоров Республики Беларусь.

Статья 37. Возмещение вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде

Эксплуатирующая организация несет ответственность за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде, в соответствии с законодательством.

В случае полного или частичного отказа эксплуатирующей организации удовлетворить претензию о возмещении вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде, иски о возмещении вреда предъявляют государственный орган, осуществляющий государственный контроль в области охраны окружающей среды, в пределах своей компетенции либо прокурор.

Статья 38. Ответственность за нарушение законодательства в области использования атомной энергии

Должностные лица государственных органов, в том числе республиканских органов государственного управления в области использования атомной энергии, государственных органов по регулированию безопасности при использовании атомной энергии, органов местного управления и самоуправления, а также работники (персонал) эксплуатирующих организаций, организаций, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, а также иные лица за нарушение законодательства в области использования атомной энергии несут дисциплинарную, административную, уголовную и (или) иную ответственность.

## ГЛАВА 10. ГАРАНТИИ ПРАВ ГРАЖДАН И ОРГАНИЗАЦИЙ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 39. Права граждан и организаций на получение информации в области использования атомной энергии

Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право в установленном законодательством порядке запрашивать и получать от государственных органов и организаций информацию по безопасности

намечаемых к сооружению, проектируемых, сооружаемых, эксплуатируемых и выводимых из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, за исключением сведений, составляющих государственные секреты, или информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено. Не допускается отнесение к государственным секретам или к информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено, информации о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии. Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право бесплатно получать информацию о радиационной обстановке.

Граждане, подвергшиеся воздействию ионизирующего излучения, имеют право на получение документа о дозе полученного облучения. Порядок получения такого документа и его форма определяются Правительством Республики Беларусь, если иное не установлено законодательными актами.

Статья 40. Права граждан и организаций на участие в формировании политики в области использования атомной энергии  
Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право на участие в обсуждении проектов нормативных правовых актов и государственных целевых программ в области использования атомной энергии.

Общественные объединения и иные организации имеют право предлагать своих представителей для участия в проведении государственных и иных экспертиз ядерной установки и (или) пункта хранения на стадии их размещения, проектирования, сооружения, эксплуатации, вывода из эксплуатации либо ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

Общественные объединения и иные организации вправе проводить независимые экспертизы в случаях и порядке, установленных законодательством.

Статья 41. Права работников (персонала) эксплуатирующих организаций на социальные гарантии

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций имеют право на социальные гарантии за вредное воздействие ионизирующего излучения на их здоровье и за дополнительные факторы риска, которые предоставляются за счет средств эксплуатирующей организации в соответствии с законодательными актами, определяющими виды, размеры и порядок предоставления таких социальных гарантий, а также источники, за счет которых осуществляется их финансирование.

## ГЛАВА 11. МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 42. Международные договоры Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Если международным договором Республики Беларусь установлены иные правила, чем те, которые предусмотрены настоящим Законом, то применяются правила международного договора Республики Беларусь.

Статья 43. Обмен информацией с иностранными государствами, Международным агентством по атомной энергии и иными международными организациями в области использования атомной энергии

Обмен информацией с иностранными государствами, Международным агентством по атомной энергии и иными международными организациями в области использования атомной энергии осуществляется в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

Статья 44. Ввоз и вывоз ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов, работ и услуг в области использования атомной энергии

Ввоз и вывоз ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов, работ и услуг при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, включая их передачу для демонстрации на выставках, проведения совместных работ и в иных целях некоммерческого характера, осуществляются в соответствии с актами Президента Республики Беларусь, международными обязательствами Республики Беларусь о нераспространении ядерного оружия и международными договорами Республики Беларусь в области использования атомной энергии.

Ввоз на территорию Республики Беларусь отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов в целях их хранения или захоронения допускается только для отработавших ядерных материалов и эксплуатационных радиоактивных отходов, которые образовались в Республике Беларусь.

Статья 45. Оповещение иностранных государств о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Оповещение о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, которая привела или может привести к трансграничному распространению

радиоактивных веществ, осуществляется уполномоченными государственными органами в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

Статья 46. Международная помощь в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Предоставление международной помощи в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, в целях ограничения ее последствий и в целях защиты жизни и здоровья граждан, охраны окружающей среды и защиты имущества от вредного воздействия ионизирующего излучения осуществляется в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

## ГЛАВА 12. ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Статья 47. Приведение нормативных правовых актов в соответствие с настоящим Законом Совету Министров Республики Беларусь в течение года:

подготовить и внести в установленном порядке в Палату представителей Национального собрания Республики Беларусь предложения по приведению законодательных актов в соответствие с настоящим Законом;

подготовить и внести в установленном порядке проекты законодательных актов, определяющих виды, размеры и порядок предоставления социальных гарантий за вредное воздействие ионизирующего излучения на здоровье работников (персонала) эксплуатирующих организаций и за дополнительные факторы риска, а также источники, за счет которых осуществляется их финансирование;

привести решения Правительства Республики Беларусь в соответствие с настоящим Законом;

обеспечить приведение республиканскими органами государственного управления, подчиненными Правительству Республики Беларусь, их нормативных правовых актов в соответствие с настоящим Законом;

принять иные меры, необходимые для реализации положений настоящего Закона.

Статья 48. Вступление в силу настоящего Закона

Настоящий Закон вступает в силу через десять дней после его официального опубликования. До приведения актов законодательства в соответствие с настоящим Законом они применяются в той части, в которой не противоречат настоящему Закону, если иное не установлено Конституцией Республики Беларусь.

**2. Указ Президента о строительстве АЭС**

**УКАЗ ПРЕЗИДЕНТА РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ**

2 ноября 2013 г. № 499

О сооружении Белорусской атомной электростанции

В целях повышения экономической и энергетической безопасности Республики Беларусь и с учетом обязательств, предусмотренных международными договорами Республики Беларусь, п о с т а н о в л я ю:

1. Осуществить в 2013–2020 годах сооружение Белорусской атомной электростанции (далее – АЭС) на земельном участке в Островецком районе Гродненской области, расположенном в 1,5 км на северо-восток от дер. Бобровники и южнее дер. Авены, ограниченном на северо-западе автомобильной дорогой дер. Шульники – дер. Авены, на западе – автомобильной дорогой Го́за – АЭС – Островец от автомобильной дороги Р-45, на северо-востоке – автомобильной дорогой Н-6223 (Мисляны – Шульники – Авены – Вале́йкуны), на юге, юго-западе, западе – автомобильной дорогой от автомобильной дороги Н-6223 дер. Рудишки – хут. Бобровники и землями сельскохозяйственного производственного кооператива «Ворняны».

2. Установить, что:



2.1. сооружение АЭС осуществляется на основании проектной документации на ее строительство и с учетом результатов оценки воздействия на окружающую среду, включая документацию об оценке воздействия на окружающую среду, замечаний по этой документации заинтересованных сторон и общественности, итогов консультаций с затрагиваемыми сторонами, отраженных в заключении государственной экологической экспертизы Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды по проектной документации «Белорусская АЭС» от 23 октября 2013 г. № 98 в соответствии со статьей 6 Конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте от 25 февраля 1991 года (далее – Конвенция);

2.2. материалы по отводу земельных участков в постоянное и (или) временное пользование заказчику по сооружению АЭС – государственному учреждению «Дирекция строительства атомной электростанции» либо его правопреемнику (далее – заказчик) оформляются в установленном порядке в процессе выполнения работ по сооружению АЭС;

2.3. сооружение АЭС осуществляется с правом вырубki древесно-кустарниковой растительности. Заготовка древесины на земельных участках, предоставляемых заказчику, и ее реализация производятся в установленном законодательством порядке юридическими лицами, ведущими лесное хозяйство;

2.4. до начала сооружения АЭС производится снятие на занимаемых земельных участках плодородного слоя почвы с использованием его для нужд, связанных со строительством АЭС, и иных нужд по согласованию с Островецким райисполкомом;

2.5. временные здания и сооружения АЭС после их ввода в эксплуатацию могут по решению заказчика передаваться в соответствии с законодательством в безвозмездное пользование закрытому акционерному обществу «Атомстройэкспорт» (Российская Федерация) на период строительства АЭС.

Эксплуатация объектов, указанных в части первой настоящего подпункта, до ввода в эксплуатацию АЭС осуществляется в соответствии с их целевым и функциональным назначением с учетом особенностей, связанных с процессом сооружения АЭС.

3. Освободить:

3.1. заказчика от возмещения потерь сельскохозяйственного и (или) лесохозяйственного производства, вызванных изъятием или временным занятием сельскохозяйственных земель и (или) земель лесного фонда, предоставляемых для сооружения АЭС;

3.2. иностранных граждан и лиц без гражданства, привлекаемых для выполнения работ по сооружению АЭС и ее эксплуатации в течение гарантийного срока в соответствии с генеральным контрактом на сооружение Белорусской АЭС от 18 июля 2012 г. № 77-598/1110700, заключенным между заказчиком и закрытым акционерным обществом «Атомстройэкспорт» (Российская Федерация), от уплаты государственной пошлины за выдачу разрешений на временное проживание в Республике Беларусь.

4. Совету Министров Республики Беларусь принять меры по реализации настоящего Указа.

5. Министерству природных ресурсов и охраны окружающей среды совместно с Министерством иностранных дел и Министерством энергетики в соответствии со статьей 6 Конвенции уведомить по дипломатическим каналам Правительство Австрийской Республики, Правительство Латвийской Республики, Правительство Литовской Республики, Правительство Республики Польша и Правительство Украины о принятых решениях о выборе места размещения и сооружении АЭС.

6. Контроль за выполнением настоящего Указа возложить на Совет Министров Республики Беларусь.

7. Настоящий Указ вступает в силу после его официального опубликования.

Президент  
Республики Беларусь А.Лукашенко

## СОКРАЩЕНИЯ И УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

- АЗ – аварийная защита;
- АПТ – авария с потерей теплоносителя;
- АР – автоматическое регулирование;
- АРК – кассета аварийной защиты, регулирования и компенсации реактивности;
- АСТ – атомная станция теплоснабжения;
- АЭС – атомная электростанция;
- БН – реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением;
- ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор с водой под давлением;
- ВК – водо-водяной энергетический кипящий реактор;
- ВП – выгорающий поглотитель;
- ГЦН – главный циркуляционный насос;
- КАЭС – конденсационная атомная электростанция;
- КМПЦ – контур многократной принудительной циркуляции;
- КР – компенсация реактивности (система, орган);
- КС – компенсирующий стержень;
- МПА – максимальная проектная авария;
- НРБ – нормы радиационной безопасности;
- ОПБ – общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, сооружении и эксплуатации;
- ПГ – парогенератор;
- ПТУ – паротурбинная установка;
- ПД – предел дозы (облучения);
- ПДД – предельно допустимая доза (облучения);
- ПНЖБ – предварительно напряженный железобетон;
- ПЭН – питательный электронасос;
- РМБК – реактор большой мощности канальный (водо-графитовый канальный реактор, охлаждаемый кипящей водой);
- РР – ручное регулирование (система, орган);
- САЗ – система аварийной защиты реактора;
- САОЗ – система аварийного охлаждения активной зоны;
- САОР – система аварийного охлаждения реактора;
- САР – система автоматического регулирования;
- СКР – система компенсации реактивности;
- СП АЭС – санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций;
- СУЗ – система управления и защиты;

ТВС – тепловыделяющая сборка;  
ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;  
ТК – технологический канал;  
ТЭС – тепловая электростанция;  
ТЭУ – теплоэнергетическая установка;  
ЯППУ – ядерная паропроизводящая установка;  
ЯЭУ – ядерная энергетическая установка.

## ГЛОССАРИЙ

Термин	Что означает
Активная зона	Центральная часть реактора, где происходит управляемая цепная реакция деления
Атомный номер Атомное число	Порядковый номер элемента в Периодической системе Д.И. Менделеева
Безопасность ЯЭУ	Способность обеспечить защиту обслуживающего персонала и населения от радиационного воздействия, и защиту окружающей среды от загрязнения радиоактивными веществами в пределах доступных норм как при ее нормальной эксплуатации, так и в аварийных режимах
Беккерель	Единица активности нуклеида в радиоактивном источнике, размерность [распад/с]
Биологический эквивалент рентгена (бэр)	Внесистемная единица эквивалентной дозы $1 \text{ бэр} = 10^{-2} \text{ Зв}$
Вероятность избежать резонансного захвата	Отношение числа быстрых нейтронов, избежавших захвата в резонансной области энергии и достигших тепловой энергии к общему числу быстрых нейтронов
Время удвоения	Время в течение которого в активной зоне реактора образуется такое количество делящегося вещества, например $^{239}\text{Pu}$ , которого достаточно для компенсации выгорания его в исходном ядерном топливе, кроме того, для построения еще одного такого же реактора
Возраст тепловых нейтронов (квадрат длины замедления)	Среднее расстояние по прямой от точки рождения нейтрона до точки, где нейтрон стал тепловым
Грэй	Поглощающая доза излучения равная средней энергии, переданной излучением веществу в некотором элементарном объеме, отнесенной к массе вещества ( $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$ )
Дефект массы	Разность суммарной массы свободных нуклонов, образующих ядро в состоянии покоя и в связанном состоянии
Диффузия нейтронов	Движение нейтронов в среде без изменения их средней кинетической энергии.
Длина миграции нейтрона	Полное среднее расстояние по прямой, на которое смещается нейтрон от момента рождения до момента поглощения

Длина рассеивания нейтрона	Среднее расстояние, проходимое нейтроном между двумя последовательными рассеивающими столкновениями
Доза излучения, доза поглощенная	См. Грэй
Закон радиоактивного распада	Вероятность (равная постоянной радиоактивного распада) того, что любое ядро в образце распадется в течение 1с
Запас реактивности	Максимально возможное значение эффективного коэффициента размножения, которое могло бы быть достигнуто при полностью извлеченных из активной зоны управляющих стержнях и поглотителях
Зашлаковывание реактора	Процесс поглощения нейтронов ядрами продуктов деления ядерного топлива
Зона воспроизводства	Отражатель нейтронов из активной зоны в реакторах на быстрых нейтронах состоящий из используемого ядерного сырья, например, природного урана, тория
Изотоп	Атомы, ядра которых имеют одинаковое число протонов, но разное число нейтронов, а следовательно, одинаковый заряд, но различную массу
Ионизационная камера	Детектор плотности нейтронного потока в реакторе
Ионизирующее излучение	Потоки $\alpha$ – частиц, электронов, позитронов, $\gamma$ – квантов, нейтронов и других частиц, которые при взаимодействии с веществом прямо или косвенно вызывают ионизацию его атомов
Кампания реактора	Величина запаса реактивности для компенсации эффектов, вызывающих потерю реактивности или ее изменение
Кривая энерговыработки	Изменение запаса реактивности в зависимости от времени работы реактора, выраженного в эффективных сутках или энерговыработки.
Кюри (Ки)	Единица активности в радиоактивном источнике равная $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Массовое число	Количество нуклонов (нейтронов и протонов) в ядре

Нейтрино (антинейтрино)	Элементарная электрически нейтральная частица, которая практически не взаимодействует с веществом
Нуклид	Общее название протона и нейтрона
Относительная атомная масса Относительная молекулярная масса	Масса атома элемента или молекулы выраженная в а.е.м. Относительная атомная масса обозначается $A$ , относительная молекулярная масса $M$
Отравление реактора	Процесс поглощения нейтронов ядрами продуктов деления ядерного топлива имеющих очень высокие сечения поглощения нейтронов ( $^{135}\text{Xe}$ , $^{140}\text{Sm}$ )
Отражатель нейтронов	Устройства расположенные вокруг активной зоны, позволяющие уменьшить утечку нейтронов из нее
Плотность потока нейтронов	Количество нейтронов пересекающих за одну секунду площадку, расположенную перпендикулярно направлению скорости нейтронов
Поглотитель нейтронов	Жидкое или твердое вещество сильно поглощающее тепловые нейтроны, например раствор борной кислоты и др.
Продукты деления	Нейтральные атомы, которые образовались в результате деления ядер горючего после торможения.
Радиоактивность	Способность к самопроизвольному (спонтанному) распаду ядер с излучением частиц, имеющих ядерное происхождение ( $\alpha$ – частиц, электронов, $\gamma$ – излучения и т.п.)
Сечение: Микроскопическое эффективное  Макроскопическое эффективное	Вероятность взаимодействия одного нейтрона с одним ядром рассматриваемого изотопа. Размерность $\text{см}^2$ . Вероятность ядерной реакции нейтрона с ядрами, находящимися в единице объема вещества. Размерность $\text{см}^{-1}$ .
Степень обогащения ядерного топлива	Относительное содержание ядер $^{235}\text{U}$ в смеси ядер $^{235}\text{U}$ и $^{238}\text{U}$ .

Температурный коэффициент	Изменение реактивности (коэффициента размножения нейтронов) при изменении температуры на один градус.
Температурный эффект	Изменение реактивности в рассматриваемом интервале изменения температуры.
Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ)	Основной конструктивный элемент активной зоны. В нем непосредственно размещается топливо, происходит выделение основной части тепловой энергии и передача ее теплоносителю.
Тепловыделяющая сборка	Группа ТВЭЛ собранная в единую конструкцию, для обеспечения необходимой жесткости стержневых ТВЭЛ, удобства монтажа, перегрузки, транспортировки и организации направленного потока теплоносителя, охлаждающего ТВЭЛ.
Теплоноситель	Вещество циркулирующее в реакторе, которое служит для отвода тепла выделяющегося в нем.
Формула четырех сомножителей	Формула показывающая зависимость коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде от различных факторов, определяющих развитие цепной реакции деления в размножающих системах, в которых ядерным топливом является уран.
Физический пуск реактора	Достижение реактором критического состояния при загрузке активной зоны штатными ТВС для проведения необходимых экспериментов по проверке нейтронно-физических характеристик активной зоны и органов регулирования СУЗ.
Энергетический пуск реактора	Поэтапное повышение мощности реактора от минимального контролируемого уровня до номинального.
Ядерная авария	Потеря управления цепной реакцией в реакторе, приводящая к потенциально опасному облучению людей и или повреждению ТВЭЛ сверх допустимых пределов.
Ядерная паропроизводящая установка	Реакторная установка предназначенная для получения пара в качестве рабочего тела.



## ЛИТЕРАТУРА

1. Дементьев, Б. А. Ядерные энергетические реакторы: учеб. для вузов/ Б.А. Дементьев – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоиздат, 1990. – 352 с.
2. Теплоэнергетика и теплотехника: Справочная серия: В 4 кн/ Под общ. ред. А.В. Клименко и В.М. Зорина – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Изд-д. дом МЭИ, 2007. Кн. 3: Тепловые и атомные электростанции: Справочник. – 648 с.
3. Ганчев, В. Г. Ядерные энергетические установки: учеб. пособие для вузов/ В. Г. Ганчев и [др.]: под общ. ред. Н. А. Доллежала. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 629 с.
4. Ядерные энергетические установки: учебно-методический комплекс/ сост. Н. Н. Панферов. – СПб.: Изд-во СЗГУ, 2008. – 113с.
5. Практические основы разработки и обоснования технических характеристик и безопасности эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР/ Под общ. ред. М. В. Ковальчука. – М.: НИЦ «Курчатовский ин-т», 2015. – 480 с.
6. Емельянов, И. Я. Конструирование ядерных реакторов: учеб. пособие для вузов / И. Я. Емельянов, В. И. Михан, В. И. Солонин; под общ. ред. акад. Н. А. Доллежала. – М.: Энергоиздат, 1982. – 440 с.
7. Климов, А. Н. Ядерная физика и ядерные реакторы: учебник для вузов/ А. Н. Климов, – 3-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 2002. – 464 с.
8. Бартоломей, Г. Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: учеб. пособие для вузов / Г. Г. Бартоломей и [др.]; под ред. Г. А. Батя. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
9. Кириллов, П. Н. Теплообмен в ядерных энергетических установках / П. Н. Кириллов, Г. П. Богословская. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 458 с.
10. Афров, А. М. ВВЭР 1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность / А. М. Афров, С. А. Андрушечко, В. Ф. Украинцев. – М.: Логос, 2006.– 485 с.
11. Rydin, R. A. Nuclear reactor theory and design / R. A. Rydin. – Third Ed. – PBS series in reactor physics, 2003. – 563 p.
12. Lillington, J. N. The Future of Nuclear Power / J. N. Lillington. – Elsevier, 2004. – 390 p.